

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																	
<p align="center">第4-1表 大気中への放出量評価条件(2/2)</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割合</td> <td>アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%</td> <td>現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス部体積</td> <td>13,100 m³</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備ファン流量</td> <td>9.36×10⁴ m³/時 (60分後起動)</td> <td>ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、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>アンユラス負圧達成時間</td> <td>62分</td> <td>選定した事故シナリオに基づき、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ンユラス空気浄化設備タンクへの作動空気供給操作を想定。</td> </tr> <tr> <td>アンユ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。 (別紙8参照)</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率</td> <td>0~62分：0% 62分～：95%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)</td> </tr> </tbody> </table> <p align="center">第4-2表 大気中への放出放射能評価結果(7日積算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">希ガス</td> <td>Gross値</td> <td>約 6.7×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値</td> <td>約 1.0×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">よう素</td> <td>Gross値</td> <td>約 2.3×10¹⁴ Bq</td> </tr> <tr> <td>I-131等価量 (成人実効線量係数換算)</td> <td>約 7.7×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム</td> <td>Gross値</td> <td>約 3.4×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>上記以外の核種</td> <td>Gross値</td> <td>約 7.6×10¹³ Bq</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割合	アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。	アンユラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。	アンユラス空気浄化設備ファン流量	9.36×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、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)	アンユラス負圧達成時間	62分	選定した事故シナリオに基づき、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ンユラス空気浄化設備タンクへの作動空気供給操作を想定。	アンユ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。 (別紙8参照)	アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~62分：0% 62分～：95%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)	評価項目	評価結果	希ガス	Gross値	約 6.7×10 ¹⁶ Bq	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値	約 1.0×10 ¹⁶ Bq	よう素	Gross値	約 2.3×10 ¹⁴ Bq	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 7.7×10 ¹³ Bq	セシウム	Gross値	約 3.4×10 ¹³ Bq	上記以外の核種	Gross値	約 7.6×10 ¹³ Bq	<p align="center">第4-1表 大気中への放出量評価条件(2/2)</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割合</td> <td>専方式：1 エアロソール粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1</td> <td>原子炉格納容器からの漏えいに関する換算効果を考慮</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい割合</td> <td>アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%</td> <td>現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス部体積</td> <td>7,800 m³</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備ファン流量</td> <td>1.06×10⁴ m³/時 (60分後起動)</td> <td>ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、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>アンユラス負圧達成時間</td> <td>78分</td> <td>選定した事故シナリオに基づき、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、代替非常用発電装置による電源回復操作及びアンユラス空気浄化設備空作動弁代替空気供給等によるアンユラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。</td> </tr> <tr> <td>アンユ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～：89%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率</td> <td>0~78分：0% 78分～：85%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)</td> </tr> </tbody> </table> <p align="center">第4-2表 大気中への放出放射能評価結果(7日積算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">希ガス</td> <td>Gross値</td> <td>約 5.4×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値</td> <td>約 8.7×10¹⁵ Bq</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">よう素</td> <td>Gross値</td> <td>約 2.5×10¹⁴ Bq</td> </tr> <tr> <td>I-131等価量 (成人実効線量係数換算)</td> <td>約 8.2×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム</td> <td>Gross値</td> <td>約 3.4×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>上記以外の核種</td> <td>Gross値</td> <td>約 7.1×10¹³ Bq</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割合	専方式：1 エアロソール粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1	原子炉格納容器からの漏えいに関する換算効果を考慮	原子炉格納容器からの漏えい割合	アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。	アンユラス部体積	7,800 m ³	設計値として設定。	アンユラス空気浄化設備ファン流量	1.06×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、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)	アンユラス負圧達成時間	78分	選定した事故シナリオに基づき、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、代替非常用発電装置による電源回復操作及びアンユラス空気浄化設備空作動弁代替空気供給等によるアンユラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。	アンユ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～：89%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)	アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：85%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)	評価項目	評価結果	希ガス	Gross値	約 5.4×10 ¹⁶ Bq	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値	約 8.7×10 ¹⁵ Bq	よう素	Gross値	約 2.5×10 ¹⁴ Bq	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10 ¹³ Bq	セシウム	Gross値	約 3.4×10 ¹³ Bq	上記以外の核種	Gross値	約 7.1×10 ¹³ Bq	<p>【大飯】個別設計の相違 ・貫通部 DF の相違 ・貫通部 DF の相違以外では、設計の相違による差はあるが、同様の考え方で評価を実施している。</p>
評価条件	使用値	選定理由																																																																																	
原子炉格納容器からの漏えい割合	アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。																																																																																	
アンユラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。																																																																																	
アンユラス空気浄化設備ファン流量	9.36×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、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)																																																																																	
アンユラス負圧達成時間	62分	選定した事故シナリオに基づき、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ンユラス空気浄化設備タンクへの作動空気供給操作を想定。																																																																																	
アンユ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。 (別紙8参照)																																																																																	
アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~62分：0% 62分～：95%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)																																																																																	
評価項目	評価結果																																																																																		
希ガス	Gross値	約 6.7×10 ¹⁶ Bq																																																																																	
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値	約 1.0×10 ¹⁶ Bq																																																																																	
よう素	Gross値	約 2.3×10 ¹⁴ Bq																																																																																	
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 7.7×10 ¹³ Bq																																																																																	
セシウム	Gross値	約 3.4×10 ¹³ Bq																																																																																	
上記以外の核種	Gross値	約 7.6×10 ¹³ Bq																																																																																	
評価条件	使用値	選定理由																																																																																	
原子炉格納容器からの漏えい割合	専方式：1 エアロソール粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1	原子炉格納容器からの漏えいに関する換算効果を考慮																																																																																	
原子炉格納容器からの漏えい割合	アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。																																																																																	
アンユラス部体積	7,800 m ³	設計値として設定。																																																																																	
アンユラス空気浄化設備ファン流量	1.06×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、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)																																																																																	
アンユラス負圧達成時間	78分	選定した事故シナリオに基づき、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、代替非常用発電装置による電源回復操作及びアンユラス空気浄化設備空作動弁代替空気供給等によるアンユラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。																																																																																	
アンユ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～：89%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)																																																																																	
アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：85%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)																																																																																	
評価項目	評価結果																																																																																		
希ガス	Gross値	約 5.4×10 ¹⁶ Bq																																																																																	
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値	約 8.7×10 ¹⁵ Bq																																																																																	
よう素	Gross値	約 2.5×10 ¹⁴ Bq																																																																																	
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10 ¹³ Bq																																																																																	
セシウム	Gross値	約 3.4×10 ¹³ Bq																																																																																	
上記以外の核種	Gross値	約 7.1×10 ¹³ Bq																																																																																	
		<p>【大飯】個別解析結果の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
第4-3表 大気中拡散条件			第4-3表 大気中拡散条件			
項目	使用値	選定理由	評価条件	使用値	選定理由	<p>【大飯】個別設計の相違</p> <p>・設計の相違による差はあるが、同様の考え方で評価を実施している。</p>
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。	大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。	
気象資料	大飯発電所における1年間の気象資料(2010.1~2010.12)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。大飯発電所において観測された1年間の気象資料を使用。(別紙9参照)	気象条件	泊発電所における1年間の気象資料(1997年1月~1997年12月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。泊発電所において観測された1年間の気象資料を使用。(別紙9参照)	
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。	実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。	
放出源及び放出源高さ	排気筒 73m 地上 0m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。	放出源及び放出源高さ	排気筒 73.1m 地上 0m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。	
累積出現頻度	97%	従前の大気拡散の評価と同様に設定。	累積出現頻度	97%	従前の大気拡散の評価と同様に設定。	
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。	建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。	
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。	巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。	
放射性物質濃度の評価点及び着目方位	第4表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。	放射性物質濃度の評価点及び着目方位	第4表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。	
建屋投影面積	2.8×10 ⁴ m ²	原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定。	建屋投影面積	2,700 m ²	原子炉格納容器の側面から上側の最小投影面積として設定。	
形状係数	1/2	規行許認可(附付書類六)の考え方に同じ。	形状係数	1/2	規行許認可(附付書類六)の考え方に同じ。	

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

第4-4表 相対濃度及び相対線量

評価点	3号機			4号機			相対濃度 X/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位		
	①	53 m	6	NNE, N, NNW, NW, WNW, W	130 m	3		
②	54 m	6	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	170 m	2	NE, ENE	地上放出：4.1×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：4.7×10 ⁻¹⁹	
③	100 m	3	ENE, E, ESE	210 m	2	NE, ENE	地上放出：3.1×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.2×10 ⁻⁴	
④	170 m	3	SE, SSE, S	170 m	2	ESE, SE	地上放出：2.3×10 ⁻⁴ 排気筒放出：7.5×10 ⁻⁵	
⑤	130 m	3	SW, WSW, W	53 m	6	W, WNW, NNW, NNW, N, NNE	地上放出：5.3×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.8×10 ⁻⁴	

※ 放出源から評価点までの水平距離

泊発電所3号炉

第4-4表 相対濃度及び相対線量

評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 x/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
③	80m	5	SE, SSE, S, SST, ST	地上放出：約2.2×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約8.9×10 ⁻⁵	地上放出：約2.5×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約3.3×10 ⁻¹⁸
⑥	40m	9	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SST	地上放出：約3.6×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.6×10 ⁻⁴	地上放出：約2.5×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約5.7×10 ⁻¹⁸
⑦	40m	6	N, NNE, NE, ENE, E, ESE	地上放出：約2.5×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.3×10 ⁻⁴	地上放出：約1.7×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約4.6×10 ⁻¹⁸
⑧	30m	8	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	地上放出：約4.4×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.4×10 ⁻⁴	地上放出：約2.6×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約5.0×10 ⁻¹⁸
⑨	60m	5	SW, WSW, W, WNW, NW	地上放出：約3.9×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.7×10 ⁻⁴	地上放出：約2.8×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約3.5×10 ⁻¹⁸
⑩	220m	2	SW, WSW	地上放出：約3.4×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.3×10 ⁻⁴	地上放出：約2.2×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約3.2×10 ⁻¹⁸

※ 放出源から評価点までの水平距離

相違理由

【大飯】個別解析結果の相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉

第4-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様		
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
アンユラス内線源強度分布	アンユラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布	アンユラス内に均一に分布するとして設定。
原子炉格納容器遮蔽厚さ	PCCVドーム部：1.0m PCCV円筒部：1.2m	原子炉格納容器（外部遮蔽）の厚さはドーム部1.1m～1.3m、円筒部1.3mであるが、線量計算では安全側にドーム部1.0m、円筒部1.2mの厚さでモデル化
アンユラス厚さ	アンユラス上部：考慮しない アンユラス下部：0.9m 設計値に施工誤差（5mm）を考慮	建築物の設計値に基づき設定。
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QADコード（QAD-CGGP2R Ver.1.04） スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード（SCATTERING Ver.90m）	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。

第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の7日間積算線源強度

代表エネルギー (MeV/dia)	エネルギー範囲 (MeV/dia)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)	アンユラス内積算線源強度 (MeV)
0.1	E ≤ 0.1	2.2E+23	2.3E+19
0.125	0.1 < E ≤ 0.15	2.1E+22	2.3E+17
0.225	0.15 < E ≤ 0.3	2.4E+23	1.1E+19
0.375	0.3 < E ≤ 0.45	4.1E+23	2.0E+18
0.575	0.45 < E ≤ 0.7	1.9E+24	9.9E+18
0.85	0.7 < E ≤ 1	1.8E+24	7.2E+18
1.25	1 < E ≤ 1.5	6.4E+23	3.4E+18
1.75	1.5 < E ≤ 2	1.0E+23	1.0E+18
2.25	2 < E ≤ 2.5	9.7E+22	3.9E+18
2.75	2.5 < E ≤ 3	7.9E+21	2.5E+17
3.5	3 < E ≤ 4	8.1E+20	2.3E+16
5	4 < E ≤ 6	1.5E+20	4.0E+15
7	6 < E ≤ 8	1.0E+19	2.5E+07
9.5	8 < E	1.0E+12	3.5E+06

泊発電所 3号炉

第4-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様		
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部：0.9 m～1.0 m 円筒部：1.0 m 施工誤差 5 mm を考慮する	外部遮蔽厚さはドーム部 0.9 m～1.0 m、円筒部 1.0 m である。線量計算では、設計値に施工誤差（5 mm）を考慮してモデル化。
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QADコード QAD-CGGP2R Ver.1.04 スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード SCATTERING Ver.90m	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。

第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の7日間積算線源強度

代表エネルギー (MeV/dia)	エネルギー範囲 (MeV/dia)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)
0.1	E ≤ 0.1	1.7×10 ²²
0.125	0.1 < E ≤ 0.15	1.6×10 ²²
0.225	0.15 < E ≤ 0.3	1.9×10 ²²
0.375	0.3 < E ≤ 0.45	3.3×10 ²²
0.575	0.45 < E ≤ 0.7	1.4×10 ²⁴
0.85	0.7 < E ≤ 1	1.9×10 ²⁴
1.25	1 < E ≤ 1.5	5.0×10 ²³
1.75	1.5 < E ≤ 2	1.2×10 ²³
2.25	2 < E ≤ 2.5	7.2×10 ²²
2.75	2.5 < E ≤ 3	5.8×10 ²¹
3.5	3 < E ≤ 4	5.8×10 ²⁰
5	4 < E ≤ 6	1.1×10 ²⁰
7	6 < E ≤ 8	2.6×10 ¹⁸
9.5	8 < E	4.0×10 ¹⁷

相違理由

【大飯】設計の相違
 ・大飯は PCCV のため、アンユラスが外部遮蔽の外にあり、アンユラス部を線源とした直接線及びスカイシャイン線の評価において、アンユラス内線源強度分布を記載している。

【大飯】個別解析結果の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>第4-7表 線量換算係数、呼吸率、地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件</p> <table border="1" data-bbox="293 229 817 603"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10⁻⁸ Sv/Bq</td> <td>ICRP Publication 71に基づく。</td> </tr> <tr> <td>呼吸率 (成人活動時の呼吸率)</td> <td>1.2 m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。</td> </tr> <tr> <td>地表への沈着速度</td> <td>1.2 cm/秒</td> <td>評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551 Vol.2¹⁾より0.3cm/sと設定(別紙10参照)</td> </tr> <tr> <td>マスクによる防護係数</td> <td>50</td> <td>性能上期待できる値を設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	使用値	選定理由	線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。	呼吸率 (成人活動時の呼吸率)	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。	地表への沈着速度	1.2 cm/秒	評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551 Vol.2 ¹⁾ より0.3cm/sと設定(別紙10参照)	マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。	<p>第4-7表 線量換算係数、呼吸率、地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件</p> <table border="1" data-bbox="1205 229 1803 571"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10⁻⁸ Sv/Bq</td> <td>ICRP Publication 71に基づく。</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2 m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。</td> </tr> <tr> <td>地表への沈着速度</td> <td>1.2 cm/秒</td> <td>湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より0.3cm/秒と設定 (別紙10参照)</td> </tr> <tr> <td>マスクによる防護係数</td> <td>50</td> <td>性能上期待できる値を設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	使用値	選定理由	線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。	呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。	地表への沈着速度	1.2 cm/秒	湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より0.3cm/秒と設定 (別紙10参照)	マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。	
項目	使用値	選定理由																														
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。																														
呼吸率 (成人活動時の呼吸率)	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。																														
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551 Vol.2 ¹⁾ より0.3cm/sと設定(別紙10参照)																														
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。																														
項目	使用値	選定理由																														
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。																														
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。																														
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より0.3cm/秒と設定 (別紙10参照)																														
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。																														

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

第7-1表 評価結果

作業項目	詳細作業	作業開始時間 (事象発生から)	作業時間	作業員が受ける積算線量 (mSv) (マスク着用) *1			線量評価 評価点		
				合計線量	クラウドシヤイン 内部 被ばく	外部 シヤイン 被ばく		グラウンド シヤイン	直接スカイ シヤイン
送水車による注水	要員移動・車両配置	3時間	20分	約13.9	約0.1	約0.2	約13.0	①	
	送水車通り配置・敷設作業	3時間20分	60分	約4.1	約0.2	約0.2	約2.8	③	
	可搬型ホース敷設	4時間20分	65分	約3.3	約0.1	約0.2	約2.3	④	
		5時間25分	40分	約24.9	約0.2	約0.2	約23.6	⑤	
		6時間5分	15分	約9.1	約0.1	約0.1	約8.6	①	
		6時間20分	20分	約1.0	約0.1	約0.1	約0.6	③	
小計				約56.2	約0.8	約1.0	約3.5	約50.9	-
大容量ポンプ準備	大容量ポンプ配備	7時間30分	30分	約1.3	約0.1	約0.1	約0.4	約0.8	③
	大容量ポンプ通水ライン準備	8時間	90分	約6.1	約0.2	約0.3	約1.6	約4.1	②
	可搬型ホース接続	9時間30分	90分	約3.0	約0.1	約0.2	約1.0	約1.7	③
	大容量ポンプ起動・通水	14時間	30分	約0.8	約0.1	約0.1	約0.3	約0.4	③
小計				約11.2	約0.3	約0.5	約3.3	約7.0	-
合計				約67.4	約1.1	約1.6	約6.8	約57.9	-

*1：線量の合計は、線状処理の関係で一致しない場合がある。

第7-1表 評価結果

作業項目	詳細項目	作業時間 (事象発生からの 作業開始時間)	要員が受ける線量(mSv) 【マスクあり】				線量評価点		
			合計 ^{※2}	グラウンド ^{※3} 線量	直接・スカイ シヤイン ^{※3}	グラウンド ^{※3} 線量	直接・スカイ シヤイン ^{※3}	グラウンド ^{※3} 線量	直接・スカイ シヤイン ^{※3}
燃料取替用水 ヒッへの補給 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続、可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	3時間20分 (事故後7時間30 分)	約39	約1.9	約37	約0.39	約37	⑧、⑩	⑧、⑩、⑫、⑬、⑭、 ⑮、⑯、⑰、⑱、⑲、 ⑳、㉑、㉒、㉓、㉔、 ㉕、㉖、㉗、㉘、㉙、 ㉚、㉛、㉜、㉝、 ㉞、㉟、㊱、㊲
使用済燃料ピフ トへの注水確保 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続	1時間40分 (事故後13時間)	約18	約0.8	約16	約0.17	約16	⑧	⑧、⑩、⑫、⑬、⑭、 ⑮
原子炉補機冷 却水系への通 水確保(海 水)	可搬型ホース敷 設・接続、可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後18時間)	約23	約1.3	約21	約0.12	約21	⑧、⑩、⑲	⑧、⑩、⑫、⑬、⑭、 ⑮、⑰、⑱、⑲、 ㉑、㉒、㉓、㉔、 ㉕、㉖、㉗、㉘、 ㉙、㉚、㉛、㉜、 ㉝、㉞、㉟、㊱、 ㊲

※1：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

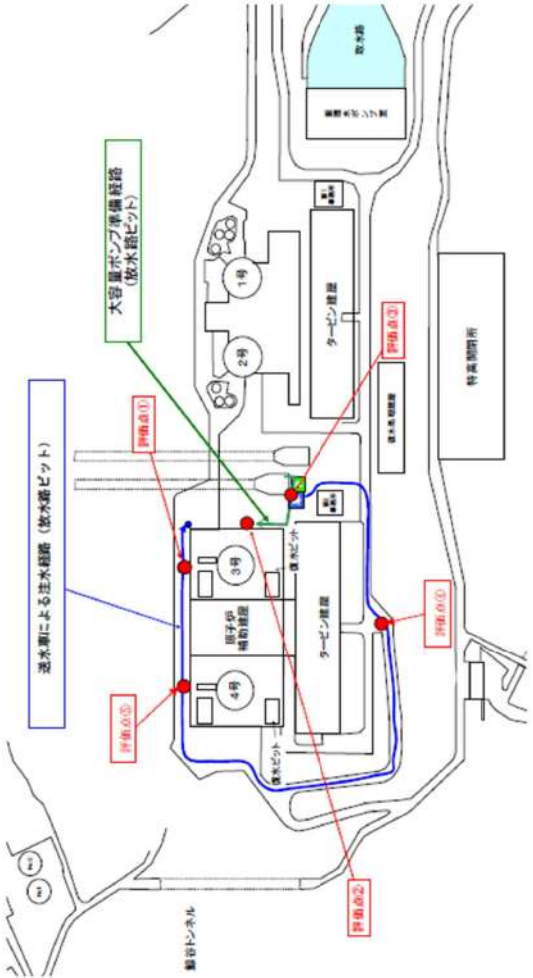
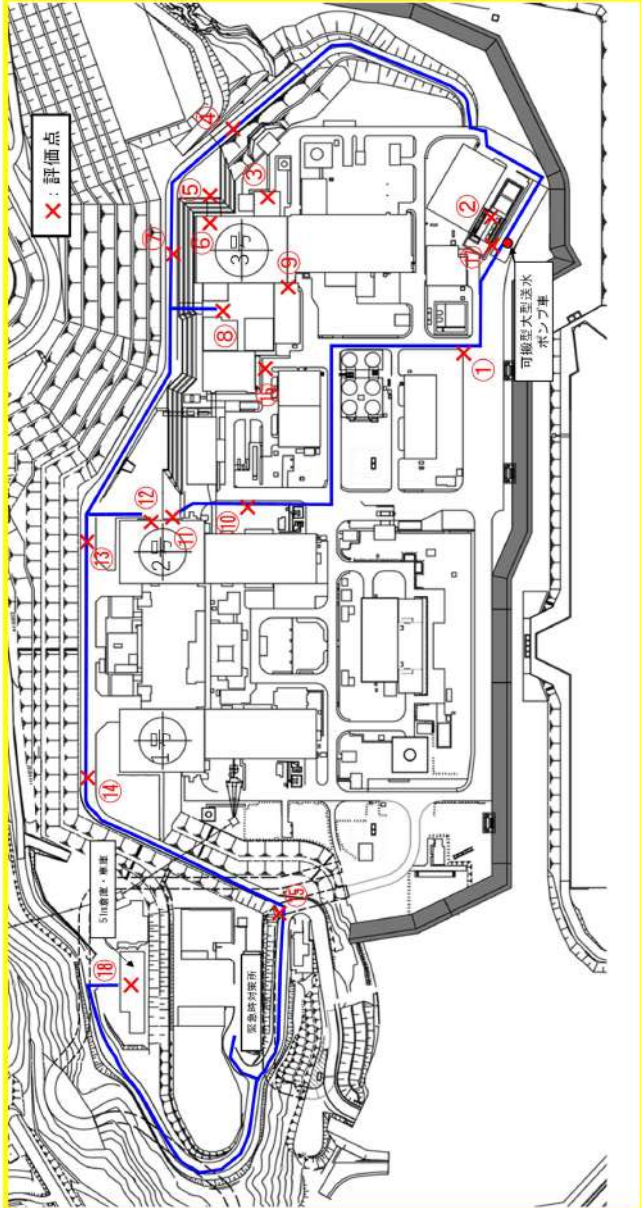
※2：作業項目毎の線量の合計は、有効数字2桁で切上げた結果である。

※3：有効数字2桁で四捨五入した結果である。

相違理由
 【大飯】
 設備、運用の相違

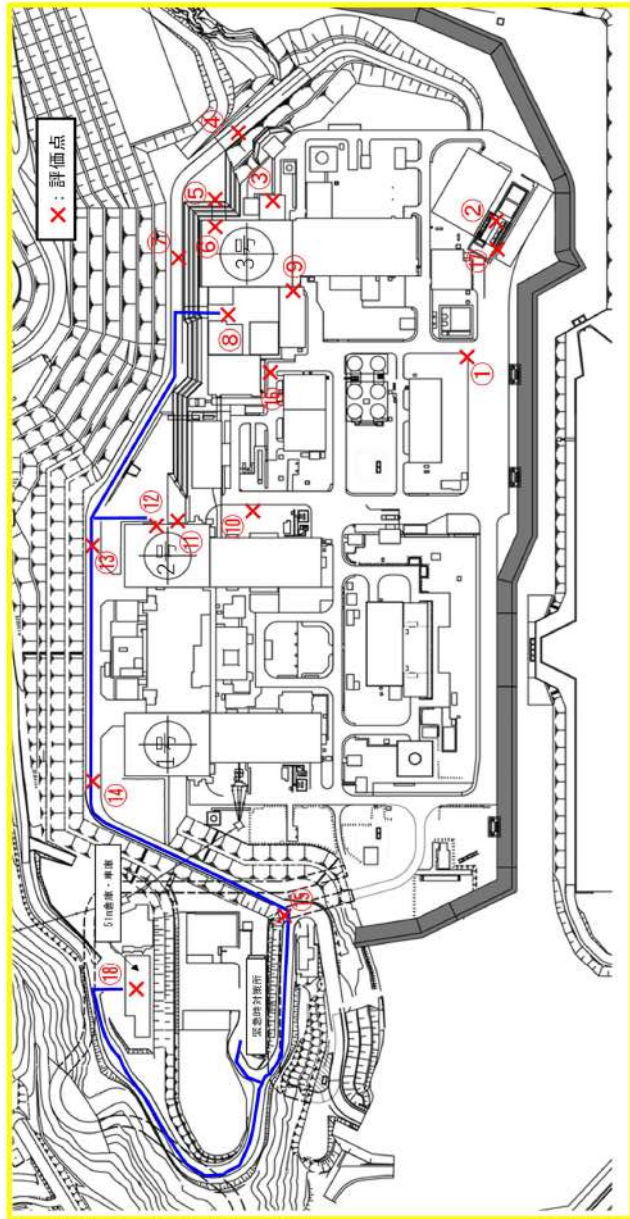
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第7-1図 評価点位置（「送水車による注水」及び「大容量ポンプ準備」）</p>	 <p>第7-1図 燃料取替用水ピットへの補給（海水）の作業動線と評価点</p>	<p>【大飯】 設備、運用の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1749 432 1783 1161">第7-2図 使用済燃料ピットトへの注水確保（海水）の作業動線と評価点</p>	<p data-bbox="2002 145 2136 193">【大飯】 設備、運用の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第7-3図 原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）の作業動線と評価点</p>	<p>【大飯】 設備、運用の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別紙一覧</p> <p>別紙1. 評価対象作業の選定および評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>別紙2. 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>別紙3. よう素の化学形態の設定について</p> <p>別紙4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について</p> <p>別紙5. 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>別紙6. 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>別紙7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>別紙8. アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について</p> <p>別紙9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>別紙10. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p>	<p>別紙一覧</p> <p>別紙1. 評価対象作業の選定及び評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>別紙2. 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>別紙3. よう素の化学形態の設定について</p> <p>別紙4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について</p> <p>別紙5. 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>別紙6. 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>別紙7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>別紙8. アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について</p> <p>別紙9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>別紙10. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p>	

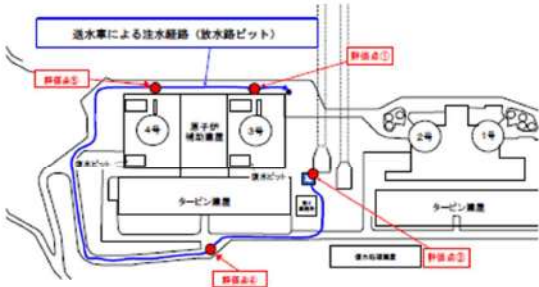
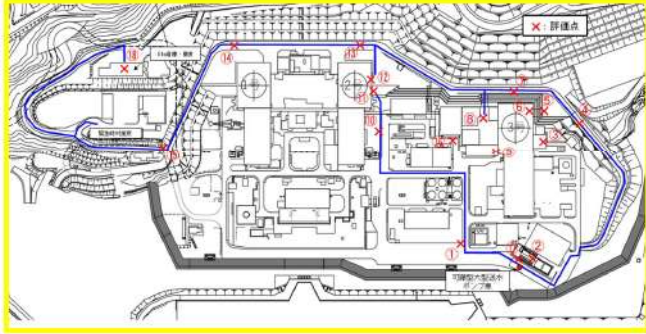
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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>評価対象作業の選定および評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>1. 評価対象作業の選定の考え方について</p> <p>1.1 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転員及び緊急安全対策要員の作業の中で、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、被ばくの観点で最も厳しい作業を対象とする。 ・原子炉格納容器及び下部アンユラス以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。 <p>なお、評価にあたっては、3号炉及び4号炉が同時に発災するものとする。</p> <p>1.2 評価対象作業の選定</p> <p>評価対象作業として、運転員等の作業に比べて、屋外での作業時間が長い緊急安全対策要員の作業から、被ばく評価対象作業を選定する。</p> <p>緊急安全対策要員の作業の中で、事故発生後早期に作業を開始し、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長い「送水車による注水（放水路ピット）」及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」における屋外作業を対象とする。</p> <p>緊急安全対策要員の作業を表 1-1 に整理する。</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>評価対象作業の選定及び評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>1. 評価対象作業の選定の考え方について</p> <p>1.1 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転員及び災害対策要員の作業の中で、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、被ばくの観点で最も厳しい作業を対象とする。 ・原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。 <p>1.2 評価対象作業の選定</p> <p>評価対象作業として、運転員の作業に比べて、屋外での作業時間が長い災害対策要員の作業から、被ばく評価対象作業を選定する。</p> <p>災害対策要員の作業の中で、事故発生後早期に作業を開始し、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長い「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」における屋外作業を対象とする。</p> <p>災害対策要員の作業を表 1-1 に整理する。</p>	<p>【大飯】 設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は PCCV のため、アンユラスが外部遮蔽の外にあり、アンユラス部を線源とした直接線及びスカイライン線の評価において、アンユラス壁の遮蔽を別途評価している。 ・泊の設計は鋼製 CV の先行実績である高浜3/4号炉と同様。 ・泊は3号炉単独申請のまとめ資料。 <p>【大飯】 設備、運用の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 評価点、評価時間の設定の考え方について</p> <p>2.1 送水車による注水作業</p> <p>本作業については、要員移動・車両配置、可搬型ホース等の送水車廻り配置・敷設作業、送水車から可搬式代替低圧注水ポンプ用の仮設水槽までの可搬型ホース敷設、送水車の起動・可搬型ホース監視という流れの作業である。</p> <p>ホース敷設ルートについては、送水車による注水作業で複数選定している取水場所から接続口への敷設ルートのうち、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長く、被ばく観点で厳しいルートを選定する。</p> <p>評価点については、基本的には各作業を実施する場所を評価点として選定するが、要員移動・車両配置は保守的に評価点①で代表させ、ホース敷設作業は作業動線上の3点を代表点として選定する。</p> <p>評価時間及び作業開始時間については、表1-1 に示す時間を設定する。</p> 	<p>2. 評価点・評価時間の設定の考え方について</p> <p>各作業の動線は複数検討しているが、被ばく線量の観点で最も厳しい動線で評価を行う。</p> <p>図2-1から図2-3に示すとおり、現場での作業ステップ毎の動線を考慮して複数の評価点を設定し、直接線及びスカイライン線の線量評価では、評価点間の移動時は3号炉原子炉格納容器に近い評価点を代表点として用い、評価点位置で作業を実施する場合はその評価点を代表点として用いる。各代表点での評価時間配分については、移動時間及び作業時間を考慮して設定する。</p> <p>グランドシャイン線及びクラウドシャイン線の線量評価では、作業ステップ毎において当該動線上に3号炉原子炉格納容器を中心とする各方位での最近接評価点（③，⑥，⑦，⑧，⑨，⑩）がある場合はこれを代表点として用い、該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に3号炉格納容器に近い位置に前後の作業ステップの動線の代表点がある場合はこれを代表点として用いる。これに該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に3号炉格納容器に近い位置に同一作業内の他の作業ステップの動線上の評価点がある場合はこれを代表点として用い、これにも該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点を代表点として用いる。</p> <p>評価時間及び作業開始時間については、表1-1に示す時間を設定する。</p> 	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針は異なるが、被ばく評価に使用する代表点の設定方法について記載している。 ・泊は3つの作業についてまとめて記載。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<div data-bbox="443 767 667 815" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</div>	<div data-bbox="1182 148 1827 483" style="border: 2px solid yellow; padding: 5px;"> </div> <div data-bbox="1317 491 1688 547" style="text-align: center;"> <p>図2-2 作業動線と評価点 (使用済燃料ピットへの通水確保 (海水))</p> </div> <div data-bbox="1182 675 1827 1010" style="border: 2px solid yellow; padding: 5px;"> </div> <div data-bbox="1317 1018 1688 1074" style="text-align: center;"> <p>図2-3 作業動線と評価点 (原子炉補機冷却水系への注水確保 (海水))</p> </div>	<p>【大飯】 設備、運用の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.2 大容量ポンプ準備作業</p> <p>本作業については、大容量ポンプ配備、大容量ポンプ通水ライン準備・可搬型ホース接続、大容量ポンプ起動・通水という流れの作業である。</p> <p>ホース敷設ルートについては、大容量ポンプ準備作業で複数選定されている取水場所から接続口への敷設ルートのうち、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長く、被ばくの観点で厳しい敷設ルートを選定する。</p> <p>評価点については、基本的には各作業を実施する場所を評価点として選定するが、大容量ポンプ配備は保守的に評価点③で代表させる。また、大容量ポンプ通水ライン準備・可搬型ホース接続は海水管への接続口周辺の評価点②における作業、放水路ビット周辺の評価点③における作業及び両地点間にホースを敷設する作業から構成されるが、これらのうちホース敷設作業については保守的に評価点②で代表させる。</p> <p>評価時間及び作業開始時間については、表1-1 に示す時間を設定する。</p>  <p>3. 作業開始時間を遅らせた場合の線量の低減について</p> <p>評価対象とした2つの作業については、使命時間（それぞれ約15.1時間、24時間）に対して8時間以上余裕を持って完了することが可能である。</p> <p>以上から使命時間までに作業完了するように作業開始すると仮定した場合には、被ばく線量が低減することは明らかであり、適切な線量管理の下、被ばく線量の低減を図ることは可能である。</p>	<p>3. 作業開始時間を遅らせた場合の線量の低減について</p> <p>評価対象とした3つの作業については、使命時間（それぞれ約12.9時間、約3.2日、24時間）に対して余裕を持って完了することが可能である。</p> <p>以上から使命時間までに作業完了するように作業開始すると仮定した場合には、被ばく線量が低減することは明らかであり、適切な線量管理の下、被ばく線量の低減を図ることは可能である。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針は異なるが、被ばく評価に使用する代表点の設定方法について記載している。 泊は3種類の作業についてまとめて記載。 <p>【大飯】記載表現の相違</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<p>4. 屋内の作業の扱いについて</p> <p>事故初期に行う屋内作業の中で最も長い作業時間は、緊急安全対策要員の作業の「大容量ポンプ準備（海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備（弁操作）」の4時間であり、「送水車による注水（放水路ピット）」及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」の約8時間より短い。また、屋内作業は原子炉格納容器及び下部アンジュラス以外の遮蔽を考慮でき、屋外作業に比べて線量率は低くなることから、「送水車による注水（放水路ピット）」及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」の被ばく評価によって代表できる。</p> <p>また、1.2で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する緊急安全対策要員は、屋内作業として「中央制御室非常用循環系ダンプ開処置」及び「B充てんポンプ（自己冷却）ディスタンスピース取替え」の作業を行うが、原子炉格納容器及び下部アンジュラス以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、作業期間中100mSvを下回る。</p> <p>5. 長期的な作業の扱いについて</p> <p>長期的な作業として、送水車、大容量ポンプ等への給油作業があるが、これらの作業については、要員の交替が可能であり、適切な線量管理のもと、作業を継続していくことが可能である。</p>	<p>4. 屋内作業の扱いについて</p> <p>事故初期に行う屋内作業の中で最も長い作業時間は、運転員の作業の「B-アンジュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンプ手動開操作」、「B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンティング・通水・流量調整」及び「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備・起動」の2時間5分であり、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」の4時間10分より短い。また、屋内作業は原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮でき、屋外作業に比べて線量率は低くなることから、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」の被ばく評価によって代表できる。</p> <p>また、1.2で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する災害対策要員は、以下の表に示す屋内作業を行うが、原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、作業期間中100mSvを下回る。</p> <table border="1" data-bbox="1164 510 1848 782"> <thead> <tr> <th>要員</th> <th>屋内作業</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>災害対策要員A</td> <td>非常用母線受電準備及び受電</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員B</td> <td>非常用母線受電準備及び受電</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員C</td> <td>B-アンジュラス空気浄化系空気作動弁及びダンプへの代替空気供給、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンティング、通水</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員D</td> <td>代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンプ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンプ開処置</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員E</td> <td>可搬型計測器接続</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員F</td> <td>試料採取室排気系ダンプ閉処置、蓄電池室換気系ダンプ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンプ開処置</td> </tr> </tbody> </table> <p>表3-1 屋外作業員の被ばく管理上考慮する屋内作業</p> <p>5. 災害対策要員について</p> <p>災害対策要員の勤務形態は、通常時から4班2交代のサイクルで運用していることから、比較的長時間が経過した後の屋外作業においては、現実的には発電所構外からの参集要員との交代も可能である。</p> <p>6. 長期的な作業の扱いについて</p> <p>長期的な作業として、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬側大容量海水送水ポンプ車等への給油作業があるが、これらの作業については、要員の交代が可能であり、適切な線量管理のもと、作業を継続していくことが可能である。</p>	要員	屋内作業	災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電	災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電	災害対策要員C	B-アンジュラス空気浄化系空気作動弁及びダンプへの代替空気供給、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンティング、通水	災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンプ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンプ開処置	災害対策要員E	可搬型計測器接続	災害対策要員F	試料採取室排気系ダンプ閉処置、蓄電池室換気系ダンプ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンプ開処置	<p>【大飯】 設備、運用の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備、運用の相違</p> <p>【大飯】記載方針の相違</p> <p>・泊の重大事故等の要員が24時間交代勤務する運用としており、本被ばく評価では、交代を考慮していないが、初期対応の災害対策要員の被ばく低減に寄与すること記載。</p>
要員	屋内作業															
災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電															
災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電															
災害対策要員C	B-アンジュラス空気浄化系空気作動弁及びダンプへの代替空気供給、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンティング、通水															
災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンプ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンプ開処置															
災害対策要員E	可搬型計測器接続															
災害対策要員F	試料採取室排気系ダンプ閉処置、蓄電池室換気系ダンプ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンプ開処置															

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	別紙 2																																																																
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>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>																																																																	
第1表 NUREG-1465で対象としているシーケンス																																																																	
<table border="1"> <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">Surrey</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB¹</td> <td>LOOP no PCS and no AFWS</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-δ</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td>S2D-β</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">Zion</td> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (2"), 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 AFWS—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>SIDCF</td> <td>LOCA (2"), 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>3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (2") with SBO</td> </tr> <tr> <td>TBA</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 Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table>		Plant	Sequence	Description	Surrey	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB ¹	LOOP no PCS and no AFWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	Zion	S2DCR	LOCA (2"), 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 AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	SIDCF	LOCA (2"), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (2") with SBO	TBA	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	LOOP Loss of Offsite Power
Plant	Sequence	Description																																																															
Surrey	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																															
	TMLB ¹	LOOP no PCS and no AFWS																																																															
	V	Interfacing system LOCA																																																															
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																															
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																															
S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																
Zion	S2DCR	LOCA (2"), 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 AFWS—DCH fails containment																																																															
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems																																																															
	SIDCF	LOCA (2"), no ESF systems																																																															
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																															
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																															
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																															
	S3B	LOCA (2") with SBO																																																															
	TBA	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	LOOP Loss of Offsite Power																																																															
<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溶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>																																																																	
<p>¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p>																																																																	

泊発電所 3号炉	別紙 2	相違理由																																																																
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>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>																																																																		
第1表 NUREG-1465で対象としているシーケンス																																																																		
<table border="1"> <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">Surrey</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB¹</td> <td>LOOP no PCS and no AFWS</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-δ</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td>S2D-β</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">Zion</td> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (2"), 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 AFWS—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>SIDCF</td> <td>LOCA (2"), 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>3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (2") with SBO</td> </tr> <tr> <td>TBA</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 Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table>		Plant	Sequence	Description	Surrey	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB ¹	LOOP no PCS and no AFWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	Zion	S2DCR	LOCA (2"), 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 AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	SIDCF	LOCA (2"), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (2") with SBO	TBA	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	LOOP Loss of Offsite Power	
Plant	Sequence	Description																																																																
Surrey	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																
	TMLB ¹	LOOP no PCS and no AFWS																																																																
	V	Interfacing system LOCA																																																																
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																
S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), 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 AFWS—DCH fails containment																																																																
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems																																																																
	SIDCF	LOCA (2"), no ESF systems																																																																
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																
	S3B	LOCA (2") with SBO																																																																
	TBA	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	LOOP Loss of Offsite Power																																																																
<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溶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>																																																																		
<p>¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p>																																																																		

【大飯】記載表現の相違
 ・泊は有効性評価の名称と統一させた。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

第2表 原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）

Table 3.13 PWR Releases Into Containment*

	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

* 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.

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。

・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。

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。

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

	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

泊発電所3号炉

第2表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合（NUREG-1465 Table3.13）

	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

* 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.

