

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

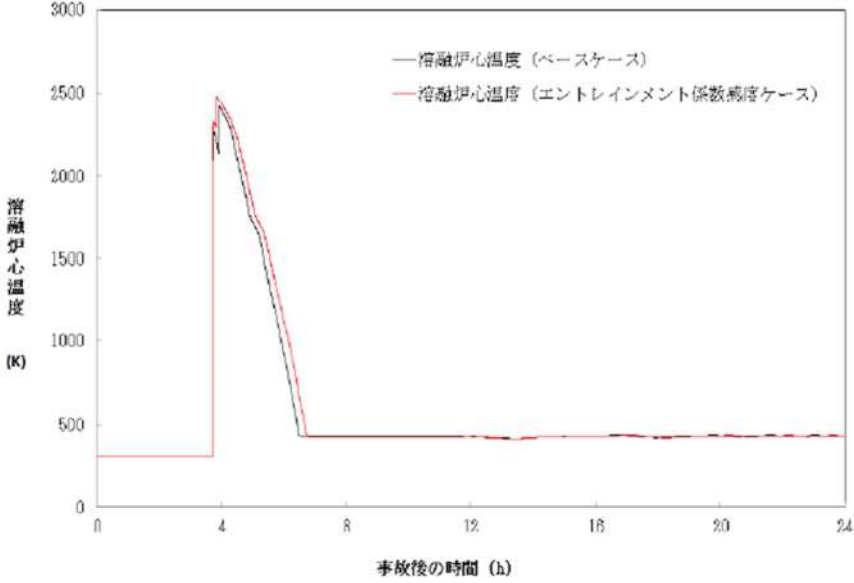
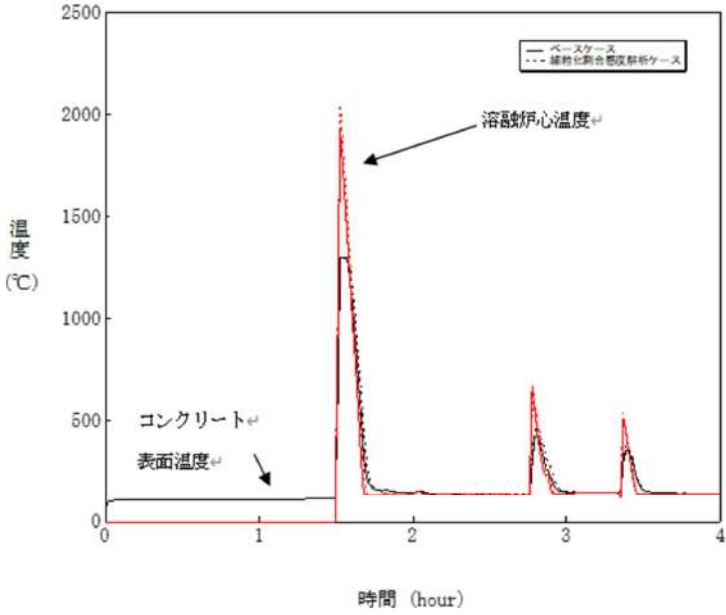
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 5-2-6 溶融炉心の細粒化割合感度解析（6）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

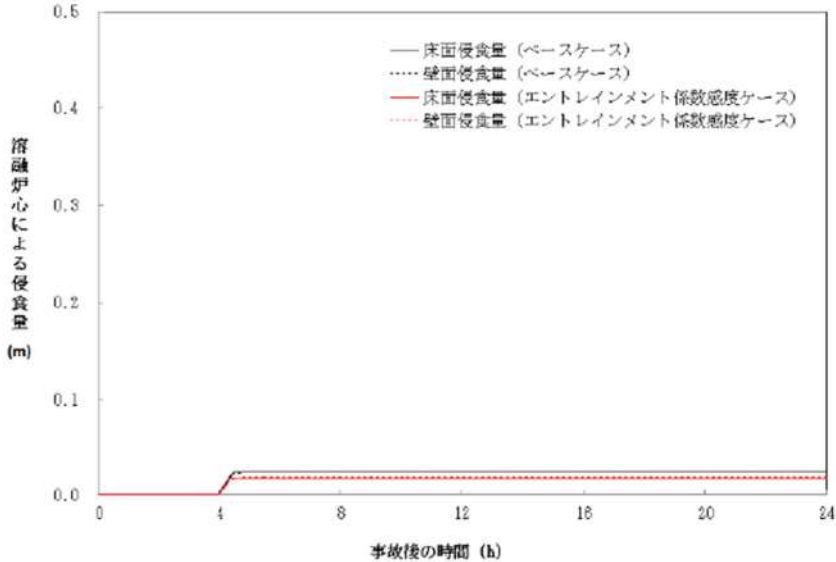
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 5-1-1b 溶融炉心温度の比較（エントレインメント係数 ）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content;"> <p>本資料のうち枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	 <p>図 5-2-7 溶融炉心の細粒化割合感度解析（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

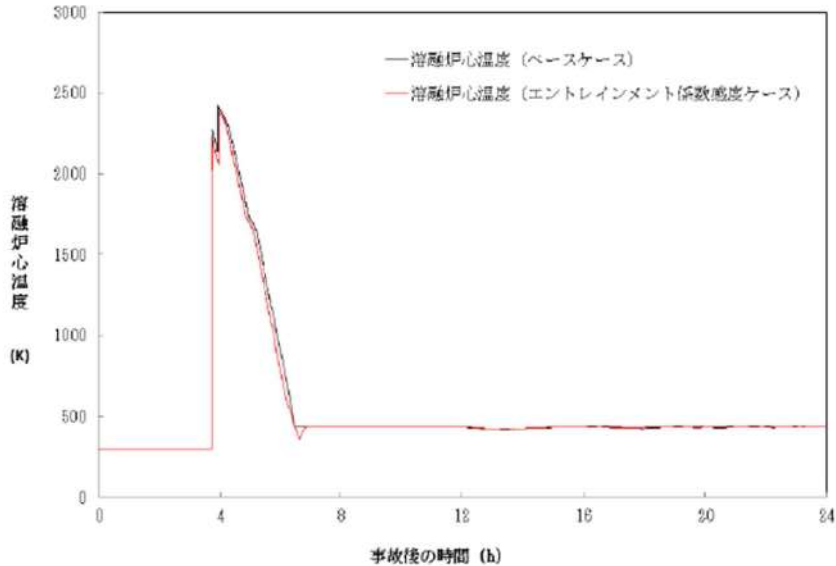
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="264 1054 904 1082">図5-1-2a コンクリート侵食量の比較（エントレインメント係数 <input type="text"/> ）</p> <div data-bbox="616 1150 1014 1214" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="295 986 875 1018">図 5-1-2b 溶融炉心温度の比較（エントレインメント係数 <input type="text"/> ）</p> <div data-bbox="607 1082 1005 1145" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>本資料のうち枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-2-8 溶融炉心の細粒化割合敏感度解析 (8)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

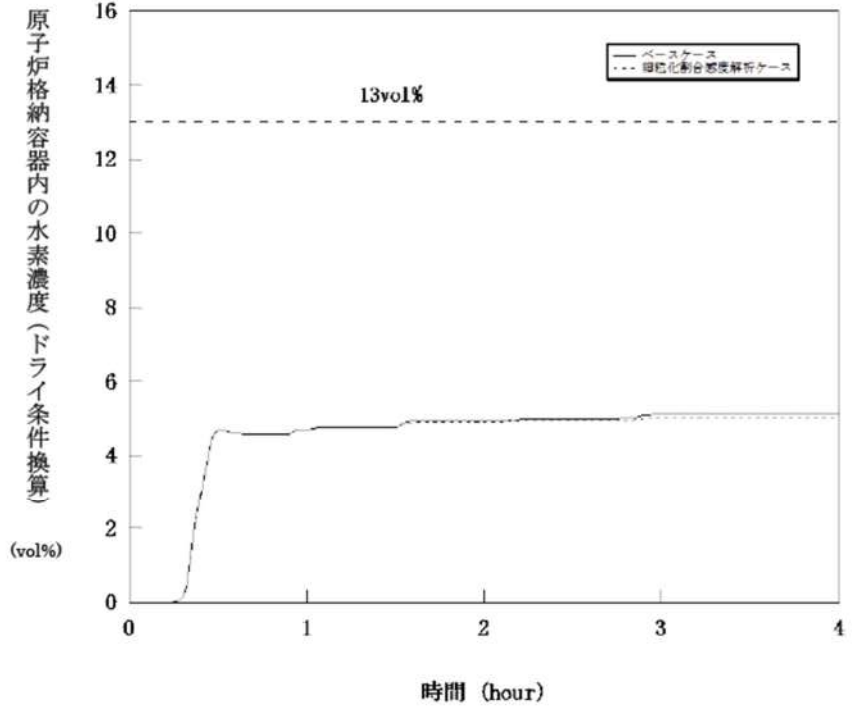
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1064 295 1120 798">原子炉格納容器内の水素濃度（ドライ条件換算） (vol%)</p> <p data-bbox="1153 295 1915 933">16 14 13vol% 12 10 8 6 4 2 0</p> <p data-bbox="1153 909 1915 933">0 1 2 3 4</p> <p data-bbox="1456 973 1612 1005">時間 (hour)</p> <p data-bbox="1657 335 1859 383">— ベースケース - - - 細粒化割合感度解析ケース</p>	

図 5-2-9 熔融炉心の細粒化割合感度解析（9）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-2-10 溶融炉心の細粒化割合感度解析（10）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

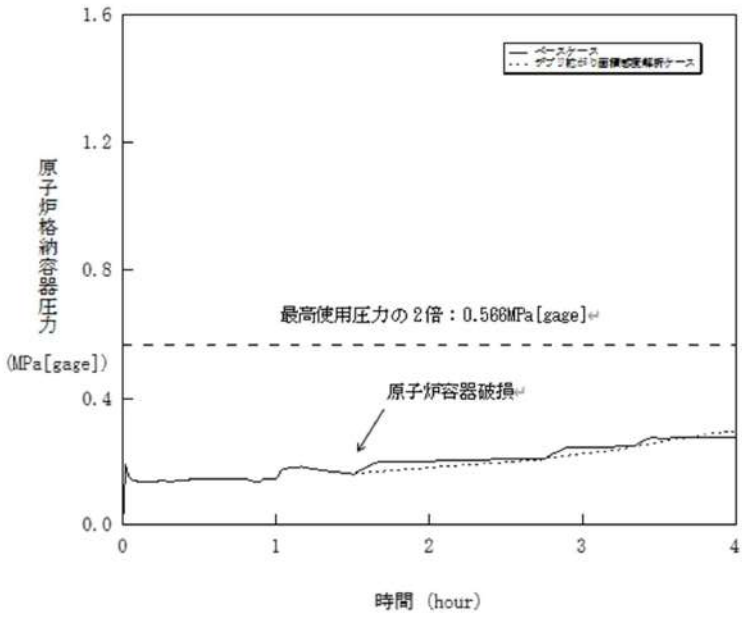
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-3-1 溶融炉心の拡がり面積感度解析（1）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 5-3-2 溶融炉心の拡がり面積感度解析（2）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

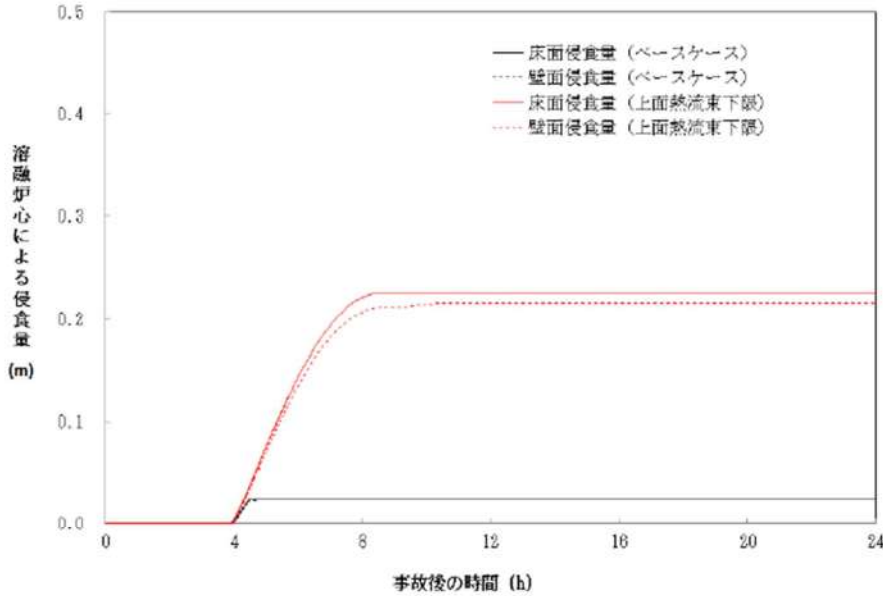
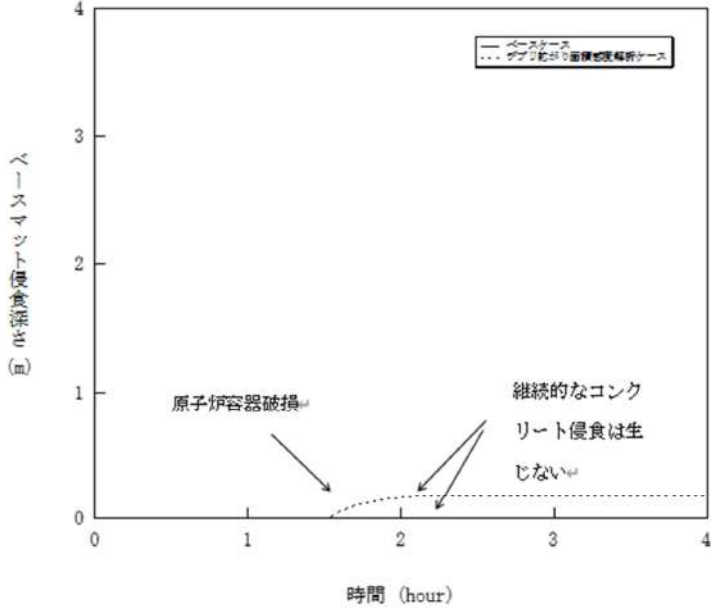
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 5-3-3 熔融炉心の拡がり面積感度解析（3）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="300 986 880 1013">図5-2a コンクリート侵食量の比較（上面熱流束 800kW/m² 一定）</p>	 <p data-bbox="1294 1023 1704 1050">図5-3-4 溶融炉心の拡がり面積感度解析（4）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

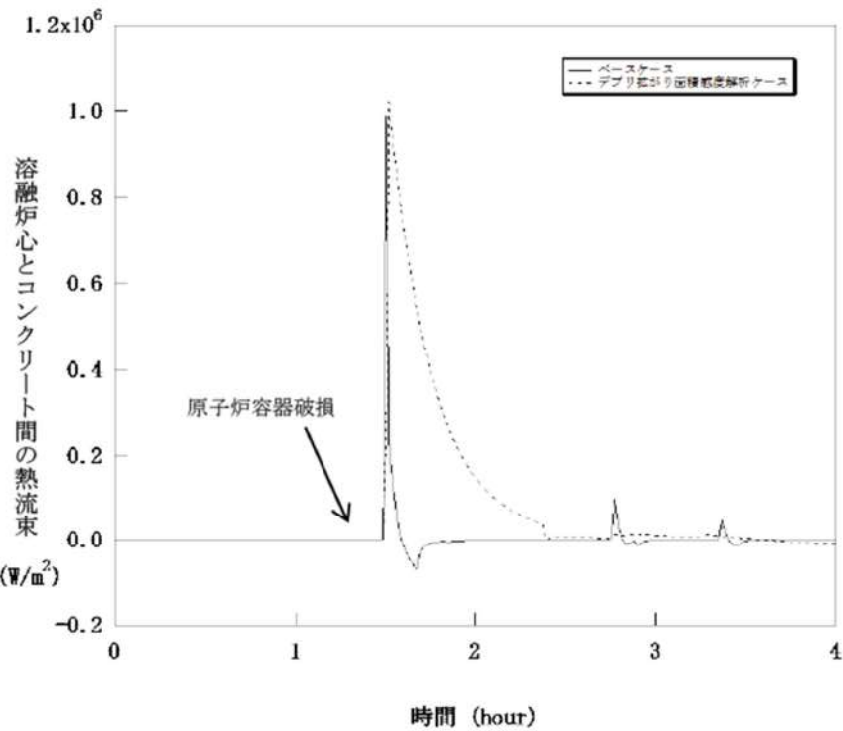
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 5-3-5 溶融炉心の拡がり面積感度解析（5）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="text-align: center;">図 5-3-6 溶融炉心の拡がり面積感度解析（6）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

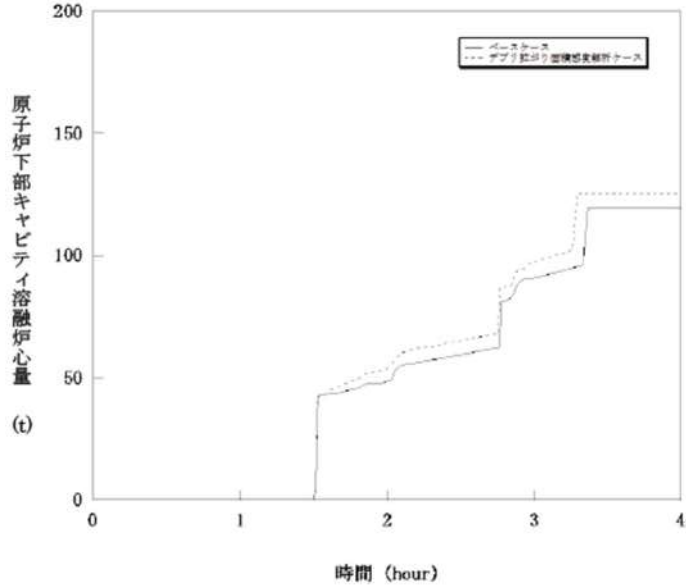
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 5-2b 溶融炉心温度の比較（上面熱流束 800kW/m²一定）</p>	<p>図 5-3-7 溶融炉心の拡がり面積感度解析（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1288 981 1713 1013">図 5-3-8 溶融炉心の拡がり面積感度解析（8）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

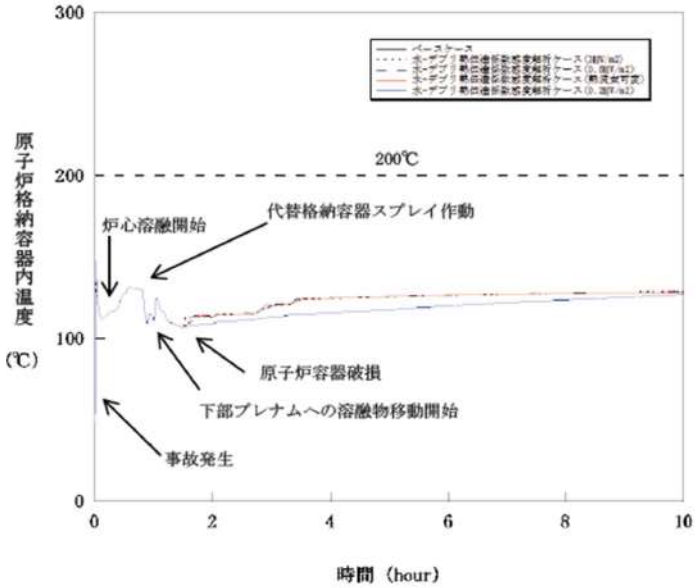
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-3-9 熔融炉心の拡がり面積感度解析（9）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1272 986 1742 1018">図 5-4-1 水-熔融炉心間の熱伝達係数感度解析 (1)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-4-2 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（2）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

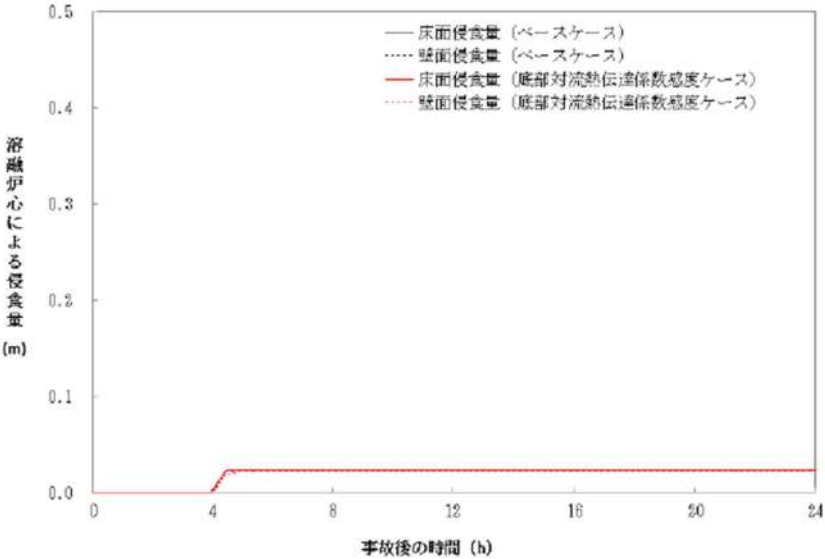
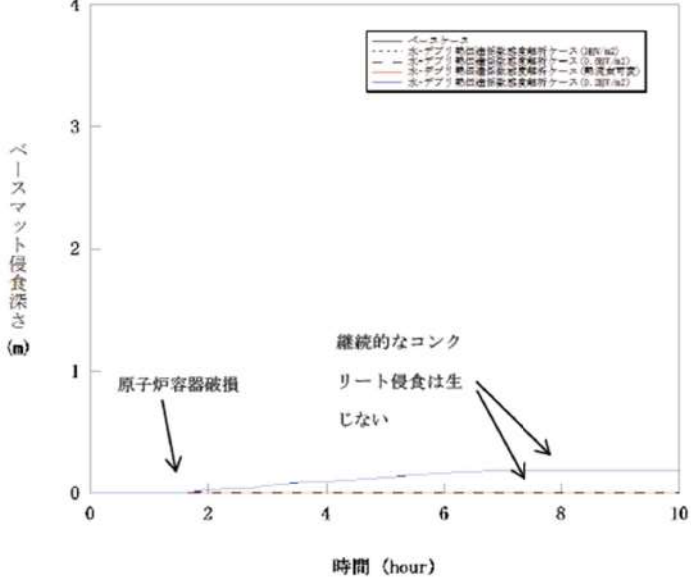
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-4-3 水-熔融炉心間の熱伝達係数感度解析 (3)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="302 954 884 981">図 5-3-1a コンクリート侵食量の比較（床方向対流熱伝達係数大）</p>	 <p data-bbox="1265 989 1736 1013">図 5-4-4 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（4）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