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。

・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。

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を用いた泊発電所3号炉の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。

第3表 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

	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 解析結果	0～約19分	約19分～約1.6時間
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間

【大飯】個別解析による相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心熔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としている。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="112 502 728 598" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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/NRC02-202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>	<p>炉心熔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としている。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="1198 502 1803 598" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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原子炉格納容器内への放出割合について、第4-1表及び第4-2表に示す(ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.12)。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>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】記載方針の相違</p> <p>・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																														
<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 67,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p>	<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 67,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p>																																																																																																																																																																																															
<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)¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4 (0.5)²</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05, 0.07, 0.07, 0.07; NS³ (0.07)</td> <td>0.63, 0.63, 0.63, 0.65, 1.0TR (0.63)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.03 (0.03)</td> <td>0.35, 0.93TR (0.35)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.01 (0.01)</td> <td>0.25, 0.90TR (0.25)</td> <td>0.33 (0.33)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.001 (0)</td> <td>0.10, 0.30, 0.30, 0.35, 0.7TR (0.01)</td> <td>0.40 (0.25)</td> <td>0.20 (0.005)</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>Mo, Tc</td> <td>0</td> <td>0.11, 0.2, 0.2, 0.2, 0.7TR⁴</td> <td>0.62, 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>(0.005)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0.0002, 0.0005, 0.01, 0.01, 0.02, 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)⁵</td> <td>0, 0, 0, (0)</td> <td>0.0005, 0.002, 0.01, 0.0002TR</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>Y, Nd, Am, Cm</td> <td>0, 0</td> <td>0.0002, 0.002TR</td> <td>0.005, TR</td> <td>0, TR</td> </tr> <tr> <td>Nb</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>*Note 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>¹ The numbers in parenthesis 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 assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³ NS = No entry. The panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORs and HEVI (ORNL) experiments cited, show a 50% 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>⁵ Three 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	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)	Noble Gases	0.05, 0.07, 0.07, 0.07; NS ³ (0.07)	0.63, 0.63, 0.63, 0.65, 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.03 (0.03)	0.35, 0.93TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.01 (0.01)	0.25, 0.90TR (0.25)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.001 (0)	0.10, 0.30, 0.30, 0.35, 0.7TR (0.01)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02, *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mo, Tc	0	0.11, 0.2, 0.2, 0.2, 0.7TR ⁴	0.62, 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)	(0.005)	(0)	Ce	0	0.0002, 0.0005, 0.01, 0.01, 0.02, 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) ⁵	0, 0, 0, (0)	0.0005, 0.002, 0.01, 0.0002TR	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	Y, Nd, Am, Cm	0, 0	0.0002, 0.002TR	0.005, TR	0, TR	Nb	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>第4-1表 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)¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4 (0.5)²</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05, 0.07, 0.07, 0.07; NS³ (0.07)</td> <td>0.63, 0.63, 0.63, 0.64, 1.0TR (0.63)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.35, 0.93TR (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, 0.90TR (0.25)</td> <td>0.33 (0.33)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.003 (0)</td> <td>0.10, 0.30, 0.30, 0.35, 0.7TR (0.03)</td> <td>0.40 (0.25)</td> <td>0.20 (0.005)</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>Mo, Tc</td> <td>0</td> <td>0.15, 0.2, 0.2, 0.2, 0.7TR⁴</td> <td>0.62, 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>(0.005)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ce</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)⁵</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>Y, Nd, Am, Cm</td> <td>0, 0</td> <td>0.0002, 0.002TR</td> <td>0.005, TR</td> <td>0, TR</td> </tr> <tr> <td>Nb</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>*Note 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>¹ The numbers in parenthesis 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 assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³ NS = No entry. The panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORs and HEVI (ORNL) experiments cited, show a 50% 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>⁵ Three 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	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)	Noble Gases	0.05, 0.07, 0.07, 0.07; NS ³ (0.07)	0.63, 0.63, 0.63, 0.64, 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.05 (0.05)	0.35, 0.93TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25, 0.90TR (0.25)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.003 (0)	0.10, 0.30, 0.30, 0.35, 0.7TR (0.03)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02, *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mo, Tc	0	0.15, 0.2, 0.2, 0.2, 0.7TR ⁴	0.62, 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)	(0.005)	(0)	Ce	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) ⁵	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	Y, Nd, Am, Cm	0, 0	0.0002, 0.002TR	0.005, TR	0, TR	Nb	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>【大飯】記載方針の相違 ・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。</p>
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05, 0.07, 0.07, 0.07; NS ³ (0.07)	0.63, 0.63, 0.63, 0.65, 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.03 (0.03)	0.35, 0.93TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.01 (0.01)	0.25, 0.90TR (0.25)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.001 (0)	0.10, 0.30, 0.30, 0.35, 0.7TR (0.01)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02, *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mo, Tc	0	0.11, 0.2, 0.2, 0.2, 0.7TR ⁴	0.62, 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)	(0.005)	(0)																																																																																																																																																																																												
Ce	0	0.0002, 0.0005, 0.01, 0.01, 0.02, 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) ⁵	0, 0, 0, (0)	0.0005, 0.002, 0.01, 0.0002TR	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																																																																																																																																																																																												
Y, Nd, Am, Cm	0, 0	0.0002, 0.002TR	0.005, TR	0, TR																																																																																																																																																																																												
Nb	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	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05, 0.07, 0.07, 0.07; NS ³ (0.07)	0.63, 0.63, 0.63, 0.64, 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05 (0.05)	0.35, 0.93TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25, 0.90TR (0.25)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.003 (0)	0.10, 0.30, 0.30, 0.35, 0.7TR (0.03)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02, *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mo, Tc	0	0.15, 0.2, 0.2, 0.2, 0.7TR ⁴	0.62, 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)	(0.005)	(0)																																																																																																																																																																																												
Ce	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) ⁵	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																																																																																																																																																																																												
Y, Nd, Am, Cm	0, 0	0.0002, 0.002TR	0.005, TR	0, TR																																																																																																																																																																																												
Nb	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>第4-2表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）</p> <p>Table 3.12 MOX Releases Into Containment¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.3, 0.4, 0.4, 0.4, 0.4 (0.5)²</td> <td>1.4, 1.4, 1.4, 1.4, 1.3 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.05)</td> <td>0.65, 0.65, 0.75, 0.75, 0.95 TR³ (0.65)</td> <td>0.2, 0.2, 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 (0.05)</td> <td>0.325, 0.35, 0.35, 0.375, 0.93TR (0.35)</td> <td>0.15, 0.2, 0.25, 0.25, TR (0.25)</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 (0.05)</td> <td>0.22, 0.30, 0.30, 0.30, 0.62TR (0.25)</td> <td>0.25, 0.25, 0.30, 0.30, TR (0.35)</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, 0.2, 0.35, 0.7TR (0.05)</td> <td>0.4, 0.4, 0.4, 0.4, TR (0.25)</td> <td>0.1, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>NS³, NS, NS, 0, 0 (0)</td> <td>NS, NS, NS, 0.1, 0.1 (0.02)</td> <td>NS, NS, NS, 0.1, 0.1 (0.1)</td> <td>NS, NS, NS, 0, 0.05 (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>Mo, Tc</td> <td>NS, NS, NS, 0, 0</td> <td>NS, NS, NS, 0.1, 0.1</td> <td>NS, NS, NS, 0.01, 0.01</td> <td>NS, NS, NS, 0.1, 0.1</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>NS, NS, NS, 0, 0</td> <td>NS, NS, NS, 0.001, 0.1</td> <td>NS, NS, NS, 0.01, 0.01</td> <td>NS, NS, NS, 0.01, 0.01</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.0005)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>NS, NS, NS, 0, 0</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0.01</td> <td>NS, NS, NS, 0.01, 0.01</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>NS, NS, NS, 0, 0</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0.001</td> <td>NS, NS, NS, 0.001, 0.001</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>NS, NS, NS, 0, 0</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0.01</td> <td>NS, NS, NS, 0.01, 0.01</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>NS, NS, NS, 0, 0 (0)</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0.003 (0.002)</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0.01 (0.003)</td> <td>NS, NS, NS, NS, 0 (0)</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ The numbers in parenthesis 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 NS = 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 releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.3, 0.4, 0.4, 0.4, 0.4 (0.5) ²	1.4, 1.4, 1.4, 1.4, 1.3 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)	Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.05)	0.65, 0.65, 0.75, 0.75, 0.95 TR ³ (0.65)	0.2, 0.2, 0.3, TR (0)	0 (0)	Halogens	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.05)	0.325, 0.35, 0.35, 0.375, 0.93TR (0.35)	0.15, 0.2, 0.25, 0.25, TR (0.25)	0.2, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.1)	Alkali Metals	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.05)	0.22, 0.30, 0.30, 0.30, 0.62TR (0.25)	0.25, 0.25, 0.30, 0.30, TR (0.35)	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, 0.2, 0.35, 0.7TR (0.05)	0.4, 0.4, 0.4, 0.4, TR (0.25)	0.1, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.005)	Barium, Strontium	NS ³ , NS, NS, 0, 0 (0)	NS, NS, NS, 0.1, 0.1 (0.02)	NS, NS, NS, 0.1, 0.1 (0.1)	NS, NS, NS, 0, 0.05 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mo, Tc	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, 0.1, 0.1	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	NS, NS, NS, 0.1, 0.1	Ru, Rh, Pd	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, 0.001, 0.1	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)	Ce	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, NS, 0.01	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	NS, NS, NS, NS, 0	Pu, Zr	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, NS, 0.001	NS, NS, NS, 0.001, 0.001	NS, NS, NS, NS, 0	Np	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, NS, 0.01	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	NS, NS, NS, NS, 0	Lanthanides	NS, NS, NS, 0, 0 (0)	NS, NS, NS, NS, 0.003 (0.002)	NS, NS, NS, NS, 0.01 (0.003)	NS, NS, NS, NS, 0 (0)																																																																																																																				
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
0.3, 0.4, 0.4, 0.4, 0.4 (0.5) ²	1.4, 1.4, 1.4, 1.4, 1.3 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.05)	0.65, 0.65, 0.75, 0.75, 0.95 TR ³ (0.65)	0.2, 0.2, 0.3, TR (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.05)	0.325, 0.35, 0.35, 0.375, 0.93TR (0.35)	0.15, 0.2, 0.25, 0.25, TR (0.25)	0.2, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.05)	0.22, 0.30, 0.30, 0.30, 0.62TR (0.25)	0.25, 0.25, 0.30, 0.30, TR (0.35)	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, 0.2, 0.35, 0.7TR (0.05)	0.4, 0.4, 0.4, 0.4, TR (0.25)	0.1, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.005)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	NS ³ , NS, NS, 0, 0 (0)	NS, NS, NS, 0.1, 0.1 (0.02)	NS, NS, NS, 0.1, 0.1 (0.1)	NS, NS, NS, 0, 0.05 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mo, Tc	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, 0.1, 0.1	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	NS, NS, NS, 0.1, 0.1																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, 0.001, 0.1	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	NS, NS, NS, 0.01, 0.01																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)																																																																																																																																																																																												
Ce	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, NS, 0.01	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	NS, NS, NS, NS, 0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, NS, 0.001	NS, NS, NS, 0.001, 0.001	NS, NS, NS, NS, 0																																																																																																																																																																																												
Np	NS, NS, NS, 0, 0	NS, NS, NS, NS, 0.01	NS, NS, NS, 0.01, 0.01	NS, NS, NS, NS, 0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides	NS, NS, NS, 0, 0 (0)	NS, NS, NS, NS, 0.003 (0.002)	NS, NS, NS, NS, 0.01 (0.003)	NS, NS, NS, NS, 0 (0)																																																																																																																																																																																												

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉																																																																								
<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>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>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>3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p> <p>第5表 SAND2011-0128 における格納容器への放出（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>Duration (hours)</th> <th>Gap Release 0.22 (0.7)</th> <th>In-vessel Release 4.5 (1.5)</th> <th>Ex-vessel Release 4.8 (2.0)</th> <th>Late In-vessel Release 143 (10)</th> </tr> </thead> <tbody> <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>0.34 (0.05)</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 (0.25)</td> <td>0.011 (0.25)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.002 (0.05)</td> <td>0.22 (0.25)</td> <td>0.02 (0.35)</td> <td>0.06 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.006 (0)</td> <td>0.04 (0.05)</td> <td>0.004 (0.02)</td> <td>0.003 (-)</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>0.06 (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>0.01 (0.0025)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (2x10⁻⁶)</td> <td>1.3x10⁻⁶ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (5x10⁻⁶)</td> <td>2.4x10⁻⁶ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUREG-1465</th> <th>ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)[*]</th> <th>SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.97</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>0.75</td> <td>0.85</td> <td>0.60</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> <td>0.31</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。</p>		Duration (hours)	Gap Release 0.22 (0.7)	In-vessel Release 4.5 (1.5)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 143 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)	Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.25)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.002 (0.05)	0.22 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.006 (0)	0.04 (0.05)	0.004 (0.02)	0.003 (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.01 (0.0025)	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (2x10 ⁻⁶)	1.3x10 ⁻⁶ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (5x10 ⁻⁶)	2.4x10 ⁻⁶ (0.005)	-		NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料) [*]	SAND 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
Duration (hours)	Gap Release 0.22 (0.7)	In-vessel Release 4.5 (1.5)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 143 (10)																																																																				
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																								
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)																																																																				
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.25)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)																																																																				
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.002 (0.05)	0.22 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)																																																																				
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.006 (0)	0.04 (0.05)	0.004 (0.02)	0.003 (-)																																																																				
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)																																																																				
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)																																																																				
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.01 (0.0025)	-																																																																				
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (2x10 ⁻⁶)	1.3x10 ⁻⁶ (0.005)	-																																																																				
Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (5x10 ⁻⁶)	2.4x10 ⁻⁶ (0.005)	-																																																																				
	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料) [*]	SAND 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																																																																					

泊発電所 3号炉																																																																																																																																							
<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 SAND2011-0128⁽³⁾)</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、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の放出割合は、第5-1表及び第5-2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>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物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>³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p> <p>第5-1表 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>Duration (hours)</th> <th>Gap Release 0.22 (0.5)</th> <th>In-vessel Release 4.5 (1.5)</th> <th>Ex-vessel Release 4.8 (2.0)</th> <th>Late In-vessel Release 143 (10)</th> </tr> </thead> <tbody> <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>0.34 (0.05)</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 (0.25)</td> <td>0.011 (0.25)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.002 (0.05)</td> <td>0.22 (0.25)</td> <td>0.02 (0.35)</td> <td>0.06 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.006 (0)</td> <td>0.04 (0.05)</td> <td>0.004 (0.02)</td> <td>0.003 (-)</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>0.06 (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>0.01 (0.0025)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (2x10⁻⁶)</td> <td>1.3x10⁻⁶ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁶ (5x10⁻⁶)</td> <td>2.4x10⁻⁶ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>第5-2表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）</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>Duration (hours)</th> <th>Gap Release 0.36 (0.50)</th> <th>In-vessel Release 4.4 (1.3)</th> <th>Ex-vessel Release 6.5 (2.0)</th> <th>Late In-vessel Release 16 (10)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.028 (0.05)</td> <td>0.86 (0.05)</td> <td>0.05 (0)</td> <td>0.026 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.028 (0.05)</td> <td>0.46 (0.25)</td> <td>0.06 (0.25)</td> <td>0.055 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.014 (0.05)</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 (0.02)</td> <td>0.008 (0.1)</td> <td>3x10⁻⁶ (0)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.014 (0)</td> <td>0.48 (0.05)</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>0.04 (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>0.01 (0.0025)</td> <td>3x10⁻⁶ (0)</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.1x10⁻⁶ (0.0002)</td> <td>3x10⁻⁶ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.0x10⁻⁶ (0.0005)</td> <td>5x10⁻⁶ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUREG-1465</th> <th>ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)[*]</th> <th>ERI/NRC 02-202 (MOX燃料)[*]</th> <th>SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)</th> <th>SAND 2011-0128 (MOX燃料)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.97</td> <td>0.98</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>0.75</td> <td>0.85</td> <td>0.82</td> <td>0.60</td> <td>0.62</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> <td>0.75</td> <td>0.31</td> <td>0.55</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。</p>		Duration (hours)	Gap Release 0.22 (0.5)	In-vessel Release 4.5 (1.5)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 143 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)	Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.25)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.002 (0.05)	0.22 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.006 (0)	0.04 (0.05)	0.004 (0.02)	0.003 (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.01 (0.0025)	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (2x10 ⁻⁶)	1.3x10 ⁻⁶ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (5x10 ⁻⁶)	2.4x10 ⁻⁶ (0.005)	-	Duration (hours)	Gap Release 0.36 (0.50)	In-vessel Release 4.4 (1.3)	Ex-vessel Release 6.5 (2.0)	Late In-vessel Release 16 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.05)	0.86 (0.05)	0.05 (0)	0.026 (0)	Halogens (Br, I)	0.028 (0.05)	0.46 (0.25)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.05)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.02)	0.008 (0.1)	3x10 ⁻⁶ (0)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	0.04 (0.0025)	0.024 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.01 (0.0025)	3x10 ⁻⁶ (0)	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1x10 ⁻⁶ (0.0002)	3x10 ⁻⁶ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.0x10 ⁻⁶ (0.0005)	5x10 ⁻⁶ (0.005)	-		NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料) [*]	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料) [*]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)	希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.98	よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62	Cs類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55
Duration (hours)	Gap Release 0.22 (0.5)	In-vessel Release 4.5 (1.5)	Ex-vessel Release 4.8 (2.0)	Late In-vessel Release 143 (10)																																																																																																																																			
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																																							
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)																																																																																																																																			
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.25)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)																																																																																																																																			
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.002 (0.05)	0.22 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)																																																																																																																																			
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.006 (0)	0.04 (0.05)	0.004 (0.02)	0.003 (-)																																																																																																																																			
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)																																																																																																																																			
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)																																																																																																																																			
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.01 (0.0025)	-																																																																																																																																			
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (2x10 ⁻⁶)	1.3x10 ⁻⁶ (0.005)	-																																																																																																																																			
Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁶ (5x10 ⁻⁶)	2.4x10 ⁻⁶ (0.005)	-																																																																																																																																			
Duration (hours)	Gap Release 0.36 (0.50)	In-vessel Release 4.4 (1.3)	Ex-vessel Release 6.5 (2.0)	Late In-vessel Release 16 (10)																																																																																																																																			
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																																							
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.05)	0.86 (0.05)	0.05 (0)	0.026 (0)																																																																																																																																			
Halogens (Br, I)	0.028 (0.05)	0.46 (0.25)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)																																																																																																																																			
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.05)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)																																																																																																																																			
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.02)	0.008 (0.1)	3x10 ⁻⁶ (0)																																																																																																																																			
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)																																																																																																																																			
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	0.04 (0.0025)	0.024 (0)																																																																																																																																			
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.01 (0.0025)	3x10 ⁻⁶ (0)																																																																																																																																			
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1x10 ⁻⁶ (0.0002)	3x10 ⁻⁶ (0.005)	-																																																																																																																																			
Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.0x10 ⁻⁶ (0.0005)	5x10 ⁻⁶ (0.005)	-																																																																																																																																			
	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料) [*]	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料) [*]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)																																																																																																																																		
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.98																																																																																																																																		
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62																																																																																																																																		
Cs類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55																																																																																																																																		

【大飯】記載方針の相違
 ・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。

【大飯】記載方針の相違
 ・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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。</p> <p>大阪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、大阪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、大阪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。</p> <p>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ます、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。</p>	<p>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。</p> <p>泊発電所3号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で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、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、泊発電所3号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で61GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で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、泊発電所3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。</p> <p>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ます、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。</p>	<p>【大阪】記載方針の相違</p> <p>・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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>2. 1 原子炉格納容器外への放出割合について 「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内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。</p> <p>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>2.1 原子炉格納容器外への放出割合について 「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、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の、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>原子炉格納容器から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。</p> <p>また、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、それぞれの核種グループに対して同等の除染効果が発生するため、検討結果に影響はない。</p> <p>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>【大飯】記載方針の相違 ・泊では貫通部 DF が変更となった場合の影響について記載。</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・泊は50条と同様の表現として原子炉格納容器からの放出割合について記載した。 ・泊では貫通部 DF が変更となった場合の影響について記載。</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉										泊発電所3号炉			相違理由																																																																										
第7表 MAAP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										第7表 MAAP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			【大飯】個別解析による相違																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>希ガス類</th> <th>よう素類</th> <th>Cs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 rowspan="2">MAAPコードによる評価^{*1}</td> <td>CV内への放出割合</td> <td>1.0×10⁶</td> <td>9.3×10⁴</td> <td>9.2×10¹</td> <td>8.0×10¹</td> <td>3.2×10⁶</td> <td>8.0×10²</td> <td>3.7×10⁴</td> <td>4.6×10⁴</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>8.9×10²</td> <td>2.8×10⁴</td> <td>1.8×10⁶</td> <td>1.5×10²</td> <td>6.0×10²</td> <td>1.5×10⁶</td> <td>6.9×10⁶</td> <td>8.7×10⁶</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">今回の評価(NUREG-1465に基づく)^{*1}</td> <td>CV内への放出割合</td> <td>1.0×10⁶</td> <td>7.5×10⁴</td> <td>7.5×10¹</td> <td>3.1×10¹</td> <td>1.2×10⁴</td> <td>5.0×10³</td> <td>5.5×10⁴</td> <td>5.2×10³</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>1.1×10²</td> <td>3.6×10⁴</td> <td>2.2×10³</td> <td>8.9×10²</td> <td>3.5×10⁶</td> <td>1.5×10⁶</td> <td>1.6×10⁶</td> <td>1.5×10⁶</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 MAAP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		よう素類	Cs類 ^{*2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	MAAPコードによる評価 ^{*1}	CV内への放出割合	1.0×10 ⁶	9.3×10 ⁴	9.2×10 ¹	8.0×10 ¹	3.2×10 ⁶	8.0×10 ²	3.7×10 ⁴	4.6×10 ⁴	CV外への放出割合	8.9×10 ²	2.8×10 ⁴	1.8×10 ⁶	1.5×10 ²	6.0×10 ²	1.5×10 ⁶	6.9×10 ⁶	8.7×10 ⁶	今回の評価(NUREG-1465に基づく) ^{*1}	CV内への放出割合	1.0×10 ⁶	7.5×10 ⁴	7.5×10 ¹	3.1×10 ¹	1.2×10 ⁴	5.0×10 ³	5.5×10 ⁴	5.2×10 ³	CV外への放出割合	1.1×10 ²	3.6×10 ⁴	2.2×10 ³	8.9×10 ²	3.5×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.6×10 ⁶	1.5×10 ⁶	<table border="1"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP解析^{*2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約1.1×10⁻²</td> <td>約9.8×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約3.8×10⁻⁴</td> <td>約3.0×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約2.0×10⁻⁴</td> <td>約1.9×10⁻⁵</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約8.0×10⁻⁵</td> <td>約1.5×10⁻⁵</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約3.2×10⁻⁵</td> <td>約6.9×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約1.3×10⁻⁵</td> <td>約1.3×10⁻⁵</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約1.4×10⁻⁵</td> <td>約4.7×10⁻⁵</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約1.4×10⁻⁵</td> <td>約7.4×10⁻⁵</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 Csのように複数の化学形態（CsI, CsOHグループ）を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。</p>			核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP解析 ^{*2}	希ガス類	約1.1×10 ⁻²	約9.8×10 ⁻²	よう素類	約3.8×10 ⁻⁴	約3.0×10 ⁻⁴	Cs類	約2.0×10 ⁻⁴	約1.9×10 ⁻⁵	Te類	約8.0×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻⁵	Ba類	約3.2×10 ⁻⁵	約6.9×10 ⁻⁷	Ru類	約1.3×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁵	Ce類	約1.4×10 ⁻⁵	約4.7×10 ⁻⁵	La類	約1.4×10 ⁻⁵
		希ガス類	よう素類	Cs類 ^{*2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																																																														
MAAPコードによる評価 ^{*1}	CV内への放出割合	1.0×10 ⁶	9.3×10 ⁴	9.2×10 ¹	8.0×10 ¹	3.2×10 ⁶	8.0×10 ²	3.7×10 ⁴	4.6×10 ⁴																																																																														
	CV外への放出割合	8.9×10 ²	2.8×10 ⁴	1.8×10 ⁶	1.5×10 ²	6.0×10 ²	1.5×10 ⁶	6.9×10 ⁶	8.7×10 ⁶																																																																														
今回の評価(NUREG-1465に基づく) ^{*1}	CV内への放出割合	1.0×10 ⁶	7.5×10 ⁴	7.5×10 ¹	3.1×10 ¹	1.2×10 ⁴	5.0×10 ³	5.5×10 ⁴	5.2×10 ³																																																																														
	CV外への放出割合	1.1×10 ²	3.6×10 ⁴	2.2×10 ³	8.9×10 ²	3.5×10 ⁶	1.5×10 ⁶	1.6×10 ⁶	1.5×10 ⁶																																																																														
核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP解析 ^{*2}																																																																																					
希ガス類	約1.1×10 ⁻²	約9.8×10 ⁻²																																																																																					
よう素類	約3.8×10 ⁻⁴	約3.0×10 ⁻⁴																																																																																					
Cs類	約2.0×10 ⁻⁴	約1.9×10 ⁻⁵																																																																																					
Te類	約8.0×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻⁵																																																																																					
Ba類	約3.2×10 ⁻⁵	約6.9×10 ⁻⁷																																																																																					
Ru類	約1.3×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁵																																																																																					
Ce類	約1.4×10 ⁻⁵	約4.7×10 ⁻⁵																																																																																					
La類	約1.4×10 ⁻⁵	約7.4×10 ⁻⁵																																																																																					

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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> <p style="text-align: center;">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 (②/①)</p>	<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> <p style="text-align: center;">MAAPコードによる評価の CV 外への放出割合 (③/①) < 今回の評価の CV 外への放出割合 (③/①)</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>2. 2 原子炉格納容器内の線源強度等について</p> <p>MAAP解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽、2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。</p> <p>一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。</p> <p>MAAP解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。</p> <p>直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第9表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第9表 原子炉格納容器内の線源強度における 本評価で用いたモデルでの評価とMAAP解析での評価の比較</p> <table border="1" data-bbox="291 750 813 826"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度 (MeV)</td> <td>約 4.0×10^{24}</td> <td>約 3.2×10^{24}</td> </tr> </tbody> </table> <p>第9表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。</p> <p>2.1及び2.2より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP解析での評価と比較して保守的に評価できる。</p>	項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析	線源強度 (MeV)	約 4.0×10^{24}	約 3.2×10^{24}	<p>2.2 原子炉格納容器内の線源強度等について</p> <p>MAAP解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮へい、2次遮へい等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。</p> <p>一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮へいのみを考慮したモデルとしている。</p> <p>MAAP解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。</p> <p>直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第9表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第9表 原子炉格納容器内の線源強度における 本評価で用いたモデルでの評価とMAAP解析での評価の比較</p> <table border="1" data-bbox="1146 762 1865 839"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度 (MeV)</td> <td>約 3.1×10^{24}</td> <td>約 2.5×10^{24}</td> </tr> </tbody> </table> <p>第9表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。さらに本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。</p> <p>2.1及び2.2より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP解析での評価と比較して保守的に評価できる。</p>	項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析	線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}	<p>【大飯】個別解析の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>
項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析												
線源強度 (MeV)	約 4.0×10^{24}	約 3.2×10^{24}												
項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析												
線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}												

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉 (添付資料)	泊発電所3号炉 (添付資料)	相違理由																																																												
<p>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10-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第10-2表に示す。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>第10-1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="241 598 779 893"> <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>各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物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、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対する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10-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第10-2表に示す。ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対する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>第10-1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="1243 582 1769 973"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能^(注1、2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 0.0×10^0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類</td> <td>約 7.9×10^{13}</td> <td>92</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約 1.7×10^{12}</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約 3.8×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約 6.1×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約 5.9×10^{10}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約 2.2×10^{12}</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約 1.7×10^{12}</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 8.6×10^{13}</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)	内訳 (%)	希ガス類	約 0.0×10^0	0	ヨウ素類	約 7.9×10^{13}	92	Cs類	約 1.7×10^{12}	2	Te類	約 3.8×10^{11}	<1	Ba類	約 6.1×10^{11}	<1	Ru類	約 5.9×10^{10}	<1	Ce類	約 2.2×10^{12}	3	La類	約 1.7×10^{12}	2	合計	約 8.6×10^{13}	100	<p>【大飯】記載表現の相違</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)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 0.0×10^0	0																																																												
ヨウ素類	約 7.9×10^{13}	92																																																												
Cs類	約 1.7×10^{12}	2																																																												
Te類	約 3.8×10^{11}	<1																																																												
Ba類	約 6.1×10^{11}	<1																																																												
Ru類	約 5.9×10^{10}	<1																																																												
Ce類	約 2.2×10^{12}	3																																																												
La類	約 1.7×10^{12}	2																																																												
合計	約 8.6×10^{13}	100																																																												

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>第10-2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="277 256 826 563"> <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>第10-2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 (γ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1" data-bbox="1227 236 1783 652"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能^(注1, 2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 8.7×10^{15}</td><td>93</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 6.2×10^{14}</td><td>7</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.7×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 3.1×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 1.7×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 9.9×10^{10}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>約 1.1×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 2.9×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 9.3×10^{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)	内訳 (%)	希ガス類	約 8.7×10^{15}	93	ヨウ素類	約 6.2×10^{14}	7	Cs類	約 1.7×10^{13}	<1	Te類	約 3.1×10^{12}	<1	Ba類	約 1.7×10^{12}	<1	Ru類	約 9.9×10^{10}	<1	Ce類	約 1.1×10^{11}	<1	La類	約 2.9×10^{11}	<1	合計	約 9.3×10^{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)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 8.7×10^{15}	93																																																												
ヨウ素類	約 6.2×10^{14}	7																																																												
Cs類	約 1.7×10^{13}	<1																																																												
Te類	約 3.1×10^{12}	<1																																																												
Ba類	約 1.7×10^{12}	<1																																																												
Ru類	約 9.9×10^{10}	<1																																																												
Ce類	約 1.1×10^{11}	<1																																																												
La類	約 2.9×10^{11}	<1																																																												
合計	約 9.3×10^{15}	100																																																												

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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3</p> <p style="text-align: center;">よう素の化学形態の設定について</p> <p>本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合としてR.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。</p> <p>原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いたNUREG-1465にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相のpHが7以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は5%を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の3% (0.15%) を超えない (95%が粒子状))。</p> <p>本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素はC V内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。</p> <p>NUREG-1465では、よう素の化学形態毎の存在割合に関してpH<7の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732” Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732では、pHとよう素の存在割合に係る知見として、pHの低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故等時のよう素形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。</p> <p>pH調整がなされている場合の結果を第1表、pH調整がなされない場合の結果を第2表に示す。PWRでドライ型格納容器を持つSurryの評価結果では、pHが調整されている場合は、ほぼ全量がI⁻となって粒子状よう素になるのに対して、pHが調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH調整されている場合よりも、pH調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。</p>	<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;">よう素の化学形態の設定について</p> <p>本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合としてR.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。</p> <p>原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いたNUREG-1465にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相のpHが7以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は5%を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の3% (0.15%) を超えない (95%が粒子状))。</p> <p>本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は原子炉格納容器内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態ごとの存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。</p> <p>NUREG-1465では、よう素の化学形態毎の存在割合に関してpH<7の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態ごとの設定に関して、NUREG/CR-5732” Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732では、pHとよう素の存在割合に係る知見として、pHの低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故等時のよう素の化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。</p> <p>pH調整がなされている場合の結果を第1表、pH調整がなされない場合の結果を第2表に示す。PWRでドライ型格納容器を持つSurryの評価結果では、pHが調整されている場合は、ほぼ全量がI⁻となって粒子状よう素になるのに対して、pHが調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH調整されている場合よりも、pH調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第1表 重大事故時のpH調整した場合のよう素化学形態
 (NUREG/CR-5732、Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ₂ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時のpH調整を考慮しない場合のよう素化学形態
 (NUREG/CR-5732、Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ₂ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故等時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732で示されるpH調整されていないSurryの評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R.G.1.195のよう素の化学形態毎の存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 とR.G.1.195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R.G.1.195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

第1表 重大事故時のpH調整した場合のよう素化学形態
 (NUREG/CR-5732、Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ₂ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時のpH調整を考慮しない場合のよう素化学形態
 (NUREG/CR-5732、Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ₂ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故等時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732で示されるpH調整されていないSurryの評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R.G.1.195のよう素の化学形態ごとの存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 とR.G.1.195 におけるよう素の化学形態ごとの存在割合の比較

	NUREG-1465	R.G.1.195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

【大飯】記載表現の相違

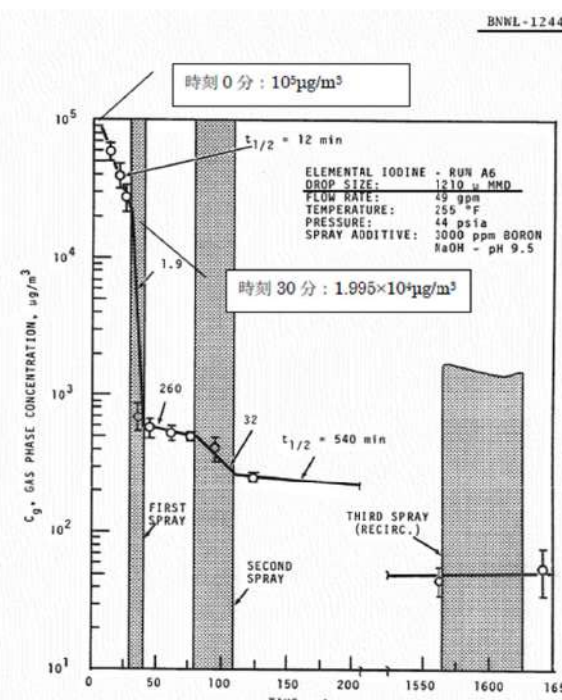
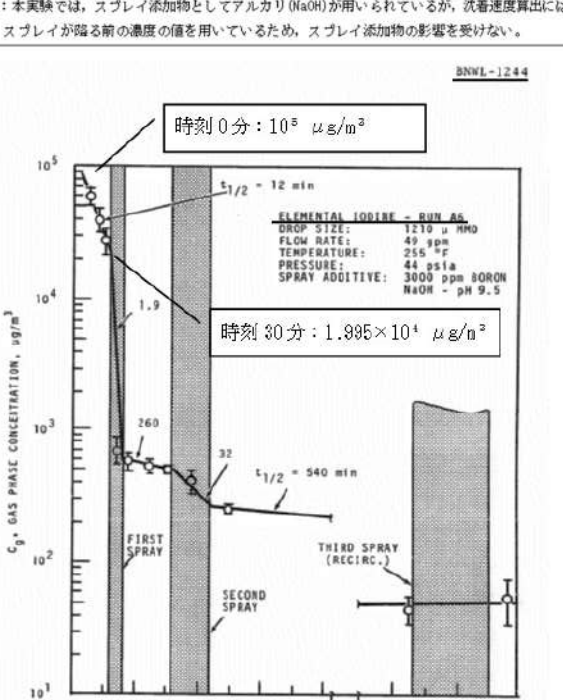
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等への元素状ヨウ素の沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内における元素状ヨウ素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」において、CSE A6実験に基づく値が示されている。</p> <p>数値の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度をλ_dとすると、原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度ρの濃度変化は以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$ <p>ρ : 原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) λ_d : 自然沈着率 (1/s)</p> <p>これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度λ_dは時刻t_0における元素状ヨウ素濃度ρ_0と時刻t_1における元素状ヨウ素濃度ρ_1を用いて、以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ <p>なお、NUPEC報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載（CSEA6実験）より、「CSE A6実験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。」それを上式に代入することで、元素状ヨウ素の自然沈着速度$9.0 \times 10^{-4} (1/s)$を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の元素状ヨウ素濃度が$1/200$になるまでは元素状ヨウ素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状ヨウ素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から11.8時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状ヨウ素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。</p>	<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等への元素状ヨウ素の沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内における元素状ヨウ素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」において、CSE A6実験に基づく値が示されている。</p> <p>数値の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度をλ_dとすると、原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度ρの濃度変化は以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$ <p>ρ : 原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) λ_d : 自然沈着率 (1/s)</p> <p>これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度λ_dは時刻t_0における元素状ヨウ素濃度ρ_0と時刻t_1における元素状ヨウ素濃度ρ_1を用いて、以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ <p>なお、NUPEC報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載（CSEA6実験）より、「CSE A6実験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。」それを上式に代入することで、元素状ヨウ素の自然沈着速度$9.0 \times 10^{-4} (1/s)$を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の元素状ヨウ素濃度が$1/200$になるまでは元素状ヨウ素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状ヨウ素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から11.8時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状ヨウ素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>CSE A6実験の詳細は前述のNuclear Technologyの論文においてBNWL-1244が引用されている。参考として、BNWL-1244記載の原子炉格納容器内元素状ヨウ素の時間変化を次に示す。この中で元素状ヨウ素の初期濃度は$10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$となっており、3号炉及び4号炉の原子炉格納容器に浮遊するヨウ素の濃度と同程度である。</p> <p>参考： BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"</p>  <p>FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6</p>	<p>CSE A6実験の詳細は前述のNuclear Technologyの論文においてBNWL-1244が引用されている。参考として、BNWL-1244記載の原子炉格納容器内元素状ヨウ素の時間変化を次に示す。この中で元素状ヨウ素の初期濃度は$10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$となっており、泊発電所3号炉の原子炉格納容器に浮遊するヨウ素の濃度と同程度である。</p> <p>参考：BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"</p> <p>注：本実験では、スプレィ添加物としてアルカリ(NaOH)が用いられているが、洗着速度算出にはスプレィが降る前の濃度の値を用いているため、スプレィ添加物の影響を受けない。</p>  <p>FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																								
<p>(添付)</p> <p>CSE実験の適用性について</p> <p>CSE実験の条件と大飯3、4号炉の比較について第1表にまとめる。また、NUPECの報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水によるC/V内壁等への濡れはない。これは、C/V内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。</p> <p>第1表 CSE 実験条件と大飯3、4号炉の比較</p> <table border="1" data-bbox="107 416 719 683"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">CSE 実験の Run No.</th> <th rowspan="2">大飯3、4号炉 解析結果</th> </tr> <tr> <th>A-6⁽¹⁾⁽²⁾</th> <th>A-5⁽²⁾</th> <th>A-11⁽²⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約0.20</td> <td>約0.22</td> <td>約0.24</td> <td>約0.43⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (℃)</td> <td>約120</td> <td>約120</td> <td>約150</td> <td>約144⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠的に 有り⁽¹⁾</td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1)R.K.Hilliard et al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971 (2)R.K.Hilliard et al, "Removal of iodine and particles from containment atmospherics by sprays", BNWL-1244 (3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457</p> <p>※1：自然沈着速度の算出には第1回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。 ※2：格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値 ※3：格納容器過温破損防止シーケンスの解析値</p>		CSE 実験の Run No.			大飯3、4号炉 解析結果	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左	雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.43 ⁽²⁾	雰囲気温度 (℃)	約120	約120	約150	約144 ⁽²⁾	スプレイ	間欠的に 有り ⁽¹⁾	なし	なし	あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)	<p>CSE実験の適用性について</p> <p>CSE実験の条件と泊発電所3号炉の比較について第1表にまとめる。また、NUPECの報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水によるC/V内壁等への濡れはない。これは、C/V内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。</p> <p>第1表 CSE実験条件と泊発電所3号炉の比較</p> <table border="1" data-bbox="1205 400 1803 598"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">CSE実験の Run No.</th> <th rowspan="2">泊発電所3号炉 解析結果</th> </tr> <tr> <th>A-6⁽¹⁾⁽²⁾</th> <th>A-5⁽²⁾</th> <th>A-11⁽²⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約0.20</td> <td>約0.22</td> <td>約0.24</td> <td>約0.325⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (℃)</td> <td>約120</td> <td>約120</td> <td>約120</td> <td>約138⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠的に有り⁽¹⁾</td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1)R.K.Hilliard et al., "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971 (2)R.K.Hilliard et al., "Removal of iodine and particles from containment atmospherics by sprays", BNWL-1244 (3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457</p> <p>*1：自然沈着速度の算出には第1回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。 *2：格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値 *3：格納容器過温破損防止シーケンスの解析値</p>		CSE実験の Run No.			泊発電所3号炉 解析結果	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左	雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.325 ⁽²⁾	雰囲気温度 (℃)	約120	約120	約120	約138 ⁽²⁾	スプレイ	間欠的に有り ⁽¹⁾	なし	なし	あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)	<p>【大飯】記載表現の相違</p>
		CSE 実験の Run No.				大飯3、4号炉 解析結果																																																				
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾																																																							
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左																																																						
雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.43 ⁽²⁾																																																						
雰囲気温度 (℃)	約120	約120	約150	約144 ⁽²⁾																																																						
スプレイ	間欠的に 有り ⁽¹⁾	なし	なし	あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)																																																						
	CSE実験の Run No.			泊発電所3号炉 解析結果																																																						
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾																																																							
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左																																																						
雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.325 ⁽²⁾																																																						
雰囲気温度 (℃)	約120	約120	約120	約138 ⁽²⁾																																																						
スプレイ	間欠的に有り ⁽¹⁾	なし	なし	あり (元素状よう素に対して は自然沈着のみ考慮)																																																						

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

自然沈着のみのケース（A-5,A-11）の容器内気相濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレイあり（A-6）の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より1/200以上低下した後に沈着が緩やかになること（カットオフ）が認められる。

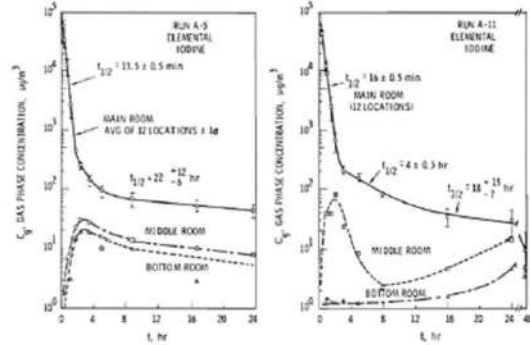


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾
初期	12分	13.5分	16分
カットオフ後 (ノミナル値)	540分(9時間) ^{*4}	22時間	18時間
カットオフ後 (誤差込)	— (記載なし)	34時間	33時間

※4：スプレイが行われた後の値

泊発電所3号炉

自然沈着のみのケース（A-5,A-11）の容器内気相濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレイあり（A-6）の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より1/200以上低下した後に沈着が緩やかになること（カットオフ）が認められる。

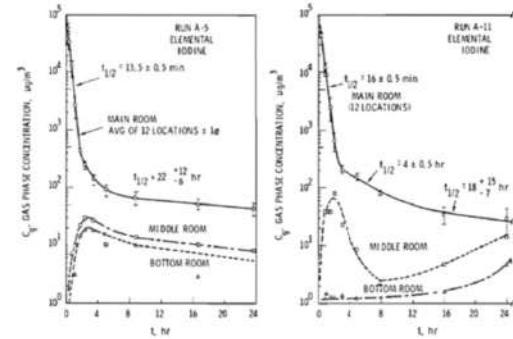


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾
初期	12分	13.5分	16分
カットオフ後 (ノミナル値)	540分(9時間) ^{*4}	22時間	18時間
カットオフ後 (誤差込)	— (記載なし)	34時間	33時間

※4：スプレイが行われた後の値

相違理由

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																														
<p>後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。 これより、カットオフ後の沈着速度はCV外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、 現行の評価条件は妥当と考える。</p> <p style="text-align: center;">第3表 感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="112 359 728 526"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期 (初期)</td> <td>12分 (沈着速度 9E-4 s⁻¹)</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>等価半減期 (カットオフ DF=200 後)</td> <td>同上</td> <td>40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第4表 感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="112 574 728 662"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)</td> <td>3.6E-4 (1.00) ※1</td> <td>3.7E-4 (1.03) ※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 カッコ内はベース条件に対する割合</p> <p>今回の評価では、CSE実験における実験開始後30分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE実験において、DF=200に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。 CV内の自然沈着率を設定した根拠としているA-6試験については、スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため、初期濃度に対してDF=200に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。 また、スプレイされない試験の結果として、同じくCSEの試験結果(A-5、A-11試験)を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5試験及びA-11試験のCV内のよう素濃度はDF=200付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考ええる。 なお、仮にA-5試験及びA-11試験のうち等価半減期の長いA-11試験の結果から得られる等価半減期16分を用いてよう素のCV外への放出割合について算出した結果を表5に示す。評価結果は表5に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状のA-6試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。</p>		ベース条件	感度解析	等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 9E-4 s ⁻¹)	同左	等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)		ベース条件	感度解析	よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)	3.6E-4 (1.00) ※1	3.7E-4 (1.03) ※1	<p>後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。 これより、カットオフ後の沈着速度はCV外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、 現行の評価条件は妥当と考える。本評価は原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、同様な傾向となる。</p> <p style="text-align: center;">第3表 感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1198 375 1803 502"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期 (初期)</td> <td>12分 (沈着速度 9E-4 s⁻¹)</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>等価半減期 (カットオフ DF=200 後)</td> <td>同上</td> <td>40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第4表 感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1198 582 1803 646"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)</td> <td>3.6E-4 (1.00) ※</td> <td>3.7E-4 (1.03) ※</td> </tr> </tbody> </table> <p>※カッコ内はベース条件に対する割合</p> <p>今回の評価では、CSE実験における実験開始後30分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE実験において、DF=200に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。 CV内の自然沈着率を設定した根拠としているA-6試験については、スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため、初期濃度に対してDF=200に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。 また、スプレイされない試験の結果として、同じくCSEの試験結果(A-5、A-11試験)を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5試験及びA-11試験のCV内のよう素濃度はDF=200付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考ええる。 なお、仮にA-5試験及びA-11試験のうち等価半減期の長いA-11試験の結果から得られる等価半減期16分を用いてよう素のCV外への放出割合について算出した結果を第5表に示す。評価結果は第5表に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状のA-6試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいといえる。本評価は原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、同様な傾向となる。</p>		ベース条件	感度解析	等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 9E-4 s ⁻¹)	同左	等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)		ベース条件	感度解析	よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)	3.6E-4 (1.00) ※	3.7E-4 (1.03) ※	<p>【大飯】記載表現の相違 【大飯】記載内容の相違 ・泊は原子炉格納容器貫通部 DF の影響について記載した。</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】記載内容の相違 ・泊は原子炉格納容器貫通部 DF の影響について記載した。</p>
	ベース条件	感度解析																														
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 9E-4 s ⁻¹)	同左																														
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)																														
	ベース条件	感度解析																														
よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)	3.6E-4 (1.00) ※1	3.7E-4 (1.03) ※1																														
	ベース条件	感度解析																														
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 9E-4 s ⁻¹)	同左																														
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)																														
	ベース条件	感度解析																														
よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)	3.6E-4 (1.00) ※	3.7E-4 (1.03) ※																														

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p>第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のCV外への放出割合</p> <table border="1" data-bbox="257 207 855 411"> <thead> <tr> <th>申請ケース</th> <th>感度解析①</th> <th>感度解析②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期(初期)</td> <td>12分</td> <td>16分^{※1}</td> </tr> <tr> <td>等価半減期(DF200到達後)</td> <td>同上</td> <td>40時間^{※2}</td> </tr> <tr> <td>よう素のCV外への放出割合</td> <td>約3.6E-04</td> <td>約3.7E-04</td> </tr> <tr> <td>申請ケースに対する比</td> <td>1.00</td> <td>1.03</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：A-11試験の結果より設定した値 ※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値</p> <p>また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。 そこで、CSEの試験体系と大飯3、4号炉の比表面積について第6表に示す。第6表に示すとおり、CSEの試験体系と大飯3、4号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は大飯3、4号炉に適用可能である。</p> <p>第6表 CSE試験と大飯3、4号炉の比表面積の比較</p> <table border="1" data-bbox="257 734 855 858"> <thead> <tr> <th></th> <th>CSE試験体系</th> <th>大飯3、4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>体積(m³)</td> <td>約600</td> <td>約73,000</td> </tr> <tr> <td>表面積(m²)</td> <td>約570</td> <td>約74,000</td> </tr> <tr> <td>比表面積(m⁻¹)</td> <td>約0.96</td> <td>約1.01</td> </tr> </tbody> </table>	申請ケース	感度解析①	感度解析②	等価半減期(初期)	12分	16分 ^{※1}	等価半減期(DF200到達後)	同上	40時間 ^{※2}	よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	申請ケースに対する比	1.00	1.03		CSE試験体系	大飯3、4号炉	体積(m ³)	約600	約73,000	表面積(m ²)	約570	約74,000	比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.01	<p>第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のC/V外への放出割合</p> <table border="1" data-bbox="1120 231 1888 363"> <thead> <tr> <th>申請ケース</th> <th>感度解析①</th> <th>感度解析②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期(初期)</td> <td>12分</td> <td>16分^{※1}</td> </tr> <tr> <td>等価半減期(DF=200到達後)</td> <td>同上</td> <td>40時間^{※2}</td> </tr> <tr> <td>よう素のCV外への放出割合</td> <td>約3.6E-04</td> <td>約3.7E-04</td> </tr> <tr> <td>申請ケースに対する比</td> <td>1.00</td> <td>1.03</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：A-11試験の結果より設定した値 ※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値</p> <p>また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。 そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。第6表に示すとおり、CSEの試験体系と泊発電所3号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は泊発電所3号炉に適用可能である。</p> <p>第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較</p> <table border="1" data-bbox="1209 734 1803 845"> <thead> <tr> <th></th> <th>CSE試験体系</th> <th>泊発電所3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>体積(m³)</td> <td>約800</td> <td>約85,500</td> </tr> <tr> <td>表面積(m²)</td> <td>約570</td> <td>約89,000</td> </tr> <tr> <td>比表面積(m⁻¹)</td> <td>約0.96</td> <td>約1.05</td> </tr> </tbody> </table>	申請ケース	感度解析①	感度解析②	等価半減期(初期)	12分	16分 ^{※1}	等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間 ^{※2}	よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	申請ケースに対する比	1.00	1.03		CSE試験体系	泊発電所3号炉	体積(m ³)	約800	約85,500	表面積(m ²)	約570	約89,000	比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.05	<p>【大飯】記載表現の相違</p>
申請ケース	感度解析①	感度解析②																																																						
等価半減期(初期)	12分	16分 ^{※1}																																																						
等価半減期(DF200到達後)	同上	40時間 ^{※2}																																																						
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04																																																						
申請ケースに対する比	1.00	1.03																																																						
	CSE試験体系	大飯3、4号炉																																																						
体積(m ³)	約600	約73,000																																																						
表面積(m ²)	約570	約74,000																																																						
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.01																																																						
申請ケース	感度解析①	感度解析②																																																						
等価半減期(初期)	12分	16分 ^{※1}																																																						
等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間 ^{※2}																																																						
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04																																																						
申請ケースに対する比	1.00	1.03																																																						
	CSE試験体系	泊発電所3号炉																																																						
体積(m ³)	約800	約85,500																																																						
表面積(m ²)	約570	約89,000																																																						
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.05																																																						