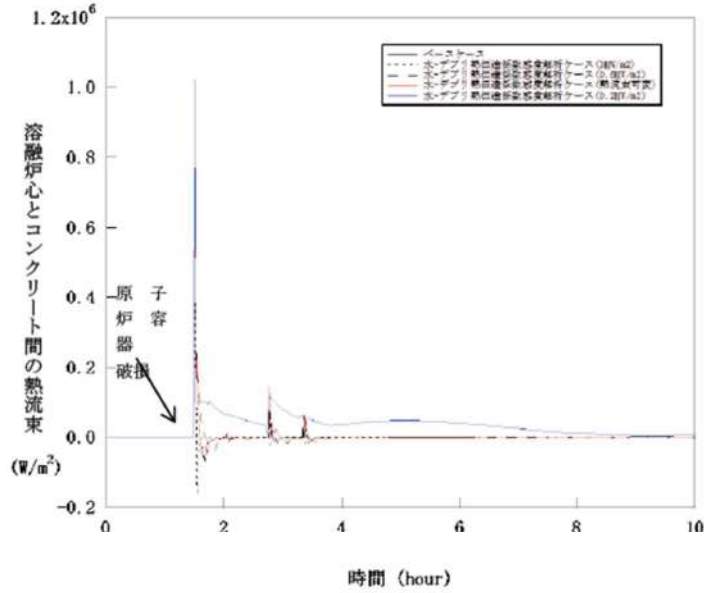
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 5-4-5 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（5）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

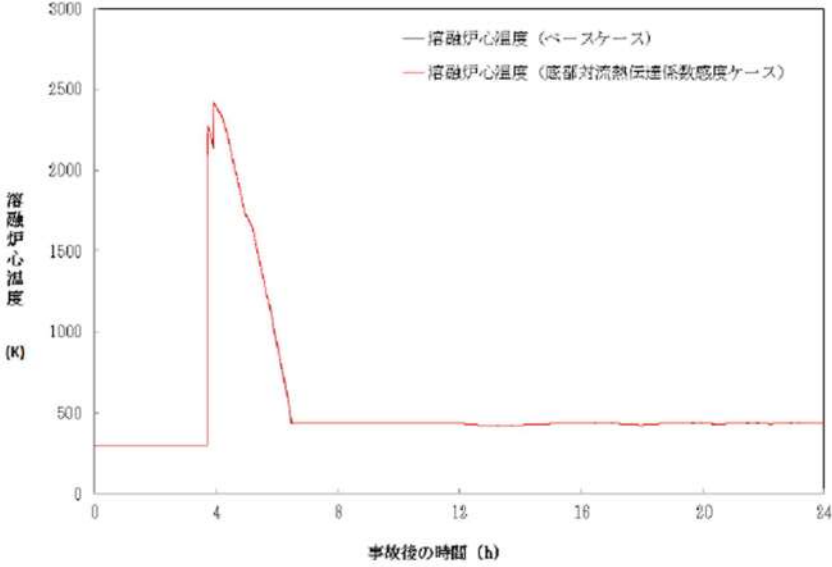
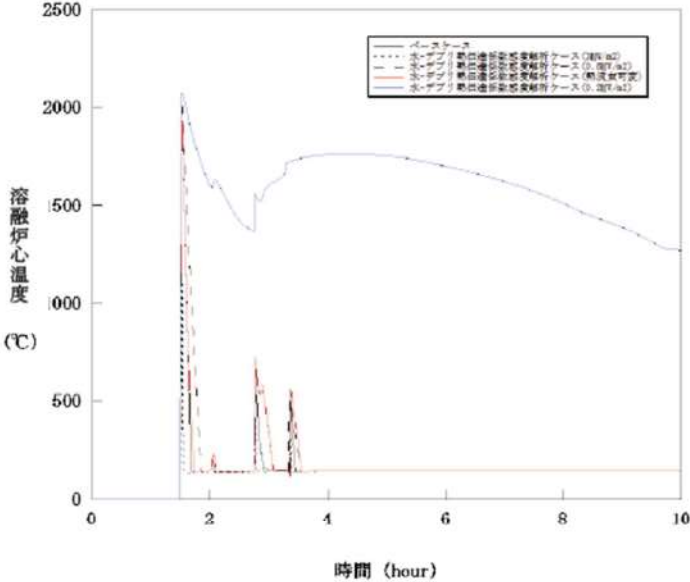
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="text-align: center;">図 5-4-6 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（6）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

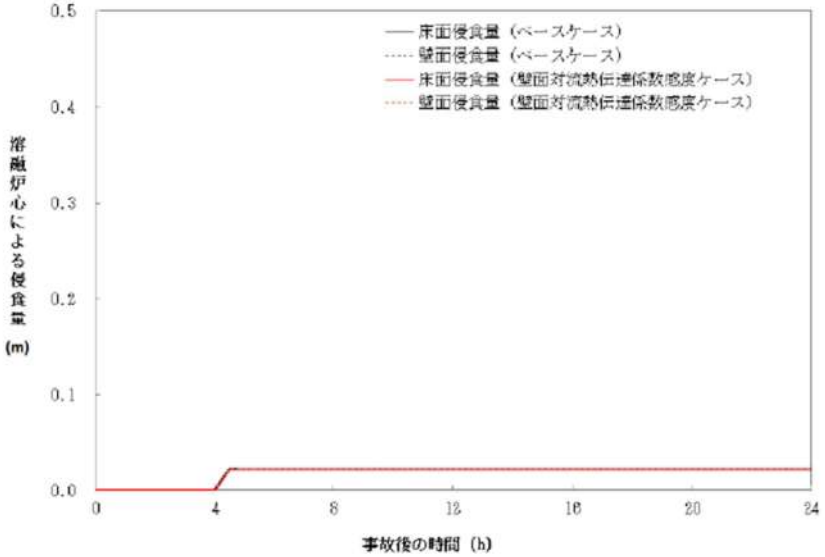
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="331 954 851 976">図 5-3-1b 溶融炉心温度の比較（床方向対流熱伝達係数大）</p>	 <p data-bbox="1272 954 1742 976">図 5-4-7 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="300 954 882 978">図 5-3-2a コンクリート侵食量の比較（壁方向対流熱伝達係数大）</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

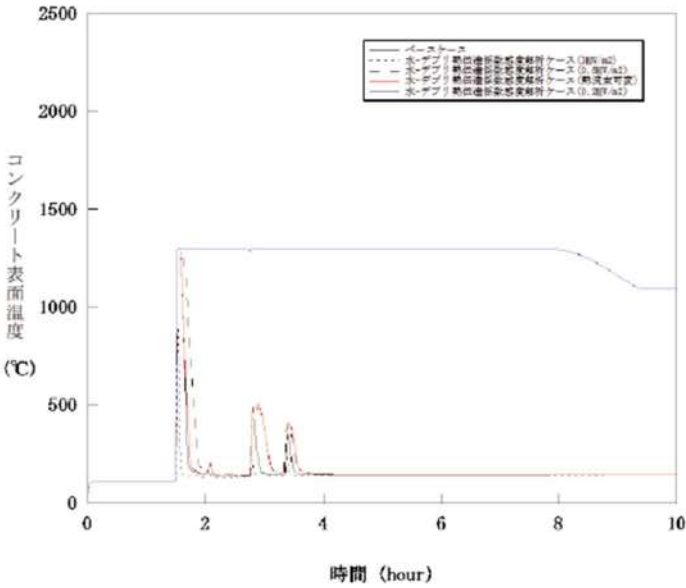
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 5-3-2b 溶融炉心温度の比較（壁方向対流熱伝達係数大）</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1265 954 1736 981">図 5-4-8 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（8）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-4-9 水-熔融炉心間の熱伝達係数感度解析 (9)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

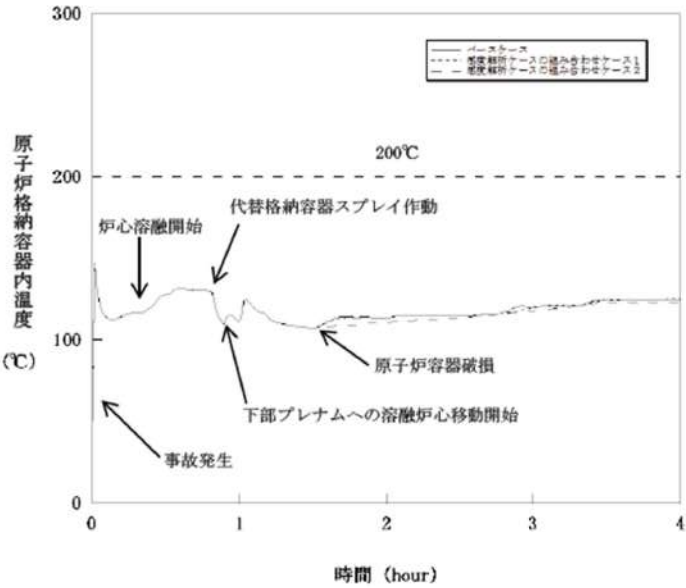
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-4-10 水-溶融炉心間の熱伝達係数感度解析（10）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

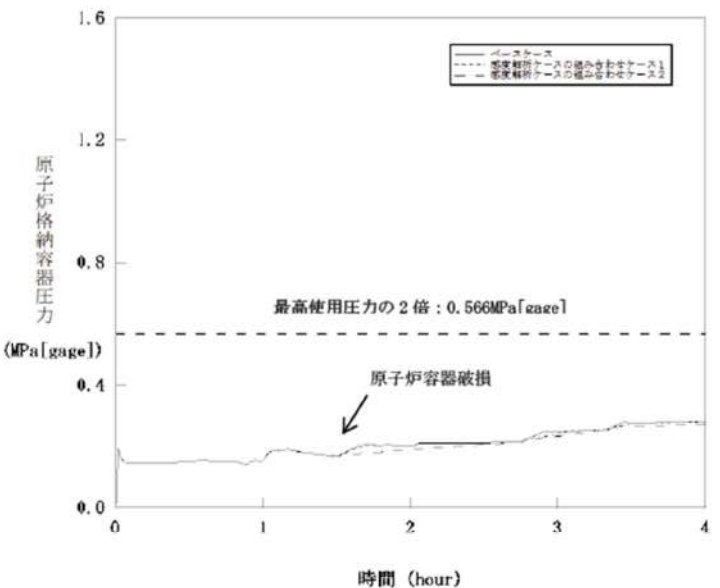
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 5-5-1 感度解析ケースの組合せ（1）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1332 949 1680 981">図 5-5-2 感度解析ケースの組合せ (2)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

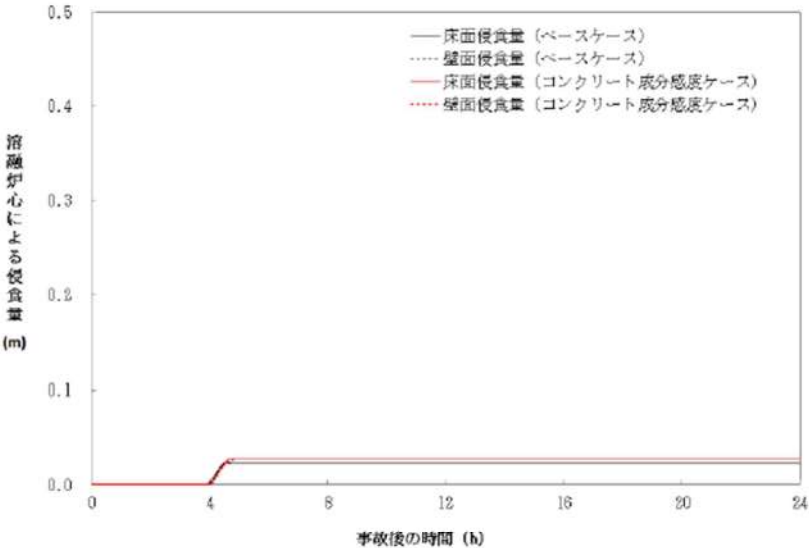
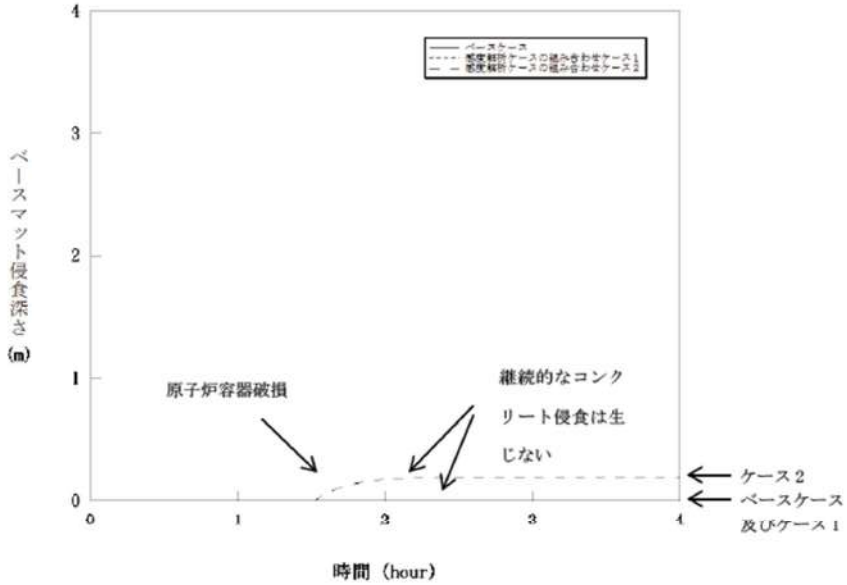
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 5-5-3 感度解析ケースの組合せ（3）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="315 954 862 978">図5-4a コンクリート侵食量の比較（石灰岩系コンクリート）</p>	 <p data-bbox="1323 954 1675 978">図5-5-4 感度解析ケースの組合せ（4）</p>	<p data-bbox="1973 172 2107 331">※コンクリート組成に関する感度解析は基本的考え方の6.5.9に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

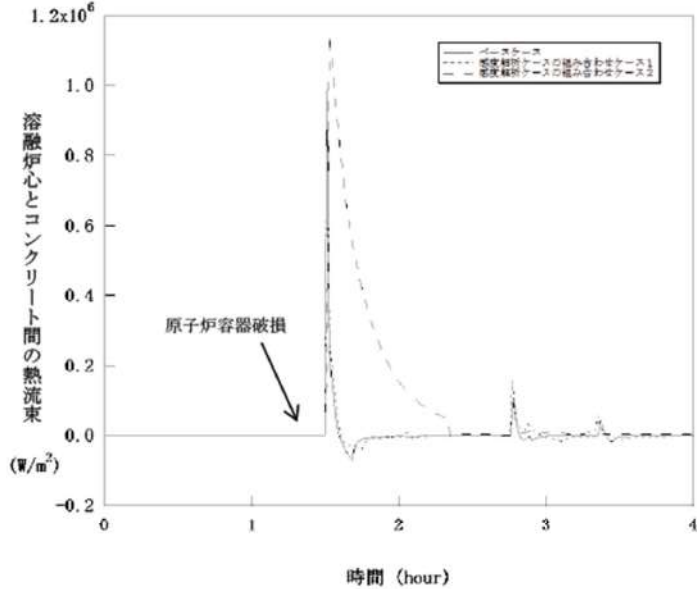
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 5-5-5 感度解析ケースの組合せ（5）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

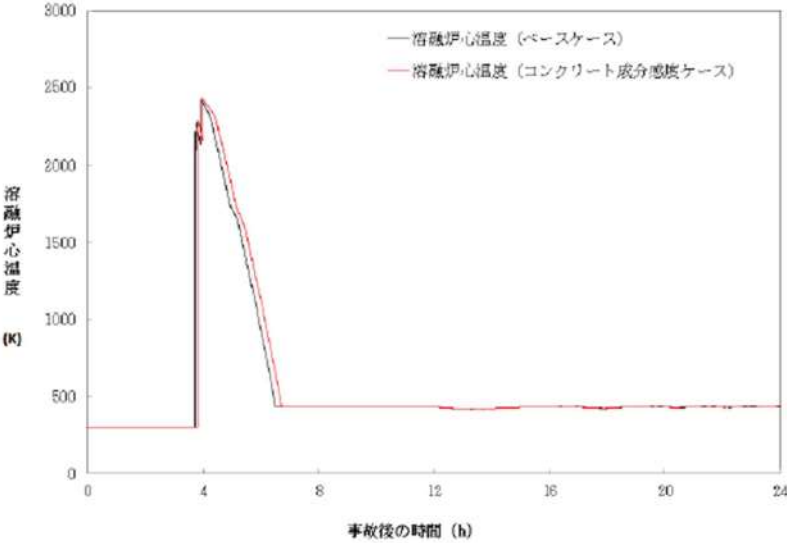
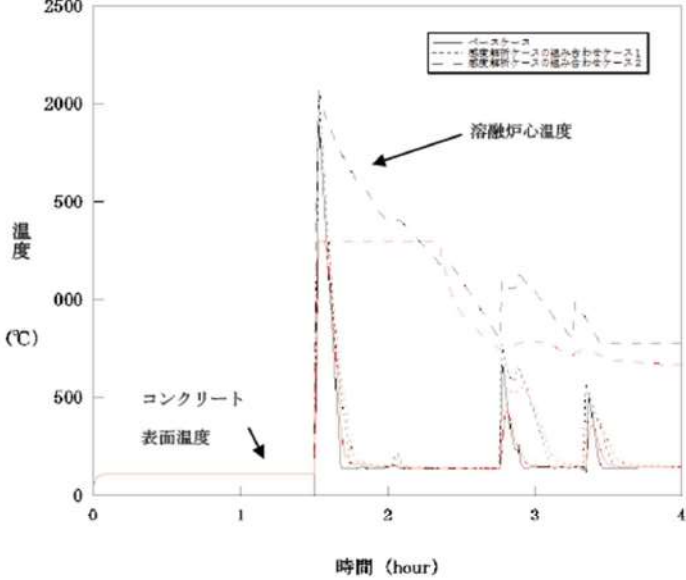
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1330 954 1682 978">図 5-5-6 感度解析ケースの組合せ（6）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="347 954 840 981">図 5-4b 溶融炉心温度の比較（石灰岩系コンクリート）</p>	 <p data-bbox="1332 954 1691 981">図 5-5-7 感度解析ケースの組合せ（7）</p>	<p data-bbox="1971 167 2116 327">※コンクリート組成に関する感度解析は基本的考え方の6.5.9に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

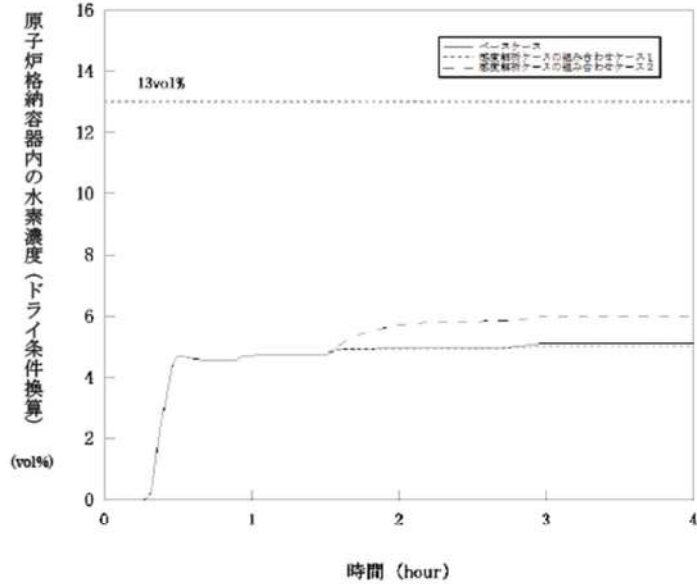
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">(t)</p> <p style="text-align: center;">図 5-5-8 感度解析ケースの組合せ (8)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="text-align: center;">図 5-5-9 感度解析ケースの組合せ（9）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 5-4c ドライウェルガスモル分率（石灰岩系コンクリート）</p>		<p>※コンクリート組成に関する感度解析は基本的考え方の6.5.9に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5-4d サプレッションチェンバガスモル分率（石灰岩系コンクリート）</p>		<p>※コンクリート組成に関する感度解析は基本的考え方の6.5.9に記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>6. まとめ</p> <p>MCCIに関する種々の実験から得られた知見等に基づきMCCIの各過程における不確かさの分析を行い、不確かさがあり、評価結果に影響するモデルパラメータとして、エントレインメント係数、上面熱流束を抽出した。また、二次元侵食実験結果で確認されている侵食の異方性については、いまだ十分な解明が行われておらず、実機のウェット条件でも起こるのかは不明であるが、念のために異方性の影響をみるために、熔融プールから床方向と壁方向への熱伝達係数の感度解析を行った。これらのパラメータの感度解析以外に、コンクリート種類を玄武岩系コンクリートから石灰岩系コンクリートに変更した場合の解析も参考に実施し、コンクリート侵食量への影響を確認した。</p> <p>BWR5, Mark-I 改プラントの有効性評価に使用しているノミナル条件を設定したベースケースでは、コンクリート侵食量は2.4cmであった。</p> <p>エントレインメント係数の感度解析結果より、水中での粒子化によるクエンチ効果に差が出て、床上に堆積した熔融炉心温度に影響し、コンクリート侵食量に影響するが、その影響は小さかった。</p> <p>上面熱流束の感度解析結果より、上面熱流束は、床上に堆積した熔融炉心温度に大きく影響し、コンクリート侵食量に大きく影響する結果となった。</p> <p>玄武岩系コンクリートに見られる床方向と壁方向のコンクリート侵食の異方性の影響を確認するため、熔融プールから床方向と壁方向への熱分配の異方性として扱い、熔融プールのクラスト間の熱伝達係数を変えて、床方向への熱伝達が大きい場合と壁方向への熱伝達が大きい場合の感度を調べた。その結果、熱伝達の大きい方向の侵食量が大きくなり、侵食の異方性が確認された。ただし、ノミナル条件の場合のように侵食量が小さい場合は、侵食量に大きな感度がないことがわかった。</p> <p>感度解析の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることが確認された。上面熱流束を想定される下限値とした場合でも、コンクリート侵食量は、22.5cm程度に収まることが確認された。</p> <p>また、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性については、MAAPモデルのベンチマーク解析結果から、実験の侵食面における侵食のばらつきが、MAAPコードによる予測侵食量の20%の範囲内に収まっていることが確認され、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認された。</p> <p>また参考として、他の条件を同一として玄武岩系コンクリートから石灰岩系コンクリートに変更した解析も実施したところ、侵食量に大きな感度はなかった。また、ガス発生の影響も顕著には見られなかった。</p>	<p>6 まとめ</p> <p>MCCIに関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、不確かさへの影響する項目を抽出した。これらの項目を対象に感度解析を行いコンクリート侵食への影響を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント係数 ・熔融炉心の拡がり ・水-熔融炉心間の熱伝達係数 <p>感度解析の結果、原子炉下部キャビティ水深、Ricou-Spaldingのエントレインメント係数及び水-熔融炉心間の熱伝達係数については、コンクリート侵食深さへの感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えないことを確認した。</p> <p>熔融炉心の拡がりについては、熔融炉心が過熱度を持ち連続的に原子炉下部キャビティ床へ落下すること等から、原子炉下部キャビティ床面積相当に拡がると考えられるが、熔融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した際に冷却が進み局所的に堆積するよう仮定して解析を行った場合でも、コンクリート侵食は約18cmにとどまる結果となった。</p> <p>感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析でもコンクリート侵食は約19cmとなったが、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。この規模のコンクリート侵食が発生する場合でも、原子炉格納容器内の水素濃度は約6vol%（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（PAR及びイグナイタ）による処理が可能なレベルに収まっている結果となっている。また、MCCIにより発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであることを確認した。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>最後に、MCC Iに関係する現象は、複雑な多成分・多相熱伝達現象であり、現状でも知見が十分であるとは言えない。また事前水張り時の落下デブリの冷却性を直接調べた実験例が殆どないことから、今後も継続して検討を進め、新たな知見が出た場合には適宜評価に反映するように努めることが重要であると考えられる。</p>	<p>以上のことから、物理現象を踏まえた不確かさを考慮すると、コンクリート侵食については、溶融炉心の拡がりや影響を与えることが明らかとなった。一方、厳しい条件を組み合わせた場合においても、最終的にコンクリート侵食が停止し得ることから、原子炉下部キャビティ水による溶融炉心の冷却の効果も確認できた。しかしながら、この分野は複雑な多成分及び多相熱伝達現象であり知見が不十分であること、また直接的な実験例が少ないことから、今後も継続して検討を進め、知見の拡充に努めることが重要であると考えられる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">付録</p> <p>付録1 ドライ条件でのMCC I実験</p> <p>デブリとしてUO₂コリウムを用い、崩壊熱を模擬し、注水を行っていないドライ条件の実験として、米国サンディア国立研究所（SNL）のSURC実験、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）のACE実験及び独カールスルーエ研究所（KFK）で実施されたBETA実験がある。以下にそれぞれの実験について説明する。これらの実験は、実機におけるMCC I継続の影響の検討に参考となる。</p> <p>(1) SURC実験（米国SNL）^{[4][23][34]}</p> <p>MCC I時の伝熱、化学反応、ガス及びエアロゾルの放出等を調べ、CORCON等の解析コードを検証・改良することを目的にSNLにて4回実験が実施された。そのうち実機と同様の組成のUO₂デブリを使用した実験は2回実施された（SURC-1,2。他の2回の実験は模擬デブリとしてSUS304が使用された）。実験装置の概要を付図1-1に示すが、直径40cmのコンクリート試験体（SURC-1実験では石灰岩系（米国で使用されている）、SURC-2実験では玄武岩系のコンクリートを使用）を入れたMgO製の円筒容器に約250kgの模擬デブリ（組成：UO₂ 69%、ZrO₂ 22%、Zr 9%）を誘導加熱して溶融させてコンクリートとの反応を継続させた。SURC-2のコンクリートの侵食深さの変化を付図1-2に示すが、侵食速度は1時間に20cm程度となっている。</p> <p>また、SURC-4は、コード比較のための国際標準問題（ISP-24）^[5]に選定され、実験データと種々の解析の比較が行われている。200kgのステンレス鋼と模擬FP（Te:0.5kg、La₂O₃:1.17kg、CeO₂:1.23kg、BaO:1.1kg）が、コンクリート侵食が開始するまで加熱され、侵食開始後14分経ってから約0.5秒間に追加的に20kgのジルコニウムが溶融物に添加されている。SURC-4のコンクリートの侵食深さの変化を付図1-3に示すが、侵食速度は約55分の時点で24.5～27.5cmで、MAAP解析結果とよい一致を示している。なお、SURC-4実験では外周部のコンクリート侵食深さが大きくなっており、MAAP解析結果と若干相違が見られるが、これは実験では外周部から誘導加熱して溶融物を加熱しているため、外周部の溶融物への入熱量が大きくなるのが原因と考えられる。したがって、MAAPとの相違は、実験固有の原因と考えられるため、ベンチマーク解析の観点からは問題とはならないと考えられる。</p>	<p style="text-align: center;">【泊では本文3.に記載】</p>	<p style="text-align: center;">※3.1(2)に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