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																						
<p>参考-1：CSE試験体系</p> <p style="text-align: center;">TABLE I Physical Conditions Common to All Spray Experiments</p> <table border="1" data-bbox="235 236 795 534"> <tr> <td>Volume above deck including drywell</td> <td>21 005 ft³</td> <td>595 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area above deck including drywell</td> <td>6 140 ft²</td> <td>569 m²</td> </tr> <tr> <td>Surface area/volume</td> <td>0.293/ft</td> <td>0.958/m</td> </tr> <tr> <td>Cross-section area, main vessel</td> <td>490 ft²</td> <td>45.5 m²</td> </tr> <tr> <td>Cross-section area, drywell</td> <td>95 ft²</td> <td>8.8 m²</td> </tr> <tr> <td>Volume, middle room</td> <td>2 089 ft³</td> <td>59 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area, middle room</td> <td>1 363 ft²</td> <td>127 m²</td> </tr> <tr> <td>Volume, lower room</td> <td>3 384 ft³</td> <td>96 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area, lower room</td> <td>2 057 ft²</td> <td>191 m²</td> </tr> <tr> <td>Total volume of all rooms</td> <td>26 477 ft³</td> <td>751 m³</td> </tr> <tr> <td>Total surface area, all rooms</td> <td>9 560 ft²</td> <td>888 m²</td> </tr> <tr> <td>Drop fall height to deck</td> <td>33.8 ft</td> <td>10.3 m</td> </tr> <tr> <td>Drop fall height to drywell bottom</td> <td>50.5 ft</td> <td>15.4 m</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="235 534 795 622"> <tr> <td>Surface coating</td> <td>All interior surfaces coated with phenolic paint^a</td> </tr> <tr> <td>Thermal insulation</td> <td>All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation^b</td> </tr> </table> <p>^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carbolite Co., St. Louis, Missouri. ^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.</p>	Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³	Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²	Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m	Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²	Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²	Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³	Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²	Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³	Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²	Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³	Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²	Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m	Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m	Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a	Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b	<p>参考-1：CSE試験体系</p> <p style="text-align: center;">TABLE I Physical Conditions Common to All Spray Experiments</p> <table border="1" data-bbox="1220 236 1758 518"> <tr> <td>Volume above deck including drywell</td> <td>21 005 ft³</td> <td>595 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area above deck including drywell</td> <td>6 140 ft²</td> <td>569 m²</td> </tr> <tr> <td>Surface area/volume</td> <td>0.293/ft</td> <td>0.958/m</td> </tr> <tr> <td>Cross-section area, main vessel</td> <td>490 ft²</td> <td>45.5 m²</td> </tr> <tr> <td>Cross-section area, drywell</td> <td>95 ft²</td> <td>8.8 m²</td> </tr> <tr> <td>Volume, middle room</td> <td>2 089 ft³</td> <td>59 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area, middle room</td> <td>1 363 ft²</td> <td>127 m²</td> </tr> <tr> <td>Volume, lower room</td> <td>3 384 ft³</td> <td>96 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area, lower room</td> <td>2 057 ft²</td> <td>191 m²</td> </tr> <tr> <td>Total volume of all rooms</td> <td>26 477 ft³</td> <td>751 m³</td> </tr> <tr> <td>Total surface area, all rooms</td> <td>9 560 ft²</td> <td>888 m²</td> </tr> <tr> <td>Drop fall height to deck</td> <td>33.8 ft</td> <td>10.3 m</td> </tr> <tr> <td>Drop fall height to drywell bottom</td> <td>50.5 ft</td> <td>15.4 m</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="1220 518 1758 598"> <tr> <td>Surface coating</td> <td>All interior surfaces coated with phenolic paint^a</td> </tr> <tr> <td>Thermal insulation</td> <td>All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation^b</td> </tr> </table> <p>^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carbolite Co., St. Louis, Missouri. ^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.</p>	Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³	Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²	Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m	Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²	Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²	Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³	Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²	Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³	Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²	Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³	Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²	Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m	Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m	Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a	Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b	
Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³																																																																																						
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²																																																																																						
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m																																																																																						
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²																																																																																						
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²																																																																																						
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³																																																																																						
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²																																																																																						
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³																																																																																						
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²																																																																																						
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³																																																																																						
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²																																																																																						
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m																																																																																						
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m																																																																																						
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a																																																																																							
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b																																																																																							
Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³																																																																																						
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²																																																																																						
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m																																																																																						
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²																																																																																						
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²																																																																																						
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³																																																																																						
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²																																																																																						
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³																																																																																						
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²																																																																																						
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³																																																																																						
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²																																																																																						
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m																																																																																						
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m																																																																																						
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a																																																																																							
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b																																																																																							

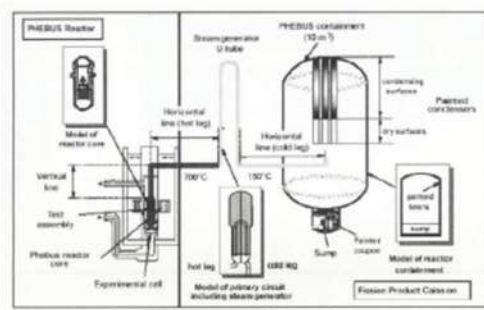
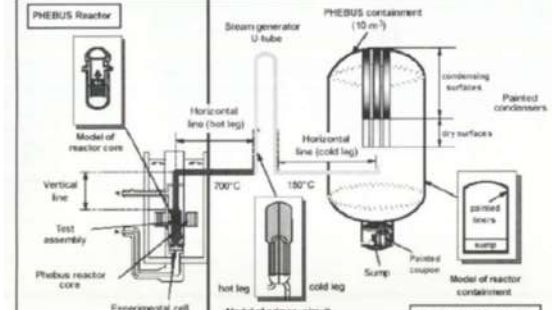
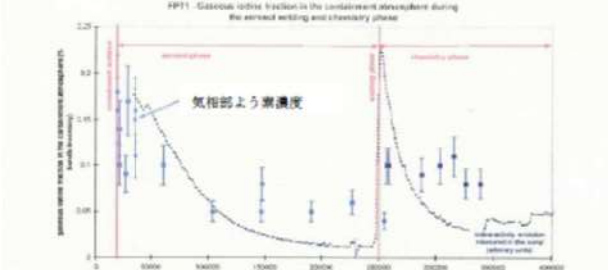
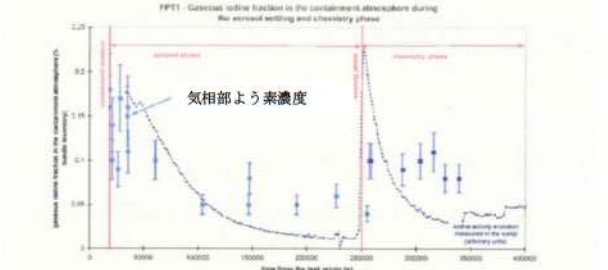
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><u>参考-2：その他の知見(PHEBUS FP 試験)に対する考察について</u></p> <p>PHEBUS-FP計画は、カダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉を用いて、炉心から格納容器に至るFPが移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。</p> <p>試験は約23GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。</p> <p>PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。</p> <p>試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程度の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈積したFPを下部サンプルに洗い出す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。</p> <p>PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05%（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動はCSE実験と同様の傾向である。</p> <p>以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参照資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。</p> <p>(1)原子力発電技術機構、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 (2)原子力発電技術機構、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（要約版）、平成15年</p>	<p><u>参考-2：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について</u></p> <p>PHEBUS-FP計画は、カダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉を用いて、炉心から格納容器に至るFPが移行する過程をホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。</p> <p>試験は約23GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。</p> <p>PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。</p> <p>試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程度の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈積したFPを下部サンプルに洗い出す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。</p> <p>PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05%（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動はCSE実験と同様の傾向である。</p> <p>以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参照資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。</p> <p>(1)原子力発電技術機構、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 (2)原子力発電技術機構、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（要約版）、平成15年</p>	

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図</p> <p>第1図 PHEBUS FP試験装置(1)</p>	 <p>図1.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図</p> <p>第1図 PHEBUS FP試験装置(1)</p>	
<p>試験結果 - 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -</p>  <p>●格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心インベントリに対する割合)は、170Vフェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定(注)格納容器(インベントリ)に対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約94%のため)</p> <p>第2図 PHEBUS FP試験結果(2)</p>	<p>試験結果 - 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -</p>  <p>●格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心インベントリに対する割合)は、170Vフェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定(注)格納容器(インベントリ)に対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約94%のため)</p> <p>第2図 PHEBUS FP試験結果(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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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5</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。 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号炉及び4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> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 1.93 \times 10^{-6} (1/s) = 6.94 \times 10^{-3} (1/h)$ <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号炉及び4号炉 1,452 m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³) (大飯発電所3号炉及び4号炉 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報告書に記載されている値である。</p>	<p style="text-align: right;">別紙5</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。 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、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> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} (1/h)$ <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) (泊発電所3号炉 1,250m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³) (泊発電所3号炉 65,500m³)</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報告書に記載されている値である。</p>	<p>【大飯】個別設計による相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

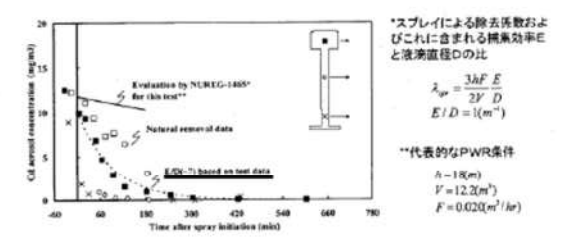
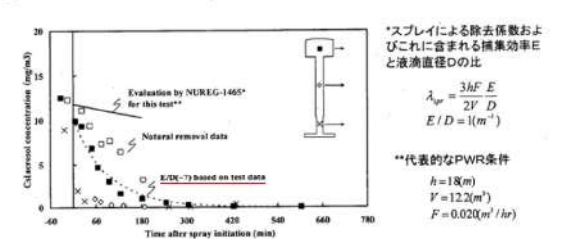
大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p style="text-align: center;">第1表 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="168 191 768 371"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m^3)</td> <td>3.2×10^5</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m^3)</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/s^2)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)</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。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log(1.995 \times 10^4 / 10^5) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$ ・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。 $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} = \frac{2r_p^2\rho_pg}{9\mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6})^2 \times 3.2 \times 10^5 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-3} (\text{m}/\text{s})$ $\lambda_d = V_d \frac{A_c}{V_c} = 9.68 \times 10^{-3} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/s)$ ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La Csl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)	3.2×10^5	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 ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	<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="1205 212 1805 352"> <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/m^3)</td> <td>3.2×10^5</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m^3)</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/s^2)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)</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。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log(1.995 \times 10^4 / 10^5) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$ ・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。 $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} = \frac{2r_p^2\rho_pg}{9\mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6})^2 \times 3.2 \times 10^5 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-3} (\text{m}/\text{s})$ $\lambda_d = V_d \frac{A_c}{V_c} = 9.68 \times 10^{-3} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/s)$ ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La Csl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)	3.2×10^5	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 ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	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)	3.2×10^5	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 ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	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)	3.2×10^5	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 ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																				

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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6</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>重大事故等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 style="text-align: right;">別紙6</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>重大事故等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。したがって、NUREG-1465やMAAPにはこれらの挙動に係る評価式、評価モデルある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>また、米国R.G.1.195でもエアロゾルのスプレイ効果として、下記のとおりSRP6.5.2が適用可能としていることから、本評価にも用いている。</p> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP¹</p> <p>(Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.</p> </div>	<p>【大飯】 記載方針の相違 泊はエアロゾルのスプレイ効果に関する記載の充実化を行っている</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

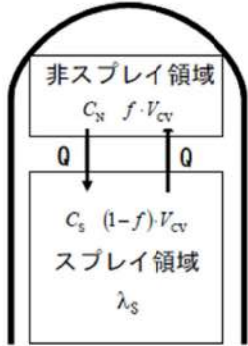
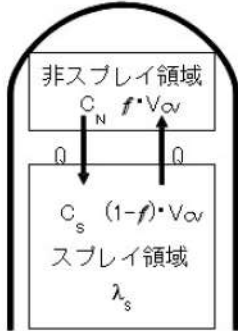
大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について 今回の評価では、E/Dを7と設定した。その妥当性について以下に示す。</p> <p>(1) NUPEC試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書平成15年3月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下のとおり実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) 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> <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⁽⁹⁾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>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号炉及び4号炉への適用</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の今回の評価では、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。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1.5 mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量120 m³/hが必要である。</p> <p>今回の評価で用いた大飯発電所3号炉及び4号炉の代替格納容器スプレイ流量は130 m³/h (> 120 m³/h)であり、スプレイ粒径1.5 mm 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. スプレイ効率 (E/D) の設定について 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>(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とおり実施されている。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> <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⁽⁹⁾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>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) 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条件の下で、E/D=7との結果が得られている。PCCVプラントと鋼鉄CVプラントの泊発電所3号炉では、重大事故時の温度や圧力について若干の差があると思われるが、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、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以上が必要である。</p> <p>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は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>【大飯】記載表現の相違 ・鋼製 CV である泊においても知見が活用できることを記載している。 【大飯】個別解析による相違</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）

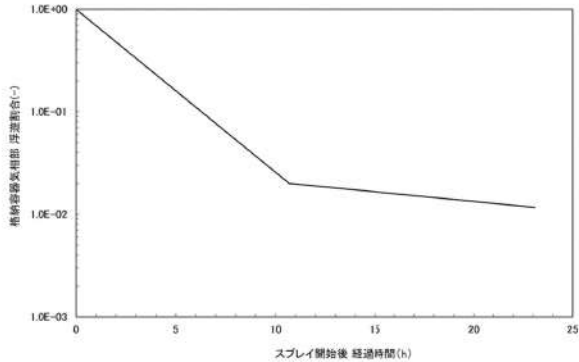
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】</p> <p>3. エアロゾル除去速度の算出</p> <p>1. で示したSRP6.5.2のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用いて、2. で示したスプレイ効率 (E/D) 及び伊方3号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積、スプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。</p> <p>ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。</p> <p>非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の流れによる混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。</p> <p>米国RegulatoryGuide1.183では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環することとする。</p> <p>評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積Vに対する非スプレイ領域の体積割合をfとし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域iにおける浮遊エアロゾル濃度をC_iとし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量Qの空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去され则认为。</p>	<p>3. エアロゾル除去速度の算出</p> <p>1. で示したSRP6.5.2のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D)、泊3号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。</p> <p>ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。</p> <p>非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の流れによる混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。</p> <p>米国Regulatory Guide 1.183では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環することとする（添付-2 参照）。</p> <p>評価の概略図を以下に示す。原子炉格納容器内全体積V_{CV} に対する非スプレイ領域の体積割合をfとし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域iにおける浮遊エアロゾル濃度をC_iとし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量Qの空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去され则认为。</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している ・伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】</p>  <p>このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。</p> $\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \\ N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV} \end{cases}$ <p> C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³) N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq) f : 非スプレイ領域体積割合 (-) (伊方発電所3号炉 93%) T : 原子炉格納容器内空気混合時間 (h) $T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (原子炉格納容器内の空気が十分に混合するまでの時間) V_{CV} : 原子炉格納容器内自由体積 (m³) (伊方発電所3号炉 67,400m³) Q : 原子炉格納容器内空気循環流量 (m³/h) (伊方発電所3号炉 125,000m³) λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹) V_S : スプレイ領域体積 (添字 N : 非スプレイ領域、S : スプレイ領域) </p>	 <p>このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び原子炉格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。</p> $\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \\ N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV} \end{cases}$ <p> C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³) N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq) f : 非スプレイ領域体積割合 (-) (泊発電所3号炉 93%) T : CV 内空気混合時間 (h) $T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間) V_{CV} : CV 内自由体積 (m³) (泊発電所3号炉 65,500 m³) Q : CV 内空気循環流量 (m³/h) (泊発電所3号炉 122,000 m³) λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹) V_S : スプレイ領域体積 (添字 N : 非スプレイ領域、S : スプレイ領域) </p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している ・伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】</p> <p>ただし、λ_sはスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2で示されている「V_s」は、スプレイ領域体積として、$V_{cv} \times (1-f)$として考える。</p> <p>上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出し、以下のように設定した。</p> <p>【伊方3号炉まとめ資料 59条 補足資料より抜粋】</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ではカットオフDFが50を到達以降は、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として除去速度を算出した。</p> <p>以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度としては以下のように設定した。</p> <p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 を抜粋】</p> <table border="1" data-bbox="324 817 781 938"> <thead> <tr> <th>カットオフ DF</th> <th>エアロゾル除去速度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DF < 50</td> <td>0.35 (1/時)</td> </tr> <tr> <td>DF ≥ 50</td> <td>0.042 (1/時)</td> </tr> </tbody> </table>	カットオフ DF	エアロゾル除去速度	DF < 50	0.35 (1/時)	DF ≥ 50	0.042 (1/時)	<p>ただし、λ_sはスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2で示されている「V_s」は、スプレイ領域体積として、$V_{cv} \times (1-f)$として考える。</p> <p>上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出した。</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ではカットオフDFが50を到達以降は、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として除去速度を算出した。</p> <p>以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度として第1表のように設定した。</p> <p>また、第1表をグラフで表したスプレイ除去効果のモデルを第1図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1303 805 1715 943"> <caption>第1表 エアロゾル除去速度</caption> <thead> <tr> <th>カットオフ DF</th> <th>エアロゾル除去速度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DF < 50</td> <td>0.36 (1/時)</td> </tr> <tr> <td>DF ≥ 50</td> <td>0.043 (1/時)</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第1図 スプレイ除去効果のモデル</p>	カットオフ DF	エアロゾル除去速度	DF < 50	0.36 (1/時)	DF ≥ 50	0.043 (1/時)	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している ・伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。</p> <p>【伊方】 記載方針の相違 ・泊ではカットオフDFについて考え方を記載している。 ・伊方でも他条文(59条)では記載しているため掲載した。 ・なお、伊方もカットオフDFを考慮していることは表に記載があり、同様の評価条件である。</p>
カットオフ DF	エアロゾル除去速度													
DF < 50	0.35 (1/時)													
DF ≥ 50	0.042 (1/時)													
カットオフ DF	エアロゾル除去速度													
DF < 50	0.36 (1/時)													
DF ≥ 50	0.043 (1/時)													

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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	59	48	44
Nozzle type	*	*	†	†	†	†
Drop MMD, µ ^l	1210	1210	1210	1210	1710	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	5	13	13	13	12	13
Spray rate, gal/min	12.8	46.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	810	1950	1950	1950	2020	2300
Spray solution	*	*	†	†	†	†

*Spraying Systems Co. 3/4 703, full cone.
 †225 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
 ‡3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
 §3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.
 ¶Spraying Systems Co. 3/8 AS9, hollow cone.
 **Spraying Systems Co. 3/4 AS9, hollow cone.
 ††Mass 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 _s Observed, min ⁻¹ a			
	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

a For first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.
 b Includes 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	59	48	44
Nozzle type	*	*	†	†	†	†
Drop MMD, µ ^l	1210	1210	1210	1210	1710	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	5	13	13	13	12	13
Spray rate, gal/min	12.8	46.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	810	1950	1950	1950	2020	2300
Spray solution	*	*	†	†	†	†

*Spraying Systems Co. 3/4 703, full cone.
 †225 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
 ‡3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
 §3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.
 ¶Spraying Systems Co. 3/8 AS9, hollow cone.
 **Spraying Systems Co. 3/4 AS9, hollow cone.
 ††Mass 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 _s Observed, min ⁻¹ a			
	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

a For first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.
 b Includes 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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<div data-bbox="443 767 667 815" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</div>	<div data-bbox="1899 140 1973 164" style="text-align: right;">添付-2</div> <p style="text-align: center;">スプレイ領域と非スプレイ領域の取り扱いについて</p> <p>エアロゾルの除去効果については、参考資料に示される条件で実施されたNUPEC試験を基にスプレイ効率と液滴径の比としてE/D=7を用いている。</p> <p>NUPEC試験では、下記のとおりCV自由体積及び代替スプレイ流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、E/D=7の中にCV内の流動の効果も加味されたものとなっている。</p> <div data-bbox="1205 411 1800 619" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万KWe級の4ループを選定した。この場合、本試験で使用する模擬格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一部（基下段からのスプレイヘッドのみ、120個程度）と少ないため、本試験で使用するスプレイノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレイノズルをそのまま使用できないため、FP除去効果に影響を及ぼすと考えられるAMスプレイ時の液滴径分布をできる限り模擬しうるシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレイ流量に関しては、AM時のスプレイ流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。</p> </div> <p>そのため、E/D=7を評価に用い、更に非スプレイ領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。</p> <div data-bbox="1211 759 1800 1114" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図1 スプレイ除去効果の比較</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違（記載充実化）</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																																																																														
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</div>	<p>(参考資料) NUPEC PWR模擬試験条件</p> <p style="text-align: center;">表3.2-3 PWR模擬試験条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>実機プラント</th> <th>本試験</th> <th>注記</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>対象シナリオ</td> <td>AHF</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>対象プラント</td> <td>PWR4ループ炉</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>CV体積</td> <td>71,700m³</td> <td>12.2m³ 初期水量2000m³を減じる。スケール比1/5877</td> </tr> <tr> <td>CV高さ</td> <td>20m</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>スプレイノズル個数</td> <td>120</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>スプレイ流量</td> <td>120m³/hr</td> <td>0.34L/min</td> </tr> <tr> <td>ノズル型式</td> <td>新倉EX554L</td> <td>シミュレータノズル</td> </tr> <tr> <td>ノズル出口径</td> <td>10mm</td> <td>1.2mm</td> </tr> <tr> <td>スプレイ液滴径</td> <td>1500(μm) (9°噴霧)</td> <td>1470(μm) (9°噴霧)</td> </tr> <tr> <td>散布形態</td> <td>約10hr 連続</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>スプレイ水温</td> <td>303K</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>スプレイ水質</td> <td>中性</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>CV初期全圧</td> <td>0.52MPa</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>水蒸気分圧</td> <td>0.39MPa</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>Air分圧</td> <td>0.12MPa</td> <td>同左 N₂で代用</td> </tr> <tr> <td>H₂分圧</td> <td>0.01MPa</td> <td>同左 Heで代用</td> </tr> <tr> <td>CV初期温度</td> <td>415K</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>CV初期水位</td> <td>(不明)</td> <td>100mm BWR基本ケースに合わせた</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル種類</td> <td>CsI</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>CsI濃度</td> <td>0.01g/m³</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>CsI粒径</td> <td>1ミクロン</td> <td>同左 幾何標準偏差は2.0</td> </tr> <tr> <td>試験中のCsI供給</td> <td>無し</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱</td> <td>3,411MWt</td> <td>4.3 kW 実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル（定格出力の0.7%）、試験は一定で供給</td> </tr> <tr> <td>蒸気の状態</td> <td>飽和蒸気</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>蒸気供給高さ</td> <td>CV下部</td> <td>同左</td> </tr> </tbody> </table>	実機プラント	本試験	注記	対象シナリオ	AHF	同左	対象プラント	PWR4ループ炉	同左	CV体積	71,700m ³	12.2m ³ 初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877	CV高さ	20m	同左	スプレイノズル個数	120	1	スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min	ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル	ノズル出口径	10mm	1.2mm	スプレイ液滴径	1500(μm) (9°噴霧)	1470(μm) (9°噴霧)	散布形態	約10hr 連続	同左	スプレイ水温	303K	同左	スプレイ水質	中性	同左	CV初期全圧	0.52MPa	同左	水蒸気分圧	0.39MPa	同左	Air分圧	0.12MPa	同左 N ₂ で代用	H ₂ 分圧	0.01MPa	同左 Heで代用	CV初期温度	415K	同左	CV初期水位	(不明)	100mm BWR基本ケースに合わせた	エアロゾル種類	CsI	同左	CsI濃度	0.01g/m ³	同左	CsI粒径	1ミクロン	同左 幾何標準偏差は2.0	試験中のCsI供給	無し	同左	崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW 実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル（定格出力の0.7%）、試験は一定で供給	蒸気の状態	飽和蒸気	同左	蒸気供給高さ	CV下部	同左	<p>【大飯】 記載方針の相違（記載充実化）</p>
実機プラント	本試験	注記																																																																														
対象シナリオ	AHF	同左																																																																														
対象プラント	PWR4ループ炉	同左																																																																														
CV体積	71,700m ³	12.2m ³ 初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877																																																																														
CV高さ	20m	同左																																																																														
スプレイノズル個数	120	1																																																																														
スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min																																																																														
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル																																																																														
ノズル出口径	10mm	1.2mm																																																																														
スプレイ液滴径	1500(μm) (9°噴霧)	1470(μm) (9°噴霧)																																																																														
散布形態	約10hr 連続	同左																																																																														
スプレイ水温	303K	同左																																																																														
スプレイ水質	中性	同左																																																																														
CV初期全圧	0.52MPa	同左																																																																														
水蒸気分圧	0.39MPa	同左																																																																														
Air分圧	0.12MPa	同左 N ₂ で代用																																																																														
H ₂ 分圧	0.01MPa	同左 Heで代用																																																																														
CV初期温度	415K	同左																																																																														
CV初期水位	(不明)	100mm BWR基本ケースに合わせた																																																																														
エアロゾル種類	CsI	同左																																																																														
CsI濃度	0.01g/m ³	同左																																																																														
CsI粒径	1ミクロン	同左 幾何標準偏差は2.0																																																																														
試験中のCsI供給	無し	同左																																																																														
崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW 実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル（定格出力の0.7%）、試験は一定で供給																																																																														
蒸気の状態	飽和蒸気	同左																																																																														
蒸気供給高さ	CV下部	同左																																																																														

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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7</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スプレイ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三式から得られる値のうち、最大の値とする。</p>	<p style="text-align: right;">別紙7</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」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うち、最大の値とする。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違 ・泊は有効性評価での表現に合わせた</p>

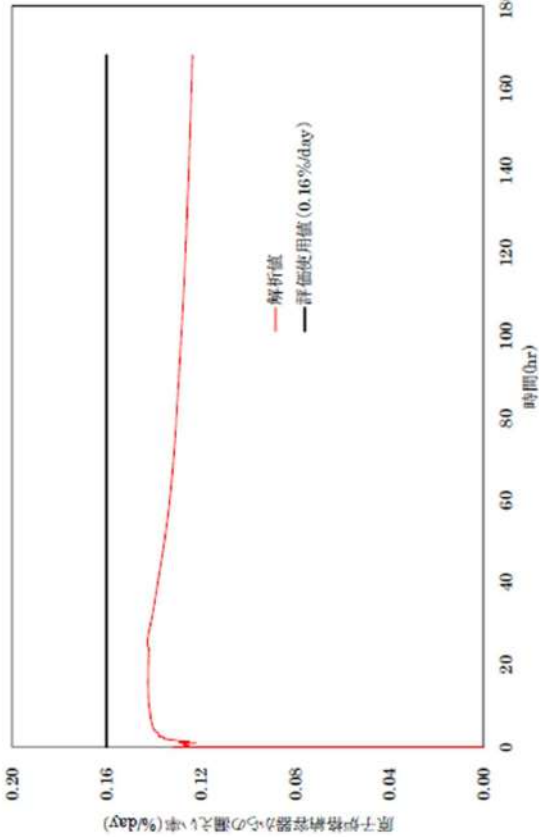
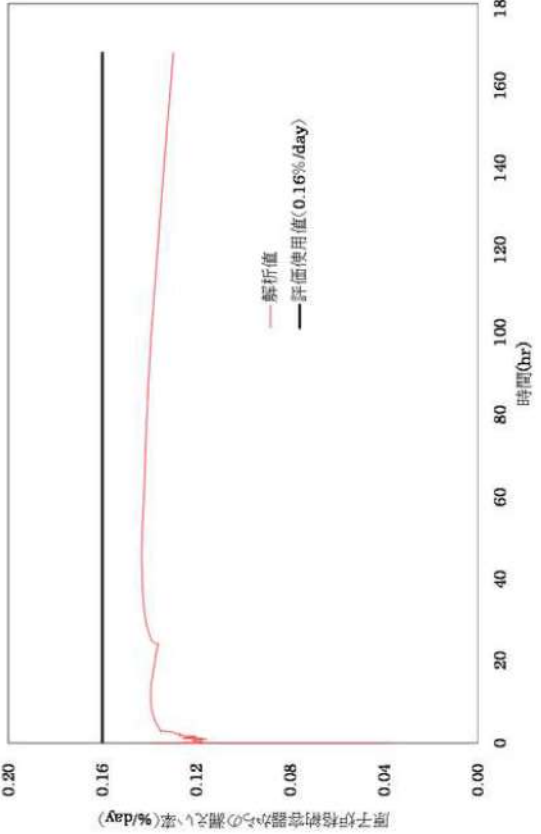
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</div> $\frac{L_i}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_i} \cdot \frac{2k_i}{k_d-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{1}{k_i}} - \frac{P_{leak,d}}{P_i} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{2}{k_i}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_i} \right)^{\frac{k_i+1}{k_i}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \\ \left(\frac{\Delta P_i}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <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> <p> P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧 </p> <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>	<div style="text-align: center;">泊発電所3号炉</div> $\frac{L_i}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_i} \cdot \frac{2k_i}{k_d-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{1}{k_i}} - \frac{P_{leak,d}}{P_i} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{2}{k_i}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_i} \right)^{\frac{k_i+1}{k_i}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \\ \left(\frac{\Delta P_i}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <p> P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 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> <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> <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0.360MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.144%/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0.40MPa [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>相違理由</p> <p>圧縮性流体（層流）</p> <p>圧縮性流体（乱流）</p> <p>差圧流</p> <p>【大飯】個別解析による相違</p> <p>【大飯】個別解析による相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
 <p data-bbox="817 303 846 885">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 data-bbox="1780 327 1809 813">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 data-bbox="2004 167 2150 223">【大飯】個別解析による相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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>蒸気液</p> <p>圧縮性液体(注液)</p> <p>圧縮性液体(凝液)</p> <p>原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08%/day~0.16%/day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>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/day)</p> <p>時間(hr)</p> <p>蒸気液</p> <p>圧縮性液体(注液)</p> <p>圧縮性液体(凝液)</p> <p>原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下</p> <p>※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08%/day~0.16%/day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>相違理由</p> <p>【大飯】個別解析による相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率</p>	<p>第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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8</p> <p style="text-align: center;">アンユラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について</p> <p>1. 微粒子フィルタ除去効率について アンユ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率が99.97%以上であることを確認している。 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>・アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ a. 温度及び湿度条件について 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ンユラス内の温度が上昇する。 アンユ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号炉アンユ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はなく、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、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユ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。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 大飯発電所3号炉及び4号炉のアンユ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ンユ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） したがって、アンユ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> <p style="text-align: center;">第1表 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <th>微粒子フィルタ</th> <th>アンユラス空気浄化設備</th> </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>	微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備	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: right;">別紙8</p> <p style="text-align: center;">アンユラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について</p> <p>1. 微粒子フィルタ除去効率について アンユ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上記フィルタ除去率が確保されていることを確認している。 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>・アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ a. 温度及び湿度条件について 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ンユラス内の温度が上昇する。 アンユラス内温度は最高で120℃程度までの上昇であるが、泊発電所3号炉のアンユラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタは□℃での性能確認を実施しており、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、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユ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。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 泊発電所3号炉のアンユ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/6枚（全12枚のうち上流側6枚）である。 評価期間中に原子炉格納容器からアンユ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。</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。（第3表及び第1図参照） したがって、アンユ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> <p style="text-align: center;">第1表 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <th>微粒子フィルタ</th> <th>アンユラス空気浄化設備</th> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約 0.9 kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約 8.9 kg</td> </tr> </table> <p style="text-align: right;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg	保持容量	約 8.9 kg	<p>【大飯】確認内容が異なるが、評価条件として99%を用いることの妥当性を示していることは同じ。</p> <p>【大飯】個別解析による相違 ・大飯はアンユラス部への伝熱性が低いコンクリート製PCCVであるが泊は鋼製CVである。 ・泊は大飯よりCV内からアンユラス部への伝熱性が高いため温度が高くなる。</p> <p>【大飯】 ・泊では具体的な温度を記載した。</p> <p>【大飯】設計の相違</p> <p>【大飯】個別解析の相違 【大飯】記載方針の相違 ・泊では適合性を示す被ばく評価と異なる条件になるため記載している。</p> <p>【大飯】個別解析の相違</p>
微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
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	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg													
保持容量	約 8.9 kg													

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>2. よう素フィルタ除去効率について アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタによる有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として95%を用いている。よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。</p> <p>・アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ a. 温度及び湿度条件について よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。 また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、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。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。</p> <p>b. 吸着容量について 大飯発電所3号炉及び4号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約765g（充てん量約306kg（17枚）、よう素吸着能力2.5mg（活性炭1gあたり）（米国R.G.1.52より））である。</p> <p>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よう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約25gである。</p> <p>これは、「1. 微粒子フィルタについて(2) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第3表及び第2図参照） したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率95%は確保できる。</p> <p>第2表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ保持容量</p> <table border="1" data-bbox="324 1005 757 1109"> <thead> <tr> <th>よう素フィルタ</th> <th>アニュラス空気浄化設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタに捕集されるよう素量</td> <td>約 25 g</td> </tr> <tr> <td>吸着容量</td> <td>約 765g</td> </tr> </tbody> </table>	よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるよう素量	約 25 g	吸着容量	約 765g	<p>2. よう素フィルタ除去効率について アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタによる有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として95%を用いている。よう素フィルタについては、定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。</p> <p>・アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ a. 温度及び湿度条件について よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。 また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、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。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。</p> <p>b. 吸着容量について 泊発電所3号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約1.4kg/34枚である。</p> <p>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よう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約20gである。</p> <p>これは、「1. 微粒子フィルタ除去効率について」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第3表及び第2図参照） したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率95%は確保できる。</p> <p>第2表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量</p> <table border="1" data-bbox="1198 1053 1803 1141"> <thead> <tr> <th>よう素フィルタ</th> <th>アニュラス空気浄化設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタに捕集されるよう素量</td> <td>約 20 g</td> </tr> <tr> <td>吸着容量</td> <td>約 1.4 kg</td> </tr> </tbody> </table>	よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g	吸着容量	約 1.4 kg	<p>【大飯】個別解析の相違 【大飯】記載方針の相違 ・大飯は内訳を記載 【大飯】個別解析の相違 【大飯】記載の適正化 【大飯】個別解析の相違</p>
よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるよう素量	約 25 g													
吸着容量	約 765g													
よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g													
吸着容量	約 1.4 kg													

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>第3表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="367 229 687 561"> <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>	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>第3表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="1258 207 1744 533"> <thead> <tr> <th>核種</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>2.1E+01 (2.0E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>5.0E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>2.1E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>6.9E+02</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>9.4E+02</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>1.0E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.2E+03</td> </tr> </tbody> </table>	核種	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)	Cs類	3.0E+02	Te類	5.0E+01	Ba類	2.1E+02	Ru類	6.9E+02	Ce類	9.4E+02	La類	1.0E+03	合計	3.2E+03	<p>【大飯】個別解析の相違</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	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)																																					
Cs類	3.0E+02																																					
Te類	5.0E+01																																					
Ba類	2.1E+02																																					
Ru類	6.9E+02																																					
Ce類	9.4E+02																																					
La類	1.0E+03																																					
合計	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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1図 アニュ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>	<p>第1図 アニュ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>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>よう素フィルタ捕集量</p> <p>(原子炉格納容器から漏えいしたよう素が全量捕集)</p> <p>原子炉格納容器外へのよう素の放出割合</p> <p>(原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day)</p> <p>(原子炉格納容器内での低減効果)</p> <p>(NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内へのよう素の放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の よう素の炉心内蓄積質量 (よう素は全て元素状または有機よう素とする)</p> <p>第2図 アニユラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程</p>	<p>よう素フィルタ捕集量</p> <p>(原子炉格納容器から漏えいしたよう素が全量捕集)</p> <p>原子炉格納容器外へのよう素の放出割合</p> <p>(原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day)</p> <p>(原子炉格納容器内での低減効果)</p> <p>(NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内への放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の よう素の炉心内蓄積質量 (よう素は全て元素状または有機よう素とする)</p> <p>第2図 アニユラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程</p>	

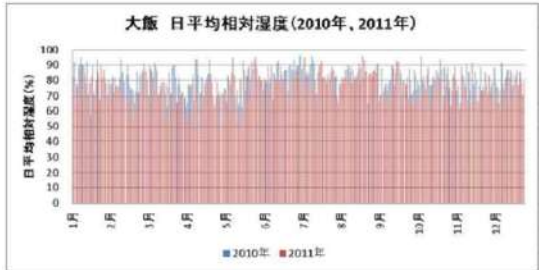
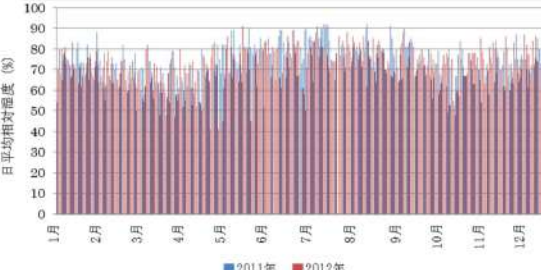
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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</p> <p style="text-align: center;"><u>よう素フィルタの湿度等を踏まえた除去効率の妥当性について</u></p> <p>(1) よう素フィルタ除去効率試験について よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95%以上）を満足することを確認している。 その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環設備ともに「温度：30℃、湿度：95%RH」である。 なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。</p> <p>(2) 大飯発電所の温度状況について 大飯発電所の温度状況については、既設置許可添付6に記載の月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値によると、最高値及び最低値はそれぞれ30.9℃、-0.2℃である。</p> <p>したがって、以下で重大事故等時の温度、湿度条件を評価するにあたっては、よう素フィルタ除去効率は低温側の方が低くなることから、外気温度を保守的に夏季30℃、冬季-1℃とする。</p> <p style="text-align: center;">表1 大飯発電所周辺の温度状況（既設置許可添付6抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="129 842 712 927"> <thead> <tr> <th rowspan="2">高浜発電所の最寄りの気象官署</th> <th colspan="2">舞鶴海洋気象台</th> <th colspan="2">敦賀測候所</th> </tr> <tr> <th>1月</th> <th>8月</th> <th>1月</th> <th>8月</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高気温月/最低気温月</td> <td>1月</td> <td>8月</td> <td>1月</td> <td>8月</td> </tr> <tr> <td>最高気温の平均値/最低気温の平均値</td> <td>-0.2℃</td> <td>30.6℃</td> <td>1.0℃</td> <td>30.9℃</td> </tr> </tbody> </table>	高浜発電所の最寄りの気象官署	舞鶴海洋気象台		敦賀測候所		1月	8月	1月	8月	最高気温月/最低気温月	1月	8月	1月	8月	最高気温の平均値/最低気温の平均値	-0.2℃	30.6℃	1.0℃	30.9℃	<p style="text-align: right;">添付</p> <p style="text-align: center;"><u>よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について</u></p> <p>(1) よう素フィルタ除去効率試験について よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95%以上）を満足することを確認している。 その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環系統ともに「温度：30℃、湿度：95%RH」である。 なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。</p> <p>(2) 泊発電所の温度状況について 泊発電所の温度状況については、設置許可添付6に記載する月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値（統計期間1991年～2020年）によると、最高値及び最低値はそれぞれ25.6℃、-5.8℃である。</p> <p>ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の最高値及び最低値である、25.6℃、-6.1℃であった（統計期間1981～2010年）。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。</p> <p style="text-align: center;">表1 泊発電所周辺の温度状況 （設置許可添付6に記載する温度の抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1211 882 1800 967"> <thead> <tr> <th rowspan="2">泊発電所の最寄りの気象官署</th> <th colspan="2">京都特別地域 気象観測所</th> <th colspan="2">小浜特別地域 気象観測所</th> </tr> <tr> <th>8月</th> <th>1月</th> <th>8月</th> <th>1月</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高気温月/最低気温月</td> <td>8月</td> <td>1月</td> <td>8月</td> <td>1月</td> </tr> <tr> <td>最高気温の平均値/最低気温の平均値</td> <td>24.8℃</td> <td>-4.7℃</td> <td>25.8℃</td> <td>-5.8℃</td> </tr> </tbody> </table>	泊発電所の最寄りの気象官署	京都特別地域 気象観測所		小浜特別地域 気象観測所		8月	1月	8月	1月	最高気温月/最低気温月	8月	1月	8月	1月	最高気温の平均値/最低気温の平均値	24.8℃	-4.7℃	25.8℃	-5.8℃	<p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違 ・統計期間を明確化 【大飯】個別解析による相違 【大飯】記載方針の相違 ・泊は最高値・最低値をそのまま用いて評価している。 ・泊では最新の温度状況の影響について記載している。</p> <p>【大飯】個別解析による相違</p>
高浜発電所の最寄りの気象官署		舞鶴海洋気象台		敦賀測候所																																				
	1月	8月	1月	8月																																				
最高気温月/最低気温月	1月	8月	1月	8月																																				
最高気温の平均値/最低気温の平均値	-0.2℃	30.6℃	1.0℃	30.9℃																																				
泊発電所の最寄りの気象官署	京都特別地域 気象観測所		小浜特別地域 気象観測所																																					
	8月	1月	8月	1月																																				
最高気温月/最低気温月	8月	1月	8月	1月																																				
最高気温の平均値/最低気温の平均値	24.8℃	-4.7℃	25.8℃	-5.8℃																																				

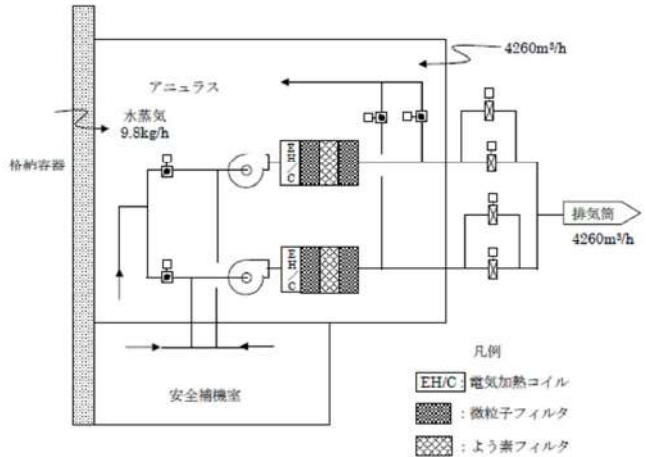
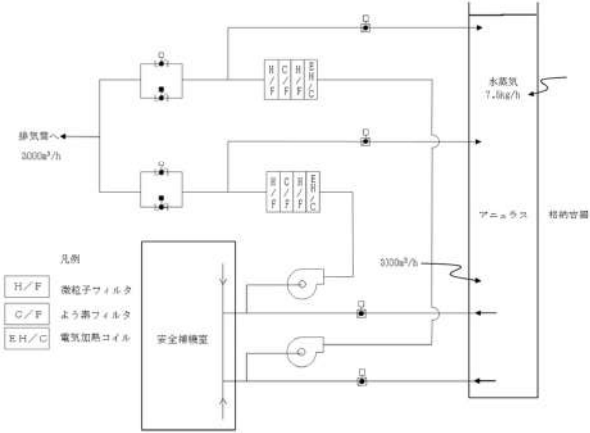
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 大飯発電所の相対湿度状況について</p> <p>最近2ヵ年（2010年及び2011年）の1月～12月までの大飯発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。</p> <p>横軸に1年間の365日、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日は2010年には年間3日であり、2011年には年間1日であった。相対湿度90%RH以上は年間29日（2010年）、17日（2011年）であった。</p> <p>従って、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95%RHは年間通して数日しかなく、相対湿度90%RH以上は年間最大8%程度である。</p>  <p>図1 2010年1月～2011年12月の日平均の相対湿度</p>	<p>(3) 泊発電所の相対湿度状況について</p> <p>2011年及び2012年の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。</p> <p>横軸に1年間の365日、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度90%RH以上は年間13日（2011年）、1日（2012年）であった。</p> <p>したがって、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95%RHは年間を通してなく、相対湿度90%RH以上は年間最大4%程度である。</p> <p>なお、2021年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度95%RHは年間を通して2日間しかなく、相対湿度90%RH以上となるのは年間20日（5%程度）であった。</p>  <p>図1 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 （本ページ赤字箇所全て）</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・泊では最新データでの確認結果を記載</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について</p> <p>a. アンユラス空気浄化設備</p> <p>アンユラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故等時のアンユラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約9.8kg/h^(註1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約4,260m³/h^(註2)である。</p> <p>大飯発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項より30℃、95%RH及び-1℃、95%RHとすると、重大事故等時のアンユラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.6kPa、約0.81kPa^(註3)となる。事故時のアンユラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アンユラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は65%RH以下となり^(註4)、よう素フィルタの効率は確保できる。</p>  <p>第2図 大飯3/4号炉 アンユラス空気浄化設備系統構成</p>	<p>(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について</p> <p>a. アンユラス空気浄化設備</p> <p>アンユラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故等時のアンユラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5kg/h^(註1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約3,000m³/h^(註2)である。</p> <p>泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHとすると、重大事故等時のアンユラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0kPa、約0.92kPa^(註3)となる。事故時のアンユラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アンユラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり^(註4)、よう素フィルタの効率は確保できる。</p>  <p>図2 泊3号炉 アンユラス空気浄化設備系統構成</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 (本ページ赤字箇所全て)</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・温度については(3)にて記載しているため</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p>(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約147,000kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16%/日としている。</p> <p>(注2) アニュラス少量排気量</p> <p>(注3) 30℃、95%RH 及び-1℃、95%RH の時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="114 391 719 778"> <thead> <tr> <th>外気条件</th> <th>30℃、95%RH</th> <th>-1℃、95%RH</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気密度【ρ_o'】</td> <td>0.029kg/m³</td> <td>0.0043 kg/m³</td> </tr> <tr> <td>空気密度【ρ_o】</td> <td>1.1kg/m³</td> <td>1.3kg/m³</td> </tr> <tr> <td>アニュラス少量排気量 (e)</td> <td colspan="2">4260m³/h</td> </tr> <tr> <td>CV 以外の水蒸気侵入量【$MO' = \rho_o' \times e$】</td> <td>124kg/h</td> <td>18 kg/h</td> </tr> <tr> <td>CV 以外の空気侵入量【$MO = \rho_o \times e$】</td> <td>4,686kg/h</td> <td>5,538kg/h</td> </tr> <tr> <td>CV からの水蒸気侵入量 (MCV)</td> <td colspan="2">9.8kg/h</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内空気絶対湿度【$X = (MO' + MCV) / MO$】</td> <td>0.029kg/kg</td> <td>0.0050kg/kg</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内水蒸気分圧【$P_w = P \times X / (0.622 + X)$】 P=101.3(kPa) (大気圧)</td> <td>約 4.6kPa</td> <td>約 0.81kPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注4) 事故時のアニュラス内温度を40℃とすると、40℃の飽和水蒸気分圧は7.4kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下のとおりとなる。</p> <p>30℃、95%RH 時：4.6kPa/7.4kPa×100=62.2%RH -1℃、95%RH 時：0.81kPa/7.4kPa×100=11.0.%RH</p>	外気条件	30℃、95%RH	-1℃、95%RH	水蒸気密度【 ρ_o' 】	0.029kg/m ³	0.0043 kg/m ³	空気密度【 ρ_o 】	1.1kg/m ³	1.3kg/m ³	アニュラス少量排気量 (e)	4260m ³ /h		CV 以外の水蒸気侵入量【 $MO' = \rho_o' \times e$ 】	124kg/h	18 kg/h	CV 以外の空気侵入量【 $MO = \rho_o \times e$ 】	4,686kg/h	5,538kg/h	CV からの水蒸気侵入量 (MCV)	9.8kg/h		アニュラス内空気絶対湿度【 $X = (MO' + MCV) / MO$ 】	0.029kg/kg	0.0050kg/kg	アニュラス内水蒸気分圧【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約 4.6kPa	約 0.81kPa	<p>(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112,000kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16%/日としている。</p> <p>(注2) アニュラス少量排気量</p> <p>(注3) 25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="1137 376 1865 764"> <thead> <tr> <th>外気条件</th> <th>25.6℃、95%RH</th> <th>-6.1℃、95%RH</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気密度【ρ_o'】</td> <td>0.024 kg/m³</td> <td>0.0049 kg/m³</td> </tr> <tr> <td>空気密度【ρ_o】</td> <td>1.1 kg/m³</td> <td>1.3 kg/m³</td> </tr> <tr> <td>アニュラス少量排気量 (L)</td> <td colspan="2">3000 m³/h</td> </tr> <tr> <td>CV 以外の水蒸気侵入量【$Mo' = \rho_o' \times L$】</td> <td>72 kg/h</td> <td>14.7 kg/h</td> </tr> <tr> <td>CV 以外の空気侵入量【$Mo = \rho_o \times L$】</td> <td>3300 kg/h</td> <td>3900 kg/h</td> </tr> <tr> <td>CV からの水蒸気侵入量 (Mcv')</td> <td colspan="2">7.5 kg/h</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内空気絶対湿度【$X = (Mo' + Mcv') / Mo$】</td> <td>0.025 kg' /kg</td> <td>0.0057 kg' /kg</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内水蒸気分圧【$P_w = P \times X / (0.622 + X)$】 P=101.3(kPa) (大気圧)</td> <td>約4.0 kPa</td> <td>約0.92 kPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注4) 事故時のアニュラス内温度を40℃とすると、40℃の飽和水蒸気分圧は7.4kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。</p> <p>25.6℃、95%RH時：4.0kPa/7.4kPa×100=54.1%RH -6.1℃、95%RH時：0.92kPa/7.4kPa×100=12.5%RH</p>	外気条件	25.6℃、95%RH	-6.1℃、95%RH	水蒸気密度【 ρ_o' 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³	空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³	アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h		CV 以外の水蒸気侵入量【 $Mo' = \rho_o' \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h	CV 以外の空気侵入量【 $Mo = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h	CV からの水蒸気侵入量 (Mcv')	7.5 kg/h		アニュラス内空気絶対湿度【 $X = (Mo' + Mcv') / Mo$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg	アニュラス内水蒸気分圧【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa	<p>【大飯】個別解析による相違 (本ページ赤字箇所全て)</p>
外気条件	30℃、95%RH	-1℃、95%RH																																																						
水蒸気密度【 ρ_o' 】	0.029kg/m ³	0.0043 kg/m ³																																																						
空気密度【 ρ_o 】	1.1kg/m ³	1.3kg/m ³																																																						
アニュラス少量排気量 (e)	4260m ³ /h																																																							
CV 以外の水蒸気侵入量【 $MO' = \rho_o' \times e$ 】	124kg/h	18 kg/h																																																						
CV 以外の空気侵入量【 $MO = \rho_o \times e$ 】	4,686kg/h	5,538kg/h																																																						
CV からの水蒸気侵入量 (MCV)	9.8kg/h																																																							
アニュラス内空気絶対湿度【 $X = (MO' + MCV) / MO$ 】	0.029kg/kg	0.0050kg/kg																																																						
アニュラス内水蒸気分圧【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約 4.6kPa	約 0.81kPa																																																						
外気条件	25.6℃、95%RH	-6.1℃、95%RH																																																						
水蒸気密度【 ρ_o' 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³																																																						
空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³																																																						
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h																																																							
CV 以外の水蒸気侵入量【 $Mo' = \rho_o' \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h																																																						
CV 以外の空気侵入量【 $Mo = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h																																																						
CV からの水蒸気侵入量 (Mcv')	7.5 kg/h																																																							
アニュラス内空気絶対湿度【 $X = (Mo' + Mcv') / Mo$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg																																																						
アニュラス内水蒸気分圧【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa																																																						

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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9</p> <p style="text-align: center;">被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>敷地において観測した2010年1月から2010年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測記録</p> <p>本居住性評価では、保守的に地上風（標高30m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高30mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高80mの観測記録を用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間</p> <p>統計年：2002年1月～2012年12月（10年間） 検定年：2010年1月～2010年12月（1年間）</p> <p>c. 検定方法</p> <p>異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>表1に検定結果を示す。また、標高30mでの棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を表2及び表3に、標高80mでの棄却検定表を表4及び表5に示す。</p> <p>標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が0個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち0個といずれの観測点でも棄却された項目がないことから検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。</p> <p style="text-align: center;">表1：異常年検定結果（2010年）</p> <table border="1" data-bbox="129 930 707 1061"> <thead> <tr> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高 30m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高 80m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> </tbody> </table>	観測項目	検定結果	標高 30m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高 80m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	<p style="text-align: right;">別紙9</p> <p style="text-align: center;">被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>敷地において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が異常か否かの検討を行った結果、異常ではなかったと判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測記録</p> <p>本評価では、保守的に地上風（標高20m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高20mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測記録を用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間</p> <p>統計年：1998年1月～2007年12月（10年間） 検定年：1997年1月～1997年12月（1年間）</p> <p>c. 検定方法</p> <p>異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>第1表に検定結果を示す。また、標高20mでの棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を表2表及び第3表に、標高84mでの棄却検定表を表4及び第5表に示す。</p> <p>標高20mでの観測点では27項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が0個であり、標高84mでの観測点では27項目のうち0個といずれの観測点でも棄却された項目がないことから検定年の気象は統計年の気象と比べて異常ではなかったと判断される。</p> <p style="text-align: center;">第1表：異常年検定結果</p> <table border="1" data-bbox="1189 930 1821 1061"> <thead> <tr> <th>観測点</th> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高 20 m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高 84 m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 気象官署の評価について</p> <p>データ拡充の観点から、気象官署のデータについても、以下について検定を行い、データを拡充した。</p> <p>これらについて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。結果いづれも、有意水準5%で棄却された項目が小樽特別地域気象観測所で0項目、寿都特別地域気象観測所で2項目であったことから、棄却数が少なく検定年の気象は統計年の気象と比べて異常ではなかったと判断した。</p> <p>検定結果を第6表から第9表に示す。また、気象官署の所在地について第1図に示す。</p> <p>a. 小樽特別地域気象観測所</p> <p>1999年2月に風向風速計設置高さの変更（12.3m～13.6m）があったため以下の期間を評価する。 統計年：1988年1月～1998年12月（1997年を除く） 検定年：1997年1月～1997年12月</p>	観測点	観測項目	検定結果	標高 20 m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高 84 m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	<p>【大飯】個別解析による相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本検定により得られる情報を考慮した表現とした。 <p>【大飯】記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本評価は居住性評価ではない。 <p>【大飯】個別解析による相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本検定により得られる情報を考慮した表現とした。 <p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いいため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。
観測項目	検定結果																										
標高 30m	風向別出現頻度	棄却項目なし																									
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																									
標高 80m	風向別出現頻度	棄却項目なし																									
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																									
観測点	観測項目	検定結果																									
標高 20 m	風向別出現頻度	棄却項目なし																									
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																									
標高 84 m	風向別出現頻度	棄却項目なし																									
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																									

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	b. 寿都特別地域気象観測所 統計年：1998年1月～2007年12月 検定年：1997年1月～1997年12月	【大飯】個別解析による相違 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古い ため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

観測場所 : 大飯発電所(標高約30m)
測定器 : 風速計(風向風速連計)
統計期間 : 2002年1月~2010年12月
検定年 : 2010年1月~2010年12月
単位 : %

風向	統計年												判定 ○採択 ×棄却		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値		検定年 上 限	下 限
N	12.37	18.76	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	19.60	15.53	15.43	15.43	16.97	16.90	22.30	11.63
NNE	2.21	7.08	2.89	7.01	9.54	8.29	7.78	7.61	9.79	7.25	7.82	8.25	8.25	8.64	5.99
NE	2.28	2.35	2.62	2.41	2.17	3.20	3.30	2.24	3.26	2.71	2.82	2.73	2.73	3.76	1.04
E	0.29	0.36	0.57	0.33	0.53	0.77	0.41	0.52	0.61	0.43	0.43	0.43	0.43	0.53	0.31
ESE	1.21	0.44	0.39	0.49	0.33	0.56	0.62	0.23	0.63	0.41	0.41	0.41	0.41	0.53	0.33
SE	3.73	8.50	8.81	7.50	8.57	8.57	7.42	8.43	7.92	8.43	8.07	8.07	8.07	10.11	5.73
SSE	25.24	28.28	27.22	23.29	24.87	26.35	25.54	23.53	25.44	23.88	23.88	23.88	23.88	27.71	22.94
S	6.32	6.00	4.67	7.43	9.16	7.13	7.50	7.43	9.12	7.82	8.28	8.28	8.28	9.25	5.31
SSW	3.35	2.06	2.95	3.51	2.38	2.80	2.70	2.91	3.14	2.62	2.85	3.36	3.36	4.13	1.71
WSW	3.42	3.06	3.36	3.00	2.50	3.16	3.16	2.91	3.09	3.28	3.28	3.28	3.28	4.19	1.29
SW	3.14	2.20	2.36	2.69	1.83	2.03	2.32	1.88	2.72	2.38	2.37	2.39	2.39	3.56	1.18
W	1.39	0.81	1.13	1.13	1.14	0.91	1.07	0.76	1.11	1.13	1.07	1.13	1.13	1.49	0.66
WNW	2.66	0.24	1.22	1.00	1.03	0.74	0.96	1.02	1.16	1.24	1.20	1.20	1.20	1.49	0.66
W	3.39	4.17	3.23	6.74	5.97	3.78	5.27	5.19	6.55	6.12	5.72	5.72	5.72	7.40	4.03
NW	12.04	14.33	10.74	10.19	9.78	8.88	9.72	9.22	8.91	9.24	10.33	9.04	10.33	14.38	6.39
NNW	1.34	2.21	2.09	1.86	2.22	1.99	3.32	4.01	2.18	2.76	2.41	2.51	2.51	4.26	0.36

表3: 棄却検定表(風速階級別出現頻度)(標高30m)(検定年: 2010年)

観測場所 : 大飯発電所(標高約30m)
測定器 : 風速計(風向風速連計)
統計期間 : 2002年1月~2010年12月
検定年 : 2010年1月~2010年12月
単位 : %

風速階級 m/s	統計年												判定 ○採択 ×棄却	
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値		検定年 上 限
0.0~0.4	1.34	2.27	2.09	1.86	2.22	1.99	3.32	4.04	2.18	2.76	2.41	2.51	4.26	0.56
0.5~1.4	12.01	15.84	16.64	14.54	13.84	13.89	16.48	17.67	16.68	17.32	15.49	16.43	19.84	11.14
1.5~2.4	20.49	20.66	22.82	21.86	19.14	19.32	18.98	22.02	22.80	21.70	20.98	21.89	24.48	17.48
2.5~3.4	19.83	17.89	18.72	19.46	17.23	17.82	16.26	17.12	17.97	18.96	20.62	15.32	15.32	15.32
3.5~4.4	15.49	13.57	13.65	14.34	14.38	13.25	12.27	13.24	13.33	12.70	13.67	13.87	11.41	11.41
4.5~5.4	6.88	5.98	6.20	5.84	6.96	8.10	10.29	6.47	5.64	6.77	5.55	10.21	3.32	3.32
5.5~6.4	4.29	4.32	3.93	4.27	4.65	5.49	3.95	3.80	3.86	4.15	4.49	4.35	6.18	2.81
6.5~7.4	2.85	3.28	2.22	2.44	3.30	3.27	2.74	2.19	2.74	3.32	2.83	3.16	3.90	1.77
7.5~8.4	1.79	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.06	1.37	1.98	2.47	1.95	2.22	3.09	0.81
8.5~9.4	4.30	4.61	2.97	3.54	5.38	3.19	1.19	2.08	4.01	4.43	3.63	2.99	6.73	0.53
9.5~														

表2: 棄却検定表(風向別出現頻度)(標高20m)

風向	統計年	観測場所:敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却	
		1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009		2010
N	2.88	2.78	2.83	3.10	2.58	3.69	3.80	4.10	3.65	2.83	3.23	2.81	4.48	1.98	
NNE	2.50	2.70	3.16	2.96	2.62	3.04	2.16	2.59	2.57	2.30	2.66	2.19	3.41	1.91	
NE	4.93	4.39	4.61	4.39	4.21	3.69	3.25	3.67	2.43	2.95	3.79	4.71	5.63	1.95	
ENE	5.39	5.11	4.81	4.51	5.36	5.62	6.44	7.06	6.36	7.34	5.80	5.95	8.08	3.54	
E	11.89	9.54	10.05	8.84	8.37	8.58	7.80	7.60	7.70	7.86	8.77	11.46	11.77	5.77	
ESE	12.33	13.21	14.80	14.46	13.20	17.11	14.91	14.91	18.96	14.06	14.74	11.04	19.17	10.31	
SE	5.65	6.19	6.11	6.44	6.06	6.15	5.62	6.24	6.46	6.05	6.10	6.42	6.77	5.43	
SSE	2.59	2.89	2.76	3.00	3.45	3.89	4.43	3.60	3.47	3.52	3.36	2.76	4.69	2.03	
S	0.90	0.80	0.92	1.44	1.31	1.65	2.26	1.85	1.58	1.67	1.44	1.08	2.54	0.34	
SSW	0.71	0.63	0.76	0.79	0.98	0.78	0.85	0.81	0.49	0.94	0.77	0.81	1.11	0.43	
WSW	2.06	1.96	1.70	1.21	1.71	1.22	0.79	1.39	1.12	1.26	1.40	1.84	2.26	0.54	
W	3.84	4.82	3.52	3.64	5.11	3.04	2.57	2.67	2.31	2.62	3.41	4.00	5.70	1.12	
WNW	9.48	10.12	7.35	7.35	10.41	5.21	6.82	7.11	6.30	6.63	7.88	9.92	11.79	3.57	
NW	14.30	14.87	15.39	14.48	14.71	11.94	13.21	12.41	14.31	13.54	13.92	15.49	16.56	11.28	
NNW	13.47	13.19	15.52	15.78	13.53	15.19	15.62	14.48	13.84	17.33	14.80	13.20	17.93	11.67	
NNW	5.82	6.88	5.24	7.58	5.46	8.68	9.10	9.00	8.38	8.69	7.48	5.38	11.09	3.87	

表3: 棄却検定表(風速階級別出現頻度)(標高20m)

風速階級 (m/s)	統計年	観測場所:敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却	
		1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009		2010
0.0~0.4	1.45	0.53	0.66	0.68	0.91	0.51	0.35	0.50	0.47	0.40	0.65	0.95	1.42	-0.12	
0.5~1.4	10.76	10.04	10.78	10.13	11.14	9.35	7.75	7.43	6.30	7.84	6.15	11.76	13.16	5.14	
1.5~2.4	15.87	14.21	15.17	13.90	14.10	17.64	16.21	17.10	14.66	17.38	15.62	15.14	18.99	12.25	
2.5~3.4	13.74	13.60	13.25	13.74	12.30	13.91	13.60	14.51	13.69	14.52	13.69	14.44	15.18	12.20	
3.5~4.4	11.76	11.67	10.42	11.68	10.88	12.21	12.04	12.33	12.41	11.29	11.67	11.92	13.20	10.14	
4.5~5.4	9.33	9.33	10.13	10.34	9.51	10.17	9.97	10.09	11.13	9.07	9.94	9.88	11.33	8.55	
5.5~6.4	7.45	7.61	7.15	7.28	7.90	7.49	7.52	7.45	9.21	8.07	7.71	7.13	9.11	6.31	
6.5~7.4	5.20	6.12	6.18	5.51	6.21	5.77	5.68	5.66	6.94	6.51	5.98	5.75	7.20	4.76	
7.5~8.4	4.17	4.97	4.83	4.39	4.97	4.99	5.04	4.40	5.20	4.97	4.79	4.55	5.61	3.90	
8.5~9.4	3.87	4.08	3.64	3.90	4.47	3.65	4.22	3.63	4.06	4.08	3.96	4.26	4.62	3.37	
9.5~	16.11	17.84	17.79	18.47	17.60	14.31	17.62	16.90	15.92	15.87	16.84	14.43	19.85	13.63	

【大飯】個別解析
の相違理由

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 4：棄却検定表（風向別出現頻度）(標高80m) (検定年：2010年)

風向	統計年												判定 ○採択 ×棄却			
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	2013年		平均値	2010年	上 限
N	8.69	8.44	8.58	8.97	11.47	9.63	9.36	9.79	7.57	7.74	9.02	9.47	11.70	6.35	○	
NNE	4.68	4.11	4.48	4.56	5.68	5.63	5.99	5.60	5.92	5.31	5.62	7.21	3.41	○		
NE	1.83	2.08	2.39	1.91	2.40	2.48	2.80	2.62	3.00	2.47	2.85	3.54	1.40	○		
ENE	0.80	0.91	1.13	0.83	0.87	0.95	1.03	1.11	1.31	1.31	1.25	1.03	0.59	3.32	0.56	○
E	1.12	1.39	1.43	1.06	0.68	0.92	1.21	1.21	1.99	1.82	1.28	0.83	2.22	0.31	○	
ESE	6.97	8.63	7.86	6.62	6.40	6.33	5.51	4.43	8.90	11.04	7.27	6.34	11.17	2.77	○	
SE	20.48	20.37	22.47	20.94	17.33	19.19	17.97	17.00	21.36	21.66	19.68	19.67	25.42	10.93	○	
SSE	8.50	6.69	8.11	6.65	12.00	12.97	13.70	12.66	9.41	10.25	12.39	15.35	6.11	○		
SSW	3.37	2.41	3.63	3.46	3.14	3.63	3.52	3.94	2.51	2.49	3.26	4.03	3.00	1.71	○	
SW	5.18	5.90	4.33	5.71	2.96	3.16	3.37	3.62	4.81	4.95	4.74	6.58	2.36	○		
WSW	4.07	3.06	3.37	3.66	3.53	3.60	4.15	3.38	4.89	3.28	3.90	4.19	5.58	2.22	○	
W	4.22	3.02	3.47	3.77	3.23	3.56	3.45	3.01	3.15	3.35	3.47	3.55	4.40	2.84	○	
WNW	4.41	4.23	4.37	4.84	4.67	4.49	4.65	4.53	6.03	6.15	4.73	3.98	6.32	3.14	○	
NW	9.49	11.80	9.34	8.62	8.13	7.34	7.77	7.86	8.48	8.65	7.06	11.76	6.54	○		
NNW	10.18	13.60	9.60	12.05	11.31	10.89	11.96	13.08	7.92	6.83	10.74	9.08	15.87	6.61	○	
C	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	0.66	0.80	1.50	1.48	1.01	1.07	1.67	0.35	○	

(注) 測定器は、2010年11月以前は風車型風向風速計、2010年12月以降はドップラーレーザーである。

表 5：棄却検定表（風速階級別出現頻度）(標高80m) (検定年：2010年)

風速階級 m/s	統計年												判定 ○採択 ×棄却			
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	2013年		平均値	2010年	上 限
0.0~0.4	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	0.66	0.80	1.50	1.48	1.01	1.07	1.67	0.35	○	
0.5~1.4	6.63	7.77	8.14	7.40	8.90	6.50	6.75	6.54	8.47	9.68	7.68	7.95	10.31	5.05	○	
1.5~2.4	12.01	12.97	14.33	13.55	12.59	10.85	11.37	11.84	14.48	15.48	12.95	13.00	16.50	9.40	○	
2.5~3.4	15.48	13.48	15.71	15.64	14.63	12.67	12.86	13.37	17.49	17.07	14.91	15.48	18.86	10.96	○	
3.5~4.4	14.95	13.48	14.47	15.44	13.23	12.58	12.50	12.63	15.66	14.36	13.93	14.74	16.78	11.07	○	
4.5~5.4	12.94	10.43	11.08	12.18	11.57	11.15	10.87	11.37	11.08	10.53	11.32	12.64	13.12	9.52	○	
5.5~6.4	9.25	8.83	8.49	9.44	8.86	9.16	9.12	9.19	7.42	8.83	9.06	10.38	7.29	○		
6.5~7.4	7.13	6.53	6.42	6.68	6.31	6.06	6.36	6.38	5.65	5.87	6.74	8.50	4.98	○		
7.5~8.4	4.08	3.15	4.75	4.79	4.77	6.43	5.22	6.35	4.66	5.10	5.26	4.78	6.75	3.71	○	
8.5~9.4	3.69	4.57	3.98	3.83	4.07	4.77	4.14	4.51	3.80	4.25	4.16	4.18	5.02	3.30	○	
9.5~	11.98	15.13	11.78	10.27	14.06	16.70	18.65	16.03	8.73	8.76	13.21	10.93	21.36	5.05	○	

(注) 測定器は、2010年11月以前は風車型風向風速計、2010年12月以降はドップラーレーザーである。

第 4 表 棄却検定表（風向別出現頻度）(標高84m)

風向	統計年												判定 ○採択 ×棄却			
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009		平均値	2010年	上 限
N	1.22	1.28	1.39	1.57	1.24	1.43	1.45	1.69	1.66	1.49	1.44	1.23	1.83	1.05	○	
NNE	1.06	1.04	1.13	1.09	1.33	1.56	1.13	1.29	1.18	0.87	1.17	1.23	1.62	0.72	○	
NE	3.08	2.94	3.30	3.22	4.36	3.94	3.30	2.69	2.94	3.17	3.31	3.41	4.44	2.18	○	
ENE	9.29	10.16	9.54	9.75	12.54	13.76	11.13	10.66	9.93	11.60	10.84	10.87	14.26	7.42	○	
E	22.98	20.68	22.55	21.30	17.76	20.98	19.55	21.08	23.79	18.84	20.95	20.26	25.39	16.51	○	
ESE	6.58	6.09	6.27	4.89	4.29	5.42	5.92	6.17	6.38	5.81	5.78	5.31	7.48	4.08	○	
SE	2.77	2.75	2.58	2.96	2.49	2.31	2.90	2.51	2.72	2.42	2.64	2.77	3.14	2.14	○	
SSE	1.05	0.97	0.95	0.71	0.89	0.87	1.10	0.97	0.88	0.82	0.89	1.03	1.29	0.49	○	
S	0.62	0.66	0.77	0.85	1.03	0.65	0.78	0.87	0.88	0.82	0.79	0.70	1.09	0.49	○	
SSW	0.45	0.42	0.66	0.67	0.92	0.66	0.57	0.62	0.51	0.65	0.61	0.67	0.95	0.27	○	
SW	0.64	0.62	0.87	0.97	1.66	1.04	0.88	0.81	0.88	0.81	0.82	0.61	1.61	0.23	○	
WSW	3.08	3.35	3.41	3.34	4.36	3.49	3.56	3.73	3.06	4.63	3.60	3.91	4.82	2.38	○	
W	12.50	14.44	11.97	14.18	18.92	12.26	13.30	12.54	13.32	16.26	13.97	14.10	19.10	8.84	○	
WNW	21.36	23.41	23.15	22.67	18.69	19.70	22.22	18.94	19.22	20.38	20.97	22.17	25.28	16.66	○	
NW	10.41	8.48	8.63	9.07	7.53	8.91	9.33	11.62	9.16	8.50	9.16	9.30	11.85	6.47	○	
NNW	2.32	2.27	2.29	2.23	1.54	2.14	1.93	2.63	2.60	1.72	2.17	2.01	3.00	1.34	○	

観測場所：敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)

第 5 表 棄却検定表（風速階級別出現頻度）(標高84m)

風速階級 (m/s)	統計年												判定 ○採択 ×棄却			
	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009		平均値	2010年	上 限
0.0~0.4	0.58	0.42	0.54	0.51	0.47	0.87	0.94	0.97	0.81	1.51	0.77	0.42	1.57	-0.03	○	
0.5~1.4	6.04	5.42	5.99	4.62	5.20	9.15	7.98	9.08	8.32	7.89	6.97	6.11	10.99	2.95	○	
1.5~2.4	14.95	13.42	14.78	12.82	13.79	16.59	14.51	16.73	14.60	16.07	14.83	15.25	17.95	11.71	○	
2.5~3.4	16.35	14.37	14.67	14.50	14.91	15.47	14.78	15.18	13.88	15.54	14.97	15.10	16.83	13.31	○	
3.5~4.4	11.54	11.75	10.86	11.77	11.32	11.28	11.46	11.72	11.52	11.28	11.45	11.97	12.11	10.79	○	
4.5~5.4	8.89	10.00	9.55	9.62	9.66	9.86	9.47	9.19	9.68	9.28	9.52	9.91	10.30	8.74	○	
5.5~6.4	7.38	8.03	7.98	8.25	7.93	6.97	7.69	7.60	7.87	7.76	8.23	8.63	6.89	6.89	○	
6.5~7.4	5.70	6.71	6.37	7.43	7.18	6.34	6.61	6.12	7.65	6.75	6.69	6.49	8.12	5.26	○	
7.5~8.4	5.79	6.02	5.44	6.13	6.20	4.88	5.68	5.90	6.02	5.28	5.67	5.45	6.71	4.63	○	
8.5~9.4	4.81	5.00	4.40	4.86	5.42	4.72	5.25	3.98	4.66	4.63	4.77	4.91	5.74	3.80	○	
9.5~	17.97	18.87	19.42	19.52	17.90	13.87	15.63	14.13	14.89	13.90	16.61	16.14	22.20	11.02	○	

観測場所：敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)

【大飯】個別解析の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第6表 棄却検定表(風向)(小樽特別地域気象観測所) (標高12.3m) ※

風向	観測場所:小樽 (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	棄却限界(5%)														
	統計年	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1998	1997		上限	下限
N	2.80	3.34	2.63	2.88	3.20	2.69	2.05	3.05	2.02	2.82	2.75	2.48	3.78	1.72	○
NNE	2.32	2.39	2.46	2.39	2.45	2.31	2.25	3.15	1.72	2.59	2.40	2.58	3.23	1.57	○
NE	4.30	4.11	3.59	4.13	3.34	2.90	4.36	3.94	3.60	6.22	4.05	4.50	6.16	1.94	○
ENE	8.88	7.58	7.91	8.44	7.15	5.56	6.44	8.31	7.52	6.91	7.47	8.90	9.84	5.10	○
E	6.42	6.57	5.98	6.16	6.09	7.43	5.34	5.72	5.97	5.98	6.17	6.11	7.50	4.84	○
ESE	2.53	2.70	2.79	2.63	2.66	4.24	2.94	2.47	2.35	2.71	2.80	2.53	4.06	1.54	○
SE	1.64	1.82	1.51	1.38	1.20	1.67	1.36	1.13	1.22	1.20	1.41	1.35	1.97	0.85	○
SSE	1.23	1.35	1.19	0.98	0.76	0.81	0.88	1.07	0.87	1.19	1.03	0.87	1.51	0.65	○
S	1.30	1.28	1.45	1.43	1.07	0.78	0.98	1.48	1.24	1.15	1.22	1.45	1.75	0.69	○
SSW	3.89	4.18	4.17	3.36	4.35	2.20	2.83	4.98	4.21	4.35	3.85	4.82	5.81	1.89	○
SW	19.36	19.81	23.69	21.40	21.43	14.35	15.27	23.15	22.02	21.83	20.23	21.57	27.70	12.76	○
WSW	19.33	16.95	17.43	19.27	17.02	20.54	21.23	16.74	19.59	18.68	18.68	17.57	22.44	14.92	○
W	11.24	9.33	8.63	9.14	8.61	12.80	13.30	6.27	9.84	8.59	9.78	8.73	14.83	4.73	○
WNW	4.88	5.63	5.09	5.15	5.26	6.44	6.44	5.14	5.90	5.34	5.53	5.88	6.86	4.20	○
NW	3.11	4.21	4.11	3.79	4.17	4.58	4.78	4.69	4.86	3.78	4.21	4.21	5.51	2.91	○
NNW	2.77	3.54	2.84	3.23	3.21	3.34	2.77	3.57	3.33	2.51	3.11	3.03	3.97	2.25	○

第7表 棄却検定表(風速)(小樽特別地域気象観測所) (標高12.3m) ※

風速階級 (m/s)	観測場所:小樽 (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	棄却限界(5%)														
	統計年	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1998	1997		上限	下限
0.0~0.4	4.00	5.22	4.53	4.25	8.05	7.37	6.78	5.14	3.74	4.13	5.32	3.43	8.97	1.67	○
0.5~1.4	21.48	22.81	21.08	18.88	20.83	17.71	18.08	21.92	21.27	25.21	20.93	22.51	26.29	15.57	○
1.5~2.4	28.55	27.86	29.72	27.05	25.80	24.86	24.20	27.33	26.25	27.90	26.95	28.94	30.97	22.93	○
2.5~3.4	22.44	21.19	20.48	20.01	19.32	18.84	20.67	19.80	19.96	18.26	20.10	19.71	22.93	17.27	○
3.5~4.4	12.30	11.56	12.59	13.52	12.27	14.17	13.94	11.99	13.66	11.89	12.79	12.58	15.03	10.65	○
4.5~5.4	6.66	5.96	6.21	8.50	7.57	8.25	8.06	7.16	8.01	6.92	7.33	7.68	9.43	5.23	○
5.5~6.4	2.70	3.00	2.81	4.20	3.93	4.95	4.32	3.75	4.30	3.54	3.75	3.25	5.50	2.64	○
6.5~7.4	0.96	1.62	1.48	1.96	1.40	2.35	2.16	1.40	1.74	1.31	1.64	1.50	2.64	0.60	○
7.5~8.4	0.31	0.64	0.70	0.79	0.52	0.87	1.09	1.00	0.60	0.55	0.71	0.64	1.27	0.15	○
8.5~9.4	0.34	0.13	0.24	0.42	0.18	0.37	0.38	0.33	0.34	0.19	0.29	0.29	0.52	0.06	○
9.5~	0.27	0.00	0.16	0.41	0.13	0.26	0.31	0.18	0.13	0.09	0.19	0.08	0.47	-0.09	○

※1988～1989年については風向風速の観測は3時間ごとに行われている。

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古い
 ため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第8表 棄却検定表(風向)(寿都特別地域気象観測所) (標高13.4m[※])

風向	統計年										判定 ○採択 ×棄却			
	1988	1989	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007		平均値	1997	上限
N	7.44	6.71	6.79	6.60	6.46	7.62	6.89	7.41	6.86	7.71	7.05	7.00	8.12	5.98
NNE	1.80	1.64	2.40	1.79	1.63	2.15	2.08	2.16	2.29	1.62	1.96	1.93	2.66	1.26
NE	0.85	0.84	0.96	0.81	0.64	0.73	0.76	1.14	1.14	1.19	0.91	1.13	1.37	0.45
ENE	0.67	0.56	0.67	0.57	0.59	0.63	0.61	0.49	0.59	0.61	0.60	0.73	0.73	0.47
E	0.57	0.59	0.63	0.45	0.55	0.40	0.90	0.57	0.57	0.73	0.60	0.62	0.93	0.27
ESE	0.90	0.82	0.69	0.65	0.72	0.88	0.91	0.70	0.66	1.06	0.80	0.86	1.12	0.48
SE	5.49	4.35	4.22	5.51	5.33	5.93	5.31	4.65	3.52	4.47	4.88	5.08	6.66	3.10
SSE	19.58	15.73	17.38	18.32	16.79	22.90	19.26	19.72	22.10	18.06	18.98	18.13	24.30	13.66
S	12.47	14.92	14.42	13.90	13.34	11.84	12.66	12.59	12.72	11.68	13.05	11.86	15.59	10.51
SSW	3.43	5.11	4.13	3.96	4.52	3.47	3.49	4.03	3.47	3.76	3.94	4.21	5.24	2.64
SW	4.85	5.86	4.61	3.95	5.32	4.99	4.51	4.98	4.68	5.61	4.94	5.48	6.26	3.62
WSW	5.28	5.38	4.06	3.85	5.16	4.29	5.61	5.08	4.57	5.18	4.85	4.74	6.29	3.41
W	4.31	3.96	3.51	2.92	5.01	3.39	4.61	3.90	3.80	3.60	3.90	3.66	5.35	2.45
WNW	11.36	13.32	11.12	11.19	11.93	8.77	10.15	10.90	11.11	9.53	10.94	12.39	13.93	7.95
NW	14.73	14.78	17.36	18.20	14.55	14.43	15.33	14.37	15.20	17.50	15.65	15.10	19.11	12.19
NW	5.39	4.78	5.92	6.66	6.51	7.03	6.38	6.75	6.02	6.82	6.23	5.48	7.91	4.55

第9表 棄却検定表(風速)(寿都特別地域気象観測所) (標高13.4m[※])


風速階級 (m/s)	統計年										判定 ○採択 ×棄却			
	1988	1989	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007		平均値	1997	上限
0.0~0.4	0.87	0.62	1.12	0.67	0.94	0.55	0.52	0.56	0.70	0.89	0.74	1.61	1.22	0.26
0.5~1.4	15.80	16.53	16.42	12.67	15.47	12.50	13.34	12.79	12.67	16.10	14.43	17.21	18.61	10.25
1.5~2.4	20.79	24.84	22.60	21.26	23.92	22.07	22.94	22.50	21.76	25.21	22.77	24.78	26.18	19.36
2.5~3.4	19.54	21.53	20.43	20.25	20.72	17.57	18.74	18.76	17.42	20.13	19.51	19.98	22.73	16.29
3.5~4.4	18.31	16.06	16.96	19.54	19.11	17.76	16.85	16.27	16.78	16.39	17.41	15.35	20.29	14.53
4.5~5.4	12.50	10.32	10.86	13.77	10.89	13.66	12.61	13.16	14.78	10.72	12.33	10.65	16.00	8.66
5.5~6.4	6.73	5.72	6.43	7.17	5.43	7.94	7.59	8.16	9.03	5.95	7.02	5.92	9.80	4.24
6.5~7.4	3.34	2.73	3.28	2.82	2.08	4.73	3.72	4.40	3.82	2.53	3.35	2.08	5.34	1.36
7.5~8.4	1.38	1.06	1.06	1.26	0.83	2.02	2.19	1.96	1.83	0.95	1.45	1.29	2.64	0.26
8.5~9.4	0.45	0.54	0.50	0.43	0.47	0.73	0.80	0.71	0.58	0.61	0.59	0.65	0.94	0.24
9.5~	0.31	0.25	0.34	0.16	0.15	0.47	0.59	0.63	0.62	0.54	0.41	0.47	0.85	-0.03

※ 寿都特別地域気象観測所の風向風速計は1997年12月に高さが標高13.5mから標高13.4mに変更となっているが、変更に伴う影響は軽微であると考えられるため変更後の高さのみを記載している。

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データのため付近の気象官署についても確認を行った。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
	 <p>泊発電所から各観測所までの距離</p> <ul style="list-style-type: none"> ・小樽特別地域気象観測所までの距離：約43km ・寿都特別地域気象観測所までの距離：約36km <p>第1図 気象官署の所在地</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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;">(参考)</p> <p style="text-align: center;">至近のデータを用いた検定について</p> <p>泊発電所敷地内において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象データについて至近の気象データを用いた検定についても参考として行った。</p> <p>統計年は前述の評価における統計年1998年1月～2007年12月との連続性を考慮し、2008年1月～2017年12月と設定した。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測データ</p> <p>気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するもの、被ばく評価では保守的に地上風を使用していることから、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データに加え、標高20mの観測データを用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間</p> <p>統計年：2008年1月～2017年12月 検定年：1997年1月～1997年12月</p> <p>c. 検定方法</p> <p>不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データについては、有意水準5%で棄却された項目が2項目であり、標高20mの観測データについては0項目であった。</p> <p>検定結果を第10表から第13表に示す。</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第10表 葉却検定表(風向)(標高84m)

風向	統計年										平均値	検定年		判定 ○検出 ×葉却	
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017		1997	1997		
N	1.51	1.64	1.68	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.49	1.23	1.86	1.12	○
NNE	0.88	1.12	1.09	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.11	1.23	1.62	0.60	○
NE	2.99	3.43	3.66	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.41	3.41	4.24	2.58	○
ENE	12.06	12.02	11.42	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	12.44	10.87	16.19	8.69	○
E	21.01	22.30	18.44	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	19.96	20.26	25.08	14.84	○
ESE	5.43	4.88	4.54	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	4.90	5.21	6.47	3.33	○
SE	2.69	2.75	2.65	2.40	2.97	2.16	1.78	1.39	2.45	1.97	2.32	2.77	3.34	1.30	○
SSE	0.74	0.78	0.67	0.49	0.62	0.58	0.76	0.72	0.88	0.62	0.69	1.03	0.96	0.42	x
S	0.66	0.79	0.85	0.85	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.74	0.70	1.03	0.45	○
SSW	0.52	0.65	0.78	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.68	0.67	0.92	0.44	○
SW	0.95	1.03	1.50	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.63	0.81	1.01	0.61	1.57	0.45	○
WSW	4.29	4.82	5.12	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	3.20	3.91	6.49	0.00	○
W	14.53	16.05	19.21	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	14.10	22.25	13.21	○
WNW	18.46	15.14	16.42	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	18.23	22.17	24.67	11.79	○
NW	9.21	9.47	9.23	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	9.31	9.30	11.69	6.93	○
NNW	2.48	2.24	1.91	1.88	1.70	1.54	1.82	2.13	1.79	1.72	1.93	2.01	2.60	1.26	○

第11表 葉却検定表(風速)(標高84m)

風速 階級 (m/s)	統計年										平均値	検定年		判定 ○検出 ×葉却	
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017		1997	1997		
0.0~0.4	1.39	0.88	0.84	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.86	0.42	1.47	0.25	○
0.5~1.4	8.79	8.74	9.88	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	6.11	10.65	6.81	x
1.5~2.4	16.94	15.91	16.14	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	15.59	15.25	18.00	13.18	○
2.5~3.4	15.24	14.30	14.39	15.33	14.30	13.71	14.48	13.88	13.46	13.80	14.30	15.10	15.76	12.84	○
3.5~4.4	11.54	11.19	10.55	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	11.26	11.97	12.20	10.32	○
4.5~5.4	8.96	9.40	8.27	9.17	9.02	9.41	9.05	9.62	8.11	9.47	9.05	9.91	10.24	7.86	○
5.5~6.4	7.97	7.57	7.02	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.63	8.23	8.54	6.72	○
6.5~7.4	6.64	6.88	6.31	6.47	6.23	6.98	5.93	6.39	6.76	7.25	6.59	6.49	7.53	5.65	○
7.5~8.4	5.59	5.53	5.16	5.27	5.50	5.75	5.81	5.80	6.16	5.53	5.56	5.45	6.20	4.92	○
8.5~9.4	4.01	4.85	3.95	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	3.93	4.41	4.54	4.91	6.07	3.01	○
9.5~	12.93	14.85	17.49	15.72	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	15.89	16.14	19.98	11.80	1.26	○

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第12表 棄却検定表(風向)(標高20m)

風向	観測場所:敷地内Z点 標高20m,地上高10m (%)												判定 ○合格 ×棄却		
	統計年	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値		1997	上限
N	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.50	2.81	4.34	2.66	○
NNE	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.15	2.19	2.81	1.49	○
NE	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	3.98	4.71	5.60	2.36	○
ENE	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.53	8.21	6.84	5.95	8.73	4.95	○
E	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	12.68	11.46	20.16	5.20	○
ESE	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	9.82	11.04	18.83	0.81	○
SE	5.90	5.59	5.78	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	6.29	6.42	8.60	3.98	○
SSE	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.69	2.76	3.51	1.87	○
S	1.89	1.80	1.16	1.09	1.41	1.48	1.30	1.50	1.37	0.89	1.36	1.06	2.05	0.67	○
SSW	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.75	0.81	1.04	0.46	○
SW	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	1.82	1.84	2.75	0.89	○
WSW	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	3.30	4.00	4.69	1.91	○
W	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	8.79	9.92	12.79	4.79	○
WNW	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	14.56	15.49	18.62	10.50	○
NW	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	14.00	13.20	17.82	10.18	○
NNW	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	6.65	5.38	10.03	3.27	○

第13表 棄却検定表(風速)(標高20m)

風速階級 (m/s)	観測場所:敷地内Z点 標高20m,地上高10m (%)												判定 ○合格 ×棄却		
	統計年	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値		1997	上限
0.0~0.4	0.66	1.64	0.85	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.83	0.84	0.95	1.72	0.00	○
0.5~1.4	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	9.13	11.76	13.45	4.81	○
1.5~2.4	17.02	14.65	16.55	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.03	15.14	19.22	12.84	○
2.5~3.4	13.32	13.45	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	13.33	14.44	15.22	11.44	○	
3.5~4.4	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.62	11.92	13.68	9.56	○
4.5~5.4	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	11.29	9.68	15.43	7.15	○
5.5~6.4	7.72	8.12	7.32	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.91	7.13	9.47	6.35	○
6.5~7.4	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.53	5.75	6.97	4.09	○
7.5~8.4	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.40	4.55	5.30	3.50	○
8.5~9.4	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.84	4.26	4.89	2.99	○
9.5~	13.33	14.07	17.63	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.99	14.43	21.00	10.98	○

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古い
 ため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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;">(参考)</p> <p style="text-align: center;">2009年 気象データの代表性について</p> <p>従来の評価において使用していた2009年の気象データについては、申請時点での至近10年の気象データ（2001年～2011年/2009年を除く）に対しては代表性を有していたが、最新の気象データである2012年の気象データも考慮した異常年検定を実施した結果、代表性を有しておらず、また、2011年、2012年についても同様に代表性を有していなかったため、本評価においては、2010年の気象データを使用する。以下に2009年の気象データの異常年検定結果を示す。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測記録</p> <p>標高30mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高80mの観測記録を用いて検定を行った。</p> <p>b データ統計期間</p> <p>統計年：①2002年1月～2012年12月(10年間)及び ②2001年1月～2011年12月(10年間)の2つの統計年</p> <p>検定年： 2009年1月～2009年12月(1年間)</p> <p>c 検定方法</p> <p>異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>表6、表7にそれぞれの統計年での検定結果を示す。また、①2002年1月～2012年12月の統計年に対する棄却検定表を表8～表11に、②2001年1月～2011年12月の統計年に対する棄却検定表を表12～表15に示す。</p> <p>②2001年1月～2011年12月の統計年に対する検定結果は、標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準(危険率)5%で棄却された項目が0個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち1個であることから、代表性を有していると判断していたものの、①2002年1月～2012年12月の統計年に対しては、標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準(危険率)5%で棄却された項目が4個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち1個であることから、代表性を有していないと判断した。</p> <p>表6：異常年検定結果(検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月)</p> <table border="1" data-bbox="152 1050 689 1169"> <thead> <tr> <th></th> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高30m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目 3項目</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目 1項目</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高80m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目 1項目</td> </tr> </tbody> </table> <p>表7：異常年検定結果(検定年：2009年、統計年：②2001年1月～2011年12月)</p> <table border="1" data-bbox="152 1209 689 1305"> <thead> <tr> <th></th> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高30m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高80m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目 1項目</td> </tr> </tbody> </table>		観測項目	検定結果	標高30m	風向別出現頻度	棄却項目 3項目	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目	標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目		観測項目	検定結果	標高30m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目		<p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。
	観測項目	検定結果																										
標高30m	風向別出現頻度	棄却項目 3項目																										
	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目																										
標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし																										
	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目																										
	観測項目	検定結果																										
標高30m	風向別出現頻度	棄却項目なし																										
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																										
標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし																										
	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目																										

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

表8：東海検定表（風向別出現頻度）（標高30m）(検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月)