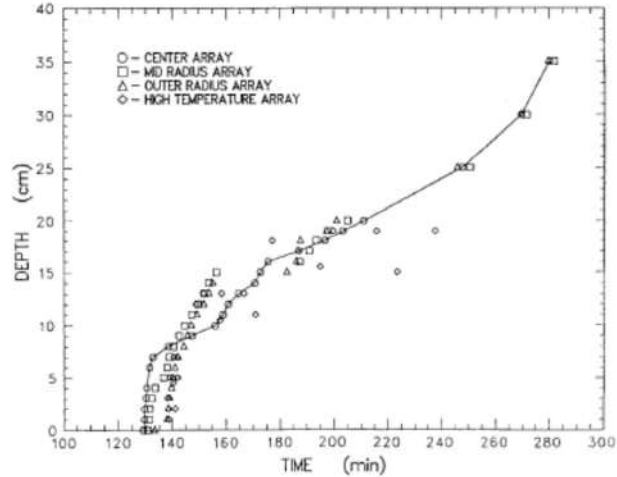
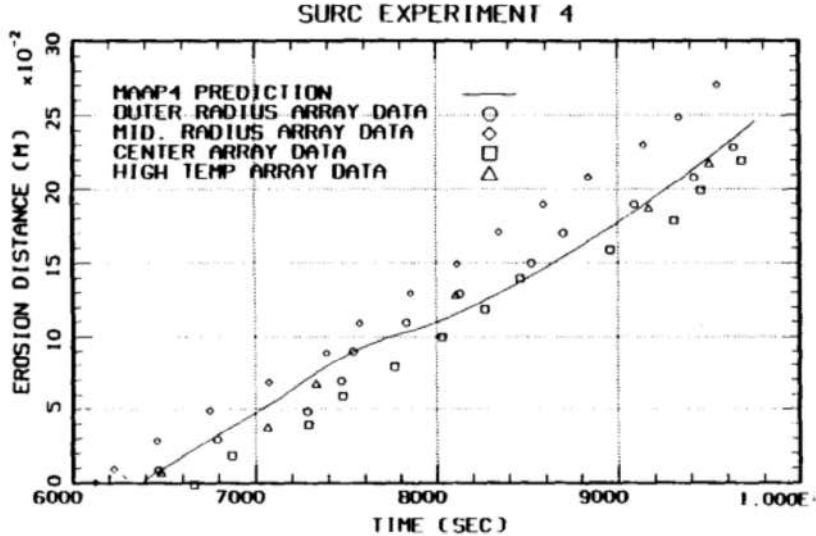
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付図 1-1 SURC 実験装置^[23]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="436 715 757 738">付図 1-2 SURC-2 実験の侵食深さ^[23]</p>  <p data-bbox="324 1362 869 1386">付図 1-3 SURC-4 実験の侵食深さとMAA P解析との比較^[23]</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

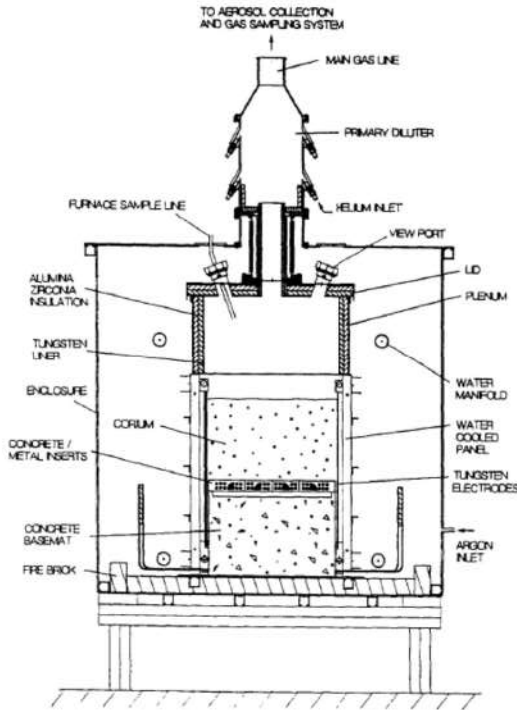
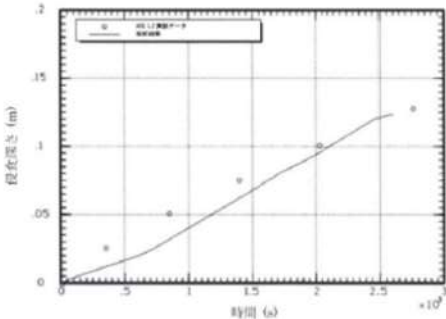
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>(2)ACE 実験（米国 ANL）^{[3] [23][34]}</p> <p>MCCIにおける熱水力学的及び化学的プロセスを検証し関連コードのデータベースを拡充することを目的に、国際プログラムとしてACE（Advanced Containment Experiments）計画の一部として実施された。Phase-CでMCCI時のFPエアロゾル放出の定量化の目的で実験が実施された。実験装置の概要を付図1-4に示す。実炉組成の約300kgの模擬デブリを使用し、タングステン電極により直接通電により加熱し溶融させている。コンクリート侵食はベースマット中にある熱電対によりモニターされている。実験マトリックスを付表1-1に示すが、実験はコンクリートの種類やデブリの組成を替えて実施された。</p> <p>L2実験のコンクリートの侵食深さのMAAP解析との比較を付図1-5に示すが、MAAP解析結果とよい一致を示している。</p> <p style="text-align: center;">付表1-1 ACE/MCCI 実験マトリックス^[23]</p> <table border="1" data-bbox="293 579 907 930"> <thead> <tr> <th>Test</th> <th>Concrete Type^a</th> <th>Decay Heat Generation W/kg of UO₂</th> <th>Corium Mixture</th> <th>Initial Zr Oxidation %</th> <th>Absorber Material</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>L5</td> <td>L/S</td> <td>325</td> <td>PWR</td> <td>100</td> <td>none</td> </tr> <tr> <td>L2</td> <td>S</td> <td>450</td> <td>PWR</td> <td>70</td> <td>none</td> </tr> <tr> <td>L1</td> <td>L/S</td> <td>350</td> <td>PWR</td> <td>70</td> <td>none</td> </tr> <tr> <td>L6</td> <td>S</td> <td>350</td> <td>PWR</td> <td>30</td> <td>Ag, In</td> </tr> <tr> <td>L4</td> <td>Serp/S^b</td> <td>250</td> <td>BWR</td> <td>50</td> <td>B₂C</td> </tr> <tr> <td>L7</td> <td>L/S</td> <td>250</td> <td>BWR</td> <td>70</td> <td>B₂C</td> </tr> <tr> <td>L8</td> <td>L/L</td> <td>350/150^c</td> <td>PWR</td> <td>70</td> <td>Ag, In</td> </tr> </tbody> </table> <p>a. Concrete type: L/S: limestone/common sand S: siliceous L/L: limestone/limestone</p>	Test	Concrete Type ^a	Decay Heat Generation W/kg of UO ₂	Corium Mixture	Initial Zr Oxidation %	Absorber Material	L5	L/S	325	PWR	100	none	L2	S	450	PWR	70	none	L1	L/S	350	PWR	70	none	L6	S	350	PWR	30	Ag, In	L4	Serp/S ^b	250	BWR	50	B ₂ C	L7	L/S	250	BWR	70	B ₂ C	L8	L/L	350/150 ^c	PWR	70	Ag, In		<p>※3.1 (1)に記載</p>
Test	Concrete Type ^a	Decay Heat Generation W/kg of UO ₂	Corium Mixture	Initial Zr Oxidation %	Absorber Material																																													
L5	L/S	325	PWR	100	none																																													
L2	S	450	PWR	70	none																																													
L1	L/S	350	PWR	70	none																																													
L6	S	350	PWR	30	Ag, In																																													
L4	Serp/S ^b	250	BWR	50	B ₂ C																																													
L7	L/S	250	BWR	70	B ₂ C																																													
L8	L/L	350/150 ^c	PWR	70	Ag, In																																													

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="454 917 734 943">付図 1-4 ACE/MCCI 実験装置^[3]</p>  <p data-bbox="577 1326 857 1348">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="338 1396 853 1422">付図 1-5 ACE-L2 実験とMAAP解析の侵食深さの比較^[34]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) BETA 実験（独 KfK）^{[6][34]}</p> <p>MCCI 解析コードの侵食挙動やエアロゾル生成挙動の検証用のデータベースを拡充することを目的として、独 KfK で実施された。実験装置の概要を付図 1-6 に示す。テルミット反応により金属溶融物（Fe, Cr, Ni, Zr）と酸化物溶融物（Al₂O₃, SiO₂, CaO）を生成させて、玄武岩系コンクリート製のるつぼに落下させて、るつぼ内の溶融物は、誘導加熱により加熱している。ベースマット中にある熱電対により二次元のコンクリート侵食挙動が確認できるようになっている。溶融物として Zr を多く含む溶融物を用いた実験シリーズの実験マトリックス（V5.1～V5.3）を付表 1-2 に示す。</p> <p>実験後のコンクリート侵食状況を示す模式図を、付図 1-7 に示す。壁方向よりは、床方向の侵食量が大きくなっている。溶融物に含まれる Zr によりコンクリート成分の SiO₂ が還元され、Si や SiO の生成が確認されている。V5.1 実験と V5.2 実験のコンクリートの侵食深さのMAAP解析との比較^[34]を付図 1-8 及び付図 1-9 に示すが、MAAP解析結果とよい一致を示している。このMAAPのベンチマーク解析により、二次元侵食に関わるパラメータ設定の妥当性が判断されている。</p>		<p>※3.1 (15) に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) Melt (2) Concrete Crucible (3) Induction Coil (4) Hood and Offgas System (5) Thermite Reaction Tank (6) Tank for Measurement Probes</p>		

付図 1-6 BETA 実験装置^[34]

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
付表 1-2 BETA 実験マトリックス ^[6]				
BETA Test	Initial Melt, ~ 2200 K	Fission Product Mock-ups and Additives	Planned Heating Power	Main Objectives
V 5.1	300 kg Fe + Cr + Ni 80 kg Zry-4 50 kg Al ₂ O ₃ + SiO ₂ + CaO	none	400 kW	PWR: Zr chemistry, consequences on erosion and aerosol release
V 5.2	as V 5.1	1 kg Mo, 0.5 kg ZrTe ₂ , 1.5 kg CeO ₂ , 1 kg BaO, 0.5 kg La ₂ O ₃ , 0.5 kg SrO, 6 kg B ₄ C in steel containers	200 kW	BWR with B ₄ C absorber, low power: Zr chemistry and related processes
V 5.3	as V 5.1	1 kg Mo, 1 kg CeO ₂ , 1 kg BaO, 0.5 kg La ₂ O ₃ , 0.5 kg SrO, 6 kg B ₄ C in steel containers	800 kW	BWR with B ₄ C absorber, high power: Zr chemistry and related processes

V 5.1

V 5.2

V 5.3

付図 1-7 BETA 実験後のコンクリート侵食状況を示す模式図^[6]

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="163 180 539 264" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div> <div data-bbox="228 280 976 798" style="border: 2px solid black; height: 324px; margin: 10px 0;"></div> <div data-bbox="309 813 875 842" style="text-align: center;"> 付図 1-8 BETA-V5.1 実験とMAAP解析の侵食深さの比較 ^[34] </div> <div data-bbox="224 876 972 1375" style="border: 2px solid black; height: 313px; margin: 10px 0;"></div> <div data-bbox="309 1393 875 1422" style="text-align: center;"> 付図 1-9 BETA-V5.2 実験とMAAP解析の侵食深さの比較 ^[34] </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

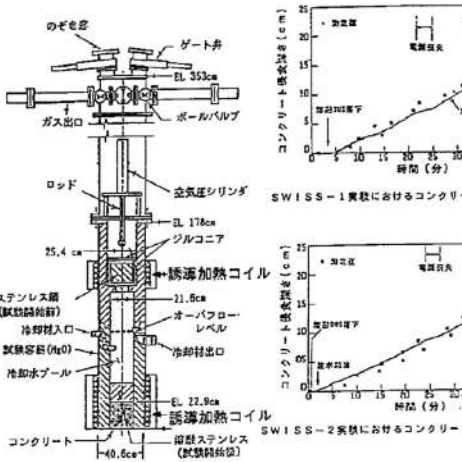
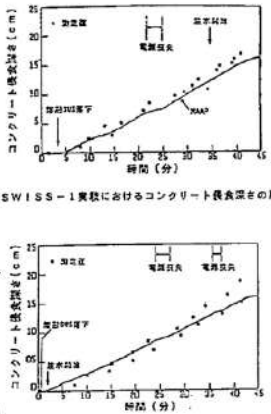
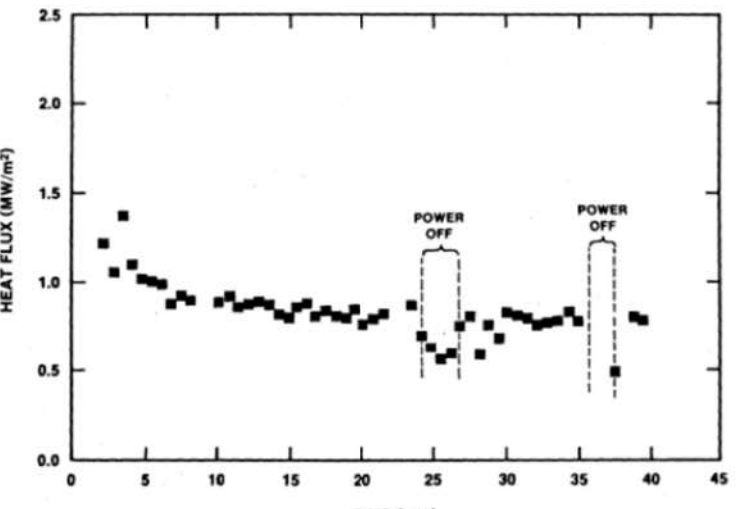
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付録2 注水を伴ったMCCI実験</p> <p>注水を伴う実験（熔融物上に冷却水を注水した実験）としては、SNL で実施された SWISS 実験及び WETCOR 実験、ANL (EPRI) の主催で実施された MACE 実験及び OECD/MCCI 実験、原子力発電技術機構 (NUPEC) により実施された COTELS 実験がある。</p> <p>以下の実験の知見を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) SWISS 実験（米国サンディア研究所(SNL)） (2) WETCOR 実験（米国サンディア研究所(SNL)） (3) MACE 実験（米国アルゴンヌ研究所(ANL)） (4) COTELS 実験（日本 原子力発電技術機構 (NUPEC)） (5) OECD/MCCI 実験（米国アルゴンヌ研究所(ANL)） <p>(1) SWISS 実験（米国 SNL）^[7]</p> <p>高周波加熱によりステンレスを熔融させ、熔融したステンレスとコンクリートとの反応中に注水し、熔融物の冷却性を調べる実験が2回行われた。実験結果2回とも同様の結果となっており、メルト上面に安定なクラストが形成されてメルト内部に冷却水が浸入しにくくなり、メルトによりコンクリートの侵食が継続した（付図2-1 参照）。ただし、本実験はメルトの発熱が実機で想定される値より1桁程度大きいことや100%ステンレスであるため模擬崩壊熱に加え、水-金属反応の発熱が加わったことも一因と分析されている。またコリウムより上方水プールへの熱流束は約800kW/m² 程度であった（付図2-2 参照）。</p>	<p>【泊では本文3.に記載】</p>	<p>※3.1 (3) に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>実験条件：45kgのSUSを内径21.6cmのコンクリート上に溶融させた状態で落下して注水を実施。比出力1.6kW/kg SUS</p>  <p>実験装置の概要 (SWISS実験)</p>  <p>実験結果および解析結果の比較 (SWISS実験)</p>		
<p>付図2-1 SWISS 実験の実験装置とコンクリート侵食深さの実験と解析 (MAA-P) の比較^[7]</p>		
		
<p>付図2-2 SWISS-2 実験の水プールへの熱流束^[7]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																													
<p>(2) WETCOR 実験 (米国 SNL) [8]</p> <p>Al₂O₃ と CaO の酸化物混合溶融物 34kg を用いてコンクリートとの反応中に注水し溶融物の冷却性を調べる実験が行われた (付図 2-3 参照)。SWISS 実験と同様の理由によりコンクリートの侵食が継続した。コンクリート侵食速度は SWISS 実験と比べて約 1/3 に低下している。水プールへの熱流束は溶融時に 520kW/m² 程度、凝固時に 200kW/m² 程度であった。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="248 419 577 790"> <p>(実験装置の概要)</p> </div> <div data-bbox="622 419 913 790"> <p>(実験後の状態の模式図)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="226 868 528 1246"> <p>(上部クラストの様子)</p> </div> <div data-bbox="539 938 936 1246"> <p>(コンクリート侵食の時間変化)</p> <table border="1"> <caption>コンクリート侵食の時間変化 (推定データ)</caption> <thead> <tr> <th>TIME (min)</th> <th>DEPTH (cm) - CENTER ARRAY</th> <th>DEPTH (cm) - MID RANGE ARRAY</th> <th>DEPTH (cm) - OUTER RANGE ARRAY</th> <th>DEPTH (cm) - HIGH TEMPERATURE ARRAY</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>250</td> <td>0.0</td> <td>0.0</td> <td>0.0</td> <td>0.0</td> </tr> <tr> <td>300</td> <td>0.1</td> <td>0.1</td> <td>0.1</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>350</td> <td>0.2</td> <td>0.2</td> <td>0.2</td> <td>0.2</td> </tr> <tr> <td>400</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> </tr> <tr> <td>450</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>500</td> <td>1.5</td> <td>1.5</td> <td>1.5</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>550</td> <td>4.5</td> <td>4.5</td> <td>4.5</td> <td>4.5</td> </tr> <tr> <td>600</td> <td>5.5</td> <td>5.5</td> <td>5.5</td> <td>5.5</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div>	TIME (min)	DEPTH (cm) - CENTER ARRAY	DEPTH (cm) - MID RANGE ARRAY	DEPTH (cm) - OUTER RANGE ARRAY	DEPTH (cm) - HIGH TEMPERATURE ARRAY	250	0.0	0.0	0.0	0.0	300	0.1	0.1	0.1	0.1	350	0.2	0.2	0.2	0.2	400	0.3	0.3	0.3	0.3	450	0.5	0.5	0.5	0.5	500	1.5	1.5	1.5	1.5	550	4.5	4.5	4.5	4.5	600	5.5	5.5	5.5	5.5		<p>※3.1 (4) に記載</p>
TIME (min)	DEPTH (cm) - CENTER ARRAY	DEPTH (cm) - MID RANGE ARRAY	DEPTH (cm) - OUTER RANGE ARRAY	DEPTH (cm) - HIGH TEMPERATURE ARRAY																																											
250	0.0	0.0	0.0	0.0																																											
300	0.1	0.1	0.1	0.1																																											
350	0.2	0.2	0.2	0.2																																											
400	0.3	0.3	0.3	0.3																																											
450	0.5	0.5	0.5	0.5																																											
500	1.5	1.5	1.5	1.5																																											
550	4.5	4.5	4.5	4.5																																											
600	5.5	5.5	5.5	5.5																																											

付図 2-3 WETCOR 実験結果 [8]

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

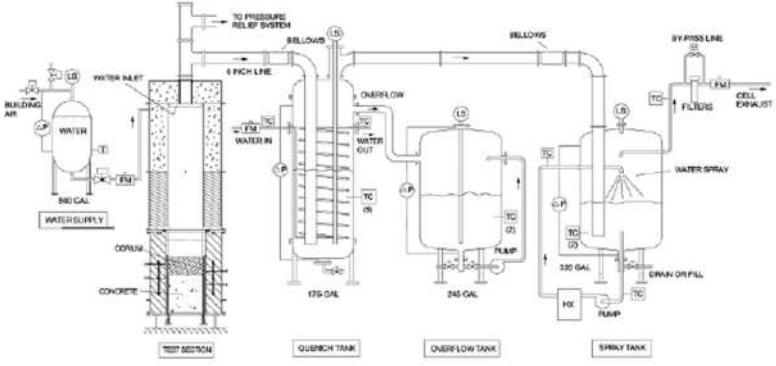
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																		
<p>(3) MACE 実験 (米国 ANL) ^{[3][9][10][20]}</p> <p>MACE 実験 (Melt Attack and Coolability Experiment) は、米国電力研究所 (EPRI) が主催する原子炉格納容器内溶融炉心冷却性に関する国際協力計画である。この実験では、溶融炉心がコンクリート床に落下した後に、溶融炉心の上に注水する状況を模擬しており、大規模実験が含まれていることと、実機相当の UO₂ 及び ZrO₂ を主成分とする溶融炉心模擬物を用いて、さらに、直接通電加熱により崩壊熱の発生を模擬していることが特徴である。</p> <p>実験装置の概要を付図 2-4 に示す。MACE 実験では規模の異なる M0, M1b, M3b, M4 の 4 回の実験が実施されており、その主要条件を付表 2-1 に示す。M0 実験のみコンクリートの側壁で、その他は MgO が用いられている。</p> <p>M3b と M4 の実験結果を付図 2-5 及び付図 2-6 に示す。いずれのケースもコンクリート侵食が継続する結果となっている。実験後の溶融炉心模擬物の固化状況を見ると、メルト上部に安定クラストが形成され側壁に固定化されており、クラスト下部に空洞が見られ、クラストと溶融物とが分離した状態になっている。メルトから冷却水への熱流束を見ると、注水直後の短期間は、大きい熱流束となっているが、安定クラストが形成されクラストと溶融物が分離したと想定される状況では、熱流束は低下している。安定クラストの形成と</p> <p>メルトとの分離によりクラストの下にあるデブリの冷却が阻害される結果となったと分析されている。しかしながら、デブリの長期的な冷却に関与し得るメカニズムとして、クラストに生じる亀裂等への浸水及びコンクリート分解ガスによるクラスト開口部からのデブリの噴出が確認されている。</p> <p style="text-align: center;">付表 2-1 MACE 実験の主要条件^[20]</p> <table border="1" data-bbox="241 866 969 1299"> <thead> <tr> <th></th> <th>M0</th> <th>M1b</th> <th>M3</th> <th>M4</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融炉心模擬物重量 (kg)</td> <td>130</td> <td>480</td> <td>1800</td> <td>480</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">コンクリート床 浸食開始時溶融炉心 模擬物組成(%)</td> <td>UO₂</td> <td>56</td> <td>65</td> <td>57</td> <td>57</td> </tr> <tr> <td>ZrO₂</td> <td>11</td> <td>13</td> <td>29</td> <td>29</td> </tr> <tr> <td>Zr</td> <td>4</td> <td>3</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>その他 (コンクリート 成分等)</td> <td>29</td> <td>19</td> <td>14</td> <td>14</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心模擬物深さ (m)</td> <td>0.15</td> <td>0.25</td> <td>0.2</td> <td>0.3</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心模擬物初期温度 (K)</td> <td>2000</td> <td>2350</td> <td>2250</td> <td>2280</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心模擬物初期発熱量 (kW)</td> <td>100</td> <td>130</td> <td>300</td> <td>130</td> </tr> <tr> <td>コンクリートの種類</td> <td>石灰岩系</td> <td>石灰岩系</td> <td>石灰岩系</td> <td>ケイ酸系</td> </tr> <tr> <td>コンクリート床面積 (m²)</td> <td>0.3×0.3</td> <td>0.5×0.5</td> <td>1.2×1.2</td> <td>0.5×0.5</td> </tr> <tr> <td>コンクリート床の深さ (m)</td> <td>0.35</td> <td>0.55</td> <td>0.55</td> <td>0.55</td> </tr> <tr> <td>水位 (m)</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> </tr> </tbody> </table>		M0	M1b	M3	M4	溶融炉心模擬物重量 (kg)	130	480	1800	480	コンクリート床 浸食開始時溶融炉心 模擬物組成(%)	UO ₂	56	65	57	57	ZrO ₂	11	13	29	29	Zr	4	3	-	-	その他 (コンクリート 成分等)	29	19	14	14	溶融炉心模擬物深さ (m)	0.15	0.25	0.2	0.3	溶融炉心模擬物初期温度 (K)	2000	2350	2250	2280	溶融炉心模擬物初期発熱量 (kW)	100	130	300	130	コンクリートの種類	石灰岩系	石灰岩系	石灰岩系	ケイ酸系	コンクリート床面積 (m ²)	0.3×0.3	0.5×0.5	1.2×1.2	0.5×0.5	コンクリート床の深さ (m)	0.35	0.55	0.55	0.55	水位 (m)	0.5	0.5	0.5	0.5		<p>※3.1 (5) に記載</p>
	M0	M1b	M3	M4																																																																
溶融炉心模擬物重量 (kg)	130	480	1800	480																																																																
コンクリート床 浸食開始時溶融炉心 模擬物組成(%)	UO ₂	56	65	57	57																																																															
	ZrO ₂	11	13	29	29																																																															
	Zr	4	3	-	-																																																															
	その他 (コンクリート 成分等)	29	19	14	14																																																															
溶融炉心模擬物深さ (m)	0.15	0.25	0.2	0.3																																																																
溶融炉心模擬物初期温度 (K)	2000	2350	2250	2280																																																																
溶融炉心模擬物初期発熱量 (kW)	100	130	300	130																																																																
コンクリートの種類	石灰岩系	石灰岩系	石灰岩系	ケイ酸系																																																																
コンクリート床面積 (m ²)	0.3×0.3	0.5×0.5	1.2×1.2	0.5×0.5																																																																
コンクリート床の深さ (m)	0.35	0.55	0.55	0.55																																																																
水位 (m)	0.5	0.5	0.5	0.5																																																																

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

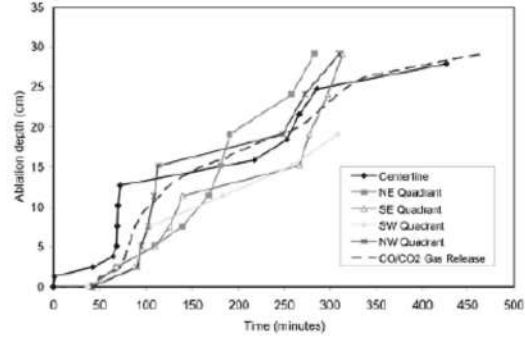
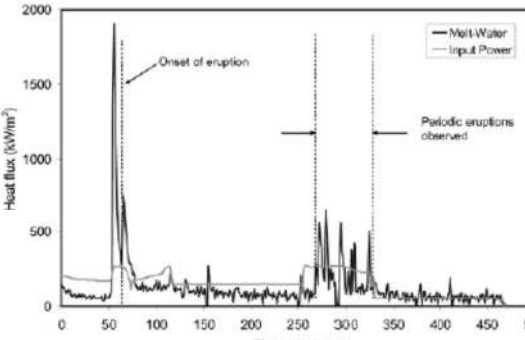
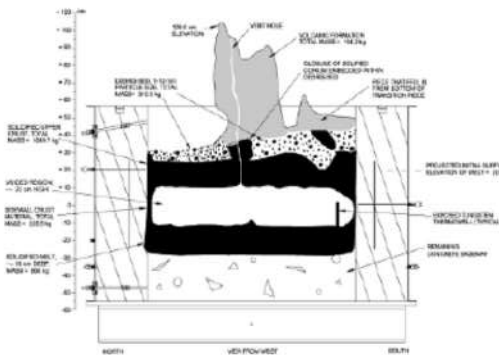
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="414 646 795 678">付図 2-4 MACE 及び OECD/MCCI 実験装置^[9]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

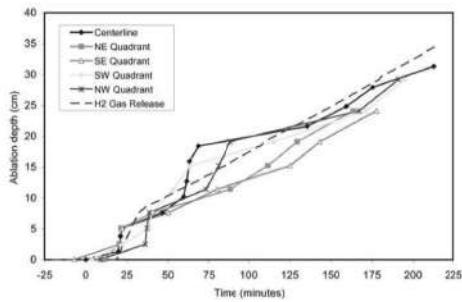
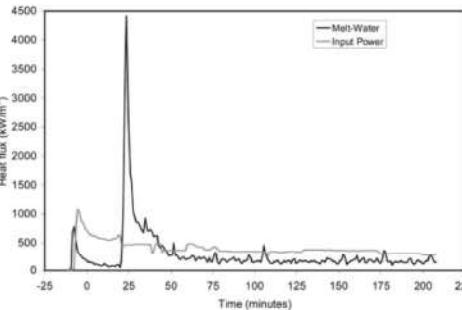
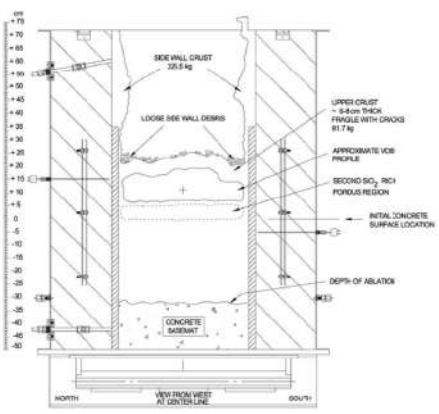
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>(軸方向侵食データ)</p>  <p>(メルトから水への熱流束)</p>  <p>(実験後状態の模式)</p> <p>付図 2-5 MACE-M3b 実験結果^[10]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>(軸方向侵食データ)</p>  <p>(メルトから水への熱流束)</p>  <p>(実験後状態の模式)</p> <p>付図 2-6 MACE-M4 実験結果^[10]</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

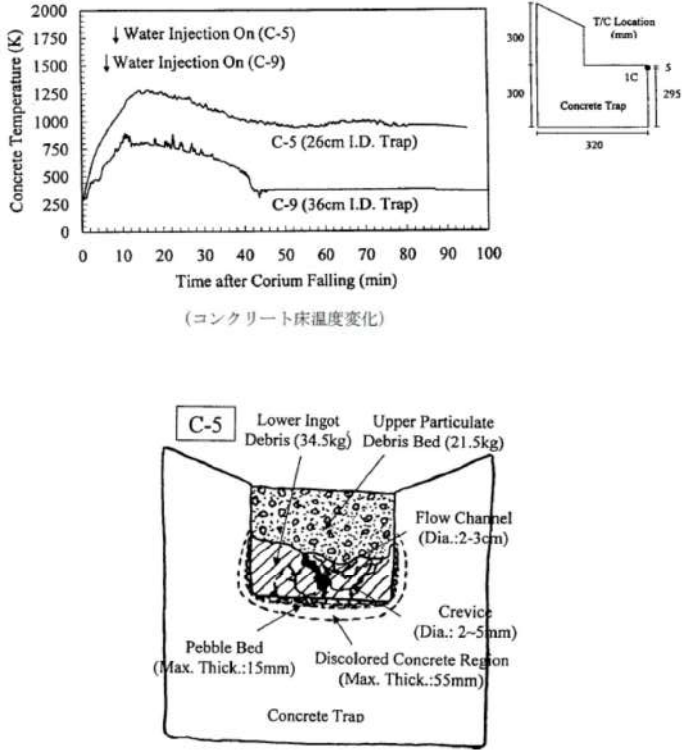
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) COTELS 実験（日本 NUPEC）^{[1][11]}</p> <p>プール水中に実機組成の UO₂ コリウムを落下させる実験（FCI）とコンクリート上に落下した UO₂ コリウムに注水する実験（MCCI）を実施している。付図2-7にコンクリート上の UO₂ コリウムに注水する実験の実験装置を示す。約 60kg の実機組成の UO₂ コリウムを電気炉で加熱溶融させ、玄武岩系のコンクリート床上に落下させ、その後高周波誘導加熱によりコンクリート上のコリウムを加熱して崩壊熱を模擬している。側壁と床面の両方の侵食を考慮しており、コリウムの高さや直径の比を実験パラメータとしている。注水後にコンクリート温度は低下している。また、侵食深さは2cm 程度であった。また、付図2-8に実験後に固化したコリウムの断面を観察した結果を示すが、上部は粒子状になっており、下部はインゴット状になっているのが観察されている。また、インゴット状の部分にはひび割れや流路が見られる。</p> <p>COTELS 実験では、いずれもデブリによるコンクリート侵食が生じているが、先行の SWISS, WETCOR, MACE とは異なり、コンクリート侵食は停止している。これは、以下の理由と分析されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・デブリの粒子化と塊状デブリ上への粒子化デブリの堆積 ・デブリとコンクリートとの境界における粗骨材を主体とする多孔質層の形成 ・粗骨材層及び塊状デブリに形成された流路への浸水 <p>溶融物から水プールへの熱流束は水プールへの熱流束は 100～650kW/m² 程度であったが、これらの熱流束は限界熱流束よりも低く、水が更に高い除熱能力を有する可能性があることが示唆されている。</p> <div data-bbox="358 766 963 1292" data-label="Diagram"> </div>		<p>※3.1 (8) に記載</p>

付図 2-7 COTELS 実験装置（コンクリート上の UO₂ コリウムに注水する実験）^[11]

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Concrete Temperature (K) vs Time after Corium Falling (min)</p> <p>Water Injection On (C-5) Water Injection On (C-9)</p> <p>C-5 (26cm I.D. Trap) C-9 (36cm I.D. Trap)</p> <p>T/C Location (mm) IC Concrete Trap 320 295 5</p> <p>C-5 Lower Ingot Debris (34.5kg) Upper Particulate Debris Bed (21.5kg) Flow Channel (Dia.: 2-3cm) Crevice (Dia.: 2-5mm) Pebble Bed (Max. Thick.: 15mm) Discolored Concrete Region (Max. Thick.: 55mm) Concrete Trap</p> <p>(コンクリート床温度変化)</p> <p>(実験後のコリウム断面の模式図)</p> <p>付図2-8 COTELS C-5 実験の結果^[11]</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) OECD/MCCI 実験（米国 ANL）^{[10][12][13][35][38][41]}</p> <p>OECD/MCCI 実験は、MACE 実験や COTELS 実験の注水を伴う MCC I 実験で同定された個々のデブリ冷却メカニズムや火山型クラストの冷却性（付図 2-9 及び付図 2-10 参照）を定量的に解明することを目的として、以下の実験が実施された。</p> <p>① クラスト浸水・強度実験（SSWICS 実験）</p> <p>SSWICS 実験は、クラスト内への浸水メカニズムと浸水による除熱量、さらにクラスト強度を調べるために実施された。実験装置の構造を付図 2-11 に示し、実験条件一覧を付表 2-2 に示す。テスト部内の非侵食性の床面上で、テルミット反応により UO_2、ZrO_2 及びコンクリート成分を主成分とするデブリ模擬溶融物を生成しその上に注水する。崩壊熱とコンクリート分解気体の発生は模擬しない過渡クエンチ実験である。最大除熱量はクラスト上面におけるドライアウト熱流束により評価される。実験結果より、安定なクラストは形成されず、クラスト内に冷却材が浸入することにより、熱伝導律速以上の熱流束を期待することができるとしている。さらに、SSWICS 実験で得られたドライアウト熱流束を実機の事故シーケンス解析において直接的に適用できるよう、Lister/Epstein のドライアウト熱流束モデルへの適応が行われた。実験結果とこれに基づいた Lister/Epstein モデルによる予測の比較を付図 2-12 に示す。この実験結果及びこれらに基づいた予測値によれば、コンクリートを全く含有しないデブリに対する上面水プールへのドライアウト熱流束は、約 $400kW/m^2$ であり、コンクリート含有とともに熱流束は低下し、含有率 15% 程度以上では約 $100kW/m^2$ となっている。</p> <p>② 溶融物噴出実験（MET 実験）</p> <p>コンクリート分解気体がクラストの開口部を通過する際に、気体に随伴されてクラスト上に噴出するデブリ量の定量化を目的としている。クラスト浸水実験と同様に、テスト部内の非侵食性の床面上で、テルミット反応により UO_2、ZrO_2 及びコンクリート成分を主成分とするデブリ模擬溶融物を生成しその上に注水する。クラスト浸水実験との違いは、本実験においては直接通電加熱により崩壊熱を模擬すること及び非侵食性床面に設けた多数の細孔からコンクリート分解気体を模擬する非凝縮性気体を供給している。テスト部で発生する水蒸気量の変化と実験後分析から得られるデブリ噴出量に基づいて、供給気体流量と噴出量の関係を評価している。</p> <p>③ 長期二次元コンクリート侵食実験（CCI 実験）</p> <p>デブリによる長期的な床部及び側壁の侵食挙動を明らかにすることを目的に実施された。実験装置のテスト部の構造を付図 2-13 に示し、実験条件一覧を付表 2-3 に示す。テルミット反応により生成した UO_2、ZrO_2 及びコンクリート成分を主成分とするデブリ模擬溶融物を直接通電により加熱している。電極がある 2 面は非侵食性の側壁を採用し、残りの 2 面をコンクリートにより製作している。使用するコンクリートは実験により種類が変えられている。注水なしの条件で、側壁のコンクリートの最大侵食深さが 30cm に達するまで侵食を継続した後に注水を行い、注水後、最大侵食深さが 35cm に到達した時点で実験を終了している。実験装置に荷重負荷装置を設置し、注水後</p>		<p>※3.1 (12) に記載</p> <p>※3.1 (11) に記載</p> <p>※3.1 知見の整理 (12) に記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に形成されるクラストに荷重を与えて、クラストの機械的強度に関するデータを得ている（付図2-14参照）。コンクリート種類を変えて3回実験が行われている。CCI実験のコンクリート組成を付表2-4に示す。CCI実験のデブリ-水間の熱流束を付図2-15に示し、溶融物の平均温度を付図2-16に示す。また、実験後の侵食状態の模式図を付図2-17に示す。石灰岩系コンクリートの場合、床方向と側壁方向の侵食は同程度となっているのに対し、玄武岩系コンクリートの場合、側壁方向の侵食が床方向より大きくなっており、侵食に異方性があることが示されている。付表2-5に示すように、侵食率から側壁方向と床方向の熱流束が推定されている。CCI-2実験（石灰岩系コンクリート）の場合、側壁方向と床方向は同程度と推定されているのに対し、CCI-3実験（玄武岩系コンクリート）の場合、側壁方向の熱流束は、床方向より4倍程度大きいと推定されている。</p> <p>④ クラスト破損実験</p> <p>本実験は上記①③の実験に付随して実施されており、①のSSWICS実験で形成されたクラストの冷却後破損強度を調べる実験と、③の二次元侵食実験の間に高温状態で破損させる実験の2種の実験が行われている。</p> <p>前者の実験では、クラスト浸水実験で形成された直径約30cmのクラストに荷重を加えて、クラストの強度を測定している。低温クラスト破損実験装置の概要を付図2-18に示す。クラスト上面の中央部に集中荷重を与え、クラスト破損時の荷重からクラストの機械的強度（破損時にクラストに発生する最大の応力）を評価している。クラスト上に堆積する冷却水層及び噴出デブリの荷重に起因してクラスト内に発生する応力と、本実験から得られるクラストの機械的強度を比較することにより、実機規模においては、クラストは破損し下部の溶融物と接触する可能性が高いことが示されている。</p> <p>後者の二次元侵食実験では、注水前の高温状態で突き棒（lance）によりクラストが破損する荷重を測定し、注水後も再度突き棒によりクラストが破損する荷重を測定している。これにより、現実に近い状態でのクエンチ前後のクラスト強度が確認され、クエンチ後は、クラスト強度が大きく低下することが確認された。</p> <p>OECD/MCCI 実験結果から以下の知見が得られている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガス噴出は、安定なクラストの形成を阻害し、熱伝達を促進する。 ・クラストが冷却されると、亀裂が生じクラスト強度は大幅に低下する。 ・クラストの亀裂により冷却水が内部に浸入し、デブリの冷却が促進される。 ・溶融物の噴出により、多孔質の粒子状ベッドが形成される。 ・コンクリートタイプにより侵食異方性がみられる。 <p>これらの知見は、CORQUENCHコード等に反映される予定である。</p> <p>また、CCI実験について、MAAPコードによりベンチマーク解析が行われている^[36]。</p>		<p>※3.1 知見の整理（13）に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