観測場所：大飯発電所（標高約30m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002年1月～2012年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風向	統計年												判定 ○緑字 X赤字		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値		検定年	
N	12.37	18.28	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	18.00	18.51	15.42	15.61	19.60	21.50	11.72	○
NNE	8.21	7.66	7.89	7.67	9.54	8.28	7.78	8.25	6.79	7.27	7.87	7.67	9.72	6.03	○
NE	2.28	2.35	2.82	2.11	2.47	3.23	3.30	3.70	3.26	2.56	2.69	2.94	3.73	1.66	○
ENE	0.69	0.56	0.57	0.52	0.55	0.73	0.70	0.57	0.61	0.73	0.63	0.62	0.82	0.43	○
E	0.43	0.41	0.39	0.49	0.33	0.37	0.47	0.49	0.46	0.41	0.47	0.38	0.55	0.30	○
ESE	1.21	0.45	0.70	0.66	0.72	0.86	0.62	0.64	0.62	0.71	0.74	0.73	1.17	0.31	○
SE	8.73	8.30	8.63	7.30	8.76	8.87	7.45	6.97	7.82	7.82	8.18	8.82	9.92	6.44	X
SSE	25.24	23.28	27.22	24.06	24.87	26.73	25.56	26.16	23.14	23.88	23.37	25.87	27.26	22.94	○
SSW	3.52	3.66	2.92	2.53	2.76	2.70	2.56	3.28	3.02	2.89	3.41	2.93	3.26	2.47	○
SW	4.32	3.09	3.49	3.00	2.60	3.45	2.72	3.88	3.14	3.62	3.04	2.91	4.40	1.68	○
WSW	3.44	2.26	2.36	2.69	1.83	2.03	2.33	2.39	2.72	2.36	2.44	1.68	3.48	1.40	○
W	1.39	0.87	1.15	1.13	1.14	0.97	1.07	1.13	1.11	1.33	1.11	0.76	1.43	0.80	X
WNW	2.66	0.92	1.22	1.00	1.03	0.74	0.96	1.05	1.16	1.24	1.20	1.02	2.47	-0.08	○
W	5.39	4.77	5.25	6.74	5.57	5.78	5.27	5.74	6.58	6.72	5.78	5.19	7.39	4.16	○
NW	12.04	14.33	10.74	10.19	9.78	8.86	9.72	9.04	8.91	9.22	10.28	9.92	14.38	6.19	○
W	1.34	2.27	2.09	1.80	2.22	1.96	3.32	2.51	2.18	2.76	2.26	4.04	3.52	0.99	X

表9：東海検定表（風速階感別出現頻度）（標高30m）(検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月)

観測場所：大飯発電所（標高約30m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002年1月～2012年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年												判定 ○緑字 X赤字		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値		検定年	
0.0~0.4	1.31	2.27	2.09	1.86	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	2.76	2.28	4.01	3.52	0.99	X
0.5~1.4	12.01	15.64	16.64	14.54	13.84	13.89	16.48	16.43	16.68	17.32	15.37	17.67	19.42	11.32	○
1.5~2.4	30.49	20.66	22.82	21.86	19.14	19.32	18.98	21.49	22.80	21.70	20.93	22.02	24.35	17.51	○
2.5~3.4	19.63	17.89	18.72	19.46	17.23	17.82	16.26	18.96	18.24	17.12	18.15	17.12	20.79	15.51	○
3.5~4.4	15.49	13.57	13.65	14.54	14.38	13.25	12.27	13.67	13.33	12.70	13.68	13.24	15.89	11.48	○
4.5~5.4	10.33	8.93	9.15	9.50	10.49	11.50	11.44	8.66	8.69	8.39	9.71	9.68	12.45	6.96	○
5.5~6.4	6.68	5.96	6.20	5.84	6.96	8.10	10.29	5.55	5.34	5.64	6.67	6.47	10.24	3.11	○
6.5~7.4	4.29	4.52	3.93	4.27	4.65	5.49	5.95	4.35	3.96	4.13	4.55	3.80	6.14	2.95	○
7.5~8.4	2.65	3.26	2.22	2.44	3.30	2.27	2.74	3.16	2.74	3.43	2.93	2.19	3.87	1.69	○
8.5~9.4	1.70	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.09	2.22	1.98	2.41	2.03	1.37	2.68	0.99	○
9.5~	4.90	4.61	2.97	3.54	3.38	3.19	1.19	2.99	4.01	4.43	3.72	2.68	6.61	0.53	○

相違理由
 【大飯】個別解析による相違
 ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。
 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉													泊発電所3号炉			相違理由	
風向	統計年												判定 ○合格 ×不合格	相違理由			
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値			2009年	上限	下限
N	8.69	8.14	5.58	8.97	11.47	9.63	9.36	9.17	7.57	7.74	8.99	8.99	0.79	11.03	6.36	○	【大飯】個別解析による相違 ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。
NE	1.82	1.03	3.59	4.91	2.40	2.48	2.80	3.85	3.04	3.20	2.50	2.67	3.45	1.60	3.49	○	
NW	0.80	0.91	1.33	0.84	0.87	0.93	1.03	0.94	1.44	1.23	1.07	1.16	1.16	0.50	0.55	○	
E	1.12	1.39	1.43	1.06	0.68	0.92	1.21	0.83	1.09	1.24	1.21	1.24	1.21	2.24	0.24	○	
ESE	6.97	8.63	7.86	6.62	6.40	6.33	6.51	6.34	8.50	11.04	7.46	4.43	4.43	11.40	3.62	○	
SE	20.48	20.57	22.27	20.06	17.83	19.19	17.97	19.67	21.36	19.56	19.89	17.50	17.50	23.17	16.00	○	
SSE	8.93	8.99	9.11	8.65	12.30	12.67	12.70	12.86	9.41	7.64	10.25	12.96	15.34	5.16	○		
S	3.61	2.66	3.41	3.43	3.50	3.85	4.34	3.45	2.48	2.32	3.39	4.66	3.01	1.77	○		
SSW	4.37	3.41	3.63	3.96	3.14	3.67	3.53	4.03	2.51	2.49	3.37	3.94	3.04	1.70	○		
SW	5.18	3.99	4.31	5.71	2.96	4.16	3.37	4.74	4.81	4.95	4.32	6.40	6.40	2.44	○		
WSW	4.07	3.06	2.37	3.66	3.53	3.60	4.15	4.19	4.89	5.25	3.96	3.38	3.02	2.35	○		
W	4.22	3.02	3.71	3.23	3.56	3.40	3.85	3.13	3.85	3.52	3.52	3.01	4.37	2.63	○		
WSW	6.41	4.69	4.37	4.24	4.24	4.49	4.45	2.86	2.86	2.86	4.13	4.13	4.72	2.59	○		
W	6.41	4.69	4.37	4.24	4.24	4.49	4.45	2.86	2.86	2.86	4.13	4.13	4.72	2.59	○		
WNW	16.18	13.60	9.69	12.05	11.31	10.89	11.96	9.68	7.94	6.83	10.34	13.03	15.30	5.48	○		
W	6.96	6.97	6.86	6.79	1.61	0.69	1.66	1.67	1.50	1.48	1.64	1.64	1.67	1.67	0.46	○	

(注) 測定器は、2010年11月以前は風車型風の風速計、2010年12月以降はドラフター型風速計である。

表 11：風速検定表（風速階級別出現頻度）（標高80m）（検定年：2009年、統計年：2002年1月～2012年12月）

観測場所：大飯発電所（標高80m）
 測定器：風車型風の風速計
 統計期間：2002年1月～2012年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年												判定 ○合格 ×不合格	相違理由		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値			2009年	上限
0.0～0.4	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.06	1.07	1.50	1.50	1.48	1.03	0.80	1.67	0.40	○
0.5～1.4	12.63	7.74	8.4	7.40	8.69	6.99	6.75	7.95	8.77	9.68	7.82	6.54	10.27	5.36	○	
1.5～2.4	12.01	12.91	14.33	13.59	12.59	10.85	11.37	13.00	14.48	15.48	13.06	11.84	16.49	9.64	○	
2.5～3.4	15.48	14.17	15.71	15.64	14.63	12.67	12.86	15.48	17.49	17.07	15.12	13.37	18.87	11.37	○	
3.5～4.4	14.95	13.48	14.47	15.44	13.23	12.58	12.30	14.74	15.96	14.36	14.14	12.63	16.83	11.45	○	
4.5～5.4	12.94	10.43	11.08	12.18	11.57	11.13	10.87	12.64	11.08	10.53	11.43	11.37	13.51	9.39	○	
5.5～6.4	9.25	8.83	8.49	9.44	8.86	9.56	9.12	9.98	8.18	7.42	8.82	9.19	10.35	7.89	○	
6.5～7.4	7.13	6.53	6.42	6.68	6.31	6.06	7.36	6.17	6.63	6.87	6.62	7.38	8.34	4.90	○	
7.5～8.4	4.98	5.15	4.75	4.79	4.77	6.45	5.32	4.78	4.96	5.10	5.10	6.35	6.31	3.90	○	
8.5～9.4	3.69	4.57	3.98	3.82	4.07	4.77	4.14	4.18	3.80	4.25	4.13	4.51	4.94	3.32	○	
9.5～	11.96	15.13	11.78	10.27	14.06	16.70	18.65	10.93	8.73	8.76	12.70	16.03	20.64	4.75	○	

(注) 測定器は、2010年11月以前は風車型風の風速計、2010年12月以降はドラフター型風速計である。

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

表 12：葉球検定表（風向別出現頻度）(標高 30m)(検定年：2009 年、統計年：②2001 年 1 月～2011 年 12 月)

観測場所：大飯発電所（標高約30m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2001年1月～2011年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風向	統計年											同定 ○概積 X事理			
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年		平均値		
N	16.78	12.37	18.26	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	16.00	15.51	16.74	19.60	21.53	11.96	○
NNE	8.93	8.21	7.06	7.80	7.67	9.53	8.28	7.78	8.25	6.79	8.04	7.67	9.96	6.11	○
NE	3.97	2.28	2.58	2.63	2.11	2.47	3.23	3.30	2.78	3.26	2.74	2.94	3.78	1.69	○
E	0.21	0.69	0.56	0.51	0.52	0.58	0.73	0.70	0.51	0.41	0.58	0.62	0.88	0.27	○
ESE	0.21	1.21	0.65	0.70	0.66	0.72	0.86	0.62	0.37	0.49	0.41	0.58	0.51	0.26	○
SE	1.99	8.73	8.30	8.51	7.30	8.76	8.57	7.45	6.97	7.52	7.50	5.33	12.72	23.07	○
S	10.15	6.32	6.60	7.07	7.53	6.76	7.13	7.96	8.28	9.02	7.64	7.93	10.47	4.81	○
SSW	2.53	3.35	2.06	2.95	3.57	2.38	2.80	2.70	3.86	3.14	2.93	2.91	4.25	1.62	○
SW	2.82	4.92	3.06	3.49	5.00	2.60	3.46	2.72	4.19	5.00	3.73	2.91	6.04	1.41	○
WSW	3.02	3.44	2.26	2.36	2.69	1.83	2.03	2.33	2.39	2.72	2.51	1.68	3.63	1.38	○
W	1.75	1.39	0.87	1.15	1.15	1.14	0.97	1.07	1.13	1.11	1.17	0.76	1.75	0.60	○
WNW	0.49	2.66	0.92	1.22	1.00	1.05	0.74	0.96	1.02	1.16	1.12	1.02	2.49	0.25	○
NW	4.65	5.39	4.77	5.25	6.74	5.57	5.78	5.27	5.74	6.55	5.57	5.19	7.18	3.97	○
NNW	12.24	12.04	14.33	10.74	10.19	9.78	8.86	9.72	9.04	8.31	10.58	9.92	14.51	6.36	○
C	6.74	1.34	2.27	2.09	1.85	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	2.65	4.04	6.26	0.96	○

表 13：葉球検定表（風速階級別出現頻度）(標高 30m)(検定年：2009 年、統計年：②2001 年 1 月～2011 年 12 月)

観測場所：大飯発電所（標高約30m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2001年1月～2011年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年											同定 ○概積 X事理			
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年		平均値		
0.0~0.4	6.74	1.34	2.27	2.09	1.85	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	2.65	4.04	6.26	0.96	○
0.5~1.4	16.76	12.01	15.84	16.64	14.54	13.94	13.89	16.43	16.68	15.31	17.67	19.21	11.41	11.41	○
1.5~2.4	22.68	20.49	20.66	22.82	21.85	19.14	19.32	18.98	21.49	22.80	21.03	22.02	24.66	17.39	○
2.5~3.4	17.59	19.83	17.89	18.72	19.46	17.43	17.82	16.26	18.96	18.24	18.20	17.12	20.75	15.65	○
3.5~4.4	12.92	15.49	13.57	13.65	14.54	14.38	13.25	12.27	13.67	13.33	13.70	13.24	15.85	11.56	○
4.5~5.4	8.36	10.33	8.93	9.15	9.50	10.09	11.50	11.44	8.66	8.69	9.70	9.98	12.46	6.95	○
5.5~6.4	5.04	6.88	5.98	6.20	5.84	6.96	8.10	10.29	5.55	5.51	6.61	6.47	10.31	2.92	○
6.5~7.4	3.50	4.29	4.52	3.90	4.27	4.65	5.49	5.05	4.35	3.86	4.48	3.80	6.24	2.72	○
7.5~8.4	2.18	2.85	3.28	3.22	2.44	3.30	3.27	2.74	3.16	2.74	2.82	2.19	3.84	1.79	○
8.5~9.4	1.90	1.79	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.06	2.23	1.98	1.98	1.37	2.96	0.99	○
9.5~	2.32	4.90	4.61	2.97	3.54	5.38	3.19	1.19	2.29	4.01	3.51	2.08	6.50	0.51	○

泊発電所3号炉

相違理由

【大飯】個別解析による相違
 ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。
 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

表 14：夏季特定表（風向別出現頻度）（標高80m）(検定年：2009年、統計年：②2001年1月～2011年12月)

観測場所：大飯発電所（標高約80m）
 測定器：風車型風向風速計
 ドップラーソナー
 統計期間：2001年1月～2011年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風向	統計年												検定年	平均値	2009年	上 限	下 限	判定 ○採択 X不採
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年							
N	8.12	8.69	8.44	8.58	8.97	11.47	9.63	9.36	9.47	7.57	9.03	9.79	11.56	6.50	○			
NNE	4.95	4.68	4.11	4.48	4.91	6.58	5.63	5.99	5.82	5.80	5.24	5.55	7.13	3.35	○			
NE	2.13	1.83	2.08	2.39	1.91	2.40	2.48	2.80	2.85	3.00	2.39	2.62	3.35	1.43	○			
ENE	0.61	0.80	0.94	1.13	0.84	0.87	0.95	1.03	0.96	1.44	0.96	1.14	1.49	0.44	○			
E	0.91	1.12	1.39	1.43	1.06	0.68	0.92	1.21	0.83	1.94	1.15	1.21	2.05	0.25	○			
ESE	5.77	6.97	8.63	7.86	6.63	6.40	6.23	5.51	6.34	8.90	6.93	4.43	9.68	4.18	○			
SE	21.05	20.48	20.57	22.27	20.06	17.83	19.19	17.97	19.57	21.86	20.03	17.50	23.42	16.65	○			
SSE	7.54	8.93	8.09	9.11	8.65	12.30	12.67	12.70	12.98	9.11	10.24	12.04	15.26	5.12	○			
S	3.27	3.61	3.66	3.81	3.63	3.50	3.65	3.74	3.45	2.45	3.52	3.69	4.86	2.17	○			
SSW	2.97	4.31	3.41	3.63	3.90	3.14	3.63	3.53	4.03	2.01	3.42	3.64	4.96	1.87	○			
SW	4.00	5.18	3.99	4.31	5.71	2.96	4.16	3.17	4.74	4.31	4.38	3.62	6.32	2.44	○			
WSW	3.43	4.01	3.06	3.31	3.66	3.53	3.60	4.18	4.19	4.89	3.80	3.28	5.06	2.54	○			
W	4.25	4.22	3.02	3.47	3.77	3.23	3.56	3.46	3.53	3.13	3.56	3.01	4.33	2.58	○			
WNW	5.17	4.41	4.23	4.37	4.54	4.67	4.49	3.95	3.98	5.03	4.57	4.53	5.82	3.32	○			
NW	9.70	9.49	11.80	9.34	8.62	8.13	7.34	7.67	7.08	7.86	8.70	7.77	12.08	5.32	○			
NNW	12.18	10.18	13.60	9.60	12.05	11.31	10.89	11.96	9.08	7.92	10.87	13.08	14.90	6.83	○			
W	3.05	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.06	1.07	1.50	1.20	0.80	2.82	-0.43	○			

(注) 測定器は、2010年11月以前は風車型風向風速計、2010年12月以降はドップラーソナーである。

表 15：夏季特定表（風速階級別出現頻度）（標高80m）(検定年：2009年、統計年：②2001年1月～2011年12月)

観測場所：大飯発電所（標高約80m）
 測定器：風車型風向風速計
 ドップラーソナー
 統計期間：2001年1月～2011年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年												検定年	平均値	2009年	上 限	下 限	判定 ○採択 X不採
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年							
0.0~0.4	3.05	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.06	1.07	1.50	1.20	0.80	2.82	-0.43	○			
0.5~1.4	7.13	6.63	7.77	8.14	7.40	8.90	6.50	6.75	7.95	8.47	7.56	6.54	9.50	5.63	○			
1.5~2.4	11.98	12.01	12.97	14.33	13.55	12.59	10.85	11.37	13.00	14.48	12.71	11.84	15.55	9.87	○			
2.5~3.4	14.36	15.48	14.17	15.71	15.64	14.63	12.67	12.86	15.48	17.49	14.85	13.37	18.26	11.45	○			
3.5~4.4	14.55	14.95	13.48	14.47	15.44	13.23	12.58	12.50	14.74	15.66	14.16	12.63	16.86	11.46	○			
4.5~5.4	12.66	12.94	10.43	11.08	12.18	11.57	11.15	10.87	12.64	11.08	11.66	11.37	13.74	9.58	○			
5.5~6.4	9.58	9.25	8.83	8.49	9.44	8.86	9.56	9.12	9.06	8.18	9.04	9.19	10.12	7.95	○			
6.5~7.4	6.69	7.13	6.53	6.42	6.68	6.31	8.06	7.46	6.17	5.65	6.70	7.48	8.31	5.09	○			
7.5~8.4	4.44	4.98	5.15	4.75	4.79	4.77	6.45	5.32	4.78	4.96	5.04	6.35	6.34	3.72	○			
8.5~9.4	3.87	3.69	4.57	3.98	3.82	4.07	4.77	4.14	4.18	3.80	4.09	4.51	4.94	3.26	○			
9.5~	11.67	11.88	15.13	11.29	10.27	14.08	16.70	18.65	10.93	8.70	12.99	16.03	20.31	5.67	○			

(注) 測定器は、2010年11月以前は風車型風向風速計、2010年12月以降はドップラーソナーである。

泊発電所3号炉

相違理由

【大飯】個別解析による相違
 ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。
 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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10</p> <p>湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p> <p>1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について 本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。 以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。</p> <p>1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について 以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。</p> <p>(1) 乾性沈着率 単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。</p> $D_{d0} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$ <p>D_{d0} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²] V_{gd} : 沈着速度 [m/s] χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p> <p>(2) 湿性沈着率 単位放出率あたりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告^{※1} より濃度を相対濃度 (χ / Q) で表現すると以下の式で表される。</p> $D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$ <p>D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²] Λ : 洗浄係数 [1/s] $\chi / Q(z)$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]</p>	<p style="text-align: right;">別紙10</p> <p>湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p> <p>1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について 本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。 以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。</p> <p>1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について 以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。</p> <p>(1) 乾性沈着率 単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。</p> $D_{d0} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$ <p>D_{d0} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²] V_{gd} : 沈着速度 [m/s] χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p> <p>(2) 湿性沈着率 単位放出率あたりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告[*] より濃度を相対濃度 (χ / Q) で表現すると以下の式で表される。</p> $D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$ <p>D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²] Λ : 洗浄係数 [1/s] $\chi / Q(z)$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]</p>	

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ここで、$\chi/Q_{(z)}$が正規分布をとると仮定すると、</p> $D_{ni} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(3)$ <p>Σz : 鉛直拡散幅[m] χ/Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p> <p>※1 Chamberlain, A.C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)</p> <p>(3) 地表沈着率 上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。</p> $A = D_{di} + D_{ni} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(4)$ <p>A : 単位時間あたりの地表沈着率[1/m²]</p> <p>1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率 今回の評価においてグランドシャイン線量大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率（すなわちχ/Qの97%積算値×沈着速度）との比を(5)式のようにとると、表1～表2のとおり、約1.3倍であった。 地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については添付1に示す。</p> $\frac{D_{di} + D_{ni}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots(5)$ <p>()_{97%} : 年間の97%積算値 χ/Q_{0t} : 時刻tの地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p>	<p>ここで、$\chi/Q_{(z)}$が正規分布をとると仮定すると、</p> $D_{ni} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(3)$ <p>Σz : 鉛直拡散幅[m] χ/Q_0 : 相対濃度 [s/m³] (鉛直方向の軸上濃度分布)</p> <p>* Chamberlain, A.C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)</p> <p>(3) 地表沈着率 上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。</p> $A = D_{di} + D_{ni} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(4)$ <p>A : 単位時間あたりの地表沈着率[1/m²]</p> <p>1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率 今回の評価においてグランドシャイン線量大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率（すなわちχ/Qの97%積算値×沈着速度）との比を(5)式のようにとると、第1表のとおり、約1.1倍であった。</p> <p>地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については添付1に示す。</p> $\frac{D_{di} + D_{ni}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots(5)$ <p>()_{97%} : 年間の97%積算値 χ/Q_{0t} : 時刻tの相対濃度 [s/m³] (鉛直方向の軸上濃度分布)</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

表1 大飯3, 4号炉における湿性沈着量評価（評価点②）

累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(s/m^2)$	約 4.8×10^{-4}
	① 乾性沈着率(1/m ²)	約 1.5×10^{-6}
累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率 (1/m ²) (乾性+湿性)	約 1.9×10^{-6}
	降雨量(mm/h)	0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.3

表2 大飯3, 4号炉における湿性沈着量評価（評価点A）

累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(s/m^2)$	約 5.7×10^{-4}
	① 乾性沈着(1/m ²)	約 1.7×10^{-7}
累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率 (1/m ²) (乾性+湿性)	約 2.5×10^{-6}
	降雨量(mm/h)	0.5
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.5

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 χ/Q 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。
 なお、評価に使用するパラメータを表3に示す。

表3 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 V_{set}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4651 Vol.2
鉛直拡散係数 Σz	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2800 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）
気象条件	2010年	2010年1月~2010年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用

泊発電所3号炉

第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価（評価点⑧）

累積出現頻度 97%値	$\chi/Q(s/m^2)$	約 4.4×10^{-4}
	① 乾性沈着率(1/m ²)	約 1.3×10^{-6}
累積出現頻度 97%値	② 地表面沈着率 (1/m ²) (乾性+湿性)	約 1.5×10^{-6}
	降雨量(mm/h)	0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1

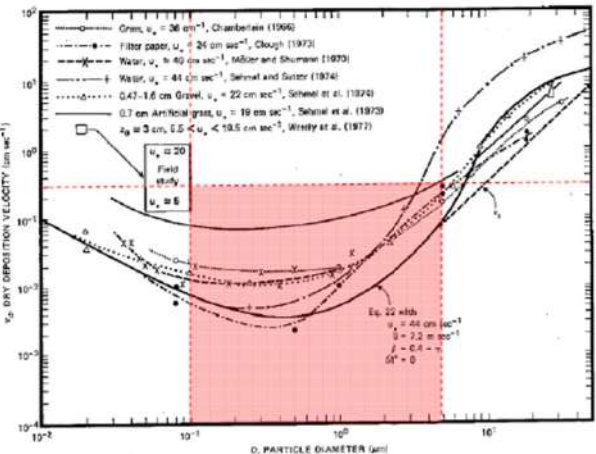
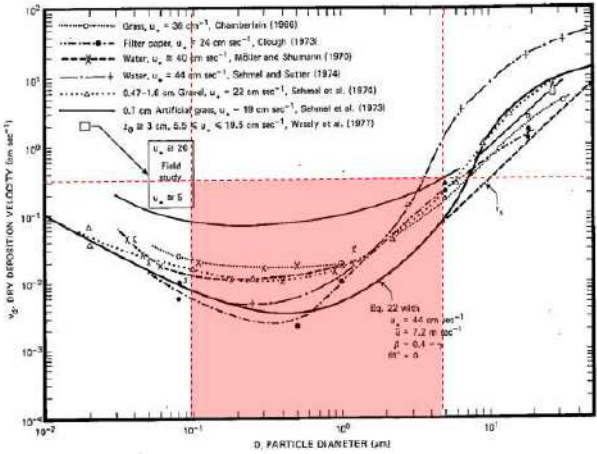
以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 χ/Q 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。
 なお、評価に使用するパラメータを第2表に示す。

第2表 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 V_{set}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4651 Vol.2
鉛直拡散係数 Σz	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）
気象条件	1997年	1997年1月~1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用

【大飯】個別解析による相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>2. 乾性沈着速度の設定について</p> <p>乾性の沈着速度0.3cm/sはNUREG/CR-4551（参考文献1）に基づいて設定している。NUREG/CR-4551では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5μm～5μmの粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討（添付2参照）から、本評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。</p> <p>また、W. G. N. Slinnの検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1μm～5μmの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度である。</p>  <p>Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1)~4)} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.</p> <p>図 様々な粒径における地表沈着速度（参考文献2）</p>	<p>2. 乾性沈着速度の設定について</p> <p>乾性の沈着速度0.3cm/sはNUREG/CR-4551（参考文献1）に基づいて設定している。NUREG/CR-4551では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5μm～5μmの粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討（添付2参照）から、本評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。</p> <p>また、W. G. N. Slinnの検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1μm～5μmの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度である。</p>  <p>Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1)~4)} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.</p> <p>図 様々な粒径における地表面沈着速度（参考文献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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。</p> <p>シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。</p> <p>①格納容器内での沈着による除去過程 格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が5μmの場合、その沈着率は、NUPEC報告書（参考文献3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径1μmの場合に比べ、25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。</p> <p>②アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径0.15μmを考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97%以上）を確認している。 微粒子フィルタは、粒子径0.15μmが最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、5μm以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径0.15μmに比べ相対的に捕獲されやすいといえる。</p> <p>以上より、本評価シナリオにおいては、アンユラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕集される。また、アンユラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、5μm以上の粒径のエアロゾルは十分捕集され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。</p> <p>以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は0.1μm～5μmの範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として0.3cm/sを適用できると考えている。</p>	<p>また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。</p> <p>シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。</p> <p>①格納容器内での沈着による除去過程 格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が5μmの場合、その沈着率は、NUPEC報告書（参考文献3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径1μmの場合に比べ、25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。</p> <p>②アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径0.15μmを考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97%以上）を確認している。 微粒子フィルタは、粒子径0.15μmが最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、5μm以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径0.15μmに比べ相対的に捕獲されやすいといえる。</p> <p>このため、本評価シナリオにおいては、アンユラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く原子炉格納容器内に捕集される。また、アンユラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、5μm以上の粒径のエアロゾルは十分捕集され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。</p> <p>以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は0.1μm～5μmの範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として0.3cm/sを適用できると考えている。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参照文献1 J.L. Sprung等：Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990</p> <p>参照文献2 W.G.N. Slinn :Environmental Effects, Parameterizations for Resuspensionand for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in RadiationDose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978</p> <p>参考文献3 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）」</p>	<p>参考文献1 J.L. Sprung等：Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990</p> <p>参考文献2 W.G.N. Slinn :Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978</p> <p>参考文献3 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）」</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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;">地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方について</p> <p>1. 地表面沈着について</p> <p>図1及び式(1)に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下、沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度、及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。</p> <p style="text-align: center;">図1 地表面沈着のイメージ</p> <p><沈着率の計算式></p> $D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{----- (1)}$ <p> D : 合計沈着率 (1/m²) D_d : 乾性沈着率 (1/m²) D_w : 湿性沈着率 (1/m²) χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m³) (地上放出時の軸上濃度) $\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m³) V_g : 沈着速度 (m/s) Λ : 洗浄係数 (1/s) ただし、$\Lambda = aP^b$ a, b : 洗浄係数パラメータ (-) P : 降水強度 (mm/hr) z : 鉛直長さ (m) </p>	<p style="text-align: center;">添付1</p> <p style="text-align: center;">地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方について</p> <p>1. 地表面沈着について</p> <p>第1図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下、沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。</p> <p style="text-align: center;">第1図 地表面沈着のイメージ</p> <p><地表面沈着率の計算式></p> $D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{----- ①}$ <p> D : 地表面沈着率 (1/m²) (単位放出率当たり) D_d : 乾性沈着率 (1/m²) D_w : 湿性沈着率 (1/m²) χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m³) (地上放出時の軸上濃度) $\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m³) V_g : 沈着速度 (m/s) Λ : 洗浄係数 (1/s) ただし、$\Lambda = aP^b$ a, b : 洗浄係数パラメータ (-) P : 降水強度 (mm/hr) z : 鉛直長さ (m) </p>	

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

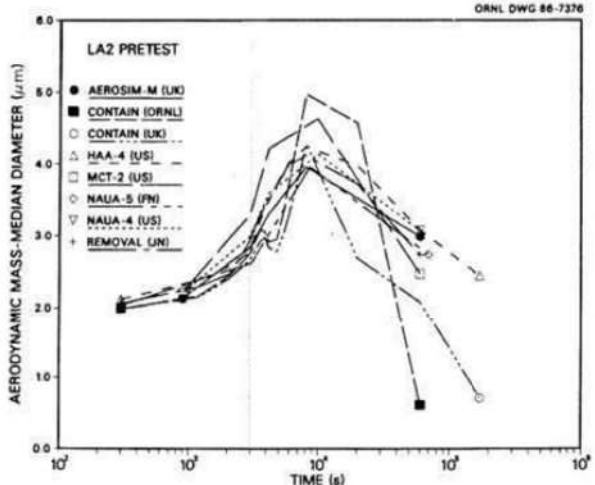
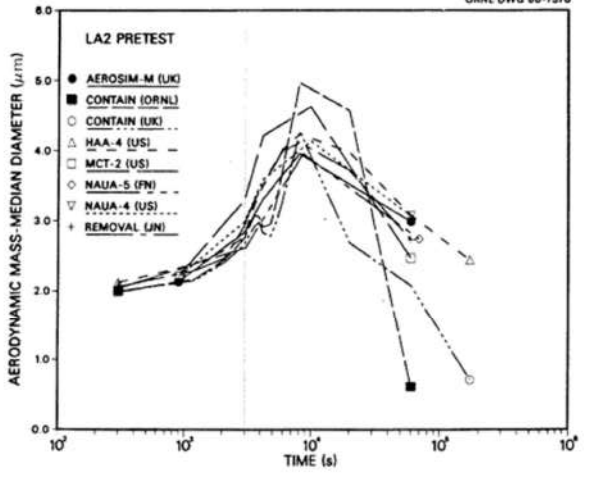
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方</p> <p>地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されているx/Qの累積出現頻度97%の求め方に基 づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（図2参照）。</p> <p>1) 各時刻における気象条件から、式(1)を用いてx/Q、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価方位におけるx/Qがゼロとなるため、合計沈着率もゼロとなる。</p> <p>図2の例は、評価対象方位をN、NNEとした場合であり、x/Qによる乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から合計沈着率を算出する。評価対象方位（N、NNE方位）以外の方位に風が吹いた時刻については、合計沈着率はゼロとなる。</p> <p>2) 上記1)で求めた1時間毎の合計沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さいほうから数えて累積出現頻度が97%を超えたところの沈着量を、地表面沈着率の累積出現頻度97%とする。（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、x/Qの累積出現頻度と異なる）</p> <div data-bbox="107 582 694 1077"> <p>図2 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方 （評価対象方位がN、NNEの例）</p> </div>	<p>2. 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方</p> <p>地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されているx/Qの累積出現頻度97%値の求め方に基 づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。</p> <p>(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いてx/Q、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価方位におけるx/Qがゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。</p> <p>第2図の例は、評価対象方位をNW、NNWとした場合であり、x/Qによる乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW、NNW方位）以外の方位に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。</p> <p>(2) 上記(1)で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さいほうから数えて累積出現頻度が97%を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、x/Qの累積出現頻度と異なる）。</p> <div data-bbox="1243 598 1792 1077"> <p>第2図 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方 （評価対象方位がNW、NNWの例）</p> </div>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・例示する包囲の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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2</p> <p style="text-align: center;">シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について</p> <p>シビアアクシデント時にCV内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として0.1μm~5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。</p> <p>シビアアクシデント時にはCV内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV内でのエアロゾルの挙動」及び「CV内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRCなど）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表1に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（CV、RCS配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、CV内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1μm~5μmの範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。</p> <p style="text-align: center;">表1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="107 737 719 1106"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{※1}</td> <td>約0.5~5 (図1参照)</td> <td>シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込み機能喪失を想定した条件とした比較試験。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{※2}</td> <td>0.25~2.5 (添付-1)</td> <td>CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した実験^{※3}</td> <td>0.1~3.0 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{※3}</td> <td>0.29~0.56 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHÉBUS FP^{※3}</td> <td>0.5~0.65 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時のFP挙動の実験。（左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込み機能喪失を想定した条件とした比較試験。	②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (添付-1)	CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。	③	AECLが実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。	④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。	⑤	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5~0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。（左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）	<p style="text-align: right;">添付2</p> <p style="text-align: center;">シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について</p> <p>シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として0.1μm~5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。</p> <p>シビアアクシデント時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表1に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（原子炉格納容器、一次冷却材配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1μm~5μmの範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。</p> <p style="text-align: center;">表1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="1176 726 1832 1088"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{※1}</td> <td>約0.5~5 (図1参照)</td> <td>シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込み機能喪失を想定した条件とした比較試験。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{※2}</td> <td>0.25~2.5 (添付-1)</td> <td>CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した実験^{※3}</td> <td>0.1~3.0 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{※3}</td> <td>0.29~0.56 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHÉBUS FP^{※3}</td> <td>0.5~0.65 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時のFP挙動の実験。（左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込み機能喪失を想定した条件とした比較試験。	②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (添付-1)	CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。	③	AECLが実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。	④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。	⑤	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5~0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。（左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）	
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込み機能喪失を想定した条件とした比較試験。																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (添付-1)	CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。																																															
③	AECLが実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。																																															
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。																																															
⑤	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5~0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。（左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）																																															
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込み機能喪失を想定した条件とした比較試験。																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (添付-1)	CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。																																															
③	AECLが実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。																																															
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。																																															
⑤	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5~0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。（左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。）																																															

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考文献</p> <p>※1： J.H.Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNLA. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2</p> <p>※2： D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete</p> <p>※3： STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5</p>  <p>Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.</p> <p>図1 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ</p>	<p>参考文献</p> <p>※1： J.H.Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNLA. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2</p> <p>※2： D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete</p> <p>※3： STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5</p>  <p>Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.</p> <p>第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ</p>	

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要</p> <p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 µm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 µm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sr and U, while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass. U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 µm [elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 µm] while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 µm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 µm before stabilizing at 3.35 µm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 2.5 and 4.0 µm. Geometric-mean diameter (d_g) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 µm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there</p>	<p style="text-align: center;">添付-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要</p> <p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 µm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 µm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sr and U, while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass. U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 µm [elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 µm] while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 µm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 µm before stabilizing at 3.35 µm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 2.5 and 4.0 µm. Geometric-mean diameter (d_g) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 µm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there</p>	

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																				
<table border="1" data-bbox="224 167 801 443"> <thead> <tr> <th colspan="2">試験の概要</th> </tr> <tr> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>試験の概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AECL が実施した実験</td> <td>CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。</td> </tr> <tr> <td>PBF-SFD</td> <td>米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。</td> </tr> <tr> <td>PHÉBUS FP</td> <td>フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。</td> </tr> </tbody> </table>	試験の概要		試験名又は報告書名等	試験の概要	AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。	PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。	PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。	<table border="1" data-bbox="1160 167 1850 422"> <thead> <tr> <th colspan="2">試験の概要</th> </tr> <tr> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>試験の概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AECL が実施した実験</td> <td>CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。</td> </tr> <tr> <td>PBF-SFD</td> <td>米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。</td> </tr> <tr> <td>PHÉBUS FP</td> <td>フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。</td> </tr> </tbody> </table>	試験の概要		試験名又は報告書名等	試験の概要	AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。	PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。	PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。	
試験の概要																						
試験名又は報告書名等	試験の概要																					
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。																					
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。																					
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。																					
試験の概要																						
試験名又は報告書名等	試験の概要																					
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。																					
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。																					
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。																					

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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 1.7.7</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>重大事故等発生時に、原子炉格納容器（以下「CV」という。）内の圧力、温度が上昇した場合における、CV内の冷却状況の確認方法について説明する。</p> <p>1. 現状と課題</p> <p>重大事故等時における CV 内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能な CV 内全体雰囲気圧力の圧力、温度計により、確認できるようになっている。</p> <p>しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、CV 冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、CV 外に設置された温度計での CV 冷却状況確認の可否について検討した。</p> <p>大飯3号炉及び4号炉の CV 外温度計の現状は下表のとおりであり、格納容器再循環ユニットの出口温度計だけが計測不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.8</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>重大事故等発生時に、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合における、原子炉格納容器内の冷却状況の確認方法について説明する。</p> <p>1. 現状と課題</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能な原子炉格納容器内全体雰囲気圧力の圧力、温度計により、確認できるようになっている。</p> <p>しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、原子炉格納容器冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、原子炉格納容器外に設置された温度計での原子炉格納容器冷却状況確認の可否について検討した。</p> <p>泊3号炉の原子炉格納容器外温度計の現状は第1表のとおりであり、海水通水時の格納容器再循環ユニットの入口及び出口温度計だけがトレンド監視不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。</p>	<p>本項の内容は、技術的能力1.15「添付資料 1.15.12 原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について」と同一資料である。</p> <p>【大飯】用語の統一 「CV」→「原子炉格納容器」として統一。以下同じ。</p> <p>【大飯】申請プラン下の相違 【大飯】記載表現の相違 【大飯】設備構成の相違</p> <p>・海水通水時において、大飯では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より注水するが、泊では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水するため、格納容器再循環ユニットの入口温度についてもトレンド監視不可となる。（可搬型温度計測装置の設置によって格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度の監視可能となることは大飯と同様）</p>


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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			相違理由																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>冷却モード</th> <th>対象ヒートシンク</th> <th>説明（CV外温度計の状況等）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>余熱除去系再循環</td> <td>余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)</td> <td>余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ系再循環</td> <td>格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)</td> <td>原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）</td> <td>格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)</td> <td>格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度及び入口温度）が、トレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット冷却（海水）</td> <td>格納容器再循環ユニット</td> <td>格納容器再循環ユニット入口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度）が、トレンド監視可能。 格納容器再循環ユニット出口温度は指示計なし。</td> </tr> </tbody> </table>			冷却モード	対象ヒートシンク	説明（CV外温度計の状況等）	余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。	格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。	格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度及び入口温度）が、トレンド監視可能。	格納容器再循環ユニット冷却（海水）	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度）が、トレンド監視可能。 格納容器再循環ユニット出口温度は指示計なし。	<p style="text-align: center;">第1表 原子炉格納容器外温度計の現状</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>冷却モード</th> <th>対象ヒートシンク</th> <th>説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>余熱除去系再循環</td> <td>余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)</td> <td>余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口及び出口温度が、トレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ系再循環</td> <td>格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度がトレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）</td> <td>格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)</td> <td>格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器の出口及び入口温度）が、トレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット冷却（海水）</td> <td>格納容器再循環ユニット</td> <td>格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度ともに、トレンド監視不可。</td> </tr> </tbody> </table>			冷却モード	対象ヒートシンク	説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）	余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口及び出口温度が、トレンド監視可能。	格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度がトレンド監視可能。	格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器の出口及び入口温度）が、トレンド監視可能。	格納容器再循環ユニット冷却（海水）	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度ともに、トレンド監視不可。	<p>【大飯】設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では格納容器スプレイ系再循環時に、格納容器スプレイ冷却器出口温度にてトレンド監視が可能。 <p>【大飯】設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水通水時において、大飯では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より注水するが、泊では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水するため、格納容器再循環ユニットの入口温度についてもトレンド監視不可となる。（可搬型温度計測装置の設置によって格納容器再循環ユニット入口温度および出口温度の監視可能となることは大飯と同様） <p>【大飯】記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は有効性評価における記載表現と整合を図っている。想定する事故シナリオは大飯と同様。 <p>【大飯】解析結果の相違</p>
冷却モード	対象ヒートシンク	説明（CV外温度計の状況等）																																		
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。																																		
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。																																		
格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度及び入口温度）が、トレンド監視可能。																																		
格納容器再循環ユニット冷却（海水）	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度）が、トレンド監視可能。 格納容器再循環ユニット出口温度は指示計なし。																																		
冷却モード	対象ヒートシンク	説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）																																		
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口及び出口温度が、トレンド監視可能。																																		
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度がトレンド監視可能。																																		
格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器の出口及び入口温度）が、トレンド監視可能。																																		
格納容器再循環ユニット冷却（海水）	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度ともに、トレンド監視不可。																																		
<p>2. 対応内容</p> <p>重大事故等時において、CV冷却状況確認は、基本的にはCV圧力監視で対応可能であるが、それに加え、CV冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な裕度があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管及び出口配管にて温度を測定する。</p> <p>なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による格納容器内自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを加圧することから、既設圧力計の代替計器として可搬型の計器にて原子炉補機冷却水サージタンクの圧力を計測する。</p>			<p>2. 対応内容</p> <p>重大事故等時において、原子炉格納容器冷却状況確認は、基本的には原子炉格納容器圧力監視で対応可能であるが、それに加え、原子炉格納容器冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な裕度があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管及び出口配管にて温度を測定する。</p> <p>なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを加圧することから、既設圧力計の代替計器として可搬型の計器にてサージタンクの圧力を計測する。</p>			<p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】設備名称の相違</p>																														
<p>3. 可搬型温度計測の概要</p> <p>(1) 温度計測機器の構成 温度ロガー、温度センサー、データコレクタ（データ収集用）</p> <p>(2) 温度計の仕様 測定範囲：約200℃まで計測可能 (格納容器過温破損（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）におけるCV雰囲気温度の最高値（144℃）が計測可能であり、余裕をみても十分測定可能な範囲としている。)</p> <p>重量：約100g（1台当たり） 温度センサー：配管表面に添付 SUSバンド等で配管に巻きつけ（取付け及び取外し可能。） 電源：リチウム電池（使用可能時間 約10ヶ月） データ保有量：約10日分（約1分間隔（プラントコンピューター（PCCS）相当）のデータ測定及び保有が可能。)</p>			<p>3. 可搬型温度計測の概要</p> <p>(1) 温度計測機器の構成 温度ロガー、温度センサー、データコレクタ（データ収集用）</p> <p>(2) 温度計の仕様 測定範囲：約200℃まで計測可能 (雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値（141℃）が計測可能であり、余裕をみても十分測定可能な範囲としている。)</p> <p>重量：約100g（1台当たり） 温度センサー：配管表面に添付 SUSバンド等で配管に巻きつけ（取付け及び取外し可能。） 電源：リチウム電池（使用可能時間約10ヶ月） データ保有量：約10日分（約1分間隔（プラント計算機（PCCS）相当）のデータ測定及び保有が可能。)</p>																																	

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<table border="1" data-bbox="241 145 855 268"> <thead> <tr> <th>CV圧力</th> <th>飽和蒸気温度 (°C)</th> <th>除熱量 (MW/台)</th> <th>冷却水流量 (m³/h)</th> <th>出入口温度差 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.392MPa [gage] 時 (最高使用圧力時)</td> <td>約 144</td> <td>約 12.3</td> <td>141</td> <td>約 75</td> </tr> <tr> <td>0.784 MPa [gage] 時 (最高使用圧力2倍)</td> <td>約 168</td> <td>約 13.0</td> <td>141</td> <td>約 80</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="293 279 790 298">表1 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時の出入口温度</p>  <p data-bbox="324 633 721 652">図1 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線</p> <div data-bbox="542 683 1012 708" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	CV圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)	0.392MPa [gage] 時 (最高使用圧力時)	約 144	約 12.3	141	約 75	0.784 MPa [gage] 時 (最高使用圧力2倍)	約 168	約 13.0	141	約 80	<p data-bbox="1196 148 1787 167">第2表 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時の出入口温度</p> <table border="1" data-bbox="1115 172 1818 331"> <thead> <tr> <th>格納容器圧力</th> <th>飽和蒸気温度 (°C)</th> <th>除熱量 (MW/台)</th> <th>冷却水流量 (m³/h)</th> <th>出入口温度差 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.283MPa [gage] 時 (最高使用圧力時)</td> <td>132</td> <td>約 5.6</td> <td>82</td> <td>約 60</td> </tr> <tr> <td>0.566MPa [gage] 時 (最高使用圧力2倍)</td> <td>155</td> <td>約 6.5</td> <td>82</td> <td>約 70</td> </tr> </tbody> </table>  <p data-bbox="1240 697 1744 716">第2図 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線</p> <div data-bbox="1326 746 1939 778" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)	0.283MPa [gage] 時 (最高使用圧力時)	132	約 5.6	82	約 60	0.566MPa [gage] 時 (最高使用圧力2倍)	155	約 6.5	82	約 70	<p data-bbox="1989 201 2157 220">【大飯】解析結果の相違</p>
CV圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)																												
0.392MPa [gage] 時 (最高使用圧力時)	約 144	約 12.3	141	約 75																												
0.784 MPa [gage] 時 (最高使用圧力2倍)	約 168	約 13.0	141	約 80																												
格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)																												
0.283MPa [gage] 時 (最高使用圧力時)	132	約 5.6	82	約 60																												
0.566MPa [gage] 時 (最高使用圧力2倍)	155	約 6.5	82	約 70																												
<p data-bbox="89 810 542 829">5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要</p> <p data-bbox="100 868 1010 919">原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力にて計測する。</p> <p data-bbox="100 956 228 975">(1) 計器仕様</p> <ul data-bbox="138 1043 573 1123" style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 仕様 (計測範囲) : 0.0~1.6MPa タンク加圧目標 : 0.3MPa 	<p data-bbox="1034 810 1494 829">5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要</p> <p data-bbox="1050 868 1951 948">原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計 (原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)) と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) にて計測する。</p> <p data-bbox="1043 957 1187 976">(1) 計器仕様</p> <ul data-bbox="1077 984 1500 1123" style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) 仕様 (計測範囲) : 0~1.0MPa [gage] 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 仕様 (計測範囲) : 0~1.0MPa [gage] タンク加圧目標 : 0.28MPa [gage] 	<p data-bbox="1989 868 2157 919">【大飯】記載方針の相違</p> <ul data-bbox="1989 927 2157 1414" style="list-style-type: none"> 既設圧力計名称の明確化 【大飯】設備名称の相違 【大飯】記載方針の相違 既設圧力計仕様を記載 (伊方と同様) 【大飯】設備名称の相違 【大飯】設備仕様の相違 設備の相違により計測範囲が異なる。(必要な範囲を計測できることに相違なし) 																														