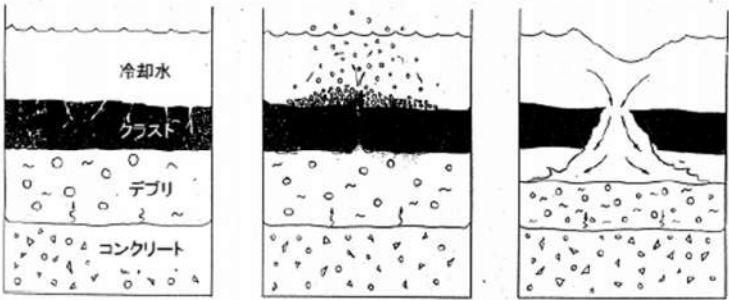
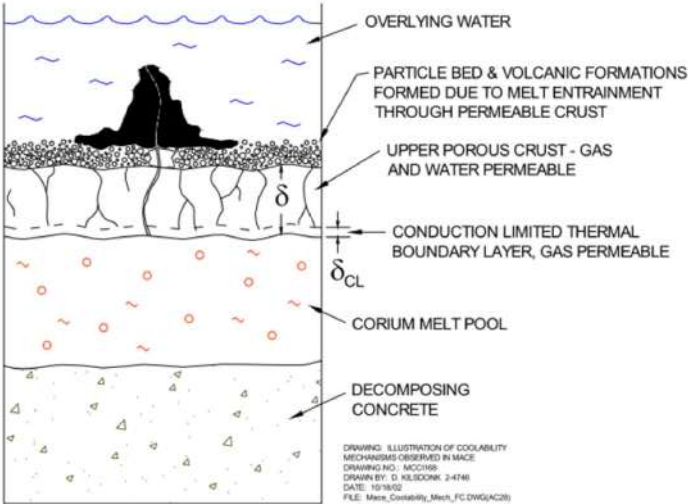
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>CCI-2 実験（石灰岩系コンクリート）のベンチマーク解析では、固化効果項の影響を除いて対流熱伝達係数のサーベイが可能ないように、対流熱伝達係数として床方向と側壁方向ともに $300\text{W}/\text{m}^2\text{-K}$、固化効果項の指数 n に 0 が設定されている。ここで $300\text{W}/\text{m}^2\text{-K}$ は、実際の M C C I 時の対流熱伝達係数は、固化割合を考慮すると、完全液相状態の値よりも 1 桁程度小さい値（付図 2-19 において固化割合が 60% 程度の値）になることを考慮して設定されている。また、CCI-2 実験では、床方向と側壁方向の熱流束が同程度と推定されていることから、対流熱伝達係数も同じ値が設定されている。この設定を用いた解析により、コリウム温度の変化（付図 2-20 参照）は、実験データと良く合っている。また、床方向の侵食量は（付図 2-21 参照）、実験では注水前には 25cm 程度侵食されているのに対し、MAAP 解析では 33cm 程度の侵食量となっている。側壁方向の侵食量は（付図 2-22 参照）、実験では注水前には 29cm 程度侵食されているのに対し、MAAP 解析では 33cm 程度の侵食量となっている。</p> <p>CCI-3 実験（玄武岩系コンクリート）のベンチマーク解析では、対流熱伝達係数として床方向に $80\text{W}/\text{m}^2\text{-K}$、側壁方向に $300\text{W}/\text{m}^2\text{-K}$、$n$ に 0 が設定されている。ここで、$80\text{W}/\text{m}^2\text{-K}$ は、CCI-3 実験では、床方向の熱流束が側壁方向の 1/4 程度と推定されていることから、床方向の対流熱伝達係数を側壁方向の 1/4 程度として設定されている。この設定により、コリウム温度の変化（付図 2-23 参照）は、より実験データに近くなっている。また、床方向の侵食量は（付図 2-24 参照）、実験では注水前には 5cm 程度侵食されているのに対し、MAAP 解析では 5.7cm 程度の侵食量となっている。側壁方向の侵食量は（付図 2-25 参照）、実験では注水前には 29cm 程度侵食されているのに対し、MAAP 解析では 27cm 程度の侵食量となっている。</p> <p>C C I 実験を対象にした MAAP ベンチマーク解析により、対流熱伝達係数を適切に設定することにより侵食量がおおむね合うことが確認されている。また、侵食の異方性を扱うためには、床方向と側壁方向の対流熱伝達係数の比率の設定が重要であることが示されている。</p>		<p>※3.1 (11) に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>(a) クラストへの浸水 (b) デブリの噴出 (c) クラストの破損</p> <p>付図2-9 想定されているデブリ冷却メカニズム^[38]</p>  <p>付図2-10 想定されている火山型クラストの模式図^[12]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉								泊発電所3号炉	相違理由
付表2-2 SSWICS 実験（デブリ冷却実験）条件一覧 ^[12]									
Parameter	Test Number								
	1	2	3	4	5	6	7		
Melt composition (wt % UO ₂ ZrO ₂ Cr/concrete)	61/25/6/8	61/25/6/8	61/25/6/8	48/20/9/23	56/23/7/14	56/23/6/14	64/26/6/4		
Concrete type	LCS	SIL	LCS	LCS	LCS	SIL	LCS		
Melt mass (kg)	75	75	75	60	68	68	80		
Melt diameter / depth (cm)	30 / 15	30 / 15	30 / 15	30 / 15	30 / 15	30 / 15	30 / 15		
Basemat type	Inert	Inert	Inert	Inert	Inert	Inert	Inert		
Initial melt temperature (°C)	~2300	~2100	~2100	~2100	~2100	~1950	~2100		
Initial vessel and coolant temperature (°C)	20	20	100	100	100	100	100		
System pressure (bar)	1	1	4	4	4	1	4		
Water injection period (sec)	665	760	183	195	622	215	194		
Water injection flowrate (lpm)	4	4	12	13	6	14	13		
Water injected (liters)	33	39	34	40	61	47	40		
Condensate collected over course of test (kg)	24.7	16.1	28.9	21.9	22.7	27.6	31.4		
Test duration (hours)	2.2	1.2	1.8	2.4	2.6	3.9	1.4		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

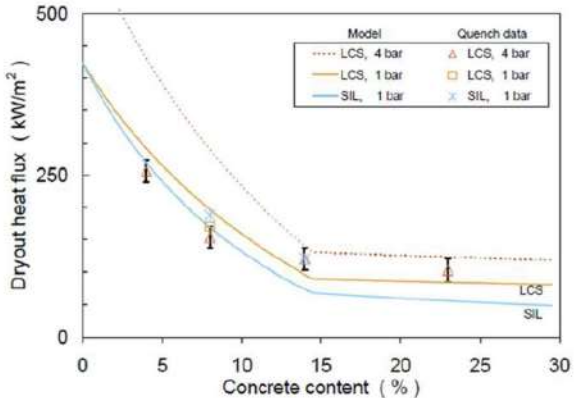
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>注水口</p> <p>蒸気凝縮系へ</p> <p>MgO側壁 (16.4cm)</p> <p>φ30.5cm</p> <p>ZrO₂フェルト</p> <p>タングステン板 (0.25cm)</p> <p>MgO板</p> <p>テルミット 粉末用 イグナイタ</p> <p>テルミット 溶融物</p> <p>ZrO₂板 (1.3cm)</p> <p>付図 2-11 小規模浸水・クラスト強度実験 (SSWICS) 装置^[12]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																											
 <p>Figure 2-12 SSWICS 実験データと Lister/Epstein モデルのドライアウト熱流束の比較^[12]</p>																																																																													
<p>付表 2-3 CCI 実験（二次元コンクリート侵食実験）条件一覧^[12]</p>																																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Parameter</th> <th colspan="3">Specification for Test:</th> </tr> <tr> <th>CCI-1</th> <th>CCI-2</th> <th>CCI-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Corium</td> <td>PWR + 8 wt% SIL</td> <td>PWR + 8 wt% LCS</td> <td>PWR + 15 wt% SIL</td> </tr> <tr> <td>Concrete type*</td> <td>SIL (US-type)</td> <td>LCS</td> <td>SIL (EU-type)</td> </tr> <tr> <td>Basemat cross-section</td> <td>50 cm x 50 cm</td> <td>50 cm x 50 cm</td> <td>50 cm x 50 cm</td> </tr> <tr> <td>Initial melt mass (depth)</td> <td>400 kg (25 cm)</td> <td>400 kg (25 cm)</td> <td>375 kg (25 cm)</td> </tr> <tr> <td>Test section sidewall construction</td> <td>Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert</td> <td>Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert</td> <td>Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert</td> </tr> <tr> <td>Lateral/Axial ablation limit</td> <td>35/35 cm</td> <td>35/35 cm</td> <td>35/35 cm</td> </tr> <tr> <td>System pressure</td> <td>Atmospheric</td> <td>Atmospheric</td> <td>Atmospheric</td> </tr> <tr> <td>Melt formation tech.</td> <td>Chemical reaction (~30 s)</td> <td>Chemical reaction (~30 s)</td> <td>Chemical reaction (~30 s)</td> </tr> <tr> <td>Initial melt temperature</td> <td>1950 °C</td> <td>1880 °C</td> <td>1950 °C</td> </tr> <tr> <td>Melt heating technique</td> <td>DEH</td> <td>DEH</td> <td>DEH</td> </tr> <tr> <td>Power supply operation prior to water addition</td> <td>Constant @ 150 kW</td> <td>Constant @ 120 kW</td> <td>Constant @ 120 kW</td> </tr> <tr> <td>Criteria for water addition</td> <td>1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm</td> <td>1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm</td> <td>1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm</td> </tr> <tr> <td>Inlet water flowrate/temp.</td> <td>2 lps/20 °C</td> <td>2 lps/20 °C</td> <td>2 lps/20 °C</td> </tr> <tr> <td>Water depth over melt</td> <td>50 ± 5 cm</td> <td>50 ± 5 cm</td> <td>50 ± 5 cm</td> </tr> <tr> <td>Power supply operation after water addition</td> <td>Constant voltage</td> <td>Constant voltage</td> <td>Constant voltage</td> </tr> <tr> <td>Test termination criteria</td> <td>1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.</td> <td>1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.</td> <td>1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.</td> </tr> <tr> <td>Operational Summary</td> <td>Successful: non-symmetrical ablation behavior</td> <td>Successful: symmetrical ablation behavior</td> <td>Successful: symmetrical ablation behavior</td> </tr> </tbody> </table>	Parameter	Specification for Test:			CCI-1	CCI-2	CCI-3	Corium	PWR + 8 wt% SIL	PWR + 8 wt% LCS	PWR + 15 wt% SIL	Concrete type*	SIL (US-type)	LCS	SIL (EU-type)	Basemat cross-section	50 cm x 50 cm	50 cm x 50 cm	50 cm x 50 cm	Initial melt mass (depth)	400 kg (25 cm)	400 kg (25 cm)	375 kg (25 cm)	Test section sidewall construction	Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert	Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert	Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert	Lateral/Axial ablation limit	35/35 cm	35/35 cm	35/35 cm	System pressure	Atmospheric	Atmospheric	Atmospheric	Melt formation tech.	Chemical reaction (~30 s)	Chemical reaction (~30 s)	Chemical reaction (~30 s)	Initial melt temperature	1950 °C	1880 °C	1950 °C	Melt heating technique	DEH	DEH	DEH	Power supply operation prior to water addition	Constant @ 150 kW	Constant @ 120 kW	Constant @ 120 kW	Criteria for water addition	1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm	1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm	1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm	Inlet water flowrate/temp.	2 lps/20 °C	2 lps/20 °C	2 lps/20 °C	Water depth over melt	50 ± 5 cm	50 ± 5 cm	50 ± 5 cm	Power supply operation after water addition	Constant voltage	Constant voltage	Constant voltage	Test termination criteria	1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.	1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.	1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.	Operational Summary	Successful: non-symmetrical ablation behavior	Successful: symmetrical ablation behavior	Successful: symmetrical ablation behavior		
Parameter		Specification for Test:																																																																											
	CCI-1	CCI-2	CCI-3																																																																										
Corium	PWR + 8 wt% SIL	PWR + 8 wt% LCS	PWR + 15 wt% SIL																																																																										
Concrete type*	SIL (US-type)	LCS	SIL (EU-type)																																																																										
Basemat cross-section	50 cm x 50 cm	50 cm x 50 cm	50 cm x 50 cm																																																																										
Initial melt mass (depth)	400 kg (25 cm)	400 kg (25 cm)	375 kg (25 cm)																																																																										
Test section sidewall construction	Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert	Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert	Nonelectrode walls: concrete Electrode walls: Inert																																																																										
Lateral/Axial ablation limit	35/35 cm	35/35 cm	35/35 cm																																																																										
System pressure	Atmospheric	Atmospheric	Atmospheric																																																																										
Melt formation tech.	Chemical reaction (~30 s)	Chemical reaction (~30 s)	Chemical reaction (~30 s)																																																																										
Initial melt temperature	1950 °C	1880 °C	1950 °C																																																																										
Melt heating technique	DEH	DEH	DEH																																																																										
Power supply operation prior to water addition	Constant @ 150 kW	Constant @ 120 kW	Constant @ 120 kW																																																																										
Criteria for water addition	1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm	1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm	1) 5.5 hours of operation with DEH input, or 2) lateral/axial ablation reaches 30 cm																																																																										
Inlet water flowrate/temp.	2 lps/20 °C	2 lps/20 °C	2 lps/20 °C																																																																										
Water depth over melt	50 ± 5 cm	50 ± 5 cm	50 ± 5 cm																																																																										
Power supply operation after water addition	Constant voltage	Constant voltage	Constant voltage																																																																										
Test termination criteria	1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.	1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.	1) Melt temperature falls below concrete solidus, 2) ablation is arrested, or 3) 35 cm ablation limit is reached.																																																																										
Operational Summary	Successful: non-symmetrical ablation behavior	Successful: symmetrical ablation behavior	Successful: symmetrical ablation behavior																																																																										
<p>*SIL denotes siliceous concrete, LCS denotes Limestone/Common Sand concrete.</p>																																																																													

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

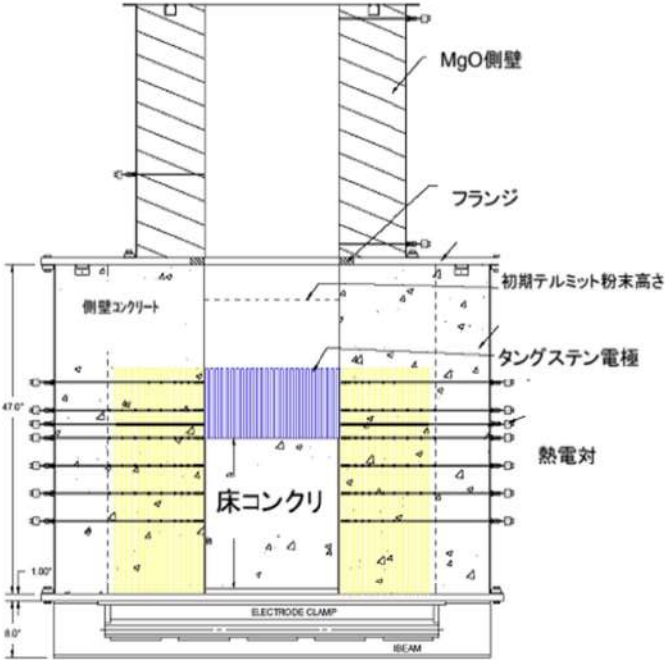
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
付表2-4 CCI 実験に使用されたコンクリートの組成 ^[12]								
Oxide	CCI-1 Wt%	CCI-2 Wt%	CCI-3 Wt%					
Al ₂ O ₃	0.77	2.49	3.53					
CaO	8.54	25.88	16.79					
Fe ₂ O ₃	0.79	1.39	1.49					
MgO	0.60	11.47	0.85					
MnO	0.00	0.03	0.04					
K ₂ O	0.12	0.55	0.81					
SiO ₂	82.48	21.61	59.91					
Na ₂ O	0.00	0.31	0.66					
SrO	0.00	0.00	0.04					
TiO ₂	0.051	0.135	0.155					
SO ₃	0.514	0.505	0.434					
CO ₂	0.901	29.71	9.80					
H ₂ O, Free	1.808	3.255	2.293					
H ₂ O, Bound	1.92	1.11	1.40					
Total	98.48	98.47	98.19					
付表2-5 CCI 実験の側壁方向/床方向の侵食率と熱流束の推定値 ^[12]								
Test	Concr. Type	Lateral Ablation		Axial Ablation		Lateral -Axial Heat Flux Ratio	Data Points Utilized for Ablation Rate Estimates	
		Ablation Rate (cm/hr)	Heat Flux (kW/m ²)	Ablation Rate (cm/hr)	Heat Flux (kW/m ²)			
CCI-1	SIL (US)	N: 39.1	395	26.1	265	- ^a	N Lateral: (19.1 cm, 51 min) (29.2 cm, 66 min) S Lateral: (7.6 cm, 54 min) (5.1 cm, 35 min) Axial: (7.6 cm, 53 min) (1.3 cm, 39 min)	
		S: 8.4	86					
CCI-2	LCS	4.0	58	4.0	59	1.0	Lateral: (19.1 cm, 148 min) (29.2 cm, 302 min) Axial: (15.2 cm, 107 min) (24.1 cm, 240 min)	
CCI-3	SIL (EU)	10.0	97	2.5	25	4.0	Lateral: (19.1 cm, 47 min) (29.2 cm, 107 min) Axial: (2.5 cm, 117 min) (5.1 cm, 178 min)	
^a Heat flux ratio not evaluated for this test due to large asymmetry in lateral cavity erosion.								

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

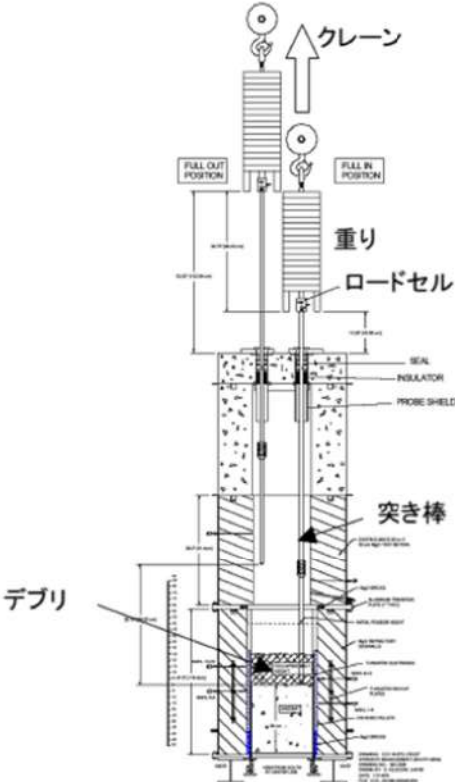
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図 2-13 CCI実験のテスト部^[12]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="280 1053 913 1082">付図 2-14 長期二次元侵食実験におけるクラスト破壊／強度測定装置^[4]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="257 199 940 662"> </p> <p data-bbox="347 710 851 742">付図 2-15 CCI実験におけるデブリー水間の熱流束 [12]</p> <p data-bbox="246 766 952 1252"> </p> <p data-bbox="369 1292 817 1324">付図 2-16 CCI実験における熔融物平均温度 [12]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

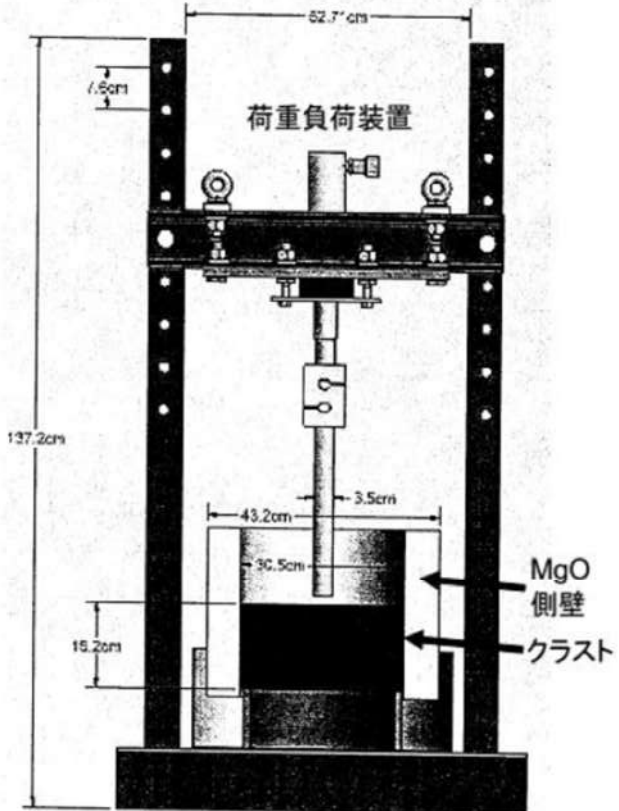
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付図 2-17 C C I 実験における侵食状態の模式図 [12] (a) CCI-1, (b) CCI-2, (c) CCI-3</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図 2-18 クラスト浸水実験の実験後の低温クラスト強度測定装置^[38]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

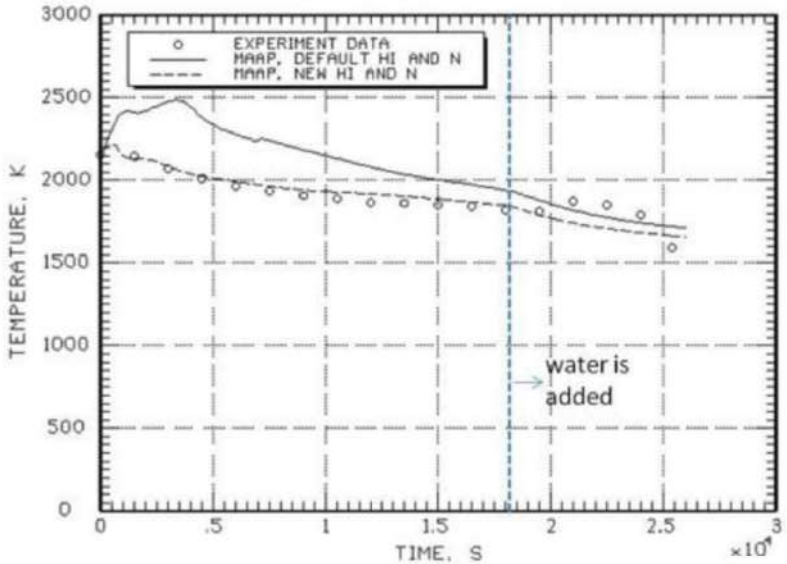
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 177 562 256" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div> <div data-bbox="181 316 1025 933" style="border: 2px solid black; height: 387px; width: 377px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="349 954 842 976" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> 付図 2-19 溶融プールからクラストへの対流熱伝達係数 </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

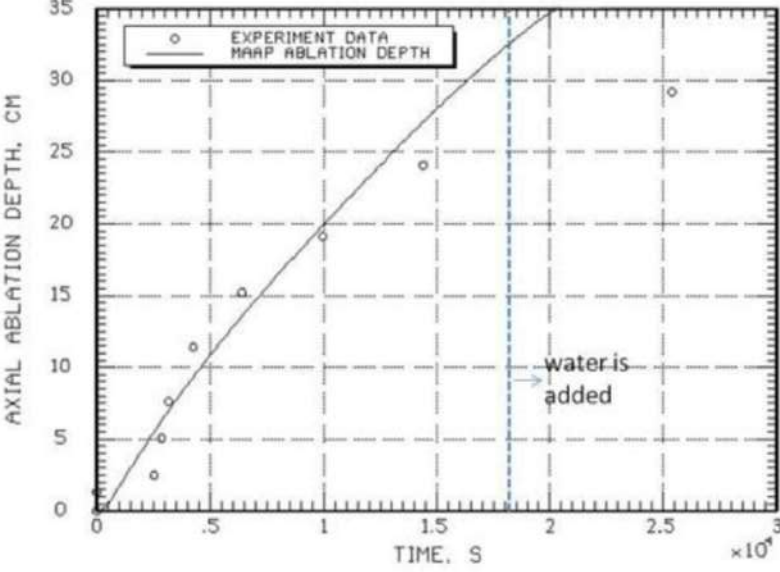
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">CCI-2 EXPERIMENT</p>  <p>TEMPERATURE, K</p> <p>TIME, S $\times 10^4$</p> <p>○ EXPERIMENT DATA — MAAP, DEFAULT HI AND N - - - MAAP, NEW HI AND N</p> <p>water is added</p> <p>付図 2-20 CCI-2 実験のコリウム温度の実験データと MAAP 解析結果の比較^[35] (MAAP New 熱伝達係数 (破線)：床方向 300W/m²-K, 側壁方向 300W/m²-K, n=0)</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

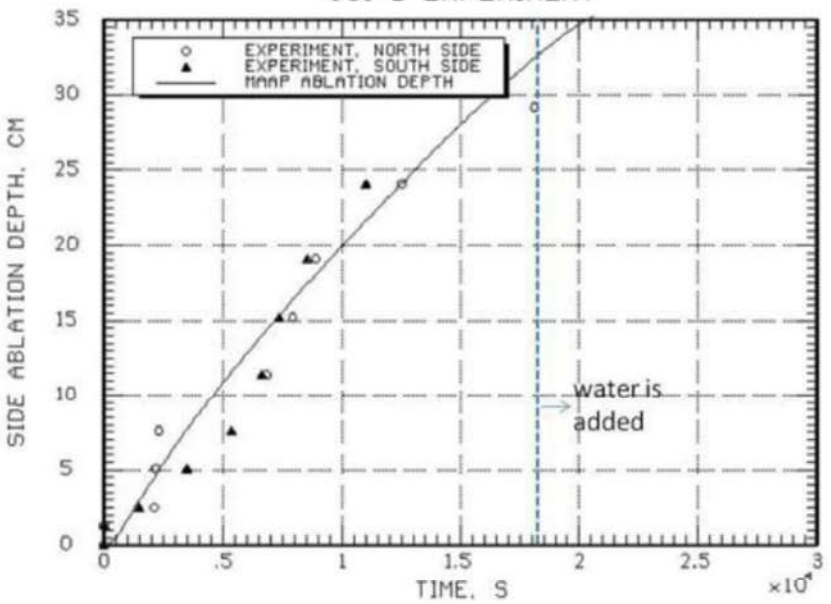
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">CCI-2 EXPERIMENT</p>  <p style="text-align: center;">付図 2-21 CCI-2 実験の床方向侵食の実験データとMAAP解析結果の比較^[36]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

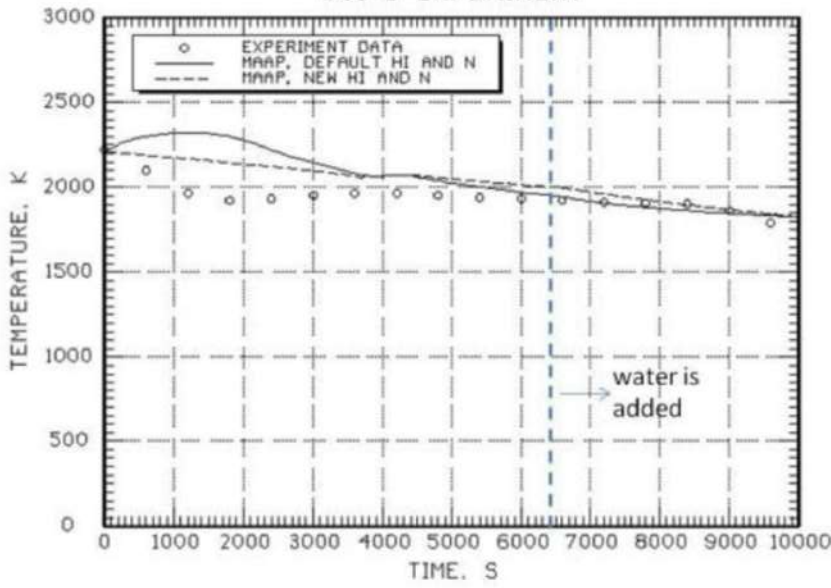
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">CCI-2 EXPERIMENT</p>  <p>The graph plots 'SIDE ABLATION DEPTH, CM' on the y-axis (0 to 35) against 'TIME, S' on the x-axis (0 to 3 x 10³). It compares experimental data for the north side (open circles) and south side (open triangles) with a solid line representing the MAA P analysis result. A vertical dashed line at 2.0 x 10³ seconds is labeled 'water is added'.</p> <p>付図 2-22 CCI-2 実験の側壁方向侵食の実験データとMAA P解析結果の比較^[36]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

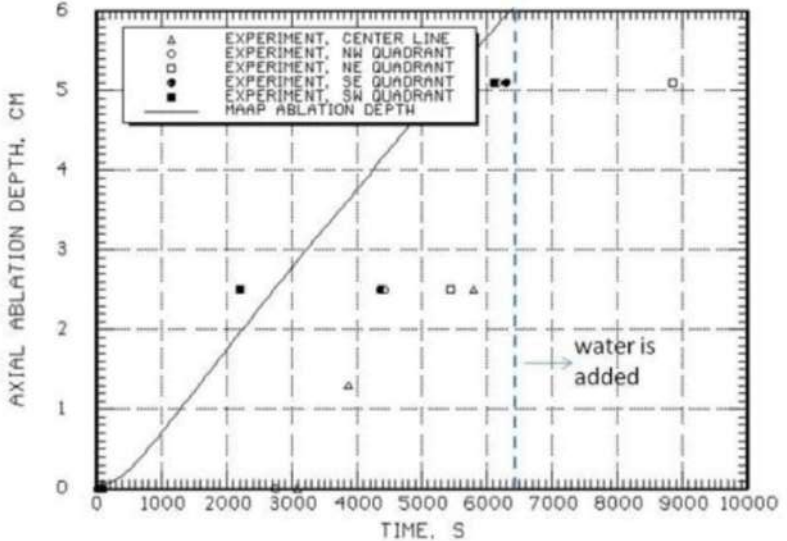
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">CCI-3 EXPERIMENT</p>  <p style="text-align: center;">TEMPERATURE, K</p> <p style="text-align: center;">TIME, S</p> <p style="text-align: center;">water is added</p> <p>付図 2-23 CCI-3 実験のコリウム温度の実験データとMAA P解析結果の比較^[35] (MAA P New 熱伝達係数 (破線)：床方向 80W/m²-K, 側壁方向 300W/m²-K, n=0)</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">CCI-3 EXPERIMENT</p>  <p>AXIAL ABLATION DEPTH, CM</p> <p>TIME, S</p> <p>water is added</p> <p>Legend: △ EXPERIMENT, CENTER LINE ○ EXPERIMENT, NW QUADRANT □ EXPERIMENT, NE QUADRANT ● EXPERIMENT, SE QUADRANT ■ EXPERIMENT, SW QUADRANT — MAAP ABLATION DEPTH</p>		

付図 2-24 CCI-3 実験の床方向侵食の実験データとMAAP解析結果の比較^[36]

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">CCI-3 EXPERIMENT</p> <p style="text-align: center;">付図 2-25 CCI-3 実験の側壁方向侵食の実験データとMAA P解析結果の比較^[35]</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付録3 熔融物の水中落下時の粒子化実験と解析モデル</p> <p>熔融物が水中に落下した場合の粒子化現象については、主に熔融炉心と冷却材の相互作用（FCI）を調べるために行われてきた。ここでは、以下の実験についての知見を述べる。</p> <p>(1) FARO 実験（イタリア JRC-ISPRA） (2) COTELS-FCI 実験（日本 NUPEC） (3) DEFOR 実験（スウェーデン KTH）</p> <p>また、MAAPコードでは、熔融炉心が原子炉圧力容器下部プレナム水等に落下する場合の粒子化割合を評価しており、Ricou-Spalding 相関式又はSaitoの相関式が用いられている。ここではこれらの相関式の元になった実験についても説明する。</p> <p>(1) FARO 実験（イタリア JRC-ISPRA）^{[1][4]}</p> <p>主に原子炉圧力容器内で熔融物が炉心から下部プレナムの水プールに落下した場合の水蒸気爆発発生の可能性を調べることを目的とした実験で、当初は高圧での実験を対象としてきたが、後に低圧での実験が3ケース実施された。高圧実験装置の構成は、FARO るつぼと実験容器 TERMOS（内径：710mm、体積：1.5m³）である（付図3-1参照）。低圧実験装置ではFATと呼ばれる実験容器の中にTERMOSと同一内径の円筒容器が置かれ、観測窓が設置された。実験手順は原則的に高圧実験も低圧実験も同様で、FARO るつぼで生成された熔融コリウムは一度リリースベッセルに保持し、その底部にあるフラップ又は弁を開放して熔融物を水プールに落下させる。高圧実験ではリリースベッセルは熔融物落下速度を調整するために加圧可能である。ほとんどの実験は酸化物コリウム（80wt%UO₂+20wt%ZrO₂）で実施され、テストL11のみが金属Zrを含むコリウム（77wt%UO₂+19wt%ZrO₂+4wt%Zr）が用いられた。また、多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されたが、近年は低圧・サブクール水条件でも3ケース実施されてきている。主な実験パラメータは、初期圧力（0.2～6MPa）、コリウム質量（18～177kg）、水深（87cm～2.05m）、サブクール度（飽和～124K）、コリウム組成（1ケースのみ金属Zrを4.1wt%追加）である（付表3-1参照）</p> <p>実験からの主な知見は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・飽和水実験、低圧・サブクール実験の何れにおいても水蒸気爆発は発生していなかった。 ・ いずれの実験においても、コリウムの一部が粒子化し、一部はパンケーキ状としてプール底部に堆積した。プール水中に設置した熱電対の測定結果より、一部のコリウムはジェット状でプール底面に衝突したと推定されている（付図3-2参照）。 ・ 粒子化割合は、ほとんどの実験でプール水深に依存し、高圧飽和水実験の水深1m程度で落下コリウムの約50%が粒子化したが、コリウムに少量の金属Zr（4.1wt%）を添加した場合と低圧のサブクール水の実験では100%近くが粒子化した（付図3-3参照）。 	<p>【泊では本文3.に記載】</p>	<p>※3.1(7)に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																													
<p>・ 粒子の質量中央径は比較的大きく、3.2~4.8mmの範囲であり、実験パラメータ（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に依存していない。</p> <p style="text-align: center;">付表 3-1 FARO 実験マトリックス^[14]</p> <p>FARO LWR test series—main experimental conditions and debris data</p> <table border="1" data-bbox="181 438 1016 738"> <thead> <tr> <th>Test</th> <th>L-06</th> <th>L-08</th> <th>L-11</th> <th>L-14</th> <th>L-19</th> <th>L-20</th> <th>L-24</th> <th>L-27</th> <th>L-28</th> <th>L-29</th> <th>L-31</th> <th>L-33</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="13">Experimental conditions</td> </tr> <tr> <td>Corium composition^a</td> <td>A</td> <td>A</td> <td>B</td> <td>A</td> <td>A</td> <td>A</td> <td>A</td> <td>A</td> <td>A</td> <td>A</td> <td>A</td> <td>A</td> </tr> <tr> <td>Melt mass^b (kg)</td> <td>18</td> <td>44</td> <td>151</td> <td>125</td> <td>157</td> <td>96</td> <td>177</td> <td>117</td> <td>175</td> <td>39</td> <td>92</td> <td>100^c</td> </tr> <tr> <td>Melt temperature (K)</td> <td>2923</td> <td>3023</td> <td>2823</td> <td>3123</td> <td>3073</td> <td>3173</td> <td>3023</td> <td>3023</td> <td>3052</td> <td>3070</td> <td>2990</td> <td>3070</td> </tr> <tr> <td>Melt release diameter^d (mm)</td> <td>100</td> <td>100</td> <td>100</td> <td>100</td> <td>100</td> <td>100</td> <td>100</td> <td>100</td> <td>50</td> <td>50</td> <td>50</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>Melt fall height in gas (m)</td> <td>1.83</td> <td>1.53</td> <td>1.09</td> <td>1.04</td> <td>1.99</td> <td>1.12</td> <td>1.07</td> <td>0.73</td> <td>0.89</td> <td>0.74</td> <td>0.77</td> <td>0.77</td> </tr> <tr> <td>System pressure (MPa)</td> <td>5</td> <td>5.8</td> <td>5</td> <td>5</td> <td>5</td> <td>2</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> <td>0.2</td> <td>0.2</td> <td>0.4</td> </tr> <tr> <td>Gas phase</td> <td>Steam/Ar</td> <td>Steam/Ar</td> <td>Steam/Ar</td> <td>Steam/Ar</td> <td>Steam^e</td> <td>Steam^e</td> <td>Steam^e</td> <td>Steam^e</td> <td>Steam^e</td> <td>Argon</td> <td>Argon</td> <td>Argon</td> </tr> <tr> <td>Water depth (m)</td> <td>0.87</td> <td>1.00</td> <td>2.00</td> <td>2.05</td> <td>1.10</td> <td>1.97</td> <td>2.02</td> <td>1.47</td> <td>1.44</td> <td>1.48</td> <td>1.45</td> <td>1.60</td> </tr> <tr> <td>Water temperature (K)</td> <td>539</td> <td>536</td> <td>535</td> <td>537</td> <td>536</td> <td>486</td> <td>425</td> <td>424</td> <td>424</td> <td>297</td> <td>291</td> <td>293</td> </tr> <tr> <td>Water subcooling (K)</td> <td>0</td> <td>12</td> <td>2</td> <td>0</td> <td>1</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>97</td> <td>104</td> <td>124</td> </tr> <tr> <td>Water Mass (kg)</td> <td>120</td> <td>255</td> <td>608</td> <td>623</td> <td>330</td> <td>660</td> <td>719</td> <td>536</td> <td>517</td> <td>492</td> <td>481</td> <td>625</td> </tr> <tr> <td colspan="13">Debris bed data^f</td> </tr> <tr> <td>Hard debris, cake (kg. %)</td> <td>6.33</td> <td>14.32</td> <td>0.0</td> <td>20.16</td> <td>77.49</td> <td>21.22</td> <td>27.16</td> <td>26.23</td> <td>77.48</td> <td>39.100</td> <td>0.0</td> <td>8.8</td> </tr> <tr> <td>Loose debris (kg. %)</td> <td>12.67</td> <td>30.68</td> <td>146.100</td> <td>105.84</td> <td>80.51</td> <td>73.78</td> <td>141.84</td> <td>70.77</td> <td>84.52</td> <td>0.0</td> <td>83.100</td> <td>89.92</td> </tr> <tr> <td>Mean loose debris size (mm)</td> <td>4.5</td> <td>3.8</td> <td>3.5</td> <td>4.8</td> <td>3.7</td> <td>4.4</td> <td>2.6</td> <td>Na^g</td> <td>3.0</td> <td>-</td> <td>3.4</td> <td>2.6^h</td> </tr> </tbody> </table> <p>^a A: 80 wt.% UO₂-20 wt.% ZrO₂; B: 77 wt.% UO₂-19 wt.% ZrO₂-4 wt.% Zr.</p>	Test	L-06	L-08	L-11	L-14	L-19	L-20	L-24	L-27	L-28	L-29	L-31	L-33	Experimental conditions													Corium composition ^a	A	A	B	A	A	A	A	A	A	A	A	A	Melt mass ^b (kg)	18	44	151	125	157	96	177	117	175	39	92	100 ^c	Melt temperature (K)	2923	3023	2823	3123	3073	3173	3023	3023	3052	3070	2990	3070	Melt release diameter ^d (mm)	100	100	100	100	100	100	100	100	50	50	50	50	Melt fall height in gas (m)	1.83	1.53	1.09	1.04	1.99	1.12	1.07	0.73	0.89	0.74	0.77	0.77	System pressure (MPa)	5	5.8	5	5	5	2	0.5	0.5	0.5	0.2	0.2	0.4	Gas phase	Steam/Ar	Steam/Ar	Steam/Ar	Steam/Ar	Steam ^e	Steam ^e	Steam ^e	Steam ^e	Steam ^e	Argon	Argon	Argon	Water depth (m)	0.87	1.00	2.00	2.05	1.10	1.97	2.02	1.47	1.44	1.48	1.45	1.60	Water temperature (K)	539	536	535	537	536	486	425	424	424	297	291	293	Water subcooling (K)	0	12	2	0	1	0	0	1	1	97	104	124	Water Mass (kg)	120	255	608	623	330	660	719	536	517	492	481	625	Debris bed data ^f													Hard debris, cake (kg. %)	6.33	14.32	0.0	20.16	77.49	21.22	27.16	26.23	77.48	39.100	0.0	8.8	Loose debris (kg. %)	12.67	30.68	146.100	105.84	80.51	73.78	141.84	70.77	84.52	0.0	83.100	89.92	Mean loose debris size (mm)	4.5	3.8	3.5	4.8	3.7	4.4	2.6	Na ^g	3.0	-	3.4	2.6 ^h		
Test	L-06	L-08	L-11	L-14	L-19	L-20	L-24	L-27	L-28	L-29	L-31	L-33																																																																																																																																																																																																																			
Experimental conditions																																																																																																																																																																																																																															
Corium composition ^a	A	A	B	A	A	A	A	A	A	A	A	A																																																																																																																																																																																																																			
Melt mass ^b (kg)	18	44	151	125	157	96	177	117	175	39	92	100 ^c																																																																																																																																																																																																																			
Melt temperature (K)	2923	3023	2823	3123	3073	3173	3023	3023	3052	3070	2990	3070																																																																																																																																																																																																																			
Melt release diameter ^d (mm)	100	100	100	100	100	100	100	100	50	50	50	50																																																																																																																																																																																																																			
Melt fall height in gas (m)	1.83	1.53	1.09	1.04	1.99	1.12	1.07	0.73	0.89	0.74	0.77	0.77																																																																																																																																																																																																																			
System pressure (MPa)	5	5.8	5	5	5	2	0.5	0.5	0.5	0.2	0.2	0.4																																																																																																																																																																																																																			
Gas phase	Steam/Ar	Steam/Ar	Steam/Ar	Steam/Ar	Steam ^e	Steam ^e	Steam ^e	Steam ^e	Steam ^e	Argon	Argon	Argon																																																																																																																																																																																																																			
Water depth (m)	0.87	1.00	2.00	2.05	1.10	1.97	2.02	1.47	1.44	1.48	1.45	1.60																																																																																																																																																																																																																			
Water temperature (K)	539	536	535	537	536	486	425	424	424	297	291	293																																																																																																																																																																																																																			
Water subcooling (K)	0	12	2	0	1	0	0	1	1	97	104	124																																																																																																																																																																																																																			
Water Mass (kg)	120	255	608	623	330	660	719	536	517	492	481	625																																																																																																																																																																																																																			
Debris bed data ^f																																																																																																																																																																																																																															
Hard debris, cake (kg. %)	6.33	14.32	0.0	20.16	77.49	21.22	27.16	26.23	77.48	39.100	0.0	8.8																																																																																																																																																																																																																			
Loose debris (kg. %)	12.67	30.68	146.100	105.84	80.51	73.78	141.84	70.77	84.52	0.0	83.100	89.92																																																																																																																																																																																																																			
Mean loose debris size (mm)	4.5	3.8	3.5	4.8	3.7	4.4	2.6	Na ^g	3.0	-	3.4	2.6 ^h																																																																																																																																																																																																																			

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

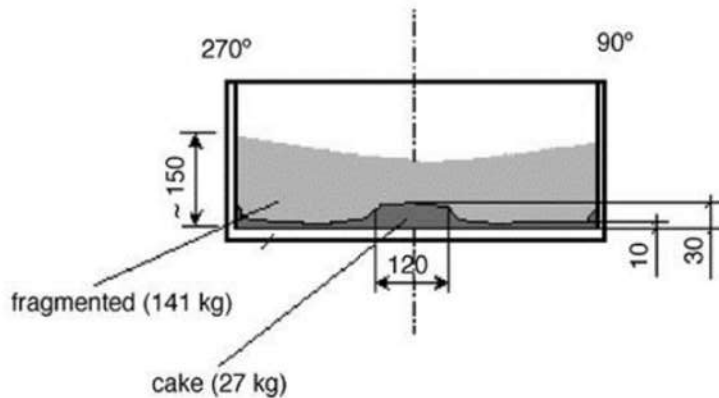
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付図 3-1 FARO 実験装置 (L-27 実験) [14]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図3-2 FARO L-24 実験後のデブリの堆積状態（数値単位mm）^[14]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>(a) View of the debris as found</p>   <p>(b) View of the cake after partial removal of loose debris (c) View of blocks after breaking the cake</p> <p>付図 3-3 FARO/L-33 実験後のデブリ取り出し段階ごとのデブリ状態^[4] (低圧, サブクール水)</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