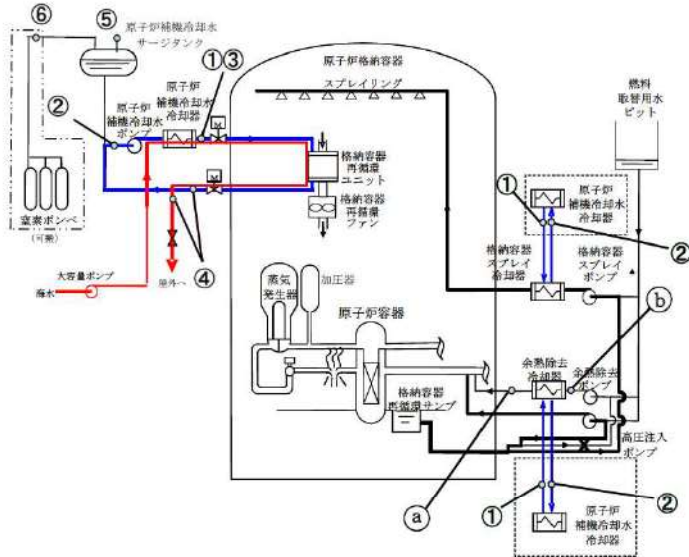
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

《参考図面》

○大飯3号炉及び4号炉 温度計測計器
 原子炉補機冷却水サージタンク圧力



温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
① 原子炉補機冷却水供給側	PCCS
② 原子炉補機冷却水戻り側	PCCS
③ 格納容器再循環ユニット入口温度	可搬型温度計測装置
④ 格納容器再循環ユニット出口温度	可搬型温度計測装置
⑤ 余熱除去系再循環余熱除去冷却器出口	PCCS、記録計
⑥ 余熱除去系再循環余熱除去冷却器入口	PCCS、記録計

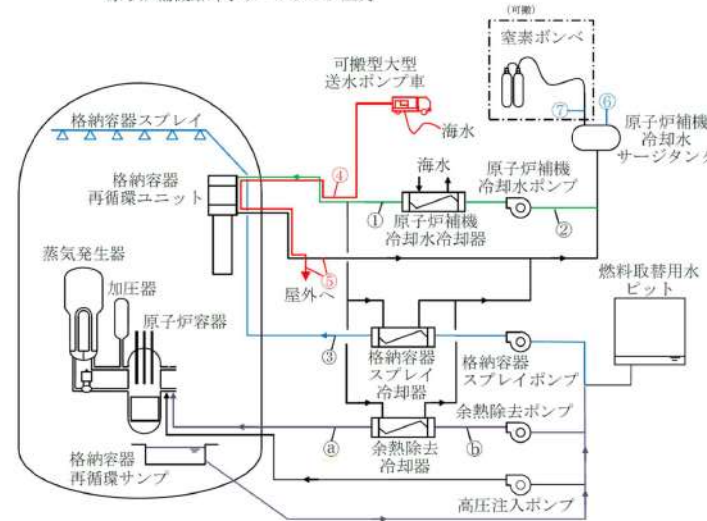
※③、④の確認箇所は変更の可能性がある。

計器名称	確認方法
⑤ AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力	指示計
⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	現地指示計

泊発電所3号炉

《参考図面》

○泊3号炉 温度計測計器
 原子炉補機冷却水サージタンク圧力



温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
① 原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水	PCCS
② 原子炉補機冷却水戻り母管	PCCS
③ 格納容器スプレイ冷却器出口	PCCS
④ 格納容器再循環ユニット入口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）
⑤ 格納容器再循環ユニット出口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）
⑥ 余熱除去冷却器出口	PCCS
⑦ 余熱除去冷却器入口	PCCS

計器名称	確認方法
⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	現場指示計
⑦ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	現場指示計

相違理由

【大飯】申請プラントの相違

【大飯】設備名称の相違

【大飯】海水通水箇所の相違

・大飯では大容量ポンプにて原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より海水注水するが、泊では可搬型大型送水ポンプにて原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水する。

【大飯】設備名称の相違

【大飯】設備構成の相違

・泊では格納容器スプレイ系再循環時において、格納容器スプレイ冷却器出口温度にてトレンド監視が可能であるため本表に当該計器を追記している。

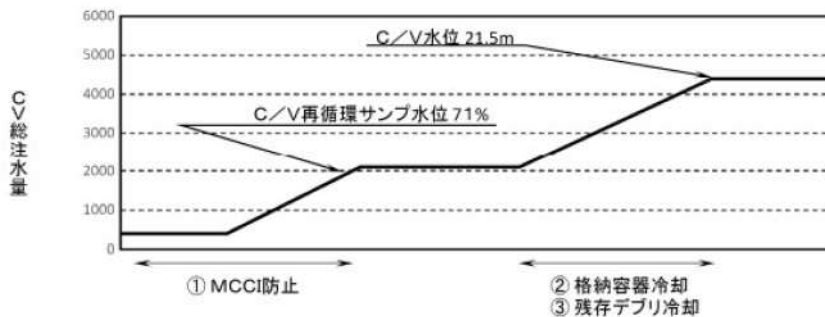
・泊3号炉は、デジタルプラントであるため、余熱除去系冷却器出口及び入口温度を記録するアナログの記録計は設置していない。

【大飯】設備名称及び記載表現の相違

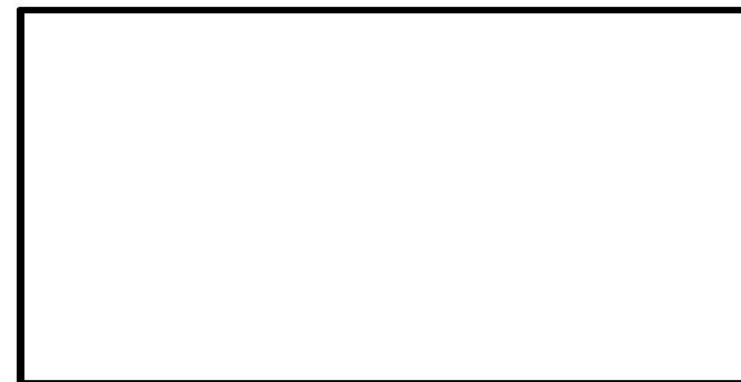
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉		添付資料 1.7.8	
炉心損傷時における原子炉格納容器破損防止等操作について			
<p>重大事故発生時は、MCCI防止のため恒設代替低圧注水ポンプ等による格納容器スプレイにて原子炉下部キャビティに注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器（以下「C/V」という。）圧力が高い状態では、格納容器スプレイによる冷却（減圧）を実施し、海水による格納容器内自然対流冷却準備が整えば、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に移行する。格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却による冷却（減圧）中は、C/V圧力1Pd-50kPaとなれば格納容器スプレイを停止する。また、原子炉容器内に残存デブリの兆候が見られた場合又は残存デブリの冷却が必要な場合は、C/V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまでC/V内へ注水する。</p> <p>以下に、MCCI防止対応から残存デブリ冷却までの操作におけるC/V注水量の関係について整理する。</p> <p>(1) 対応操作概要 各操作目的、対応操作概要及び各対応操作に対するC/V注水量の関係を示す。</p>			
	操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る審査基準
①	MCCI防止	恒設代替低圧注水ポンプ等によりC/Vへスプレイし、格納容器再循環サンプ水位（広域）71%になればスプレイを停止する。	「1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理
②	格納容器冷却	格納容器再循環ユニットによる冷却を実施するが、C/V圧力が392kPa以上であれば、恒設代替低圧注水ポンプ等によるスプレイも実施する。C/Vへスプレイ中、C/V圧力が1Pd-50kPaまで低下すればスプレイを停止する。	「1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理
③	残存デブリ冷却	格納容器冷却中に原子炉容器に残存デブリの兆候 [※] が見られた場合は、C/V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さ上限に、残存デブリの兆候が解消されるまで格納容器又は代替格納容器スプレイによりC/V内へ注水する。 ※：兆候は、C/V圧力及び温度の上昇により確認する。	「1.4原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理



泊発電所3号炉		添付資料1.7.9		相違理由
炉心損傷時における原子炉格納容器破損防止等操作について				本資料は、技術的能力 1.8 添付資料 1.8.4 と同一資料である。
<p>重大事故発生時は、MCCI防止のため代替格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器下部への注水にて原子炉下部キャビティに注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器（以下「C/V」という。）圧力が高い状態では、格納容器スプレイによる冷却（減圧）を実施し、海水による格納容器内自然対流冷却準備が整えば、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に移行する。格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却による冷却（減圧）中は、C/V圧力1Pd-0.05MPaとなれば格納容器スプレイを停止する。また、原子炉容器内に残存溶融炉心の兆候が見られた場合又は残存溶融炉心の冷却が必要な場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでC/V内へ注水する。</p> <p>以下に、MCCI防止対応から残存溶融炉心冷却までの操作におけるC/V注水量の関係について整理する。</p> <p>(1) 対応操作概要 各操作目的、対応操作概要及び各対応操作に対するC/V注水量の関係を示す。</p>				【大飯】 記載表現の相違
	操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る審査基準	
①	MCCI防止	代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉格納容器下部へ注水し、格納容器再循環サンプ水位（広域）が91%になれば原子炉格納容器下部への注水を停止する。	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理	
②	原子炉格納容器冷却	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を実施するが、C/V圧力が0.283MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイも実施する。格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却による冷却中、C/V圧力が1Pd-0.05MPaまで低下すれば冷却を停止する。	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理	
③	残存溶融炉心冷却	原子炉格納容器冷却中に原子炉容器に残存溶融炉心の兆候 [※] が見られた場合は、原子炉格納容器水位の設定位置（格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さ）を上限に、残存溶融炉心の兆候が解消されるまで格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによりC/V内へ注水する。 ※：兆候は、C/V圧力及び温度の上昇により確認する。	「1.4 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理	



□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

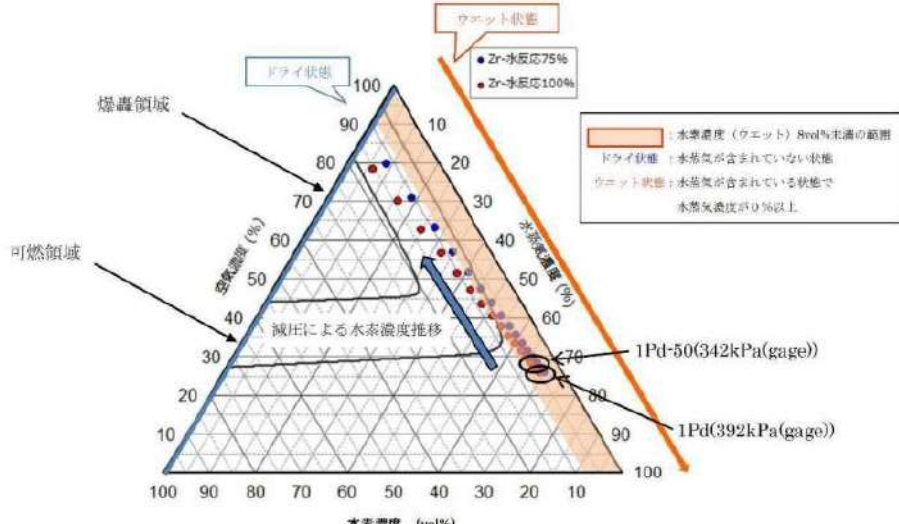
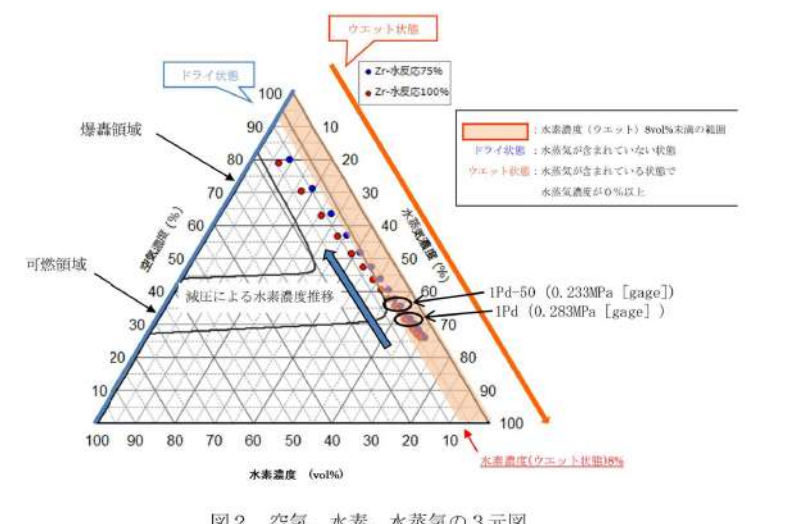
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 炉心損傷後におけるC/V内の水素濃度を考慮した減圧運用について</p> <p>炉心損傷時にはZr-水反応等により水素が発生することから、C/V内を減圧する際は水素分圧の上昇による水素濃度の上昇に留意し、爆轟に至らないように配慮する必要がある。</p> <p>a. 炉心損傷時のC/V減圧運用</p> <p>炉心損傷後におけるC/V減圧操作時は、減圧に伴い水素濃度が高くなることから、爆轟領域である水素濃度13vol%（ドライ）を超えないように配慮する。</p> <p>そのため、以下の水素濃度を目安に減圧運用を行う。</p> <p>水素濃度目安：8vol%（ドライ）※</p> <p>※：ただし、減圧を継続する必要がある場合は、8vol%（ドライ）以上であっても操作の実効性と悪影響を評価し、減圧を継続することもある。</p> <p>炉心損傷後のC/V減圧操作については、C/V圧力が最高使用圧力から50kPa [gage] 低下すれば停止する手順としており、この運用により図1に示す通り100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することができる。また、水素濃度は、可搬型原子炉格納容器水素濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続できる。</p> <p>（参考：図2に爆轟領域と可燃領域を示した空気、水素、水蒸気の3元図を示す。また、図1に示す75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係も示す。）</p> <p>なお、図1は気体の状態方程式を用い、全炉心内のジルコニウム量の75%又は100%が水と反応した場合に、C/V内水素濃度が均一になるものとして表したものである。計算には、C/V内の水素濃度の観点から保守的に厳しい条件を設定している。</p> <div data-bbox="114 823 999 1378" style="border: 1px solid black; height: 348px; width: 395px;"></div> <div data-bbox="371 1406 999 1458" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<p>(2) 炉心損傷後におけるC/V内の水素濃度を考慮した減圧運用について</p> <p>炉心損傷時にはZr-水反応等により水素が発生することから、C/V内を減圧する際は水素分圧の上昇による水素濃度の上昇に留意し、爆轟に至らないように配慮する必要がある。</p> <p>a. 炉心損傷時のC/V減圧運用</p> <p>炉心損傷後におけるC/V減圧操作時は、減圧に伴い水素濃度が高くなることから、爆轟領域である水素濃度13vol%（ドライ）を超えないように配慮する。</p> <p>そのため、以下の水素濃度を目安に減圧運用を行う。</p> <p>水素濃度目安：8vol%（ドライ）※</p> <p>※：ただし、減圧を継続する必要がある場合は、8vol%（ドライ）以上であっても操作の実効性と悪影響を評価し、減圧を継続することもある。</p> <p>炉心損傷後のC/V減圧操作については、C/V圧力が最高使用圧力から0.05MPa [gage] 低下すれば停止する手順としており、この運用により図1に示すとおり100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することができる。また、水素濃度は、格納容器内水素濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続できる。</p> <p>（参考：図2に爆轟領域と可燃領域を示した空気、水素、水蒸気の3元図を示す。また、図1に75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係も示す。）</p> <p>なお、図1は気体の状態方程式を用い、全炉心内のジルコニウム量の75%又は100%が水と反応した場合に、C/V内水素濃度が均一になるものとして表したものである。計算には、C/V内の水素濃度の観点から保守的に厳しい条件を設定している。</p> <div data-bbox="1093 823 1895 1358" style="border: 1px solid black; height: 335px; width: 358px;"></div> <div data-bbox="1350 1406 1973 1458" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(参考)</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃領域 爆轟以外の燃焼反応を起こす領域 爆轟領域 強い圧力波を伴い、音速より速い速度で燃焼が伝播する爆轟燃焼が生じる領域  <p>図2 空気、水素、水蒸気の3元図</p> <p>図2に示した75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係についてはC/V内を飽和状態と仮定し気体の状態方程式に基づいて図1を作図しており、図1の横軸(C/V内圧力)は、下図に示すとおり、水素と空気と水蒸気の各分圧の和になる。 ある温度における各ガスの分圧は、体積が一定の場合、各ガスのモル数に比例するため、1Pd(392kPa [gage] (494kPa [abs]))時の水蒸気濃度70%は、C/V内ガス全圧(494kPa [abs])に対する水蒸気分圧(345kPa [abs])の比によって算出している。</p>	<p>(参考)</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃領域 爆轟以外の燃焼反応を起こす領域 爆轟領域 強い圧力波を伴い、音速より速い速度で燃焼が伝播する爆轟燃焼が生じる領域  <p>図2 空気、水素、水蒸気の3元図</p> <p>図2に示した75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係については、C/V内を飽和状態と仮定し気体の状態方程式に基づいて図1を作図しており、図1の横軸(C/V内圧力)は、下図に示すとおり、水素と空気と水蒸気の各分圧の和になる。 ある温度における各ガスの分圧は、体積が一定の場合、各ガスのモル数に比例するため、1Pd(0.283MPa [gage] (0.385MPa [abs]))時の水蒸気濃度63%は、C/V内ガス全圧(0.385MPa [abs])に対する水蒸気分圧(0.242MPa [abs])の比によって算出している。</p>	<p>【大飯】設備の相違 ・原子炉格納容器の型式の相違により圧力が相違する。</p>

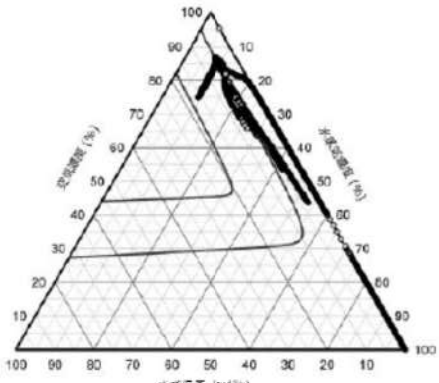
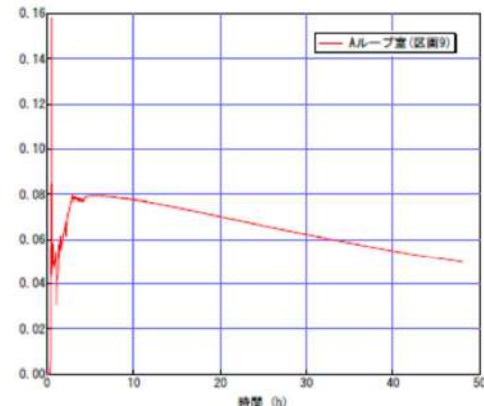
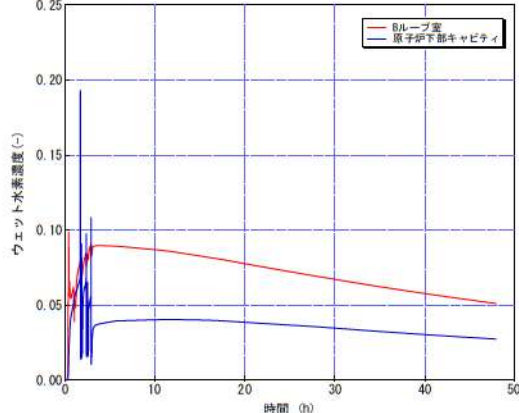
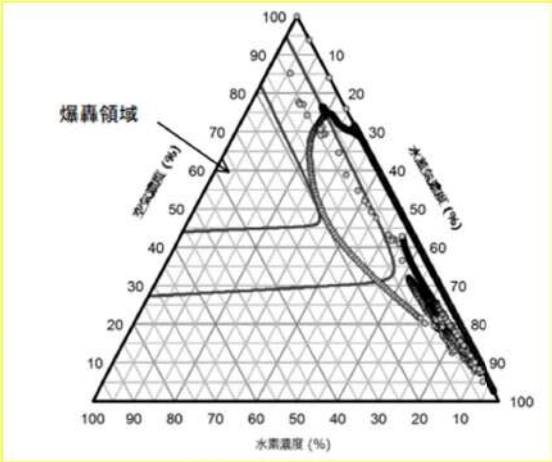
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>CV内ガス全圧 [MPa(abs)]</p> <p>格納容器内温度 [°C]</p> <p>水素分圧 空気分圧 水蒸気分圧</p> <p>1Pd 約494kPa(abs)</p> <p>約345kPa(abs)</p>	<p>CV内ガス全圧 [MPa(abs)]</p> <p>原子炉格納容器内温度 [°C]</p> <p>水素分圧 空気分圧 水蒸気分圧</p> <p>1Pd 約0.385MPa(abs)</p> <p>約0.242MPa(abs)</p>	<p>相違理由</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため、川内1/2号炉の添付資料1.8.4を掲載】（比較箇所のみ抜粋）</p> <p>(3) 格納容器内の局所的な水素濃度分布について LOCA時は、破断口において局所的に水素濃度が高くなる。 川内1/2号炉の破断口があるループ室では、炉内Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が13vol%以上となるが、その期間は短時間であり、図1のとおり3元図の爆轟領域に達していない。</p> <p>従って、川内1/2号炉では局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。</p>  <p>図1 破断口ループ室の3元図</p>  <p>図2 破断口ループ室水素濃度</p> <p>有効性評価添付資料3.4.2 「GOTHICにおける水素濃度分布の評価について」より抜粋</p>	<p>(3) 原子炉格納容器内の局所的な高濃度水素による影響について</p> <p>評価で想定している破断口があるBループ室及び原子炉下部キャビティでは、炉内Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が比較的高くなる。原子炉下部キャビティのウェット水素濃度は13%以上となるが、その期間は短時間であり、図4のとおり3元図の爆轟領域に達していない。</p> <p>したがって、局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。</p>  <p>図3 水素濃度の推移</p>  <p>図4 原子炉下部キャビティの3元図</p> <p>有効性評価7.2.4.水素燃焼 添付資料7.2.4.3「GOTHICにおける水素濃度分布の評価について」より抜粋</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は川内1/2号炉の審査実績を踏まえた構成としているため、当該プラントを比較対象としている。</p> <p>【川内】 記載表現の相違 【川内】 解析結果の相違 ・泊はウェット水素濃度が比較的高くなる区画が破断口があるループ室と原子炉下部キャビティであり、3元図にて爆轟領域に達していないことを確認している。（伊方と同様）</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 各対応操作時のC/V注水量管理 C/Vへの注水時は、重要機器及び重要計器の水没を防止するため、C/V内の注水量を管理する必要がある。各操作におけるC/V内注水量の管理については、以下の通りである。</p> <p>a. 格納容器スプレィ (MCCI 防止) 格納容器スプレィ中は、原子炉下部キャビティ水位が必要最低水量以上になったことを原子炉下部キャビティ水位計により把握でき、また、格納容器再循環サンプ水位計によりC/Vへの注水量を把握することができる。</p> <p>b. 格納容器冷却 (減圧) 格納容器冷却 (減圧) 中は、A格納容器スプレィ流量計、燃料取替用水ピット水位計等によりC/Vへの注水量を把握し、また原子炉格納容器水位計により確認することで、C/V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまで注水されたことを把握できる。</p> <p>c. 残存デブリ冷却 残存デブリ冷却に伴うC/V注水中は、A格納容器スプレィ流量計、燃料取替用水ピット水位計等によりC/Vへの注水量を把握し、また原子炉格納容器水位計により確認することで、C/V内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまで注水されたことを把握できる。</p> <p>(4) C/V内の水位検知</p> <p>C/V内水位については、格納容器再循環サンプ水位計 (広域) での計測に加え、A格納容器スプレィ流量計等の注水量により、C/V内の水位が把握可能である。 更なる監視性向上のため、電極式の水圧計をC/Vへの注水を停止する条件となる高さまで水位が到達したことを検知する位置 (E.L. []) に設置する。(図1、2)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<p>(4) 各対応操作時のC/V注水量管理 C/Vへの注水時は、重要機器及び重要計器の水没を防止するため、C/V内の注水量を管理する必要がある。各操作におけるC/V内注水量の管理については、以下のとおりである。</p> <p>a. 原子炉格納容器下部への注水 (MCCI防止) 原子炉格納容器下部への注水中は、原子炉下部キャビティ水位が必要最低水量以上になったことを原子炉下部キャビティ水位検出器により把握でき、また、格納容器再循環サンプ水位 (広域) によりC/Vへの注水量を把握することができる。</p> <p>b. 原子炉格納容器冷却 (減圧) 原子炉格納容器冷却 (減圧) 中は、代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によりC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで注水されたことを把握できる。</p> <p>c. 残存熔融炉心冷却 残存熔融炉心冷却に伴うC/V注水中は、代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によりC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを把握できる。</p> <p>(5) C/V内の水位検知</p> <p>a. 原子炉下部キャビティの水位検知 原子炉下部キャビティ水位については、C/V最下階フロアと原子炉下部キャビティの間が連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティへ流入する経路が確保されており、C/V内の水位がT.P.12.1mフロアを超え格納容器再循環サンプが満水となれば格納容器再循環サンプ水位計により計測が可能である。 更なる監視性向上のため、熔融炉心が原子炉容器を貫通した際のMCCIを抑制することができる水量が蓄水されていることを直接検知する電極式の水圧監視装置を設置する。 検知器の設置位置は、解析によって示されるMCCIを抑制するための必要水量等には不確かさが含まれるため、早期に概ね必要水量が蓄水されていることを確認する位置として、保守的に原子炉容器破損時に炉心燃料の全量 (約 []) が落下した場合の早期冷却固化に必要な水量 (約 [] : T.P.約 []) より0.1m低いT.P.約 [] に設置する。(図5及び図6参照)</p> <p>b. C/V内の水位検知 C/V内水位については、格納容器再循環サンプ水位計による計測に加え、代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量計等の注水量により、C/V内の水位が把握可能である。 更なる監視性向上のため、電極式の水圧計をC/Vへの注水を停止する条件となる高さまで水位が到達したことを検知する位置 (T.P.約 []) に設置する。(図5参照)</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>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】設備の相違 ・原子炉格納容器下部への注水手順に用いる監視計器の相違と同様に、原子炉格納容器冷却 (減圧) 及び残存熔融炉心冷却においても流路が同じであるため監視計器が相違する。</p> <p>【大飯】 記載内容の相違 ・泊は、原子炉下部キャビティ及びC/V内水位検知について項目分けすることで記載を充実化している。</p> <p>【大飯】設備の相違</p> <p>【大飯】 記載内容の相違 ・泊の水圧監視装置の設置位置について、考え方が類似している川内1/2号炉の記載内容を比較対象としている。</p> <p>【川内、大飯】 記載表現の相違</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

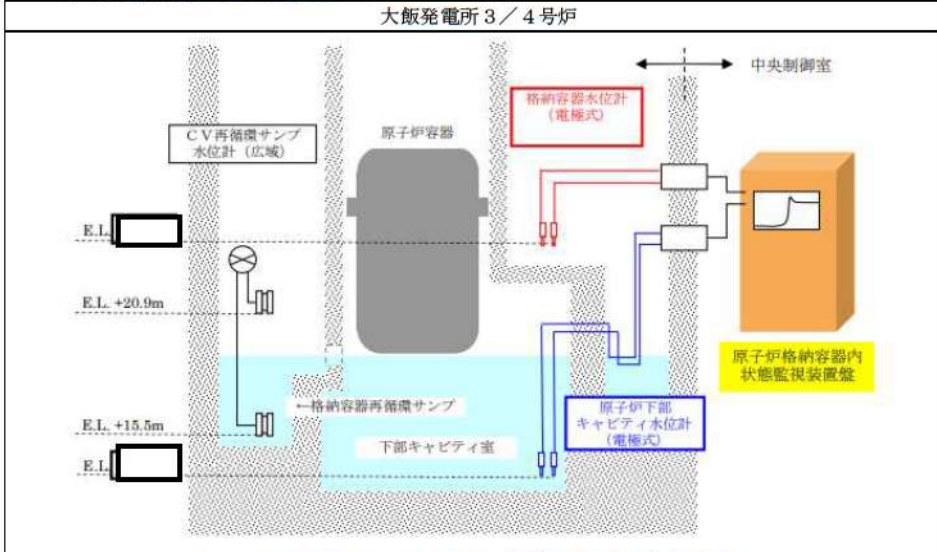


図1 原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位監視装置概要

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



図2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

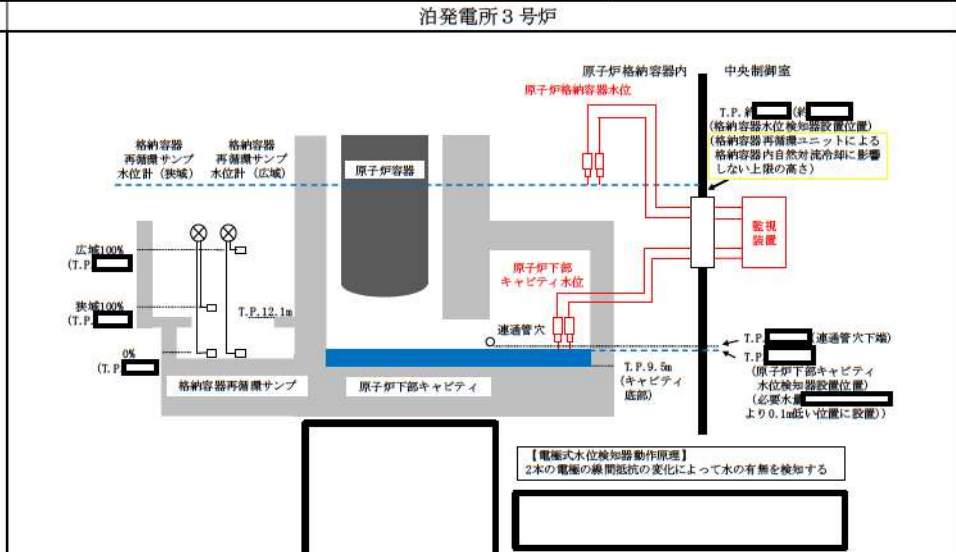


図5 原子炉下部キャビティ水位・格納容器水位監視装置概要図

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。

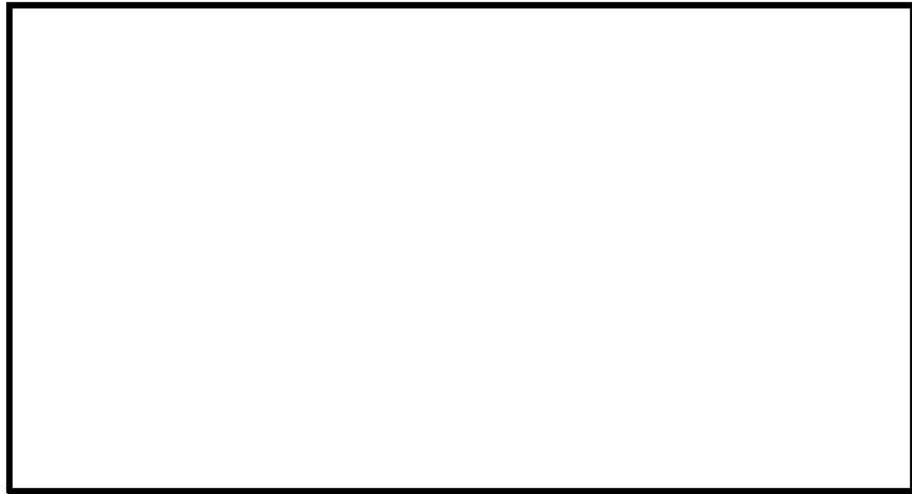


図6 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係

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。

相違理由

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) C/V内水量とC/V内水位の関係 C/V内水量とC/V内水位の関係について、以下の図の通りである。</p> <div data-bbox="253 213 842 730" style="border: 1px solid black; height: 324px; width: 263px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="253 746 806 790" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: 247px; margin-bottom: 10px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</div> <div data-bbox="246 842 853 1406" style="border: 1px solid black; height: 353px; width: 271px;"></div> <div data-bbox="277 1422 824 1465" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: 244px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</div>	<p>(6) C/V内水量とC/V内水位の関係 C/V内水量とC/V内水位の関係について、以下の図のとおりである。</p> <div data-bbox="1032 213 1957 1305" style="border: 1px solid black; height: 684px; width: 413px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1335 1329 1944 1364" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: 272px;">：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

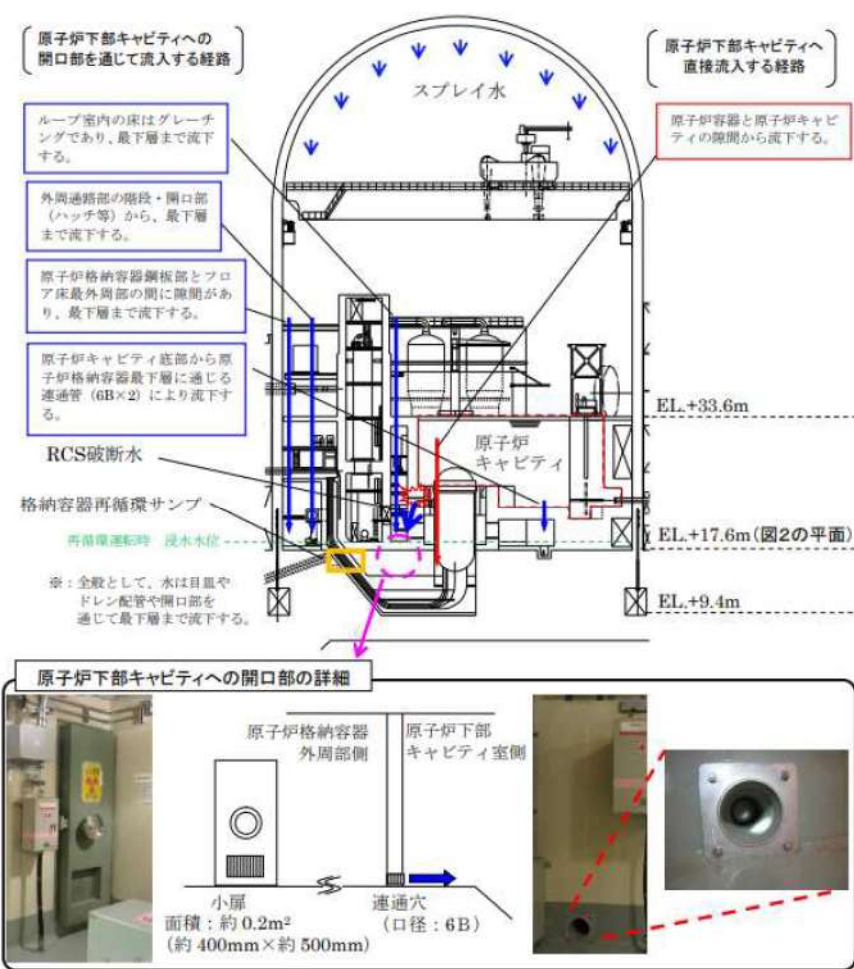
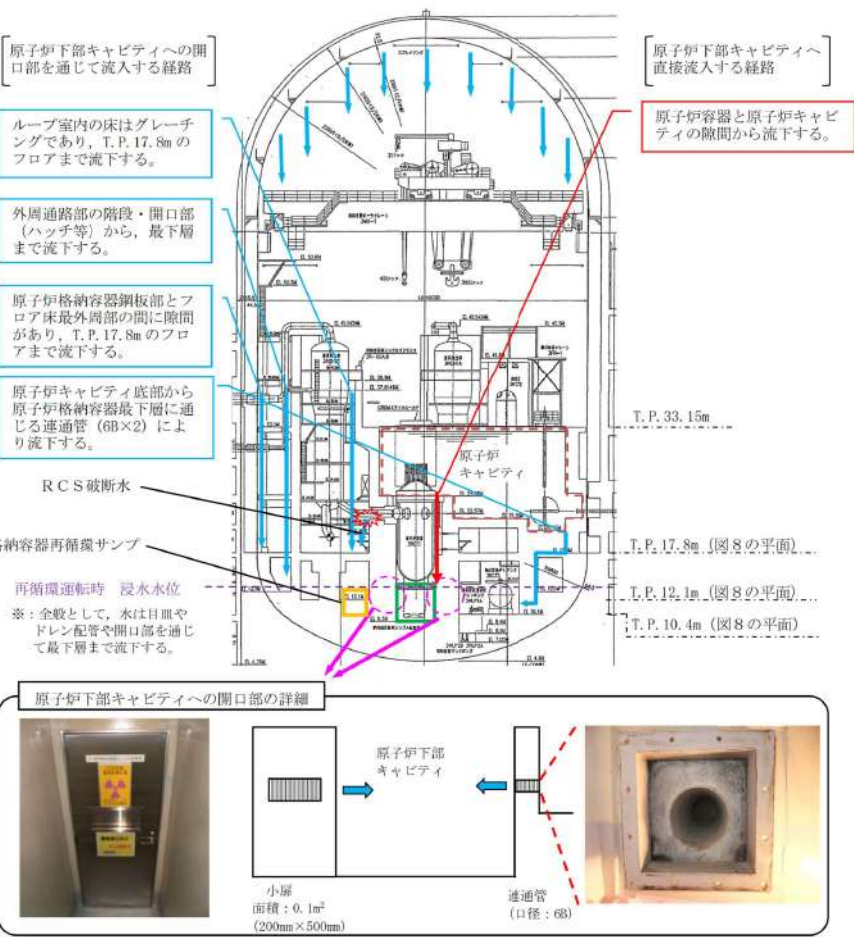
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため、高浜3/4号炉の添付資料1.8.4を掲載】（比較箇所のみ抜粋）</p> <p>(7) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について 重大事故時は、自然対流冷却を阻害しない水位（格納容器再循環ユニットダクト開放部より0.5m下部EL.約20.2m）までC/Vへの注水を実施する。</p> <p>再循環サンプ広域水位77%（EL.約12.7m）から自然対流冷却を阻害しない水位までに設置されている格納容器圧力計4台（EL.約17.5m）は使用できなくなるものの、1台の格納容器圧力計はダクト開放部よりも高い位置（EL.約20.7m）以上に設置されているためC/V圧力の監視は可能である。</p> <p>なお、格納容器圧力計及び自然対流冷却を阻害しない位置に電極式水位計を設置する。これにより両者の水没を防止することができる。</p> <p>また、格納容器温度計は、十分な高所（EL.約32.3m）に設置されており、水没の可能性は極めて低く、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C/V内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係からC/V内圧力を推定することができる。</p> <p>(6) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について 重大事故時に、C/V内の重要機器及び重要計器を水没させないため、格納容器内への注水量が4,400m³で注水を停止することとしている。これにより、格納容器圧力計は水没しない手順としている。</p> <p>なお、格納容器圧力計（広域）設置位置より低い位置に電極式水位計を設置することで水没を防止することができる。</p> <p>仮に、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C/V内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係からC/V内圧力を推定することができる。</p>	<p>(7) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について 重大事故時は、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れば、格納容器スプレイを停止するが、原子炉容器内に残存熔融炉心の徴候が見られた場合又は残存熔融炉心の冷却が必要な場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでC/V内への注水を実施する。</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）81%から格納容器内自然対流冷却を阻害しない水位までに設置されている格納容器圧力計4台（T.P.約 [] m）は使用できなくなるものの、2台の格納容器圧力計は格納容器再循環ユニットダクト開放部よりも高い位置（T.P.約 [] m）に設置されているためC/V圧力の監視は可能である。</p> <p>また、格納容器温度計は、十分な高所（T.P.約 [] m）に設置しており、水没の可能性は極めて低く、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C/V内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係からC/V内圧力を推定することができる。</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>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は高浜3/4号炉の審査実績を踏まえた記載としているため、当該プラントを比較対象としている。</p> <p>【高浜】設備の相違 【高浜】 記載表現の相違 設備名称の相違 【高浜】 記載内容の相違</p> <p>【大飯】 記載内容の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(7) 原子炉下部キャビティへの流入経路について LOCA時のRCS破断水および原子炉格納容器に注水されたスプレイ水が原子炉下部キャビティへ流入する経路について、図1および図2に示す。</p>  <p>図1 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路（断面図）</p>	<p>(8) 原子炉下部キャビティへの流入経路について LOCA時のRCS破断水および原子炉格納容器に注水されたスプレイ水が原子炉下部キャビティへ流入する経路について、図7および図8に示す。</p>  <p>図7 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路（断面図）</p>	<p>設計方針の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

格納容器再循環サンプ (E.L. 15.2m)
 原子炉下部キャビティ (E.L. 9.4m)
 格納容器サンプ (E.L. 16.4m)

	3号機	4号機
格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	[Redacted]	
格納容器サンプ容量	[Redacted]	

図3 原子炉格納容器内断面図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

泊発電所3号炉

T.P. 12.1m
 格納容器再循環サンプ
 T.P. 9.5m
 原子炉下部キャビティ
 T.P. [Redacted]
 格納容器サンプ

	3号機
格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	[Redacted]
格納容器サンプ容量	[Redacted]

図9 原子炉格納容器内断面図

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。

設計方針の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(8) 原子炉下部キャビティへの流入箇所</p> <p>原子炉格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティに通じる連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。また、原子炉格納容器最下階フロアの水位上昇に伴い、小扉からも流入する。</p> <p>原子炉下部キャビティに流入する経路断面概要を図1に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を図2に示す。</p> <div data-bbox="120 347 981 861" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>図1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図</p> <div data-bbox="313 933 795 965" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<p>1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所</p> <p>原子炉格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティに通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>原子炉下部キャビティに流入する経路断面概要を図10に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を図11及び図12に示す。</p> <div data-bbox="1153 375 1848 1029" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; text-align: center;"> </div> <p>※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティと格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、連通管蓋を設置。</p> <p>図10 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図</p> <div data-bbox="1388 1204 1960 1236" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>記載方針の相違</p> <p>・泊3号炉小扉が、最下階フロア床レベルと同等の高さにある連通管とほぼ同じ高さとなるためほぼ同時に流入する。</p> <p>設計方針の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="174 159 929 678" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="331 694 772 721" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係</p> </div> <div data-bbox="100 753 488 778" data-label="Text"> <p>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> </div> <div data-bbox="100 782 1003 1008" data-label="Text"> <p>(a)解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大LOCA+ECCS失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約1.4時間後）に合計60トン^{※2}の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に大飯3,4号機に装荷される炉心有効部の全量約□トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約□m^{3※3}とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約1.4時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約□m³（水位として約1.3m）であり、十分な水量が確保されている。</p> </div> <div data-bbox="152 1013 1003 1098" data-label="Text"> <p>※2：MAAP解析では、初期炉心熱出力を□%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると設定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> </div> <div data-bbox="152 1101 1003 1157" data-label="Text"> <p>※3：初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通穴等により適宜注水される。</p> </div> <div data-bbox="123 1189 1003 1244" data-label="Text"> <p>(b)大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通穴を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。</p> </div> <div data-bbox="168 1276 459 1300" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器外周隙間からの流入 </div> <div data-bbox="291 1324 851 1356" data-label="Text"> <p>□ 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1048 159 1960 646" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1131 662 1848 689" data-label="Caption"> <p>図11 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（既設連通管のみから流入の場合）</p> </div> <div data-bbox="1025 753 1415 778" data-label="Text"> <p>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> </div> <div data-bbox="1048 782 1960 1008" data-label="Text"> <p>(a)解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約1.6時間後※2）に合計□トン^{※2}の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に泊3号炉に装荷される炉心有効部の全量約□トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約□m^{3※2}とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約1.4時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約□m³（水位として約1.5m）であり、十分な水量が確保されている。</p> </div> <div data-bbox="1097 1013 1960 1098" data-label="Text"> <p>※2 MAAP解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> </div> <div data-bbox="1097 1101 1960 1157" data-label="Text"> <p>※3 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通管等により適宜注水される。</p> </div> <div data-bbox="1048 1189 1960 1244" data-label="Text"> <p>(b)大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。</p> </div> <div data-bbox="1086 1248 1556 1300" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入 原子炉容器外周隙間からの流入 </div> <div data-bbox="1332 1332 1915 1364" 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>	<div data-bbox="1982 406 2116 430" data-label="Text"> <p>設計方針の相違</p> </div> <div data-bbox="1982 805 2116 829" data-label="Text"> <p>設計方針の相違</p> </div> <div data-bbox="1982 1244 2116 1268" data-label="Text"> <p>設計方針の相違</p> </div> <div data-bbox="1982 1276 2150 1412" data-label="Text"> <p>・泊3号炉は下部キャビティ床にドレン配管があるため、ドレン配管から逆流する経路がある。</p> </div>