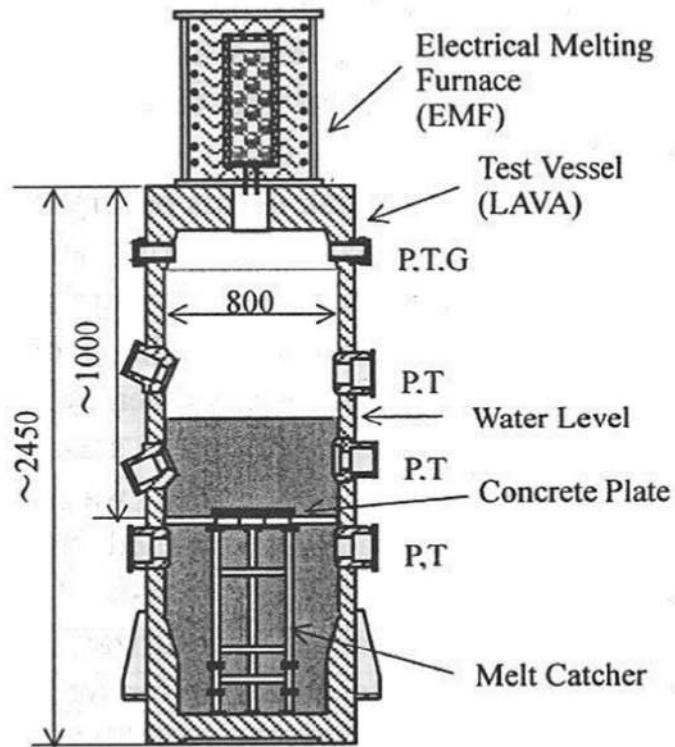
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																														
<p>(2) COTELS-FCI 実験（日本 NUPEC）^{[1][5]}</p> <p>本実験は、原子炉圧力容器外でのFCI挙動を調べるために実施された。UO₂混合物を溶融物として用い、その成分は原子炉内構造物のみならず、原子炉圧力容器下部ヘッド内の下部構造物も考慮して設定されている。付図3-4にCOTELS-FCI実験装置の概要を示す。実験装置は、UO₂混合物を溶融させる電気炉とその下に溶融物と水との相互作用を調べるメルトレシーバより構成されている。電気炉は、グラファイト製のつぼと高周波誘導加熱コイルにより構成されている。グラファイト製のつぼは最高温度3200Kで、60kgのUO₂混合物を加熱溶融可能である。つぼ下部には、溶融物を落下させるための穴を設けるプラグ破壊装置が設置され、UO₂混合物が溶融後、瞬時に直径5cmの穴が作ることが可能である。メルトレシーバは、高さ約2.5m、外径約90cmで円筒状をしており、メルトレシーバの中には、高さが可変のメルトキャッチャーが設置されており、メルトキャッチャーの高さを変化させることによりプール水深を変化させる実験を実施しており、雰囲気体積は変化させないように考慮されている。メルトキャッチャーの中心部は、実炉の格納容器床面を模擬するために厚さ3cmのコンクリートが設置され、溶融コリウム/水/コンクリート間の相互作用を調べることが可能となっている。なお、コンクリートの成分は日本と同じ玄武岩系である。実験マトリックスと主な結果を付表3-2に示す。</p> <p>付表3-2 COTELS-FCI 実験マトリックス^[1]</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Run No.</th> <th>A1</th> <th>A4</th> <th>A5</th> <th>A6</th> <th>A7</th> <th>A8</th> <th>A9</th> <th>A10</th> <th>A11</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コリウム組成(*1)</td> <td>B</td> <td>B</td> <td>B</td> <td>B</td> <td>B</td> <td>B</td> <td>B</td> <td>B</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>落下コリウム量, kg</td> <td>56.3</td> <td>27.0</td> <td>55.4</td> <td>53.1</td> <td>24.9</td> <td>47.7</td> <td>57.1</td> <td>55.0</td> <td>53</td> </tr> <tr> <td>プール水深, m</td> <td>0.4</td> <td>0.4</td> <td>0.4</td> <td>0.4</td> <td>1.0</td> <td>0.4</td> <td>0.9</td> <td>0.4</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>水サブクール度, K</td> <td>0</td> <td>8</td> <td>12</td> <td>21</td> <td>0</td> <td>21</td> <td>0</td> <td>21</td> <td>86</td> </tr> <tr> <td>初気圧, MPa</td> <td>0.20</td> <td>0.30</td> <td>0.25</td> <td>0.21</td> <td>0.18</td> <td>0.45</td> <td>0.21</td> <td>0.47</td> <td>0.27</td> </tr> <tr> <td>雰囲気ガス組成</td> <td>Steam</td> <td>Steam</td> <td>Steam N₂20%</td> <td>Steam</td> <td>Steam</td> <td>Steam</td> <td>Steam</td> <td>Steam</td> <td>Ar</td> </tr> <tr> <td>差圧, MPa(*2)</td> <td>0.03</td> <td>0.03</td> <td>0.01</td> <td>-0</td> <td>-0</td> <td>0.67(*3)</td> <td>0.02</td> <td>0.14</td> <td>0.13</td> </tr> <tr> <td>ピーク圧力, MPa</td> <td>1.34</td> <td>1.04</td> <td>0.62</td> <td>0.88</td> <td>(*4)</td> <td>1.83</td> <td>0.92</td> <td>3.85</td> <td>1.08</td> </tr> <tr> <td>インレットコリウム, kg</td> <td>5</td> <td>2.5</td> <td>4.2</td> <td>6.5</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>3.8</td> <td>0</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>質量中央径, mm</td> <td>6.7</td> <td>6.2</td> <td>7.5</td> <td>7.2</td> <td>8.2</td> <td>5.2</td> <td>7.0</td> <td>0.38</td> <td>4.8</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1)コリウム組成 B: UO₂:55wt%+Zr:25%+ZrO₂:5%+SS:15%</p>	Run No.	A1	A4	A5	A6	A7	A8	A9	A10	A11	コリウム組成(*1)	B	B	B	B	B	B	B	B	B	落下コリウム量, kg	56.3	27.0	55.4	53.1	24.9	47.7	57.1	55.0	53	プール水深, m	0.4	0.4	0.4	0.4	1.0	0.4	0.9	0.4	0.8	水サブクール度, K	0	8	12	21	0	21	0	21	86	初気圧, MPa	0.20	0.30	0.25	0.21	0.18	0.45	0.21	0.47	0.27	雰囲気ガス組成	Steam	Steam	Steam N ₂ 20%	Steam	Steam	Steam	Steam	Steam	Ar	差圧, MPa(*2)	0.03	0.03	0.01	-0	-0	0.67(*3)	0.02	0.14	0.13	ピーク圧力, MPa	1.34	1.04	0.62	0.88	(*4)	1.83	0.92	3.85	1.08	インレットコリウム, kg	5	2.5	4.2	6.5	0	0	3.8	0	4	質量中央径, mm	6.7	6.2	7.5	7.2	8.2	5.2	7.0	0.38	4.8		※3.1 (8) に記載
Run No.	A1	A4	A5	A6	A7	A8	A9	A10	A11																																																																																																							
コリウム組成(*1)	B	B	B	B	B	B	B	B	B																																																																																																							
落下コリウム量, kg	56.3	27.0	55.4	53.1	24.9	47.7	57.1	55.0	53																																																																																																							
プール水深, m	0.4	0.4	0.4	0.4	1.0	0.4	0.9	0.4	0.8																																																																																																							
水サブクール度, K	0	8	12	21	0	21	0	21	86																																																																																																							
初気圧, MPa	0.20	0.30	0.25	0.21	0.18	0.45	0.21	0.47	0.27																																																																																																							
雰囲気ガス組成	Steam	Steam	Steam N ₂ 20%	Steam	Steam	Steam	Steam	Steam	Ar																																																																																																							
差圧, MPa(*2)	0.03	0.03	0.01	-0	-0	0.67(*3)	0.02	0.14	0.13																																																																																																							
ピーク圧力, MPa	1.34	1.04	0.62	0.88	(*4)	1.83	0.92	3.85	1.08																																																																																																							
インレットコリウム, kg	5	2.5	4.2	6.5	0	0	3.8	0	4																																																																																																							
質量中央径, mm	6.7	6.2	7.5	7.2	8.2	5.2	7.0	0.38	4.8																																																																																																							

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="268 638 313 750">~2450</p> <p data-bbox="324 558 369 606">~1000</p> <p data-bbox="470 526 537 558">800</p> <p data-bbox="470 1005 582 1037">[] mm</p> <p data-bbox="358 1037 761 1117">P: Pressure, T: Temperature, G: Gas sampling line</p> <p data-bbox="425 1149 739 1181">付図 3-4 COTELS-FCI 実験装置^[15]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

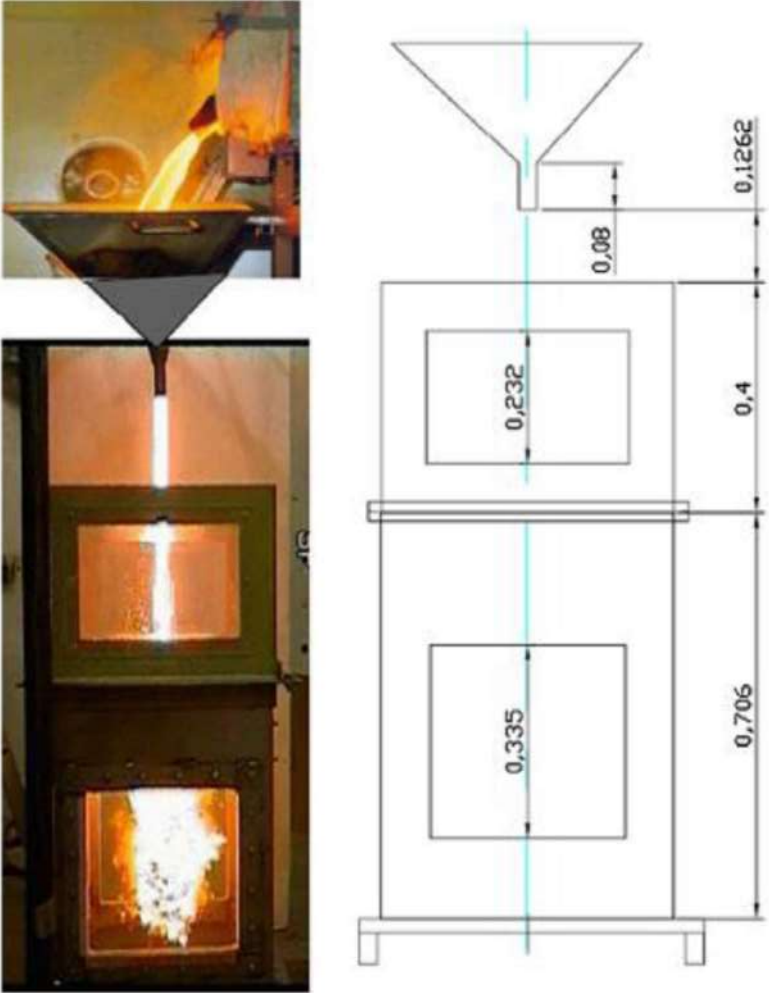
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																															
<p>(3) DEFOR 実験（スウェーデン KTH）^[16]</p> <p>水張り時のデブリ冷却性を調べる目的で実施されている。熔融物の粒子化について、水サブクール、水深、メルト成分、過熱度等の影響を調べるために、熔融物の落下実験が実施されている。実験装置を付図3-5に示すが、上から、誘導加熱炉、メルト容器、冷却タンクより成り、冷却タンクはガラス張りで粒子化の観察が可能となっている。熔融物はメルト容器下部のノズルから重力落下により水中に落下する。DEFOR-E 実験の実験マトリックスを付表3-3に示すが、6ケースの熔融物はCaO-B₂O₃（密度 2500kg/m³）の酸化物が使用されており、1ケースはより重量の大きいWO₃-CaO（密度 5000～8000kg/m³）が使用されている。</p> <p>実験結果より、粒子化挙動は、水サブクールと水深の影響が大きいとしている。実験後のデブリ状態例を付図3-6に示すが、平均ポロシティは0.55～0.7程度と大きい値が得られている。主な結果を付表3-3に併せて示す。</p> <p style="text-align: center;">付表3-3 DEFOR-E 実験マトリックス^[16]</p> <p>Experimental conditions and the measured porosity in the DEFOR-E tests.</p> <table border="1" data-bbox="152 746 1039 890"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Parameter/property</th> <th colspan="7">No.</th> </tr> <tr> <th>1</th> <th>2</th> <th>3</th> <th>4</th> <th>5</th> <th>6</th> <th>7</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Melt volume, l</td> <td>3.5</td> <td>7.0</td> <td>3.5</td> <td>3.5</td> <td>3.5</td> <td>3.5</td> <td>2.5</td> </tr> <tr> <td>Melt initial temp., °C</td> <td>1200</td> <td>1300</td> <td>1350</td> <td>1350</td> <td>1200</td> <td>1250</td> <td>1280</td> </tr> <tr> <td>Coolant volume, l</td> <td>163</td> <td>163</td> <td>163</td> <td>100</td> <td>100</td> <td>163</td> <td>163</td> </tr> <tr> <td>Coolant initial temp., °C</td> <td>13</td> <td>11</td> <td>85</td> <td>15</td> <td>83</td> <td>88</td> <td>7</td> </tr> <tr> <td>Water pool depth, cm</td> <td>65</td> <td>65</td> <td>65</td> <td>40</td> <td>40</td> <td>65</td> <td>65</td> </tr> <tr> <td>Measured porosity, %</td> <td>60</td> <td>77</td> <td>74</td> <td>56</td> <td>50</td> <td>68</td> <td>65</td> </tr> </tbody> </table>	Parameter/property	No.							1	2	3	4	5	6	7	Melt volume, l	3.5	7.0	3.5	3.5	3.5	3.5	2.5	Melt initial temp., °C	1200	1300	1350	1350	1200	1250	1280	Coolant volume, l	163	163	163	100	100	163	163	Coolant initial temp., °C	13	11	85	15	83	88	7	Water pool depth, cm	65	65	65	40	40	65	65	Measured porosity, %	60	77	74	56	50	68	65		<p>※3.1 (10) に記載</p>
Parameter/property		No.																																																															
	1	2	3	4	5	6	7																																																										
Melt volume, l	3.5	7.0	3.5	3.5	3.5	3.5	2.5																																																										
Melt initial temp., °C	1200	1300	1350	1350	1200	1250	1280																																																										
Coolant volume, l	163	163	163	100	100	163	163																																																										
Coolant initial temp., °C	13	11	85	15	83	88	7																																																										
Water pool depth, cm	65	65	65	40	40	65	65																																																										
Measured porosity, %	60	77	74	56	50	68	65																																																										

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="459 1257 728 1284">付図 3-5 DEFOR-E 実験装置^[16]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 220 573 545" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="268 547 396 576" data-label="Caption"> <p>DEFOR- E1</p> </div> <div data-bbox="589 220 1023 545" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="728 547 855 576" data-label="Caption"> <p>DEFOR- E4</p> </div> <div data-bbox="311 576 815 874" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="465 844 591 873" data-label="Caption"> <p>DEFOR- E7</p> </div> <div data-bbox="403 880 784 914" data-label="Caption"> <p>付図3-6 DEFOR-E 実験後のデブリ状態^[16]</p> </div>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

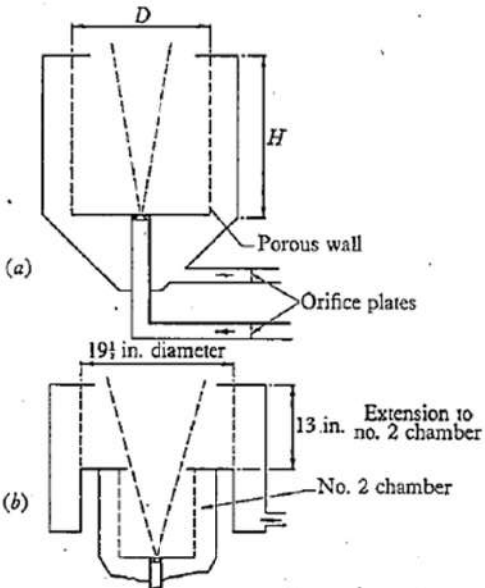
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 溶融物落下時の水中での粒子化割合の解析モデル</p> <p>水中落下時の溶融物の粒子化現象について、これまで種々の実験的研究が行われており、また粒子化割合については相関式も提案されている。ここでは、粒子化現象に関する相関式を用いて、溶融炉心ジェットのパデスタル水プールの条件に対する粒子化割合を評価した。相関式として、MAAPコードで使用されている以下の二つの式を用いて計算を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Ricou-Spalding の相関式 ・ Saito の相関式 <p>a) Ricou-Spalding の粒子化相関式^{[25][34]}</p> <p>Ricou-Spalding の相関式は、空気中へガスジェットを噴出させたエントレインメント実験から得られたもので（実験装置は付図3-7参照）、周囲の流体（空気）がガスジェットによってエントレインされ（巻き込まれ）、ジェット質量流量が距離とともに増加することを相関づけた整理式である。式の検証例を付図3-8に示す。</p> <p>これをメルトジェットのブレイクアップに適用するため、周囲の流体（水）がメルトジェットにエントレインされると考え、そのエントレインされた分だけメルトジェットが侵食され粒子化すると、円柱ジェットのエントレインメント速度（m/s）を、次式で与えている（付図3-9参照）。</p> $m_{ent} = E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj}$ <p>ここで、 E_o：エントレインメント係数 u_{dj}：ジェット速度 [m/s] ρ_{dj}：ジェット密度 [kg/m³] ρ_w：水密度 [kg/m³]</p>		<p>※添付2 3.2 (2)に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

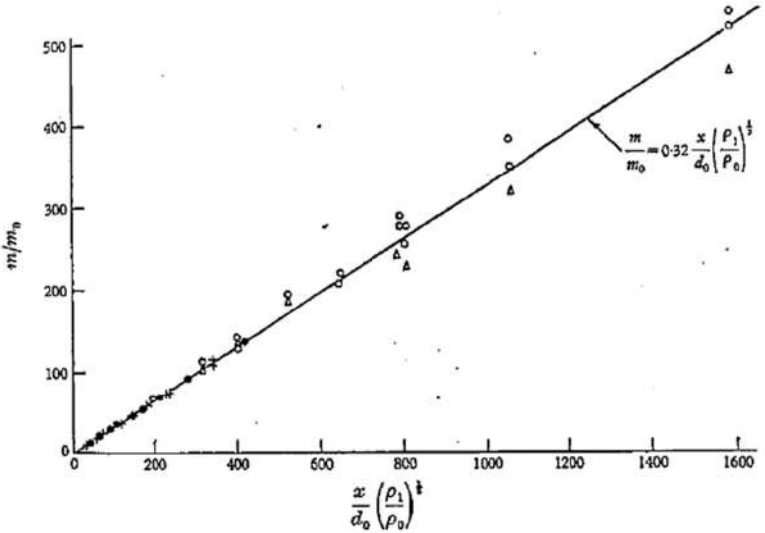
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
 <p>FIGURE 1. (a) Leading dimensions of three chambers. (b) Dimensions of extension to no. 2 chamber.</p> <table border="1" data-bbox="369 893 851 1021"> <thead> <tr> <th colspan="4">Entrainment chamber</th> </tr> <tr> <th>No.</th> <th>1</th> <th>2</th> <th>3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>H in.</td> <td>8.7</td> <td>13</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>D in.</td> <td>5.8</td> <td>8.9</td> <td>8.9</td> </tr> </tbody> </table> <p>付図3-7 Ricou-Spalding のエントレイメント実験装置^[25]</p>	Entrainment chamber				No.	1	2	3	H in.	8.7	13	3	D in.	5.8	8.9	8.9		
Entrainment chamber																		
No.	1	2	3															
H in.	8.7	13	3															
D in.	5.8	8.9	8.9															

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

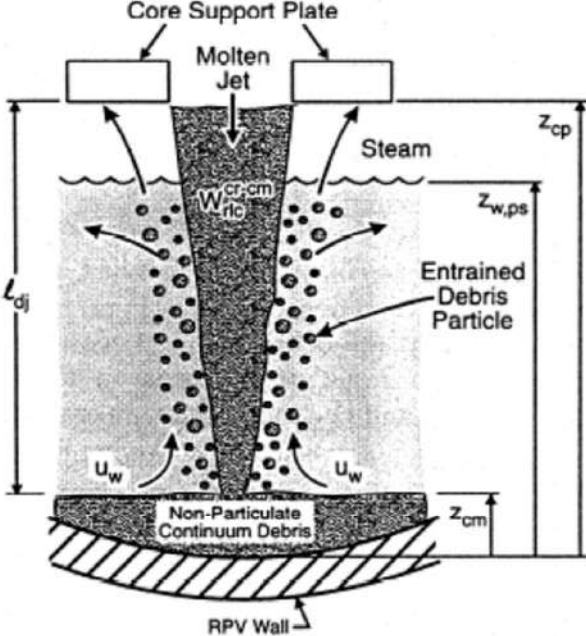
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="190 774 1019 837">FIGURE 5. Entrainment rate for isothermal jets. Experimental results: (a) ●, air into air; (b) +, propane and carbon dioxide into air; (c), ○, hydrogen into air; (Δ, entrainment chamber inverted).</p> <p data-bbox="392 917 806 949">付図 3-8 Ricou-Spalding の相関式の検証例^[25]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Fig. 3. Molten debris jet breakup and quenching.</p>		

付図3-9 熔融デブリのジェットブレイクアップとクエンチの概念^[34]

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

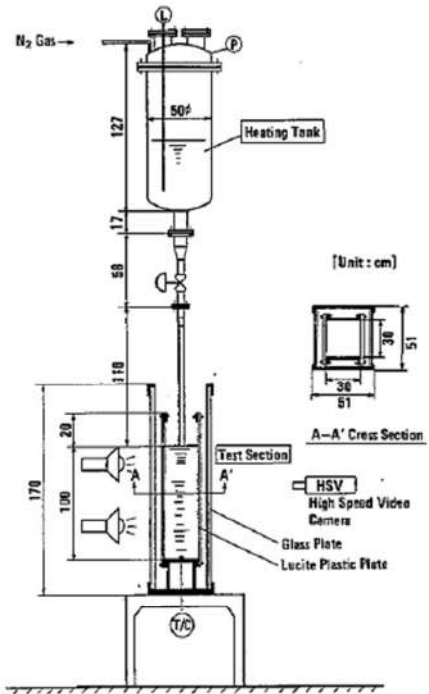
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b) Saito の相関式^[26]</p> <p>フレオン11あるいは液体窒素の中に高温水ジェットを吹き込む実験により、ジェットのブレイクアップ長さに関する相関式を導出している。実験装置を付図3-10に示す。実験条件は、ノズル直径5～40mm、ジェット速度2.5～15m/sである。実験結果は、付図3-11にまとめられ、それに基づき下記相関式が導かれた。</p> $\frac{L}{D_j} = 2.1 \times \left(\frac{\rho_j}{\rho_c}\right)^{0.5} \times F_r^{0.5}$ <p>ここで、 F_r : フルード数 $= \frac{V_j^2}{(g \times D_j)}$</p> <p>L : ジェットのブレイクアップ長さ [m] D_j : ジェット直径 [m] ρ_j : ジェット密度 [kg/m³] ρ_c : 冷却材密度 [kg/m³] V_j : ジェット速度 [m/s] g : 重力加速度 [m/s²]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