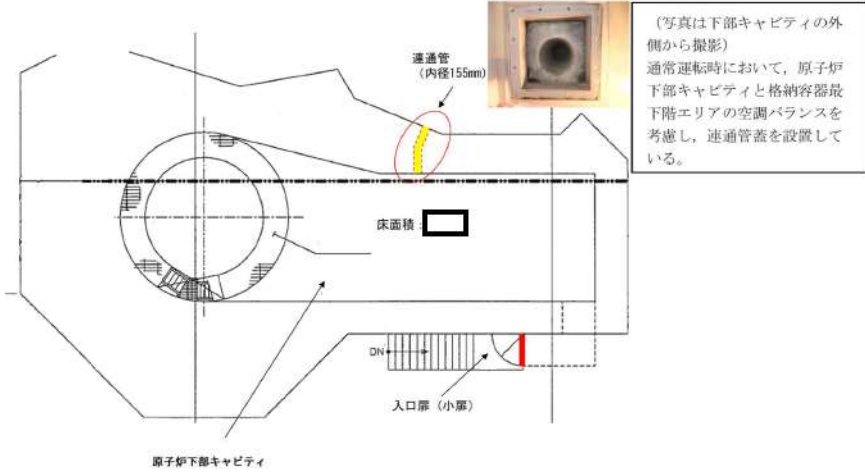
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1041 199 1948 686" style="border: 2px solid black; height: 305px; width: 405px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1137 694 1832 718" style="text-align: center;">図12 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（追設小屏のみから流入の場合）</p> <p data-bbox="1030 753 1415 777">本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1041 782 1702 805">(a) 溶融炉心等の物量及び必要な冷却水量の設定については、図11と同じ。 <li data-bbox="1041 810 1720 834">(b) 追設する小屏の流入性確認のため、保守的に以下については考慮しない。 <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1064 839 1299 863">・既設の連通管からの流入 <li data-bbox="1064 868 1516 892">・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入 <li data-bbox="1064 896 1357 920">・原子炉容器外周隙間からの流入 <li data-bbox="1041 925 1944 1037">(c) 保守的に、大破断LOCA時の初期の流入水（RCS配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティに流入すると仮定した。 <li data-bbox="1041 1042 1944 1125">(d) 実際にはRCS配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小屏側）に同時に流入し、階段室（追設小屏側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。 <p data-bbox="1321 1173 1892 1197" style="text-align: right;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	<p data-bbox="1982 406 2105 427" style="color: blue;">記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1982 432 2139 571">・大飯では連通穴が2重化されていることから、小屏のみの流入による評価を行っていない。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 連通穴</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入経路として、炉内計装用シンプル配管室への連通穴を施工する。連通穴は1箇所のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、2箇所設置することで多重性を持った設計とする。（図3）</p>  <p>図3 連通穴施工イメージ</p> <p>b. 小扉</p> <p>1箇所の連通穴からの流入のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、原子炉格納容器最下階フロアの水位が上昇すれば、2箇所に設置する連通穴に加えて、小扉からも原子炉下部キャビティへ格納容器スプレイ水が流入する。（図4）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<p>(1) 連通管</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入経路として、原子炉下部キャビティへの連通管を設置している。連通管は1箇所のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、連通管と異なる位置に小扉を設置することで流路の多重性及び多様性を持った設計とする。（図13）</p>  <p>図13 連通管設置状況</p> <p>(2) 小扉</p> <p>連通管からの流入のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、原子炉下部キャビティへの水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティの入口扉に開口部（小扉）を設置し、小扉からも原子炉下部キャビティへ格納容器スプレイ水が流入する。（図14）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <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>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は連通管を設置済みである。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は連通管と異なる方向のほぼ同じ高さに連通管よりも大きい開口部を持つ小扉を設置することで多重性及び多様性を持つ設計としている。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉では、最下層フロアの水位上昇を待たずとも連通管とほぼ同じレベルにある小扉から格納容器スプレイ水が流入することで、多重性を確保した設計としている。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉下部キャビティへの開口部の詳細</p>  <p>小扉 面積：約0.2m² (約400mm×約500mm)</p> <p>连通穴 (口径：6B)</p> <p>図4 炉内計装用シンプル配管室入口扉小扉</p>	 <p>T.P. 11.6m</p> <p>外周通路部側 (階段室) 下部キャビティ側</p> <p>(小扉寸法) 縦200mm×横500mm</p> <p>T.P. 9.555m</p> <p>正面図 側面図</p> <p>図14 原子炉下部キャビティ入口扉小扉</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

(9) 原子炉下部キャビティへの流入健全性について

a. 原子炉下部キャビティ内側からの閉塞の可能性について

溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下した際、溶融炉心等で連通穴（内側）が閉塞しないことを以下のとおり確認した。

○解析コード MAAP によれば、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、以下の合計約 [] トンの溶融炉心等が LOCA 後 4 時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○上記の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう炉内構造物等の重量を約 [] トンとし、合計 [] トン分が下部キャビティ室に堆積することを想定する。

- ・実際に溶融が想定される箇所は、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であるが、これらが多めに溶け込むことを想定して、下部炉心板以下の全構造物の溶融とする。
- ・原子炉容器については、クリープ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。（溶融炉心と接するため、微量に溶け込む。）
- ・原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下すること。
- ・原子炉下部キャビティ室にあるサポート等が全て溶融すること。

構成物	材質	重量 (MAAP)	重量 (今回想定)	比重*	体積
① 溶融炉心（全量）	UO ₂	[]	[]	約 11	約 23m ³
	ZrO ₂	[]	[]	約 6	
② 炉内構造物等	SUS304 等	[]	[]	約 8	
合計		約 200 トン			

※：空隙率を考慮せず

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される溶融炉心等は約 [] m³ となる。これら溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約 [] m² であるので、堆積高さは約 [] cm となることから、原子炉下部キャビティ内側室床面から流入経路が閉塞することはない。

[] 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

泊発電所3号炉

2. 原子炉下部キャビティへの流入健全性について

(1) 原子炉下部キャビティ内側からの閉塞の可能性について

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際、溶融炉心等で連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。

○解析コード MAAP によれば、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、下表に示すとおり① 溶融炉心（全量）（約 [] トン）と② 炉内構造物等約 [] トンの合計約 [] トンの溶融炉心等が、LOCA 後 3 時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○上記の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう② 炉内構造物等の重量を約 [] トンとし、合計 [] トン分が原子炉下部キャビティに堆積することを想定する。

- ・実際に溶融が想定される箇所は、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であり、これらは約 [] トンである。これらが多めに溶け込むことを想定して、下部炉心板以下の全構造物約 [] トンの溶融とする。
- ・原子炉容器については、クリープ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。（溶融炉心と接するため、微量に溶け込む。）
- ・原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下すること。
- ・原子炉下部キャビティにあるサポート等が全て溶融することを想定する。これらの総重量は [] トンである。

以上を全て合計した約 [] トンに対して、保守的になるように切りが良い数値として、② 炉内構造物等の重量を約 [] トンと設定した。

構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重*	体積
① 溶融炉心（全量）	UO ₂	[]	[]	約 11	約 17m ³
	ZrO ₂	[]	[]	約 6	
② 炉内構造物等	SUS304 等	[]	[]	約 8	
合計		[]	[]		

※：空隙を考慮せず

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティに蓄積される溶融炉心等は約 17m³ となる。これら溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティの水平方向断面積は約 [] m² であるので、堆積高さは約 [] cm となる。原子炉下部キャビティへの連通管まで約 [] cm 以上あることから、溶融炉心等の堆積高さを多めに見た場合でも原子炉下部キャビティへの連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

[] 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。

記載方針の相違
 設計方針の相違
 ・炉心及び炉内構造の相違による重量の相違。

記載方針の相違
 ・重量を明確化した。

記載方針の相違
 ・想定する重量に対してより保守的に重慮を設定した。

記載方針の相違
 ・連通管及び小扉と体積高さの関係を明確化した。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b.原子炉下部キャビティ外側からの閉塞の可能性について 原子炉下部キャビティへの流入口である連通穴は、原子炉格納容器内に発生する可能性のあるデブリにより連通穴が閉塞することのない設計とする。 なお、連通穴を閉塞させる恐れのある異物は以下のとおりである。 (a)プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査終了後、取り残された異物 (b)設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物</p> <p>(a)定期検査時に持ち込まれる異物について ①定期検査時の作業のため、一時的に使用する異物 ・テープ ・プラスチック、ビニール製品 ・ロープ ・ウェス、布切れ等 ②対応 定期検査期間中は異物が放置されていないことを目視により点検するとともに、放置された異物が発見された場合は原子炉起動までに除去する等の適切な措置を講じている。また、定期検査終了後には、異物等が残っていないことを原子炉格納容器内点検にて確認している。 引き続き、適正に異物管理を実施することで、連通管の健全性を確保することが可能である。</p> <p>(b)設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物について ①想定する事故シーケンス 連通穴による原子炉下部キャビティへの流入が想定される状況は、炉心損傷時であるが、炉心損傷に至る事故シーケンスとしては、主として1次冷却材管のLOCA又は過渡事象が起因となる。そのうち発生異物量が最大となる、1次冷却材管の大破断LOCAを想定して発生異物への対策を考察する。</p> <p>②大破断LOCA時に発生する異物 ・破損保温材（繊維質）：ロックウール、グラスウール ・破損保温材（粒子状）：ケイ酸カルシウム ・その他粒子状異物：塗装 ・堆積異物（繊維質、粒子） 上記異物のうち、各種保温材については、1次冷却材管の破断点を中心として想定される破損影響範囲において発生することから、ループ室内で発生する。それら以外の粒子状異物及び堆積異物に関してはループ室内外で発生する。</p>	<p>(2) 原子炉下部キャビティ外側からの閉塞の可能性について 原子炉下部キャビティへの流入口である連通管と小扉は、原子炉格納容器内に発生する可能性のあるデブリにより閉塞することのない設計とする。 なお、連通管及び小扉を閉塞させる恐れのある異物は以下のとおりである。 (a) プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査終了後、取り残された異物 (b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物</p> <p>(a) 定期検査時に持ち込まれる異物について ①定期検査時の作業のため、一時的に使用する異物 ・テープ ・プラスチック、ビニール製品 ・ロープ ・ウェス、布切れ等 ②対応 定期検査期間中は異物が放置されないことを目視により点検するとともに、放置された異物が発見された場合は原子炉起動までに除去する等の適切な措置を講じている。また、定期検査終了後には、異物等が残っていないことを原子炉格納容器内点検にて確認している。 引き続き、適正に異物管理を実施することで、連通管及び小扉の健全性を確保することが可能である。</p> <p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物について ①想定する事故シーケンス 連通管及び小扉による原子炉下部キャビティへの流入が想定される状況は、炉心損傷時であるが、炉心損傷に至る事故シーケンスとしては、主として1次冷却材管のLOCA又は過渡事象が起因となる。そのうち発生異物量が最大となる、1次冷却材の大破断LOCAを想定して発生異物への対策を考察する。</p> <p>②大破断LOCA時に発生する異物 ・破損保温材（繊維質）：ロックウール ・その他粒子状異物：塗装 ・堆積異物（繊維質、粒子） 上記異物のうち、各種保温材については、1次冷却材管の破断点を中心として想定される破損影響範囲において発生することから、ループ室内で発生する。それら以外の粒子状異物及び堆積異物に関してはループ室内外で発生する。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊では大飯における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。</p> <p>設計方針の相違 ・泊ではデブリ対策として格納容器内でグラスウール及びケイ酸カルシウムを使用していない。</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③対応</p> <p>i. ループ室内で発生する異物への対応</p> <p>大破断 LOCA 時にループ室内で発生する異物は、大部分が蒸気発生器保温材及び1次冷却材管保温材であり、ループ室内のグレーチングの開口部等を通じた大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万一連通穴（φ155mm）に到達することを防止するために、各ループ室最下階入口（5箇所）に、下部80cmに網目30mm×100mmのグレーチングを取り付けた金網扉を設置する。（図1）</p> <p>保温材等の異物は、ループ室入口の金網扉に至るまでにループ室各階の床グレーチングにて補足される。（図2）また、ループ室床面グレーチングとループ室入口の金網扉の網目の大きさは同じであり、ループ室床のグレーチングを通じた保温材等によりループ室入口の金網扉が閉塞することは無い。また、この網目を通る異物については連通穴（φ155mm）を閉塞させることは考えにくい。</p> <p>ii. ループ室外で発生する異物への対応</p> <p>大破断 LOCA 時にループ室外で発生する異物は、塗装等の粒子状異物及び堆積異物であるが、万一、ループ室床面（E.L.+17.6m）に落下しても、流路が複雑かつ長いこと等により、原子炉下部キャビティまで到達し難い。（図3）更に、連通穴は原子炉格納容器最下層床面近傍に位置しており、また穴径も155mmであることから、ループ室外で発生する塗装等の粒子状異物及び堆積異物が、連通穴を閉塞させるような大型の異物に該当するとは考えにくい。さらに、連通穴は複数設置することで多重性を持った設計としている。</p> <p>(c)まとめ</p> <p>プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査時及び終了後に異物が放置されていないことを目視により点検している。</p> <p>設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物は、発生異物量が最大となる1次冷却材管の大破断 LOCA を想定している。連通管を閉塞させるような大きな塊の保温材は大破断 LOCA 時にループ室で発生するものの、ループ室床面等のグレーチングで捕捉されるなど原子炉下部キャビティまで到達し難いが、さらにループ室出口に柵を設ける対策を講じている。さらに、原子炉下部キャビティへの流入経路である連通穴は複数確保して多重性を確保する。</p> <p>以上のことにより、原子炉下部キャビティへの流入の健全性を確保する。</p>	<p>③対応</p> <p>i. ループ室内で発生する異物への対応</p> <p>大破断 LOCA 時にループ室内で発生する異物は、大部分が蒸気発生器保温材及び1次冷却材管保温材であり、ループ室内のグレーチングの開口部等を通じた大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万一連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するために、T.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置する。（図15）（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あり、既にグレーチングを設置している。）</p> <p>保温材等の異物は、T.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部の手摺部のパンチングメタル板に至るまでにループ室各階の床グレーチングにて捕捉される。（図16）また、ループ室床面グレーチングとパンチングメタル板の網目の大きさは同程度であり、ループ室床のグレーチングを通じた保温材等によりパンチングメタル板が閉塞することはない。また、この網目を通る異物については連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）を閉塞させることは考えにくい。</p> <p>ii. ループ室外で発生する異物への対応</p> <p>大破断 LOCA 時にループ室外で発生する異物は、塗装等の粒子状異物及び堆積異物であるが、万一、ループ室床面（T.P.17.8m）に落下しても、流路が複雑かつ長いこと等により、原子炉下部キャビティまで到達し難い。（図17）更に、連通管及び小扉は原子炉格納容器最下層床面近傍に位置しており、また穴径及びサイズもそれぞれ155mm、200mm×500mmであることから、ループ室外で発生する塗装等の粒子状異物及び堆積異物が、連通管及び小扉を閉塞させるような大型の異物に該当するとは考えにくい。さらに、連通管（内径155mm）と小扉（200mm×500mm）をそれぞれ設置することで多重性を持った設計としている。</p> <p>(c)まとめ</p> <p>プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査時及び終了後に異物が放置されていないことを目視により点検している。</p> <p>設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物は、発生異物量が最大となる1次冷却材管の大破断 LOCA を想定している。連通管及び小扉を閉塞させるような大きな塊の保温材は大破断 LOCA 時にループ室で発生するものの、ループ室床面等のグレーチングで捕捉されるなど原子炉下部キャビティまで到達し難いが、さらにT.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部の手摺部にパンチングメタル板を設ける対策を講じている。さらに、原子炉下部キャビティへの流入経路は連通管（内径155mm）と小扉（200mm×500mm）をそれぞれ設置することで多重性を確保する。</p> <p>以上のことにより、原子炉下部キャビティへの流入の健全性を確保する。</p>	<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では設置場所の相違からパンチングメタル板を使用しているが、網目サイズをグレーチングと同程度とすることで異物の捕捉性能に相違はない。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ループ室床高さの設計が相違している。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では大飯における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構造は異なるが、異物の捕捉性能は同等である。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開口部のサイズを明確化した。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="118 148 981 1102" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="416 1098 669 1123" data-label="Caption"> <p>図14 保温材等のデブリ対策</p> </div> <div data-bbox="248 1206 848 1232" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1041 148 1937 1141" data-label="Complex-Block"> <p>大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。(写真A)</p> <p>T. P. 17. 8m フロア</p> <ul style="list-style-type: none"> → : 水平方向の水の流れ ⇩ : 下層階への水の流れ □ : 床開口部 <p>LOCA 発生場所 (ループ室内)</p> <p>LOCA 時の大型の破損保温材を含んだ水は、ループ室入口を経由し、階段開口部2箇所及び機器搬入口1箇所を通過して、最下階へ流下する。従ってこの3箇所、大型の破損保温材等を捕捉できるように、対処を図る。</p> <p>大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。(写真B)</p> <p>機器搬入口の開口部には既にグレーティングが設置されており、大型の破損保温材等は捕捉される。</p> <p>(写真A) 階段開口部に設置したパンチングメタル</p> <p>(写真B) 階段開口部に設置したパンチングメタル</p> </div> <div data-bbox="1355 1214 1632 1241" data-label="Caption"> <p>図15 保温材等のデブリ対策</p> </div> <div data-bbox="1335 1302 1904 1327" 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>	<p>設計方針の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="376 1072 728 1098">図2 各機器とグレーチングの位置関係</p>	 <p data-bbox="1326 1248 1675 1273">図16 各機器とグレーチングの位置関係</p> <p data-bbox="1348 1348 1915 1375">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p data-bbox="1982 518 2105 545">設計方針の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="246 148 851 566" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="291 574 817 630" data-label="Caption"> <p>図 3-1 各ループ室から原子炉下部キャビティまでの流路 (大飯3号機断面図の例)</p> </div> <div data-bbox="246 662 851 694" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div> <div data-bbox="246 758 851 1109" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="291 1157 817 1212" data-label="Caption"> <p>図 3-2 各ループ室から原子炉下部キャビティまでの流路 (大飯3号機 17.6M 平面図)</p> </div> <div data-bbox="246 1284 851 1316" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1209 137 1691 630" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1366 630 1534 662" data-label="Caption"> <p>T. P. 17. 8m フロア</p> </div> <div data-bbox="1702 327 1892 359" data-label="Text"> <p>床開口部</p> </div> <div data-bbox="1209 662 1691 1125" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1366 1125 1534 1157" data-label="Caption"> <p>T. P. 10. 4m フロア</p> </div> <div data-bbox="1232 1189 1747 1244" data-label="Caption"> <p>図17 各ループ室から原子炉下部キャビティまでの流路 (T. P. 17. 8m/10. 4m平面図)</p> </div> <div data-bbox="1366 1268 1937 1300" 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>	<p>設計方針の相違</p>


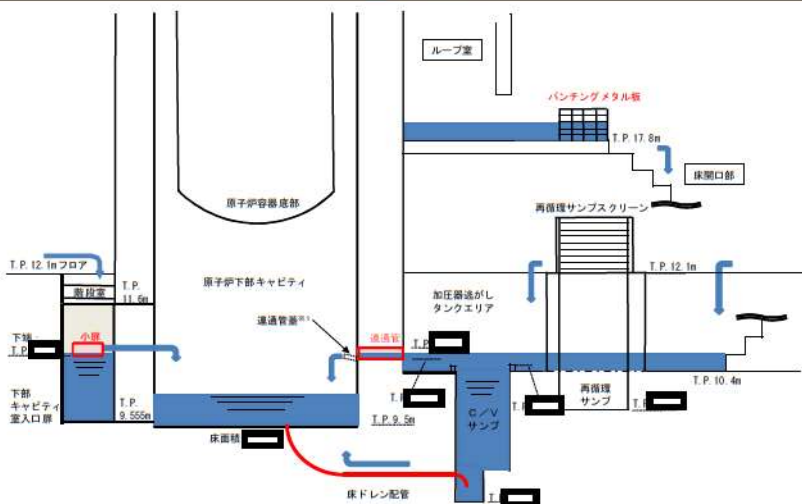
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(10) まとめ 原子炉下部キャビティへ通じる炉内核計装用シンプル配管室への注水を確実にするために、以下の対策を実施する。(図1)</p> <p>①原子炉下部キャビティへの流入経路確保 原子炉下部キャビティへ通じる炉内計装用シンプル配管室への連通穴2箇所設置。 また、炉内計装用シンプル配管入口扉に小扉を従来より設置している。</p> <p>②保温材等のデブリ対策 各ループ室最下階入口（4箇所）にデブリ捕捉用の柵を設置する。</p> <p>これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティへの注水を確実に実施することができる。</p> <p>○大破断LOCAにより発生する保温材等のデブリは、デブリ捕捉用の柵により捕捉することができるため、連通穴にこれらのデブリが到達することはない。また、連通穴についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。</p> <p>○溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積することを想定した場合においても、連通穴の設置高さは堆積高さより高いことから、内側から注水経路が閉塞することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。</p>	<p>3. まとめ 原子炉下部キャビティへの注水を確実にするために、以下の対策を実施する。(図18)</p> <p>① 原子炉下部キャビティへの流入経路確保 原子炉下部キャビティ入口扉に小扉を設置。 また、原子炉下部キャビティへの連通管を従来より設置している。</p> <p>② 保温材等のデブリ対策 T.P. 17.8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部にデブリ捕捉用のパンチングメタル板を設置する。</p> <p>これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティへの注水を確実に実施することができる。</p> <p>○大破断 LOCA により発生する保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル板及びグレーチングにより捕捉することができるため連通管及び小扉にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。</p> <p>○溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積することを想定した場合においても、連通管及び小扉の設置高さは堆積高さより高いことから、内側から注水経路が閉塞することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。</p>	<p>相違理由</p> <p>設計方針の相違 ・泊3号炉は連通管と異なる方向のほぼ同じ高さに連通管よりも大きい開口部を持つ小扉を設置することで多重性及び多様性を持つ設計としている。</p> <p>設計方針の相違 ・泊では設置場所の相違からパンチングメタル板を採用しているが、捕捉性能は同等である。 ・泊では床面開口部にグレーチングを設置している。</p>

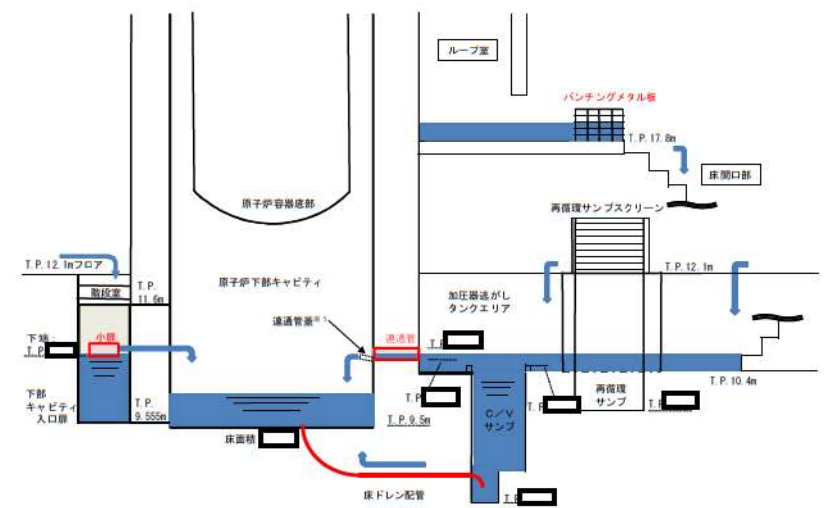
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="331 635 772 657">図1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面図</p> <div data-bbox="280 678 840 710" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	 <p data-bbox="1232 678 1758 702">図18 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面図</p> <div data-bbox="1344 742 1915 774" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	<p data-bbox="1982 199 2105 223">設計方針の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="text-align: right; border: 1px solid black; padding: 2px;">別紙</div> <p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティへの蓄水時間について</p> <p>1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所 原子炉格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティに通じる連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。また、原子炉格納容器最下階フロアの水位上昇に伴い、小扉からも流入する。</p> <p>図2に連通穴から原子炉下部キャビティへ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を示す。</p> <p>なお、解析コードMAAPによると、図3のとおり溶融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.4時間後）までに確保可能である。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <p style="text-align: center;">図1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div style="text-align: right; border: 1px solid black; padding: 2px;">別紙</div> <p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティへの蓄水時間について</p> <p>1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所 原子炉格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティに通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティへ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を示す。 原子炉下部キャビティに通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。</p> <p>なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり溶融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティと格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、連通管蓋を設置。</p> <p style="text-align: center;">図1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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>	<p>記載方針の相違 ・泊3号炉と小扉が、連通管とほぼ同じ高さとなるためほぼ同時に流入する。</p> <p>記載方針の相違 ・泊では大飯における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。</p> <p>設計方針の相違</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
 <p data-bbox="331 778 768 802">図2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係</p> <p data-bbox="114 836 510 861">本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p data-bbox="125 865 1003 1037">(a) 解析コード MAAP によれば、MCCI の発生に対してもっとも影響の大きい「大 LOCA+ECCS 失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約 1.4 時間後）に合計 \square トン^{*1} の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に大飯 3,4 号機に装荷される炉心有効部の全量約 \square トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約 \square m³*2 とした。</p> <p data-bbox="143 1040 1003 1123">※1：MAAP 解析では、初期炉心熱出力を \square 大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると設定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> <p data-bbox="143 1126 1003 1182">※2：初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通穴等により適宜注水される。</p> <p data-bbox="136 1214 1003 1297">(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、原子炉容器外周隙間からの流入については考慮しない。</p> <div data-bbox="277 1347 837 1374" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	 <p data-bbox="1115 635 1861 660">図2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（既設連通管のみから流入の場合）</p> <p data-bbox="1048 836 1444 861">本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p data-bbox="1070 865 1966 1037">(a) 解析コード MAAP によれば、MCCI の発生に対してもっとも影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約 1.6 時間後）に合計 \square トン^{*2} の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に泊 3号炉に装荷される炉心有効部の全量約 \square トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約 \square m³*3 とした。</p> <p data-bbox="1106 1040 1966 1123">※2 MAAP 解析では、初期炉心熱出力を 2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> <p data-bbox="1106 1126 1966 1182">※3 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通管等により適宜注水される。</p> <p data-bbox="1070 1214 1966 1270">(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。</p> <ul data-bbox="1093 1273 1547 1329" style="list-style-type: none"> ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入 ・原子炉容器外周隙間からの流入 <div data-bbox="1375 1374 1944 1401" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>\square 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>	<p data-bbox="1973 373 2107 399">設計方針の相違</p> <p data-bbox="1973 895 2107 920">設計方針の相違</p> <p data-bbox="1973 1273 2107 1299">設計方針の相違</p> <ul data-bbox="1973 1302 2152 1414" style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は下部キャビティ床にドレン配管があるため、ドレン配管から逆流する経路がある。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1120 694 1850 718">図3 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）</p> <p data-bbox="1048 753 1417 775">本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <ul data-bbox="1070 782 1966 1125" style="list-style-type: none"> (a) 溶融炉心等の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2と同じ。 (b) 追設する小扉の流入性確認のため、保守的に以下については考慮しない。 <ul data-bbox="1093 837 1523 917" style="list-style-type: none"> ・既設の連通管からの流入 ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入 ・原子炉容器外周隙間からの流入 (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティに流入すると仮定した。 (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。 <p data-bbox="1344 1145 1912 1168" style="text-align: right;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	<p data-bbox="1977 491 2105 513">記載方針の相違</p> <ul data-bbox="1977 520 2145 657" style="list-style-type: none"> ・大飯では連通穴が2重化されていることから、小扉のみの流入による評価を行っていない。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 原子炉下部キャビティ水量の推移</p> <p>※原子炉下部キャビティ防護壁設置後については約1.3mとなる。</p>	<p>図4 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>設計方針の相違 ・格納容器配置等の相違による</p>

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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 1.7.9</p> <p style="text-align: center;">設計基準事故対処設備の故障想定を実施しない技術的能力項目の 機能喪失原因対策分析について</p> <p>設計基準事故対処設備の故障想定を実施しない技術的能力項目（下表に掲げる項目）については、更なる対策の抽出を行うために他の技術的能力に掲げる機能喪失原因対策（フォールトツリー図）を参照している。 その関連を下表に整理する。</p> <table border="1" data-bbox="100 464 714 858"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>技術的能力 名称 (設計基準事故対処設備の故障想定なし)</th> <th>フォールトツリー図を参照する 他の技術的能力の項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.7</td> <td>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</td> <td>1.1~1.6</td> </tr> <tr> <td>1.8</td> <td>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</td> <td>1.1~1.6</td> </tr> <tr> <td>1.9</td> <td>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</td> <td>1.1~1.6</td> </tr> <tr> <td>1.10</td> <td>水素爆発による原子炉壁層等の損傷を防止するための手順等</td> <td>1.1~1.6</td> </tr> <tr> <td>1.12</td> <td>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</td> <td>1.1~1.6</td> </tr> <tr> <td>1.16</td> <td>原子炉制御室の居住性等に関する手順等</td> <td>直接的に事故事象に対応する手順でないため、フォールトツリー図は不要</td> </tr> <tr> <td>1.17</td> <td>監視測定等に関する手順等</td> <td>司 上</td> </tr> <tr> <td>1.19</td> <td>通信連絡に関する手順等</td> <td>司 上</td> </tr> </tbody> </table> <p>【参照する技術的能力の項目名称】</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 	項目	技術的能力 名称 (設計基準事故対処設備の故障想定なし)	フォールトツリー図を参照する 他の技術的能力の項目	1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	1.1~1.6	1.8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	1.1~1.6	1.9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	1.1~1.6	1.10	水素爆発による原子炉壁層等の損傷を防止するための手順等	1.1~1.6	1.12	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	1.1~1.6	1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	直接的に事故事象に対応する手順でないため、フォールトツリー図は不要	1.17	監視測定等に関する手順等	司 上	1.19	通信連絡に関する手順等	司 上		<p>【大飯】</p> <p>記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・比較対象となる泊の添付資料は、1.7.11 ・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。
項目	技術的能力 名称 (設計基準事故対処設備の故障想定なし)	フォールトツリー図を参照する 他の技術的能力の項目																											
1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	1.1~1.6																											
1.8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	1.1~1.6																											
1.9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	1.1~1.6																											
1.10	水素爆発による原子炉壁層等の損傷を防止するための手順等	1.1~1.6																											
1.12	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	1.1~1.6																											
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	直接的に事故事象に対応する手順でないため、フォールトツリー図は不要																											
1.17	監視測定等に関する手順等	司 上																											
1.19	通信連絡に関する手順等	司 上																											

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉			
【女川 2号炉の添付資料 1.7.7を掲載】			
解釈一覧			
1. 判断基準の解釈一覧			
手順	判断基準記載内容	解釈	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。）	h. フィルタ装置への水補給	フィルタ装置の水位が規定水位まで低下した場合	フィルタ装置の水位が [] まで低下した場合
	e. フィルタ装置スタック内溶液移送	サブプレッションチャンバ内の圧力が規定値以下	圧力抑制室圧力指示値が [] 以下
	f. フィルタ装置への薬液補給	フィルタ装置への水補給を行う場合	フィルタ装置の水位が [] まで低下し、フィルタ装置への水補給を実施した場合

泊発電所 3号炉			
添付資料 1.7.10-(1)			
解釈一覧			
1. 判断基準の解釈一覧			
手順	判断基準記載内容	解釈	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）	(1) 格納容器スプレイ	a. 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ビットの水位が確保されている
	(3) 代替格納容器スプレイ	a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ b. 電動機駆動消防ポンプ又はディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ d. 代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ビット等の水位が確保されている ろ過水タンクの水位が確保されている ろ過水タンク水位が1,480mm以上 代替給水ビットの水位が確保され、使用できる 原水槽の水位が確保され、使用できる
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）	(2) 代替格納容器スプレイ	a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ビット等の水位が確保されている
		b. B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ビットの水位が確保されている
		c. ディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉格納容器内へスプレイするために必要なろ過水タンクの水位が確保されている
		e. 代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	代替給水ビットの水位が確保され、使用できる
		f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	原水槽の水位が確保され、使用できる

相違理由

【大飯】
 記載方針の相違
 （女川実績の反映）
 ・泊は、各対応手段の「判断基準」に対する具体的な目標値や設定値等の定量的な解説について添付資料 1.6.15 に整理している。
 ・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

【女川】
 設備の相違による判断基準の相違

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			
【女川2号炉の添付資料1.7.7を掲載】			
2. 操作手順の解釈一覧			
手順	操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 代替蒸発冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	a. 代替蒸発冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替蒸発冷却ポンプ出口流量指示値の上昇	代替蒸発冷却ポンプ出口流量指示値の上昇(150m ³ /h程度)
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始	代替蒸発冷却ポンプ出口流量指示値の上昇(150m ³ /h程度)及び残留熱除去系洗浄ライン流量指示値にて50 m ³ /h程度
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む。)	a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作含む。)	フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内	フィルタ装置の水位が []
	b. フィルタ装置への水補給	通常水位範囲内に到達	フィルタ装置の水位が []
	d. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	窒素の供給を開始	可飽和窒素ガス供給装置流量(2200m ³ /h)にて注入を実施
	e. フィルタ装置スクラバ溶液移送	通常水位範囲内に到達	フィルタ装置の水位が []
	f. フィルタ装置への薬液補給	規定量の薬液	[]
	g. フィルタ装置への薬液補給	規定量の薬液	[]
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (3) 原子炉格納容器内 pH調整		規定量の薬液が注入されたことを格納容器 pH調整系タンク水位指示値により確認後	2.6m ³ 以上注入されたことを格納容器 pH調整系タンク水位指示値にて確認後

泊発電所3号炉			
添付資料 1.7.10-(2)			
2. 操作手順の解釈一覧			
手順	操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順(交流動力電源及び原子炉補機冷却機故障全時)	(2) 格納容器内自然対流冷却	a. 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	最高使用圧力 格納容器圧力が約 [] MPa(gage)
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順(全交流動力電源又は原子炉補機冷却機喪失時)	(1) 格納容器内自然対流冷却	a. 可搬型大型送水ポンプを用いた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	最高使用圧力 格納容器圧力が約 [] MPa(gage)

[] 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。

相違理由

【大飯】
 記載方針の相違
 (女川実績の反映)
 ・泊は、「操作手順」の系統構成等に対する具体的な操作対象機器について添付資料 1.7.10 に整理している。
 ・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

【女川】
 設備の相違による操作対象弁の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉			泊発電所 3号炉			相違理由
【女川 2号炉の添付資料 1.7.7を掲載】			添付資料 1.7.10-(3)			【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)
3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/2)			3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/2)			・泊は、「操作手順」の 系統構成等に対す る具体的な操作対 象機器について添 付資料 1.7.10 に整 理している。 ・泊は女川の審査実 績を踏まえた構成 としているため、 本資料の比較対象 は女川としてい る。 【女川】 設備の相違による操 作対象弁の相違
弁番号	弁名称	操作場所	弁番号	弁名称	操作場所	
E11-MO-F083	代替蒸発冷却ポンプバイパス弁	中央制御室	3V-CP-013A	A-格納容器スプレッド冷却器出口C/V外側隔離弁	中央制御室	・泊は、「操作手順」の 系統構成等に対す る具体的な操作対 象機器について添 付資料 1.7.10 に整 理している。 ・泊は女川の審査実 績を踏まえた構成 としているため、 本資料の比較対象 は女川としてい る。 【女川】 設備の相違による操 作対象弁の相違
E11-MO-F082	代替蒸発冷却ポンプ流量調整弁	中央制御室	3V-CP-013B	B-格納容器スプレッド冷却器出口C/V外側隔離弁	中央制御室	
E11-MO-F080	代替蒸発冷却ポンプ吸込弁	中央制御室	3V-CC-117A	A-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室	
E11-MO-F010A	加圧 A 蒸格納容器スプレッド隔離弁	中央制御室	3V-CC-117B	B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室	
E11-MO-F004A	加圧 A 蒸 LPCV 注入隔離弁	中央制御室	3V-CC-177A	A-格納容器スプレッド冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室	
E11-MO-F000A	加圧 A 蒸格納容器スプレッド流量調整弁	中央制御室	3V-CC-177B	B-格納容器スプレッド冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室	
E11-MO-F003A	加圧熱交換器 (A) バイパス弁	中央制御室	3RCV-056	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ 口金弁 1	中央制御室	
P13-MO-F070	T/B緊急時隔離弁	中央制御室	-	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ 口金弁 2	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
P13-MO-F071	R/B 1F緊急時隔離弁	中央制御室	-	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ 口金弁 2	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
P13-MO-F171	R/B 1F緊急時隔離弁	中央制御室	3V-CC-760	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用窒素供給パネル入口弁 1	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
E11-MO-F086	加圧 MRCV 連絡第一弁	中央制御室	3V-CC-762	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用窒素供給パネル入口弁 2	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
E11-MO-F087	加圧 MRCV 連絡第二弁	中央制御室	3V-CC-766	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用窒素供給パネル減圧弁	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
E11-MO-F004B	加圧 B 蒸 LPCV 注入隔離弁	中央制御室	3V-CC-768	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用窒素供給パネル出口弁	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
E11-MO-F062B	加圧 B 蒸格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室	3V-CC-004	原子炉補機冷却水サージタンク薬品添加口第 2 止め弁	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
T48-MO-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	中央制御室	3V-CC-003	原子炉補機冷却水サージタンク薬品添加口第 1 止め弁	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
T48-MO-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室	3V-CC-003	原子炉補機冷却水サージタンク薬品添加口第 1 止め弁	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
T48-MO-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室	3V-CC-1770	原子炉補機冷却水サージタンク可搬型圧力計接続用配管窒素 供給止め弁	周辺補機棟 T.P. 43. 6m	
T48-MO-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室	3V-CC-203B	C, D-C/V再循環ユニット補機冷却水入口C/V外側隔離弁	中央制御室	
T48-MO-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室	3V-CC-208C	C-C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	中央制御室, 周辺補機棟 T.P. 24. 8m	
T48-MO-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室	3V-CC-208D	D-C/V再循環ユニット補機冷却水出口C/V外側隔離弁	中央制御室, 周辺補機棟 T.P. 24. 8m	
T63-MO-F001	PCVS ベントライン隔離弁 (A)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備: 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋付風枠内)	3V-CC-044B	原子炉補機冷却水戻り母管 B 側連絡弁	中央制御室	
T63-MO-F002	PCVS ベントライン隔離弁 (B)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備: 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋付風枠内)	3V-CC-054C	C-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室	
T48-MO-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備: 原子炉建屋 地下 1 階 (原子炉建屋付風枠内)	3V-CC-151B	B-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	中央制御室	
T48-MO-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備: 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋付風枠内)	3V-CC-044A	原子炉補機冷却水戻り母管 A 側連絡弁	中央制御室	
T48-MO-F063	S/C 側 FSA 窒素供給ライン第一隔離弁	中央制御室	3V-CC-054B	B-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室	
T48-MO-F011	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室	3V-CC-151A	A-使用済燃料ピット冷却器補機冷却水入口弁	中央制御室	
T63-F042A	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋付風枠内)	3V-CC-203A	A, B-C/V再循環ユニット補機冷却水入口C/V外側隔離弁	中央制御室	
T63-F042B	フィルタ装置 (B) 補給水ライン弁	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋付風枠内)	3V-CC-055A	原子炉補機冷却水供給母管 A 側連絡弁	中央制御室	
T63-F042C	フィルタ装置 (C) 補給水ライン弁	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋付風枠内)	3V-CC-055B	原子炉補機冷却水供給母管 B 側連絡弁	中央制御室	
			3V-CC-191	格納容器排気ガスサンプル冷却器補機冷却水入口弁	周辺補機棟 T.P. 24. 8m	
			3V-CC-261A	A-サンプル冷却器補機冷却水入口弁	周辺補機棟 T.P. 17. 8m	
			3V-CC-261B	B-サンプル冷却器補機冷却水入口弁	周辺補機棟 T.P. 17. 8m	
			3V-CC-231A	B-充てんポンプ, 電動機補機冷却水 A 供給ライン 第 1 切替 弁	原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m	
			3V-CC-232A	B-充てんポンプ, 電動機補機冷却水 A 供給ライン 第 2 切替 弁	原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m	
			3V-CC-242A	A-充てんポンプ, 電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m	
			3V-CC-231B	B-充てんポンプ, 電動機補機冷却水 B 供給ライン 第 1 切替 弁	原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m	
			3V-CC-232B	B-充てんポンプ, 電動機補機冷却水 B 供給ライン 第 2 切替 弁	原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m	
			3V-CC-242C	C-充てんポンプ, 電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m	

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉		
【女川2号炉の添付資料1.7.7を掲載】		
3. 弁番号及び弁名称一覧 (2/2)		
弁番号	弁名称	操作場所
T63-F045A	フィルタ装置(A)屋外側重大事故時用給水ライン弁	屋外
T63-F045B	フィルタ装置(B)屋外側重大事故時用給水ライン弁	屋外
T63-F045C	フィルタ装置(C)屋外側重大事故時用給水ライン弁	屋外
T63-F051	建屋内事故時用給水ライン弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-F701	フィルタ装置出口水濁度計ドレン排出弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-F702	フィルタ装置出口水濁度計入口弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-F703	フィルタ装置出口水濁度計出口弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T48-F066	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T48-F067	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-F035	FCVS PSA 側窒素供給ライン止め弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-M0-F066	FCVS 排水移送ライン第一高階弁	中央制御室
T63-M0-F065	FCVS 排水移送ライン第二高階弁	中央制御室
T63-F063	FCVS 排水移送ライン弁	屋外
T63-F004	フィルタ装置出口弁	原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋付属棟内)
T63-F049A	フィルタ装置(A)薬液注入ライン弁	屋外
T63-F049B	フィルタ装置(B)薬液注入ライン弁	屋外
T63-F049C	フィルタ装置(C)薬液注入ライン弁	屋外
T81-M0-F002	PHCS ポンプ吸込弁	中央制御室
T81-M0-F004	PHCS 注入第二高階弁	中央制御室

泊発電所3号炉		
添付資料 1.7.10-(4)		
3. 弁番号及び弁名称一覧 (2/2)		
弁番号	弁名称	操作場所
3V-CC-134B	B-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-140B	B-高圧注入ポンプ、油冷却器補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-563	B-格納容器スプレイポンプ補機冷却水出口止め弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-124B	B-余熱除去ポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-128B	B-余熱除去ポンプ補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-124A	A-余熱除去ポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-128A	A-余熱除去ポンプ補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-184A	A-格納容器スプレイポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-188A	A-格納容器スプレイポンプ補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-134A	A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-140A	A-高圧注入ポンプ、油冷却器補機冷却水出口弁	原子炉補助建屋T.P.-1.7m
3V-CC-222A	A-制御用空気圧縮装置補機冷却水入口弁	周辺補機棟T.P.10.3m
3V-CC-222B	B-制御用空気圧縮装置補機冷却水入口弁	周辺補機棟T.P.10.3m
3V-CC-058	C-原子炉補機冷却水供給母管止め弁	周辺補機棟T.P.2.3m (中間床)
3V-CC-071A	原子炉補機冷却水モニタAライン入口止め弁	周辺補機棟T.P.2.3m (中間床)
3V-CC-075A	原子炉補機冷却水モニタAライン戻り弁	周辺補機棟T.P.2.3m (中間床)
3V-CC-105A	A、B-原子炉補機冷却水ポンプ電動機補機冷却水出口弁	周辺補機棟T.P.2.3m (中間床)
3V-CC-071B	原子炉補機冷却水モニタBライン入口止め弁	周辺補機棟T.P.2.3m (中間床)
3V-CC-075B	原子炉補機冷却水モニタBライン戻り弁	周辺補機棟T.P.2.3m (中間床)
3V-CC-105B	C、D-原子炉補機冷却水ポンプ電動機補機冷却水出口弁	周辺補機棟T.P.2.3m (中間床)
3V-CC-020A	原子炉補機冷却水Aサージライン止め弁	周辺補機棟T.P.43.6m
3V-CC-020B	原子炉補機冷却水Bサージライン止め弁	周辺補機棟T.P.43.6m
3V-CC-551	D-原子炉補機冷却水冷却器出口海水供給ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T.P.2.3m
3V-CC-054D	D-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水出口弁	中央制御室
3V-CC-557	C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水排水ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T.P.17.8m
3V-CC-559	C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水排水ライン絞り弁 (SA対策)	周辺補機棟T.P.17.8m

相違理由

【大飯】
 記載方針の相違
 (女川実績の反映)
 ・泊は、「操作手順」の系統構成等に対する具体的な操作対象機器について添付資料 1.7.10 に整理している。
 ・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

【女川】
 設備の相違による操作対象弁の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="383 140 723 165">【女川2号炉の添付資料1.7.8を掲載】</p> <p data-bbox="862 199 1008 225">添付資料 1.7.8</p> <p data-bbox="340 256 759 282">フォールトツリー解析の実施の考え方について</p> <p data-bbox="103 316 1008 427">重大事故等対処のための手段及び設備の抽出にあたっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。</p> <p data-bbox="123 432 631 458">以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。</p> <p data-bbox="89 491 448 517">1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文</p> <p data-bbox="103 520 1008 572">技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第1表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。</p> <p data-bbox="103 577 1008 689">機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。</p> <p data-bbox="89 722 486 748">2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文</p> <p data-bbox="103 751 1008 804">技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第2表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。</p> <p data-bbox="123 809 768 834">これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。</p> <p data-bbox="103 837 1008 890">この目的を達成するため、事故対処に有効な手段を全て整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。</p> <p data-bbox="103 895 1008 1038">条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備として整備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。</p> <p data-bbox="103 1042 1008 1125">条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。</p> <p data-bbox="103 1129 1008 1182">なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要することなどが挙げられる。</p> <p data-bbox="103 1216 1008 1268">設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。</p> <p data-bbox="103 1273 1008 1417">第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「〇」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。</p>	<p data-bbox="1420 108 1574 134">泊発電所3号炉</p> <p data-bbox="1792 199 1937 225">添付資料 1.7.11</p> <p data-bbox="1276 256 1695 282">フォールトツリー解析の実施の考え方について</p> <p data-bbox="1043 316 1948 427">重大事故等対処のための手段及び設備の抽出に当たっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。</p> <p data-bbox="1064 432 1572 458">以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。</p> <p data-bbox="1030 491 1395 517">1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文</p> <p data-bbox="1043 520 1948 572">技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第1表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。</p> <p data-bbox="1043 577 1948 689">機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。</p> <p data-bbox="1030 722 1435 748">2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文</p> <p data-bbox="1043 751 1948 804">技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第2表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。</p> <p data-bbox="1064 809 1709 834">これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。</p> <p data-bbox="1043 837 1948 890">この目的を達成するため、事故対処に有効な手段をすべて整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。</p> <p data-bbox="1043 895 1948 1038">条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備として整備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。</p> <p data-bbox="1043 1042 1948 1125">条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。</p> <p data-bbox="1043 1129 1948 1182">なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要すること等が挙げられる。</p> <p data-bbox="1043 1216 1948 1268">設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。</p> <p data-bbox="1043 1273 1948 1417">第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「〇」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。</p>	<p data-bbox="1982 140 2136 165">【大飯】</p> <p data-bbox="1982 170 2136 212">記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <p data-bbox="1982 228 2136 371">・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、比較対象は女川としている。</p> <p data-bbox="1982 376 2136 427">【女川】記載表現の相違</p> <p data-bbox="1982 837 2136 890">【女川】記載表現の相違</p> <p data-bbox="1982 1158 2136 1211">【女川】記載表現の相違</p>

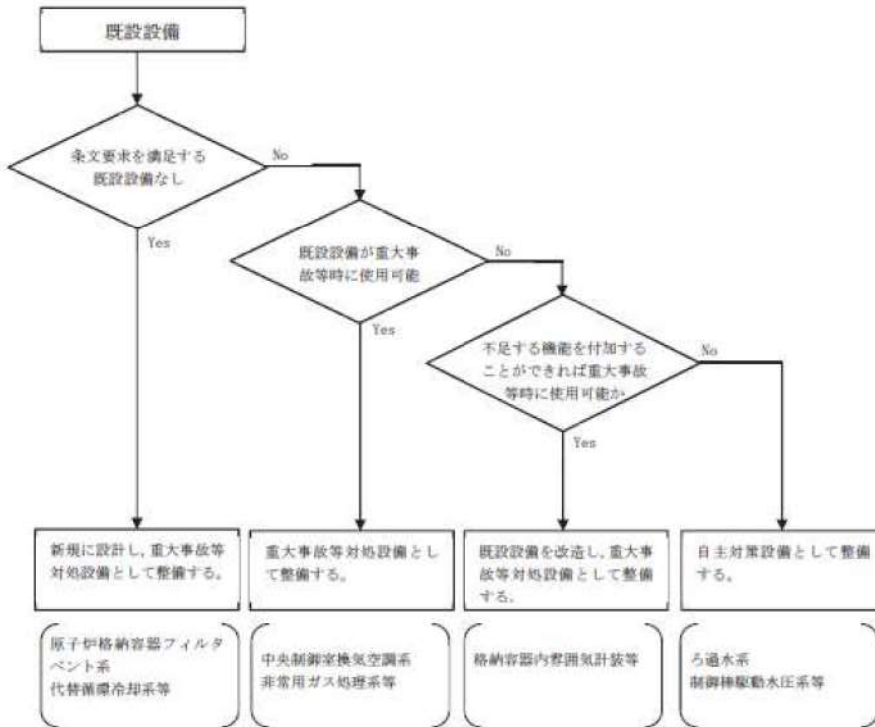
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却	残留熱除去系（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ

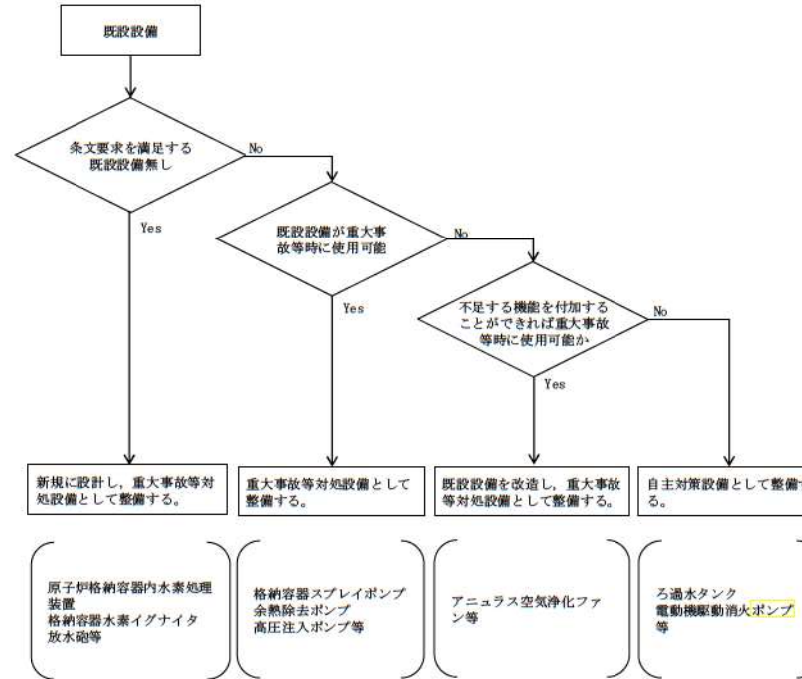


第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における要求事項の設備選定の考え方

泊発電所3号炉

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、直流電源
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧	加圧器逃がし弁、直流電源
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却	余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、ディーゼル発電機
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	格納容器スプレイポンプ



第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における要求事項の設備選定の考え方

【女川】
 PWRとBWRの設備の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文			第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文			【女川】 PWRとBWRの設備の相違
条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 [実施していないものについては目的達成のための対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等]	条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 [実施していないものについては目的達成のための対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等]	
1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○	1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○	
1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等を整備 (1.5で整備した最終ヒートシンクへ熱を輸送する原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。)	1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等を整備 (1.5及び1.6で整備した原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる格納容器スプレイポンプ及びC、D-格納容器再循環ユニット等を使用する。)	
1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための手段を整備 (1.2及び1.4で整備した発電用原子炉を冷却する手段に加え、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための手段として、復水移送ポンプ等を使用する。)	1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための手段を整備 (1.4及び1.6で整備した発電用原子炉を冷却する手段及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段に加え、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段として、格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプ等を使用する。)	
1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (1.7で整備した原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手段に加え、原子炉格納容器内を不活性化するための手段として、可搬型窒素ガス供給装置を使用する。)	1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (原子炉格納容器内に発生する水素を水素濃度制御設備により低減する手段として、原子炉格納容器内水素処理装置等を使用する。)	
1.10	水素爆発による原子炉建屋の損傷防止	水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手段を整備 (静的触媒式水素再結合装置を使用する。)	1.10	水素爆発による原子炉建屋等の破損防止	水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手段を整備 (アニュラス部の水素を排出する手段として、アニュラス空気浄化ファン等を使用する。)	
1.11	使用済燃料プールの冷却、臨界防止	○	1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却、臨界防止	○	
1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に大容量送水ポンプ(タイプII)等を使用する。)	1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に可搬型大容量海水送水ポンプ車、化学消防自動車等を使用する。)	
1.13	重大事故等の収束に必要な水源の確保、供給	○	1.13	重大事故時に必要な水源の確保、供給	○	
1.14	重大事故等発生時の必要な電力の確保	○	1.14	重大事故等発生時の必要な電力の確保	○	
1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○	1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○	
1.16	中央制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室換気空調系及び非常用ガス処理系に加え、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等を使用する。)	1.16	中央制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室空調装置及びアニュラス空気浄化ファンに加え、酸素濃度・二酸化炭素濃度計等を使用する。)	
1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の推定、気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリングポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリングポスト、代替気象観測設備等を使用する。)	1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の推定、気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリングポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリングポスト、可搬型気象観測設備等を使用する。)	
1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○	1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○	
1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である送受話器(バージング)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX)に加え、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)等を使用する。)	1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備に加え、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)等を使用する。)	

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉		
第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果		
(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止		
原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。		
原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備		
新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・代替循環冷却ポンプ ・原子炉補機代替冷却水系 ・大容量送水ポンプ（タイプ1） ・淡水貯水槽（No.1） ・淡水貯水槽（No.2） ・残留熱除去系 配管・弁 ・補給水系配管・弁 ・ホース・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・残留熱除去系熱交換器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・サブプレッションチェンバ ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・スプレイ管 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・代替循環冷却ポンプ ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・原子炉補機代替冷却水系 ・残留熱除去系熱交換器 ・大容量送水ポンプ（タイプ1） ・サブプレッションチェンバ ・淡水貯水槽（No.1） ・淡水貯水槽（No.2） ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・補給水系配管・弁 ・スプレイ管 ・ホース・接続口 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備
下線部は自主対策設備を示す		

泊発電所3号炉			相違理由
第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果			【女川】 PWRとBWRの設備の相違
(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止			【女川】記載方針の相違
原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、1.5及び1.6で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備並びに既存設備を選定する。			・泊は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する手段を1.5及び1.6にお
原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備			いても整備していることから、1.5及び1.6並びに既存設備を元に1.7の対処設備を整備している。
1.5で整備した設備	1.6で整備した設備	1.7で整備した設備	
-	-	格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ ・格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ビット ・格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備	
-	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 ・C、D-格納容器再循環ユニット ・C、D-原子炉補機冷却水ポンプ ・C、D-原子炉補機冷却水冷却器 ・原子炉補機冷却水サージタンク ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ ・ホース・弁 ・C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ ・C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ ・C、D-原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却海水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度） ・非常用交流電源設備 ・窒素供給装置	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 ・C、D-格納容器再循環ユニット ・C、D-原子炉補機冷却水ポンプ ・C、D-原子炉補機冷却水冷却器 ・原子炉補機冷却水サージタンク ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ ・ホース・弁 ・C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ ・C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ ・C、D-原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却海水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度） ・非常用交流電源設備 ・窒素供給装置	
-	代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却 ・代替格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ビット ・補助給水ビット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ ・代替格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ビット ・補助給水ビット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレイノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	
下線部は、自主対策設備を示す			

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			相違理由	
新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備	1.5で整備した設備	1.6で整備した設備	1.7で整備した設備		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側圧力開放板 ・連絡手動弁操作設備 ・ホース延長回収車 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・常設代替装置 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・増水設備 ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・冷水貯水槽（No.1） ・冷水貯水槽（No.2） ・所内常設蓄電池式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料補給設備	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む） ・所内常設蓄電池式直流電源設備	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・フィルタ装置 ・フィルタ装置出口側圧力開放板 ・連絡手動弁操作設備 ・ホース延長回収車 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・常設代替装置 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・増水設備 ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む） ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・冷水貯水槽（No.1） ・冷水貯水槽（タイプI） ・冷水貯水槽（No.2） ・所内常設蓄電池式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料補給設備	1.5で整備した設備 -	1.6で整備した設備 電動機駆動消防ポンプ又はディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内の冷却 ・電動機駆動消防ポンプ ・ディーゼル駆動消防ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・非常用交流電圧復旧設備	1.7で整備した設備 電動機駆動消防ポンプ又はディーゼル駆動消防ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ ・電動機駆動消防ポンプ ・ディーゼル駆動消防ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・非常用交流電圧復旧設備	相違理由	
不活性ガス（窒素）による系統内の置換 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	不活性ガス（窒素）による系統内の置換 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁	不活性ガス（窒素）による系統内の置換 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	-	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電圧復旧設備 ・燃料補給設備	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電圧復旧設備 ・燃料補給設備		相違理由
原子炉格納容器負圧破損の防止 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	原子炉格納容器負圧破損の防止 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器	原子炉格納容器負圧破損の防止 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ビット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電圧復旧設備 ・常設代替交流電圧復旧設備 ・燃料補給設備	代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ビット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電圧復旧設備 ・常設代替交流電圧復旧設備 ・燃料補給設備	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系給水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電圧復旧設備 ・常設代替交流電圧復旧設備 ・燃料補給設備	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系給水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電圧復旧設備 ・常設代替交流電圧復旧設備 ・燃料補給設備	
新たに整備した設備 原子炉格納容器内圧調整 ・原子炉格納容器内圧調整ポンプ ・原子炉格納容器内圧調整装置のモニタリング ・原子炉格納容器内圧調整系配管・弁 ・常設代替交流電源設備	既存設備 原子炉格納容器内圧調整 ・原子炉格納容器	1.7で整備した設備 原子炉格納容器内圧調整 ・原子炉格納容器内圧調整ポンプ ・原子炉格納容器内圧調整装置のモニタリング ・原子炉格納容器内圧調整系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備	-	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系給水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電圧復旧設備 ・常設代替交流電圧復旧設備 ・燃料補給設備	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系給水タンク ・ろ過水タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電圧復旧設備 ・常設代替交流電圧復旧設備 ・燃料補給設備	相違理由	

下線部は自主対策設備を示す

下線部は自主対策設備を示す

下線部は、自主対策設備を示す

泊発電所3号炉 技術的能力 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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉			相違理由
	<p>1.5で整備した設備</p> <p>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による格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） C、D-格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度） 常設代替交流電源設備 燃料補給設備 	<p>1.6で整備した設備</p> <p>—</p>	<p>1.7で整備した設備</p> <p>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による格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） C、D-格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度） 常設代替交流電源設備 燃料補給設備 	
<p>—</p>	<p>B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> B-格納容器スプレイポンプ 可搬型ホース 燃料取替用水ピケット B-格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレインゾル スプレイリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 常設代替交流電源設備 	<p>B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> B-格納容器スプレイポンプ 可搬型ホース 燃料取替用水ピケット B-格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレインゾル スプレイリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 常設代替交流電源設備 		
<p>—</p>	<p>ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 水災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 スプレインゾル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 	<p>ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 水災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレインゾル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 		

下線部は、自主対策設備を示す

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉		
(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するためには、原子炉格納容器下部へ注水できる設備を選定する必要があるため、 新たに整備した設備 及び既存設備を選定する。 また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するためには、 原子炉压力容器 へ注水できる設備を選定する必要があるため、 1.2 及び 1.4 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された 原子炉压力容器 へ注水できる以下の設備を選定する。		
①原子炉格納容器下部へ注水できる設備		
新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備
原子炉格納容器下部注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 ・補給水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイス 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・代替所内電気設備	原子炉格納容器下部注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイス 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉格納容器 ・所内常設蓄電式直流電源設備	原子炉格納容器下部注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレイス 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・代替所内電気設備
原子炉格納容器下部注水系（常設） （代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 ・代替循環冷却ポンプ ・残留熱除去系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	原子炉格納容器下部注水系（常設） （代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 ・サブプレッションチェンバ ・残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレーナ ・補給水系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備	原子炉格納容器下部注水系（常設） （代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 ・代替循環冷却ポンプ ・サブプレッションチェンバ ・残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレーナ ・補給水系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備

泊発電所3号炉		相違理由
(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するためには、原子炉格納容器下部へ注水できる設備を選定する必要があるため、 1.6 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された 原子炉格納容器下部へ注水できる設備 及び既存設備を選定する。 また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するためには、 原子炉容器 へ注水できる設備を選定する必要があるため、 1.4 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された 原子炉容器 へ注水できる以下の設備を選定する。		【女川】 PWRとBWRの設備の相違 【女川】記載方針の相違 ・泊は、原子炉格納容器下部への注水手段を1.6に、原子炉容器への注水手段を1.4に整備していることから、1.4及び1.6並びに既存設備を元に1.8の対処設備を整備している。
①原子炉格納容器下部へ注水できる設備		
1.6で整備した設備	1.8で整備した設備	
-	格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ビット ・格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備	
代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却 ・代替格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ビット ・補助給水ビット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・代替格納容器スプレイポンプ ・燃料取替用水ビット ・補助給水ビット ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	
電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内の冷却 ・ <u>電動機駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水タンク</u> ・ <u>可搬型ホース</u> ・ <u>火災防護設備（消火栓設備）</u> 配管・弁 ・ <u>給水処理設備</u> 配管・弁 ・ <u>原子炉格納容器スプレイ設備</u> 配管・弁 ・ <u>スプレインゾル</u> ・ <u>スプレイリング</u> ・ <u>原子炉格納容器</u> ・ <u>常用電源設備</u> ・ <u>非常用交流電源設備</u>	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・ <u>電動機駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水タンク</u> ・ <u>可搬型ホース</u> ・ <u>火災防護設備（消火栓設備）</u> 配管・弁 ・ <u>給水処理設備</u> 配管・弁 ・ <u>原子炉格納容器スプレイ設備</u> 配管・弁 ・ <u>スプレインゾル</u> ・ <u>スプレイリング</u> ・ <u>原子炉格納容器</u> ・ <u>常用電源設備</u> ・ <u>非常用交流電源設備</u>	

下線部は、自主対策設備を示す

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉		相違理由
新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備	1.6で整備した設備	1.8で整備した設備	
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・海水貯水槽（No.1） ・海水貯水槽（No.2） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・補給水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・燃料補給設備	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・海水貯水槽（No.1） ・海水貯水槽（No.2） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用短心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・非常用短心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 ・補給水系 配管・弁 ・高圧中心スプレイ系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・代替所内電気設備	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・スプレイ管 ・高圧中心スプレイ系 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・代替所内電気設備	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・スプレイ管 ・高圧中心スプレイ系 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・代替所内電気設備	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・非常用短心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・代替給水ピット ・非常用短心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 ・代替循環冷却ポンプ ・残留熱除去系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 ・サブプレッションチェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） ・非常用取水設備	代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 ・代替循環冷却ポンプ ・サブプレッションチェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） ・非常用取水設備 ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	原子槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系純水タンク ・ろ過水タンク ・非常用短心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	原子槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系純水タンク ・ろ過水タンク ・非常用短心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	
ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・補給水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備	ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・ろ過水ポンプ ・ろ過水タンク ・ろ過水 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備	ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 ・ろ過水ポンプ ・ろ過水タンク ・ろ過水 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・スプレイ管 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備	原子槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系純水タンク ・ろ過水タンク ・非常用短心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	原子槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース・接続口 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・原水槽 ・2次系純水タンク ・ろ過水タンク ・非常用短心冷却設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・給水処理設備配管・弁 ・スプレインノズル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	

下線部は自主対策設備を示す

下線部は、自主対策設備を示す

下線部は自主対策設備を示す

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉		相違理由
②原子炉圧力容器へ注水できる設備			②原子炉容器へ注水できる設備		
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	
—	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・高圧炉心スプレィ系 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・代替所内電気設備	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・高圧炉心スプレィ系 配管・弁 ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・代替所内電気設備	—	高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる原子炉容器への注水 ・高圧注入ポンプ ・余熱除去ポンプ ・余熱除去冷却器 ・燃料取替用水ビット ・ほう酸注入タンク ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備	
—	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・淡水貯水槽（No.1） ・淡水貯水槽（No.2） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・淡水貯水槽（No.1） ・淡水貯水槽（No.2） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッダ・接続口 ・補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備	充てんポンプによる発電用原子炉の冷却 ・充てんポンプ ・燃料取替用水ビット ・再生熱交換器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・ほう酸ポンプ ・ほう酸タンク ・1次系補給水ポンプ ・1次系純水タンク ・給水処理設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁	充てんポンプによる原子炉容器への注水 ・充てんポンプ ・燃料取替用水ビット ・再生熱交換器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備	
—	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ・直流駆動低圧注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管 ・直流駆動低圧注水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレィ系 配管・弁・スパージャ ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 ・直流駆動低圧注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管 ・直流駆動低圧注水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレィ系 配管・弁・スパージャ ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	B-格納容器スプレィポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による発電用原子炉の冷却 ・B-格納容器スプレィポンプ ・燃料取替用水ビット ・B-格納容器スプレィ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレィ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備	B-格納容器スプレィポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水 ・B-格納容器スプレィポンプ ・燃料取替用水ビット ・B-格納容器スプレィ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレィ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・原子炉補機冷却設備 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備	
—	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ・直流駆動低圧注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管 ・直流駆動低圧注水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレィ系 配管・弁・スパージャ ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 ・直流駆動低圧注水系ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系 配管 ・直流駆動低圧注水系 配管・弁 ・高圧炉心スプレィ系 配管・弁・スパージャ ・燃料プール補給水系 弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	代替格納容器スプレィポンプによる原子炉容器への注水 ・代替格納容器スプレィポンプ ・燃料取替用水ビット ・補助給水ビット ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレィ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替格納容器スプレィポンプによる原子炉容器への注水 ・代替格納容器スプレィポンプ ・燃料取替用水ビット ・補助給水ビット ・2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレィ設備 配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	

下線部は自主対策設備を示す

下線部は、自主対策設備を示す

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉		相違理由
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	
—	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却ポンプ サブプレシジョンチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 非常用取水設備 原子炉補機代替冷却水系 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 代替所内電気設備 	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却ポンプ サブプレシジョンチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 非常用取水設備 原子炉補機代替冷却水系 常設代替交流電源設備 代替所内電気設備 	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常用電源設備 	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常用電源設備 	
—	ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 	ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備 	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備 	
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 	—	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備 	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備 	
			原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による発電用原子炉の冷却 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽 2次系純水タンク ろ過水タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備 	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽 2次系純水タンク ろ過水タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備 	

下線部は、自主対策設備を示す

下線部は自主対策設備を示す

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉		相違理由
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	
<p>制御棒駆動水圧系による進展抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動水ポンプ ・汽水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・常設代替交流電源設備 	—	<p>制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動水ポンプ ・汽水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・補給水系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備 ・常設代替交流電源設備 	<p>B-充てんポンプ（自己冷却）による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B-充てんポンプ ・燃料取替用水ピット ・再生熱交換器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常設代替交流電源設備 	<p>B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B-充てんポンプ ・燃料取替用水ピット ・再生熱交換器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・化学体積制御設備 配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常設代替交流電源設備 	
		<p>下部は自主対策設備を示す</p>	<p>B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B-格納容器スプレイポンプ ・可搬型ホース ・燃料取替用水ピット ・B-格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常設代替交流電源設備 	<p>B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による原子炉容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B-格納容器スプレイポンプ ・可搬型ホース ・燃料取替用水ピット ・B-格納容器スプレイ冷却器 ・非常用炉心冷却設備 配管・弁 ・非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・1次冷却設備 ・原子炉容器 ・常設代替交流電源設備 	
			<p>ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 	<p>ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・可搬型ホース ・火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 ・給水処理設備 配管・弁 ・原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 ・スプレインゾル ・スプレイリング ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 	
			<p>下部は、自主対策設備を示す</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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止
 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備
—	原子炉格納容器調気系による原子炉格納容器内の不活性化 ・原子炉格納容器調気系 ^{※1} ・原子炉格納容器	原子炉格納容器調気系による原子炉格納容器内の不活性化 ・原子炉格納容器調気系 ^{※1} ・原子炉格納容器
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・燃料補給設備	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素ガス供給装置 ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 ・原子炉格納容器調気系 配管・弁 ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・燃料補給設備
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化 ・可搬型窒素ガス供給装置 ^{※2} ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・燃料補給設備 ^{※2}	—	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化 ・可搬型窒素ガス供給装置 ^{※2} ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・燃料補給設備 ^{※2}
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置出口水素濃度	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 ・原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置出口水素濃度
—	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置プロワ ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置プロワ ・可燃性ガス濃度制御系 再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止
 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備
原子炉格納容器内水素処理装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・原子炉格納容器内水素処理装置 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	原子炉格納容器内水素処理装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・原子炉格納容器	原子炉格納容器内水素処理装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・原子炉格納容器内水素処理装置 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・原子炉格納容器
格納容器水素イグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・格納容器水素イグナイタ ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・格納容器水素イグナイタ温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	格納容器水素イグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備	格納容器水素イグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減 ・格納容器水素イグナイタ ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・格納容器水素イグナイタ温度監視装置 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・原子炉格納容器
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンプリングライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・燃料補給設備	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置 ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備 ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備配管・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備） ・配管・弁 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・燃料補給設備	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンプリングライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペ ・ホース・弁 ・格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置 ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備 ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備配管・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備） ・配管・弁 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・燃料補給設備

相違理由

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	
格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・格納容器内水素濃度(D/W) ・格納容器内水素濃度(S/C)	—	格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・格納容器内水素濃度(D/W) ・格納容器内水素濃度(S/C)	ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車（ホース延長・回収車（送水車用）） ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンプルライン隔離弁操作可搬型窒素ガスポンプ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・ガス分析計 ・格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置 ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備 ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・燃料補給設備	ガス分析計による原子炉格納容器内の水素濃度監視 ・ガス分析計 ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車（送水車用） ・可搬型ホース・接続口 ・格納容器空気サンプルライン隔離弁操作可搬型窒素ガスポンプ ・ホース・弁 ・格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置 ・格納容器雰囲気ガス試料採取設備 ・配管・弁 ・制御用圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 ・非常用取水設備 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備	
格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内雰囲気水素濃度 ・原子炉補機代替冷却水系	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内雰囲気水素濃度 ・格納容器内雰囲気酸素濃度 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用取水設備	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内雰囲気水素濃度 ・格納容器内雰囲気酸素濃度 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・原子炉補機代替冷却水系 ・非常用取水設備				
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	代替電源による必要な設備への給電 ・所内常設蓄電式直流電源設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備				

下線部は、自主対策設備を示す

※1：原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではない。
 ※2：可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備、及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合装置 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 ・原子炉建屋原子炉棟	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合装置 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・原子炉建屋原子炉棟
原子炉建屋内の水素濃度監視 ・原子炉建屋内水素濃度	—	原子炉建屋内の水素濃度監視 ・原子炉建屋内水素濃度
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備	代替電源による必要な設備への給電 ・所内常設蓄電式直流電源設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備
原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・燃料プール補給水系 配管・弁 ・燃料プール冷却浄化系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・燃料プール補給水ポンプ ・補給水系 配管 ・高圧伊心スプレイス 配管・弁 ・燃料プール補給水系 配管・弁 ・燃料プール冷却浄化系 配管・弁 ・海水貯蔵タンク ・原子炉ウエル	原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・燃料プール補給水ポンプ ・補給水系 配管 ・高圧伊心スプレイス 配管・弁 ・燃料プール補給水系 配管・弁 ・燃料プール冷却浄化系 配管・弁 ・海水貯蔵タンク ・原子炉ウエル ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備
原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水 ・大容量送水ポンプ（タイプ1） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッド ・海水貯水槽（No.1） ・海水貯水槽（No.2） ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料補給設備	原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水 ・燃料プール冷却浄化系 配管・弁 ・原子炉ウエル	原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水 ・大容量送水ポンプ（タイプ1） ・ホース延長回収車 ・ホース・注水用ヘッド ・燃料プール冷却浄化系 配管・弁 ・海水貯水槽（No.1） ・海水貯水槽（No.2） ・原子炉ウエル ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
原子炉建屋ベント設備による水素排出 ・原子炉建屋ベント設備 ・大容量送水ポンプ（タイプII） ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水筒 ・燃料補給設備	—	原子炉建屋ベント設備による水素排出 ・原子炉建屋ベント設備 ・大容量送水ポンプ（タイプII） ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水筒 ・燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
アンニラス空気浄化設備による水素排出 ・アンニラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンプ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備	アンニラス空気浄化設備による水素排出 ・アンニラス空気浄化ファン ・アンニラス空気浄化フィルタユニット ・排気筒 ・アンニラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・非常用交流電源設備	アンニラス空気浄化設備による水素排出 ・アンニラス空気浄化ファン ・アンニラス空気浄化フィルタユニット ・アンニラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンプ ・ホース・弁 ・排気筒 ・アンニラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備
アンニラス部の水素濃度監視 ・可搬型アンニラス水素濃度計測ユニット ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	アンニラス部の水素濃度監視 ・アンニラス水素濃度 ・試料採取設備 配管・弁 ・非常用交流電源設備	アンニラス部の水素濃度監視 ・可搬型アンニラス水素濃度計測ユニット ・アンニラス水素濃度 ・試料採取設備 配管・弁 ・ホース・弁 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備

下線部は、自主対策設備を示す

相違理由

【女川】
 PWRとBWRの設備の相違

【女川】記載表現の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制
 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備を選定する。
 また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備
大気への放射性物質の拡散抑制 ・大容量海水ポンプ(タイプII) ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備	大気への放射性物質の拡散抑制 ・貯留庫 ・取水口 ・取水路 ・海水ポンプ室	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大容量海水ポンプ(タイプII) ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水砲 ・貯留庫 ・取水口 ・取水路 ・海水ポンプ室 ・燃料補給設備
大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・シルトフェンス ・放射性物質吸着剤	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・シルトフェンス ・放射性物質吸着剤
初期対応における延焼防止処置 ・屋外消火栓 ・大型化学薬剤放水車 ・泡吸着装置車	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・消煙性防火水樽 ・防火水樽 ・ろ過水タンク ・高圧消火ポンプ	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・消煙性防火水樽 ・防火水樽 ・ろ過水タンク ・屋外消火栓 ・高圧消火ポンプ ・大型化学薬剤放水車 ・泡吸着装置車
航空機燃料火災への泡消火 ・大容量海水ポンプ(タイプII) ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤混合装置 ・燃料補給設備	航空機燃料火災への泡消火 ・貯留庫 ・取水口 ・取水路 ・海水ポンプ室 ・燃料補給設備	航空機燃料火災への泡消火 ・大容量海水ポンプ(タイプII) ・ホース延長回収車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤混合装置 ・貯留庫 ・取水口 ・取水路 ・海水ポンプ室 ・燃料補給設備

下部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制
 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。
 また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備
大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・放水砲 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・ホース延長・回収車(送水車用) ・可搬型スプレインゾル ・燃料補給設備 ・代替給水ビッド	大気への放射性物質の拡散抑制 ・非常用取水設備 ・ <u>原水樽</u> ・ <u>2次系純水タンク</u> ・ <u>ろ過水タンク</u>	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・放水砲 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・ホース延長・回収車(送水車用) ・可搬型スプレインゾル ・非常用取水設備 ・燃料補給設備 ・代替給水ビッド ・ <u>原水樽</u> ・ <u>2次系純水タンク</u> ・ <u>ろ過水タンク</u>
大気への放射性物質の拡散抑制 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・集水樽シルトフェンス ・放射性物質吸着剤 ・蓄揚場シルトフェンス	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・集水樽シルトフェンス ・放射性物質吸着剤 ・蓄揚場シルトフェンス
初期対応における延焼防止措置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・ホース延長・回収車(送水車用) ・代替給水ビッド ・小型放水砲 ・泡消火薬剤コンテナ式運搬車 ・大規模火災用消防自動車 ・燃料補給設備	初期対応における延焼防止措置 ・消防ホース ・ <u>原水樽</u> ・ <u>2次系純水タンク</u> ・ <u>ろ過水タンク</u> ・屋外消火栓 ・水樽付消防ポンプ自動車 ・ <u>化学消防自動車</u> ・ <u>資機材運搬用車両(泡消火薬剤)</u> ・非常用取水設備 ・燃料補給設備	初期対応における延焼防止措置 ・可搬型大型送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・ホース延長・回収車(送水車用) ・消防ホース ・代替給水ビッド ・ <u>原水樽</u> ・ <u>2次系純水タンク</u> ・ <u>ろ過水タンク</u> ・屋外消火栓 ・防火水樽 ・化学消防自動車 ・水樽付消防ポンプ自動車 ・小型放水砲 ・ <u>資機材運搬用車両(泡消火薬剤)</u> ・泡消火薬剤コンテナ式運搬車 ・大規模火災用消防自動車 ・非常用取水設備 ・燃料補給設備
航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・放水砲 ・泡混合設備 ・燃料補給設備	航空機燃料火災への泡消火 ・非常用取水設備	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型大容量海水送水ポンプ車 ・可搬型ホース ・放水砲 ・泡混合設備 ・非常用取水設備 ・燃料補給設備

下部は、自主対策設備を示す

相違理由
 【女川】
 PWRとBWRの設備の相違
 【女川】記載方針の相違
 ・泊は、1.12において既存の設備も使用することから「及び既存設備」と記載する。

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）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

(6) 1.16 中央制御室の居住性

重大事故が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
居住性の確保 ・中央制御室待避所遮蔽 ・中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ） ・中央制御室待避所加圧設備（配管・弁） ・中央制御室再循環送風機 ・中央制御室再循環フィルタ装置 ・中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ ・非常用照明 ・酸素濃度計 ^{※3} ・二酸化炭素濃度計 ^{※3} ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・データ表示装置（待避所） ・可搬型照明（SA） ・可搬型照明 ^{※4} ・常設代替交流電源設備	居住性の確保 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室送風機 ・中央制御室排風機 ・中央制御室再循環送風機 ・中央制御室再循環フィルタ装置 ・中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ ・中央制御室待避所遮蔽 ・中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ） ・配管・弁 ・差圧計 ・酸素濃度計 ^{※3} ・二酸化炭素濃度計 ^{※3} ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・データ表示装置（待避所） ・可搬型照明（SA） ・常設代替交流電源設備 ・非常用照明 ・可搬型照明 ^{※4}	居住性の確保 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室送風機 ・中央制御室排風機 ・中央制御室再循環送風機 ・中央制御室再循環フィルタ装置 ・中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ ・中央制御室待避所遮蔽 ・中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ） ・配管・弁 ・差圧計 ・酸素濃度計 ^{※3} ・二酸化炭素濃度計 ^{※3} ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・データ表示装置（待避所） ・可搬型照明（SA） ・常設代替交流電源設備 ・非常用照明 ・可搬型照明 ^{※4}
被ばく線量の低減 ・原子伊達屋ブローアウトパネル閉止装置 ・常設代替交流電源設備	被ばく線量の低減 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス処理系空気乾燥装置 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・非常用ガス処理系配管・弁 ・排気筒 ・原子伊達屋原子伊達 ・非常用交流電源設備	被ばく線量の低減 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス処理系空気乾燥装置 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・非常用ガス処理系配管・弁 ・排気筒 ・原子伊達屋原子伊達 ・原子伊達屋ブローアウトパネル閉止装置 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備
汚染の持ち込み防止 ・乾電池内蔵型照明 ^{※4} ・防護具類及びチェンジングエリア設置用資機材 ^{※4}	汚染の持ち込み防止 ・非常用照明	汚染の持ち込み防止 ・非常用照明 ・乾電池内蔵型照明 ^{※4} ・防護具類及びチェンジングエリア設置用資機材 ^{※4}

下線部は自主対策設備を示す

※3：計測器本体を示すため計器名を記載。

※4：可搬型照明、乾電池内蔵型照明、防護具類及びチェンジングエリア設置用資機材については、資機材であるため重大事故等対応設備としない。

泊発電所3号炉

(6) 1.16 中央制御室の居住性

重大事故が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
居住性の確保 ・可搬型照明（SA） ・酸素濃度・二酸化炭素濃度計 ・常設代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・全面マスク ^{※1} ・可搬型照明	居住性の確保 ・中央制御室遮へい ・中央制御室非常用循環ファン ・中央制御室給気ファン ・中央制御室循環ファン ・中央制御室給気ユニット ・中央制御室非常用循環フィルタユニット ・中央制御室空調装置ダクト・ダンパ ・無停電運転保安灯 ・非常用交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備	居住性の確保 ・中央制御室遮へい ・中央制御室非常用循環ファン ・中央制御室給気ファン ・中央制御室循環ファン ・中央制御室給気ユニット ・中央制御室非常用循環フィルタユニット ・中央制御室空調装置ダクト・ダンパ ・無停電運転保安灯 ・可搬型照明（SA） ・酸素濃度・二酸化炭素濃度計 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・全面マスク ^{※1} ・可搬型照明
汚染の持ち込み防止 ・可搬型照明（SA） ・常設代替交流電源設備 ・防護具及びチェンジングエリア用資機材 ^{※1}	汚染の持ち込み防止 ・無停電運転保安灯	汚染の持ち込み防止 ・無停電運転保安灯 ・可搬型照明（SA） ・常設代替交流電源設備 ・防護具及びチェンジングエリア用資機材 ^{※1}
放射性物質の濃度低減 ・アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ ・ホース・弁 ・常設代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備	放射性物質の濃度低減 ・アニュラス空気浄化ファン ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・排気筒 ・アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・非常用交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備	放射性物質の濃度低減 ・アニュラス空気浄化ファン ・アニュラス空気浄化フィルタユニット ・アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ ・ホース・弁 ・排気筒 ・アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁 ・圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 ・非常用交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備

※1：「全面マスク」及び「防護具及びチェンジングエリア用資機材」は資機材であるため重大事故等対応設備としない。

相違理由

【女川】
 PWRとBWRの設備の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

(7) 1.17 監視測定
 重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。
 また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備
放射線量の測定 ・可搬型モニタリングポスト ・データ処理装置	放射線量の測定 ・モニタリングポスト ・可搬型放射線計測装置 (電離箱サーベイメータ)	放射線量の測定 ・モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト ・データ処理装置 ・可搬型放射線計測装置 (電離箱サーベイメータ)
放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリングポスト ・データ処理装置	—	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリングポスト ・データ処理装置
—	空気中の放射性物質濃度の濃度の測定 ・放射線測定器 (ダスト・よう素サンブラ、放射線サーベイメータ及び放射性上向き測定装置)	空気中の放射性物質濃度の濃度の測定 ・放射線測定器 (ダスト・よう素サンブラ、放射線サーベイメータ及び放射性上向き測定装置)
—	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータ)	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、γ線サーベイメータ及びβ線サーベイメータ)
—	気象観測項目の測定 ・気象観測設備	気象観測項目の測定 ・気象観測設備
気象観測項目の代替測定 ・代替気象観測設備 ・データ処理装置	—	気象観測項目の代替測定 ・代替気象観測設備 ・データ処理装置
—	放射性物質濃度(空気中、水中、土壌中)の測定 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ及びα線サーベイメータ) ・ α 線サーベイメータ ・ β 線サーベイメータ ・ γ 線サーベイメータ ・可搬型 α 線サーベイメータ測定装置 ・可搬型 β 線サーベイメータ測定装置 ・可搬型 α 線サーベイメータ測定装置 ・ダスト用測定装置	放射性物質濃度(空気中、水中、土壌中)の測定 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ及びα線サーベイメータ) ・ α 線サーベイメータ ・ β 線サーベイメータ ・ γ 線サーベイメータ ・可搬型 α 線サーベイメータ測定装置 ・可搬型 β 線サーベイメータ測定装置 ・可搬型 α 線サーベイメータ測定装置 ・ダスト用測定装置

下線部は自主対策設備を示す

新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備
海上モニタリング ・小型船舶	海上モニタリング ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ、α線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ)	海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ、α線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ)
—	バックグラウンドの低減対策 ・検出器保護カバー ・養生シート ・遮蔽材	バックグラウンドの低減対策 ・検出器保護カバー ・養生シート ・遮蔽材
—	モニタリングポストの代替電源 ・緊急電源装置	モニタリングポストの代替電源 ・緊急電源装置
モニタリングポストの代替交流電源からの給電 ・常設代替交流電源設備	—	モニタリングポストの代替交流電源からの給電 ・常設代替交流電源設備

下線部は自主対策設備を示す

泊発電所3号炉

(7) 1.17 監視測定
 重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。
 また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備
放射線量の測定 ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末 ・電離箱サーベイメータ	放射線量の測定 ・モニタリングポスト ・モニタリングステーション ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末 ・電離箱サーベイメータ	放射線量の測定 ・モニタリングポスト ・モニタリングステーション ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末 ・電離箱サーベイメータ
放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末	—	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリングポスト ・可搬型モニタリングポスト監視用端末
—	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射線測定器 (ダスト・よう素サンブラ、ダスト測定装置及びよう素測定装置)	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射線測定器 (ダスト・よう素サンブラ、ダスト測定装置及びよう素測定装置)
空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・放射線測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ及びNaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ)	—	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・放射線測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ及びNaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ)
—	気象観測項目の測定 ・気象観測設備	気象観測項目の測定 ・気象観測設備
気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備監視用端末	—	気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備監視用端末
緊急時対策所付近の気象観測項目の測定 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備監視用端末	—	緊急時対策所付近の気象観測項目の測定 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備監視用端末
放射性物質濃度(空気中、水中、土壌中)の測定 ・放射線測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びα線シンチレーションサーベイメータ)	放射性物質濃度(空気中、水中、土壌中)の測定 ・ α 線サーベイメータ ・ β 線サーベイメータ ・ γ 線サーベイメータ ・ α 線シンチレーションサーベイメータ ・ β 線シンチレーション計測装置 ・GM計数装置	放射性物質濃度(空気中、水中、土壌中)の測定 ・放射線測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びα線シンチレーションサーベイメータ) ・ α 線サーベイメータ ・ β 線サーベイメータ ・ γ 線サーベイメータ ・可搬型 α 線サーベイメータ測定装置 ・可搬型 β 線サーベイメータ測定装置 ・可搬型 α 線サーベイメータ測定装置 ・GM計数装置

下線部は、自主対策設備を示す

新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備
海上モニタリング ・小型船舶 ・電離箱サーベイメータ ・放射線測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びα線シンチレーションサーベイメータ)	海上モニタリング ・小型船舶 ・電離箱サーベイメータ ・放射線測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びα線シンチレーションサーベイメータ)	海上モニタリング ・小型船舶 ・電離箱サーベイメータ ・放射線測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM汚染サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びα線シンチレーションサーベイメータ)
—	バックグラウンドの低減対策 ・検出器保護カバー ^{※2} ・養生シート ^{※2} ・遮蔽材 ^{※2}	バックグラウンドの低減対策 ・検出器保護カバー ・養生シート ・遮蔽材
—	モニタリングポスト、モニタリングステーションの代替電源 ・緊急電源装置 ・非常用電源機	モニタリングポスト、モニタリングステーションの代替電源 ・緊急電源装置 ・非常用電源機
モニタリングポスト、モニタリングステーションの代替交流電源からの給電 ・常設代替交流電源設備	—	モニタリングポスト、モニタリングステーションの代替交流電源からの給電 ・常設代替交流電源設備

※2:バックグラウンドの低減対策に用いる資機材と位置付ける。

【女川】
 PWRとBWRの設備の相違

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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>(8) 1.19 通信連絡</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="235 239 862 965"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.19で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> 発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） </td> <td> 発電所内の通信連絡 ・有線（建屋内） ・送受話器（バージング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備（固定型） ・移動無線設備（車載型） </td> <td> 発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） ・送受話器（バージング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備（固定型） ・移動無線設備（車載型） </td> </tr> <tr> <td> 代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> <td> 代替電源設備からの給電の確保 ・非常用交流電源設備 </td> <td> 代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備 </td> </tr> <tr> <td> 発電所外（社内外）の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋上アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） </td> <td> 発電所外（社内外）の通信連絡 ・有線（建屋内） ・局線加入電話設備 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム ・専用電話設備（地方公共団体由ホットライン） </td> <td> 発電所外（社内外）の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋上アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） ・局線加入電話設備 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム ・専用電話設備（地方公共団体由ホットライン） </td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">下線部は自主対策設備を示す</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備	発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内）	発電所内の通信連絡 ・有線（建屋内） ・送受話器（バージング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備（固定型） ・移動無線設備（車載型）	発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） ・送受話器（バージング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備（固定型） ・移動無線設備（車載型）	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替電源設備からの給電の確保 ・非常用交流電源設備	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備	発電所外（社内外）の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋上アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建屋内）	発電所外（社内外）の通信連絡 ・有線（建屋内） ・局線加入電話設備 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム ・専用電話設備（地方公共団体由ホットライン）	発電所外（社内外）の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋上アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） ・局線加入電話設備 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム ・専用電話設備（地方公共団体由ホットライン）	<p>(8) 1.19 通信連絡</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="1097 247 1892 997"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.19で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> 発電所内の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターフォン ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） </td> <td> 発電所内の通信連絡設備 ・データ伝送設備（発電所内） ・運転指令設備（警報装置含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備 </td> <td> 発電所内の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターフォン ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） ・運転指令設備（警報装置含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備 </td> </tr> <tr> <td> 代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td> 代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> </tr> <tr> <td> 発電所外の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） </td> <td> 発電所外の通信連絡設備 ・データ伝送設備（発電所外） ・加入電話設備 ・専用電話設備 ・携帯電話 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム </td> <td> 発電所外の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） ・加入電話設備 ・専用電話設備 ・携帯電話 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム </td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">下線部は、自主対策設備を示す</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備	発電所内の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターフォン ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内）	発電所内の通信連絡設備 ・データ伝送設備（発電所内） ・運転指令設備（警報装置含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備	発電所内の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターフォン ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） ・運転指令設備（警報装置含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	-	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	発電所外の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内）	発電所外の通信連絡設備 ・データ伝送設備（発電所外） ・加入電話設備 ・専用電話設備 ・携帯電話 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム	発電所外の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） ・加入電話設備 ・専用電話設備 ・携帯電話 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム	<p>【女川】</p> <p>PWRとBWRの設備の相違</p>
新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備																								
発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内）	発電所内の通信連絡 ・有線（建屋内） ・送受話器（バージング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備（固定型） ・移動無線設備（車載型）	発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・無線連絡設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） ・送受話器（バージング）（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備（固定型） ・移動無線設備（車載型）																								
代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替電源設備からの給電の確保 ・非常用交流電源設備	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常用交流電源設備																								
発電所外（社内外）の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋上アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建屋内）	発電所外（社内外）の通信連絡 ・有線（建屋内） ・局線加入電話設備 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム ・専用電話設備（地方公共団体由ホットライン）	発電所外（社内外）の通信連絡 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備（屋上アンテナ） ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） ・局線加入電話設備 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム ・専用電話設備（地方公共団体由ホットライン）																								
新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備																								
発電所内の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターフォン ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内）	発電所内の通信連絡設備 ・データ伝送設備（発電所内） ・運転指令設備（警報装置含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備	発電所内の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型通話装置 ・テレビ会議システム（指揮所・待機所間） ・インターフォン ・データ伝送設備（発電所内） ・無線連絡設備（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・有線（建屋内） ・運転指令設備（警報装置含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・移動無線設備																								
代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	-	代替電源設備からの給電の確保 ・緊急時対策用代替交流電源設備 ・緊急時対策用高圧母線J系 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備																								
発電所外の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内）	発電所外の通信連絡設備 ・データ伝送設備（発電所外） ・加入電話設備 ・専用電話設備 ・携帯電話 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム	発電所外の通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（FAX） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX） ・データ伝送設備（発電所外） ・衛星電話設備（屋外アンテナ） ・無線通信装置 ・衛星通信装置 ・有線（建屋内） ・加入電話設備 ・専用電話設備 ・携帯電話 ・電力保安通信用電話設備 ・社内テレビ会議システム																								