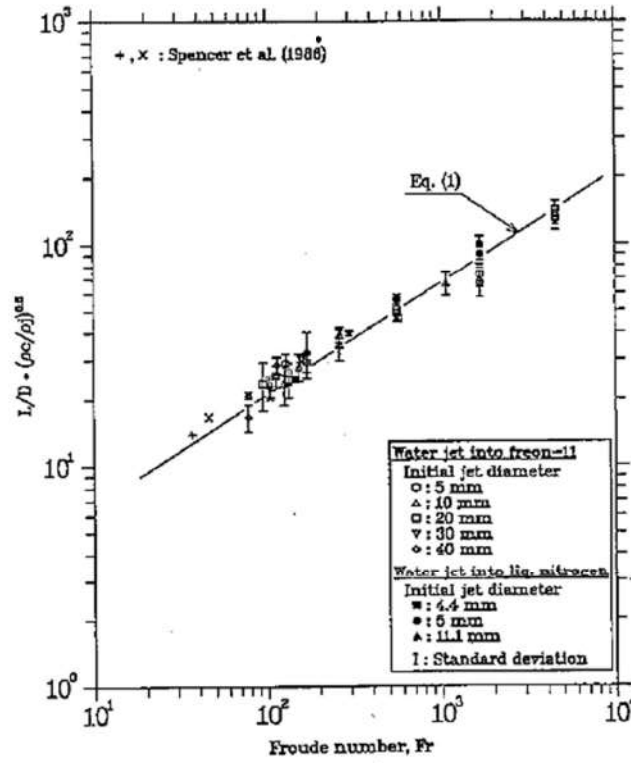
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="398 944 824 970">Fig. 1 JET-I experimental facility</p> <p data-bbox="443 986 750 1013">付図3-10 Saito らの実験装置^[33]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="313 1021 851 1077">Fig. 8 Experimental correlation for jet mean penetration length</p> <p data-bbox="448 1117 739 1149">付図3-11 Saito らの実験結果^[33]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c) 相関式の適用性に関する検討^[33]</p> <p>Ricou-Spaldingの相関式は、ガスジェットの空気中でのガス巻き込み現象に基づき作成された相関式であるため、溶融炉心物質ジェットの水中での粒子化現象への適用性の確認のため、ALPHA-MJB実験、FARO-TERMOS実験を対象に比較計算された結果を示す。</p> <p>あわせてSaitoの相関式との比較も示す。Saitoの相関式ではジェットのブレイクアップ長さが与えられるので、ジェットの突入から消滅までジェット径が直線的に減少すると仮定して粒子化割合が求められている。</p> <p>(a) ALPHA-MJB実験</p> <p>水中に鉛-ビスマスの溶融物を落下させた実験であり、密度や速度といった計算条件は付表3-4の値が用いられている。実験結果と計算結果の比較を付図3-12及び付図3-13に示す。実験結果は、ジェットブレイクアップ長さとして記載されている水深を、粒子化割合100%として記す。Ricou-Spalding相関式における係数E₀の値は、MAAP推奨値 を使用することで、実験結果及びSaitoの相関式とよく一致する結果が得られている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉	相違理由
付表 3-4 ALPHA-MJB 実験の検証解析条件 ^[33]						
ケース	溶融物密度 (kg/m ³)	水密度 (kg/m ³)	ジェット径 (m)	ジェット速度 (m/s)		
MJB01	10453	958	0.03	3.05		
MJB02	↑	↑	0.021	2.86		
(補足) 溶融物密度は鉛-ビスマス 500K での値を使用						
						
付図 3-12 ALPHA-MJB01 実験結果との比較 ^[33]						
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>						

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="174 193 1032 619" style="border: 2px solid black; height: 267px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="405 646 801 671">付図 3-13 ALPHA-MJB02 実験結果との比較^[33]</p> <p data-bbox="188 716 376 740">(b) FARO-TERMOS 実験</p> <p data-bbox="203 751 1037 911">水中に実機燃料組成を模擬した溶融物を落下させた実験であり、密度、速度等の条件は付表 3-5 の値が用いられている。実験結果と計算結果の比較を付図 3-14、付図 3-15、付図 3-16、付図 3-17、付図 3-18 及び付図 3-19 に示す。実験結果は水プール水深に対する粒子化割合として示されている。計算結果は、実験結果とよく合っているか粒子化割合を小さく評価している。なお、Ricou-Spalding 相関式における係数 E_0 の値は が使用されている。</p> <p data-bbox="389 954 801 978">付表 3-5 FARO-TERMOS 実験の検証解析条件^[33]</p> <div data-bbox="145 983 1048 1254" style="border: 2px solid black; height: 170px; margin-top: 10px;"></div> <div data-bbox="152 1334 555 1422" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>付図3-14 FARO-L06 実験結果との比較^[33]</p>		
		
<p>付図3-15 FARO-L08 実験結果との比較^[33]</p>		
<p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>付図3-16 FARO-L11 実験結果との比較^[33]</p>		
		
<p>付図3-17 FARO-L14 実験結果との比較^[33]</p>		
<p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>付図3-18 FARO-L19 実験結果との比較^[33]</p>		
		
<p>付図3-19 FARO-L20 実験結果との比較^[33]</p>		
<p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d) 格納容器ペDESTAL水張り水深に対する粒子化割合の評価^[33]</p> <p>Ricou-Spalding の相関式及びSaito の相関式に基づき、大気圧飽和状態の水ブールを想定し、水深とジェット直径及びジェット速度をパラメータとして粒子化割合を整理されたものを付図3-20、付図3-21及び付図3-22に示す。</p> <div data-bbox="145 347 1048 869" style="border: 2px solid black; height: 327px; width: 403px;"></div> <p>付図3-20 Ricou-Spalding 相関式による粒子化割合のマップ^[33]</p> <div data-bbox="145 1023 557 1114" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="145 212 1048 742" style="border: 2px solid black; height: 332px; width: 403px;"></div> <p data-bbox="286 751 909 774">付図 3-21 Saito の相関式による粒子化割合のマップ (Vj=5.0m/s) ^[33]</p> <div data-bbox="152 1059 555 1147" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="145 193 1032 746" style="border: 2px solid black; height: 347px; width: 396px;"></div> <p data-bbox="277 751 913 774">付図 3-22 Saito の相関式による粒子化割合のマップ ($V_j=10.0\text{m/s}$)^[39]</p> <div data-bbox="152 1129 557 1217" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																		
<p>付録4 熔融物の拡がり実験</p> <p>熔融物の拡がり挙動に関して、付表4-1に示す実験的研究が実施されている。この中で水が存在する場合の熔融物の拡がりに関する主要な知見について以下に整理する。</p> <p>付表4-1 熔融物拡がりに関する主な実験^[27]</p> <table border="1" data-bbox="152 451 1037 746"> <thead> <tr> <th>実験名</th> <th>実施国</th> <th>拡がり形状</th> <th>熔融物</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BNL^[18]</td> <td>米国</td> <td>2D</td> <td>Pb</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>SPREAD^[19]</td> <td>日本</td> <td>1D, 2D</td> <td>ステンレススチール</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>CORINE^[36]</td> <td>フランス</td> <td>2D</td> <td>グリセロール他</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>VULCANO</td> <td>フランス</td> <td>2D</td> <td>コリウム</td> <td>ドライ</td> </tr> <tr> <td>KATS^[23]</td> <td>ドイツ</td> <td>1D, 2D</td> <td>テルミット</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>COMAS</td> <td>ドイツ</td> <td>1D, 2D</td> <td>コリウム</td> <td>ドライ</td> </tr> <tr> <td>ISPRA</td> <td>EU JRAC</td> <td>2D</td> <td>コリウム</td> <td>ドライ</td> </tr> <tr> <td>S3E^[27]</td> <td>スウェーデン</td> <td>1D, 2D</td> <td>模擬物(ウッズメタル等)</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>PULiMS^[21]</td> <td></td> <td>2D</td> <td>模擬物(B₂O₃-WO₃等)</td> <td>ウエット</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) Mark-I型格納容器のシェルアタックに関する研究^{[17][18][19][20]}</p> <p>Mark-I型格納容器のシェルアタックに関してROAM手法による確率論的評価^[17]が行われており、その中で水張り時のデブリの拡がりの評価が行われている。熔融物拡がり挙動解析には、MELTS SPREADコードが使用されている。熔融物の拡がり挙動には、熔融物落下流量、熔融物成分、熔融物過熱度が主に影響するとされている。</p> <p>米国BNLでは、熔融物として鉛を使用した小規模な拡がり実験を、ドライ条件とウエット条件で行っている^[18]。熔融物の過熱度と水深が、デブリ拡がり挙動において重要であること、熔融物の拡がりは、水への熱伝達による熔融物の温度挙動と、熔融物の流体力学的挙動により制限されることが示されている。</p>	実験名	実施国	拡がり形状	熔融物	その他	BNL ^[18]	米国	2D	Pb	ドライ、ウエット	SPREAD ^[19]	日本	1D, 2D	ステンレススチール	ドライ、ウエット	CORINE ^[36]	フランス	2D	グリセロール他	ドライ、ウエット	VULCANO	フランス	2D	コリウム	ドライ	KATS ^[23]	ドイツ	1D, 2D	テルミット	ドライ、ウエット	COMAS	ドイツ	1D, 2D	コリウム	ドライ	ISPRA	EU JRAC	2D	コリウム	ドライ	S3E ^[27]	スウェーデン	1D, 2D	模擬物(ウッズメタル等)	ドライ、ウエット	PULiMS ^[21]		2D	模擬物(B ₂ O ₃ -WO ₃ 等)	ウエット	<p>添付3-1</p> <p>熔融炉心の水中での拡がり評価について</p> <p>1.はじめに</p> <p>熔融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した場合、実機条件では水深に対するジェット径が相対的に大きいため、落下過程において熔融炉心の一部は細粒化するものの、その大部分が連続層として水中に堆積すると考えられる。本資料では、水中での熔融炉心の拡がり挙動について説明し、実機に適用した場合の評価について説明する。</p>	<p>※BWR 特有の評価</p>
実験名	実施国	拡がり形状	熔融物	その他																																																
BNL ^[18]	米国	2D	Pb	ドライ、ウエット																																																
SPREAD ^[19]	日本	1D, 2D	ステンレススチール	ドライ、ウエット																																																
CORINE ^[36]	フランス	2D	グリセロール他	ドライ、ウエット																																																
VULCANO	フランス	2D	コリウム	ドライ																																																
KATS ^[23]	ドイツ	1D, 2D	テルミット	ドライ、ウエット																																																
COMAS	ドイツ	1D, 2D	コリウム	ドライ																																																
ISPRA	EU JRAC	2D	コリウム	ドライ																																																
S3E ^[27]	スウェーデン	1D, 2D	模擬物(ウッズメタル等)	ドライ、ウエット																																																
PULiMS ^[21]		2D	模擬物(B ₂ O ₃ -WO ₃ 等)	ウエット																																																

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため掲載順を入れ替えた】</p>		
<p>(3) KTHの溶融物拡がり研究^{[21][27]} また、水中での溶融物拡がり挙動を調べるPULiMS 実験^[21]が実施されている。この実験では、浅い水プール（水深20cm）へ溶融したBi₂O₃-WO₃合金を流入させ、その拡がり挙動が観察された。実験装置を付図4-7に示し、実験条件を付表4-4に示す。水中へ流入した溶融物の拡がりの様子を付図4-8に示す。また、固化したデブリ層の性状を付図4-9に示す。固化したデブリ層は3層を形成し、デブリ層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄い1.5~2mmのケーキ（クラスト）層で空隙はなく、中間層は割れ目や細長い孔が含まれている。最上部は不規則な構造で高多孔性である。</p>	<p>2. 水中での拡がり挙動に関する実験的知見と考察 スウェーデン王立工科大学（KTH）では、水中での溶融物拡がり挙動を調べるPULiMS 試験^[1]を実施している。この実験では、浅い水プールへ溶融したBi₂O₃-WO₃合金を流入させ、その拡がり挙動を観察した。水中へ流入した溶融物は、水との熱伝達により徐々に固化し、ある程度床上を拡がる結果となった。固化した溶融炉心層は3層を形成し、溶融炉心層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており（図2.1）、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄い1.5~2mmのケーキ（クラスト）層で空隙無し、中間層は割れ目や細長い孔を含む。最上部は不規則な構造で高多孔性である。</p>	
<p>スウェーデンKTHでは、溶融物拡がりの小規模実験として、S3E 実験^[27]が行われている。種々の溶融物と冷却材の組合せ（例 ウッズメタル-水、塩（NaNO₃-KNO₃）-パラフィン）で溶融物温度、溶融物流量等をパラメータに、溶融物の拡がり挙動に関するデータが取られている。溶融物が冷却される過程において、低密度の多孔質の層が形成される結果が得られており、溶融物の流れにより、この多孔質層が持ち上げられ、流量（慣性力）によって決定される距離まで拡がる挙動を示した。</p>	<p>スウェーデン王立工科大学（KTH）において実施されたS3E 実験^[2]では、溶融物が冷却される過程において、低密度の多孔質の層が形成される結果が得られている。溶融物の流れにより、この多孔質層が持ち上げられ、質量流量（慣性力）によって決定される距離まで拡がる挙動を示した。</p>	
<p>国内BWR産業界では、SPREAD 実験^{[19][20]}が実施されている。溶融物として約2000Kに加熱したステンレススチールを用い、溶融物落下流量、水深、溶融物過熱度等を変化させて、格納容器模擬試験体（一次元形状と二次元形状の2種類、二次元形状は付図4-1を参照）に放出し、溶融物の拡がり挙動に関する基礎的なデータを収集した。実験条件を付表4-2に示す。また、溶融物の拡がりを解析するSPREAD コードが開発されている。溶融物が重力で拡がると仮定し、熱源として崩壊熱及び化学反応を考慮し、床コンクリートや上面の水プールへの伝熱を考慮し、質量、運動量及びエネルギーのバランスを解くことにより、溶融物の移動速度と溶融物厚さを求めている。（付図4-2参照）このモデルでは、流動限界固相率を超えた時点で流動が停止すると仮定されており、実験データを再現する流動限界固相率として55%が使用されている。二次元体系に対する実験結果と解析結果の比較を付図4-3に示すが、よい一致が示されている。</p>	<p>米国Brookhaven National Laboratoryにおいて実施されたBNL 実験^[3]においては、溶融物の過熱度と水深が、溶融炉心拡がり挙動において重要であると結論付けられている。溶融物の拡がりは、水への熱伝達による溶融物の温度の挙動と、溶融物の流体力学的挙動により制限されると結論付けられている。 日立製作所において実施されたSPREAD 実験^[4]では、固化割合が約55%になった場合に溶融物の拡がりは停止しており、溶融物の拡がりは落下質量流量と溶融物の過熱度に影響されるとされている。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

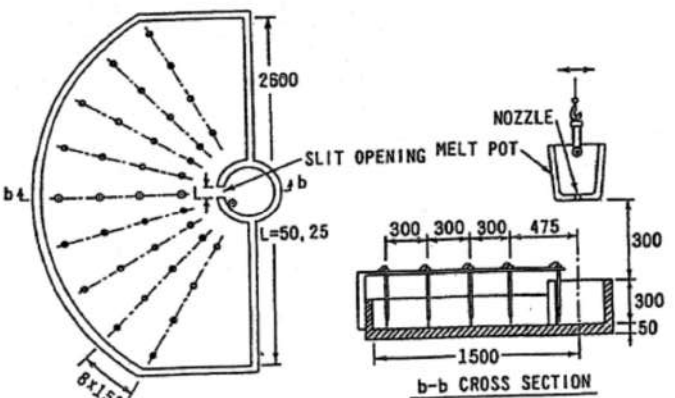
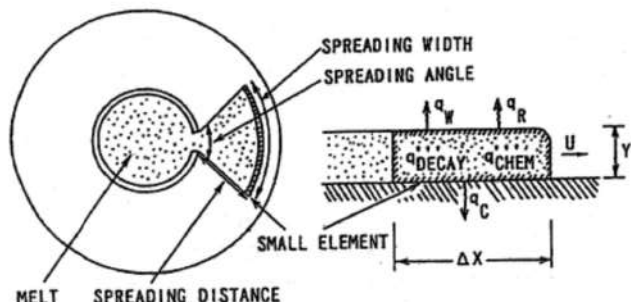
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【比較のため掲載順を入れ替えた】</p> <p>独カールスルーエ研究センター（FZK）で実施された KATS 実験^{[23][29][30]}では、溶融物としてテルミット（Al₂O₃ 約 150kg、Fe 約 150kg）が使用され、溶融物の放出速度や温度、拡がり形状（1D, 2D）、床の材質（コンクリート、セラミック、コーティング）、水の有無をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。実験装置を付図 4-4 及び付図 4-5 に示す。Al₂O₃ と Fe では密度が異なり成層化するため、溶融物の出口を2箇所設け、最初に Al₂O₃ が放出し、最後に Fe を放出することにより酸化溶融物の拡がりや金属溶融物の拡がりを分けて実験が可能となっている。実験条件を付表 4-3 に示す。</p> <p>KATS-10 と KATS-11 の実験条件はほぼ同様であるが、KATS-10 の方は 1mm の水張りをしてあり、KATS-11 の方はドライ条件となっている。両者の拡がり結果を付図 4-6 に示すが、両ケースのように溶融物の放出速度が比較的高い場合は、冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。</p> <p>CEA/DRN/DTP で行われた CORINE 実験^[36]では、低融点物質（グリセロール他）を模擬物質として使用して、水中での拡がり挙動を調べる実験が実施され、拡がり先端の移動速度や底部に形成されるクラストの影響が調べられた。</p>	<p>ドイツのカールスルーエ研究センター（FZK）において実施された KATS 実験^[5]では、溶融物の放出速度が比較的大きい場合は、拡がり挙動は大きな影響を受けない（冷却水が無い場合と同様な拡がりになる）とされている。</p> <p>CEA/DRN/DTP で行われた CORINE 実験^[6]では、低融点合金を模擬物質として使用して、底部でのクラスト形成を防止するために底部を熱くした試験が実施された。その結果、先端が著しく速く進展したことが示され、底部クラストによる減速効果が示された。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

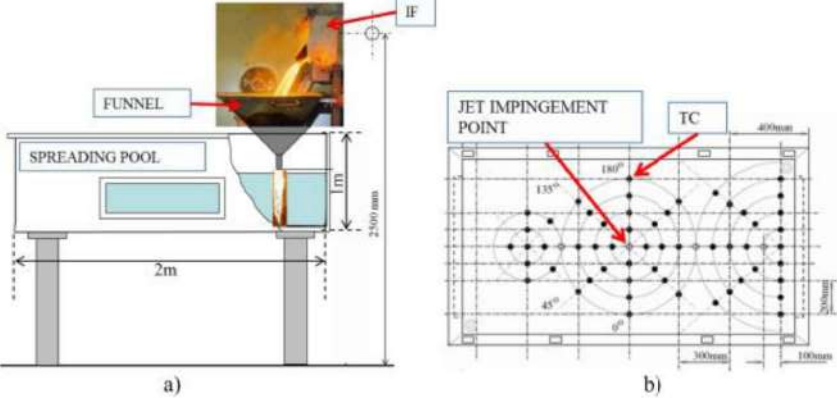
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図4-1 溶融物拡がり実験の試験体（二次元形状）^[20]</p>  <p>付図4-2 SPREAD コードの概念図^[20]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由			
【比較のため掲載順を入れ替えた】					
					
付図4-7 PULiMS 実験装置の概要図 ^[21]					
付表4-4 PULiMS 実験条件 [21]					
Parameter	PULiMS tests				
Melt material	E1	E2	E3	E4	E5
Melt mass composition, %	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ eutectic	B ₂ O ₃ -CuO non-eutectic	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ eutectic	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ eutectic	ZrO ₂ -WO ₃ eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{ign} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【比較のため掲載順を入れ替えた】</p>  <p style="text-align: center;">付図4-8 PULiMS 実験E4 ケースの溶融物拡がり挙動のスナップ写真 [21]</p>  <p style="text-align: center;">付図4-9 PULiMS-E4 実験の固化デブリの性状写真 [21]</p>	 <p style="text-align: center;">Figure 40: The melt spread in PULiMS-E1 experiment (side view). The volatile particle debris have been removed while solidified core of the melt remained intact.</p> <p style="text-align: center;">図 2.1 PULiMS 試験において水中に落下させた溶融物</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

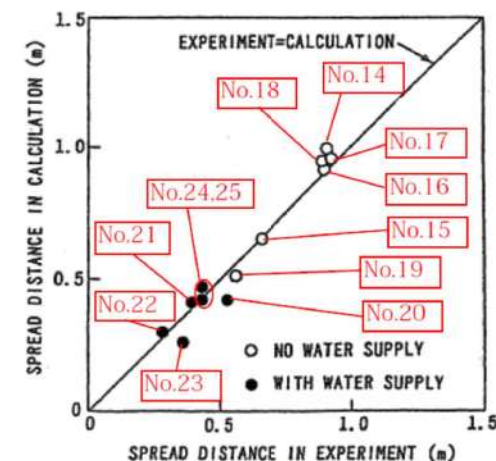
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>上記の水中での拡がり実験に対する実験条件を表2.1に整理する。</p> <p>上記知見等により、実機における水中における熔融炉心拡がり挙動及び形状は以下のとおりと考えられる。</p> <p>① 原子炉下部キャビティでの熔融炉心の拡がり挙動について</p> <p>原子炉下部キャビティ水中での熔融炉心の拡がり挙動は、熔融炉心の過熱状態及び熔融炉心の落下質量流量に影響される。原子炉下部キャビティ水中への熔融炉心落下後、熔融炉心の温度が高い状態では、固化割合が小さいため粘度が低く、拡がる速度は速くなる。その後、原子炉下部キャビティ水との熱交換により、熔融炉心の固化割合が増加するに従って、粘度が高くなることにより流動性が低くなり、熔融炉心の拡がりは減速され、その後停止する。</p> <p>② 原子炉下部キャビティでの熔融炉心の形状について</p> <p>原子炉下部キャビティ床に堆積した熔融炉心については、原子炉下部キャビティ水に落下する過程において、細粒化した熔融炉心が固化せずに接着すること、あるいはクラストが破碎することなどにより、多孔質層のクラストを形成する。熔融炉心は多孔質層を持ち上げそれと共に移動する場合や、上部クラストの下を移動する場合がある。熔融炉心層とコンクリートの間は、全面が密着しているわけではなく、部分的に密着せずにギャップが形成されている。これにより、側方から熔融物の下面へ水が浸入することによる冷却の可能性がある。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																
 <p>付図4-3 熔融物拡がり距離の実験値と解析値の比較^[20]</p>	<p>表 2.1 実験条件の整理</p> <table border="1" data-bbox="1064 279 1948 574"> <thead> <tr> <th></th> <th>FULMIS 実験 (Sweden)</th> <th>S3E 実験 (Sweden)</th> <th>BNL 実験 (USA)</th> <th>SPREAD 実験 (Japan)</th> <th>CORINE 実験 (France)</th> <th>KATS 実験 (Germany)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実験装置の特徴</td> <td>2D</td> <td>1D、2D</td> <td>1D、2D</td> <td>1D、2D</td> <td>2D (19° 円分)</td> <td>1D、2D</td> </tr> <tr> <td>熔融物材</td> <td>Bi2O3-WO3、水 B2O3-CaO、水</td> <td>ウッドメタル、水 NaNO3-KNO3、 オイル</td> <td>鉛、水</td> <td>Steel、水</td> <td>低融点合金、水</td> <td>Iron、水 Oxide、水</td> </tr> <tr> <td>熔融物体積、質量</td> <td>2.7~3 m³</td> <td>3~19 liters</td> <td>~1 liters</td> <td>1~15 liters</td> <td>~50 liters</td> <td>140~160kg</td> </tr> <tr> <td>熔融物融点</td> <td>870~1027℃</td> <td>80~120℃ 280~364℃</td> <td>不明 (鉛の融点： 327.46℃)</td> <td>1,584~1,625K</td> <td>不明</td> <td>2,450K</td> </tr> <tr> <td>熔融物の流入方法</td> <td>ジェット 直径 20mm</td> <td>底部流入口*</td> <td>底部流入口*</td> <td>底部流入口* 入口幅 0.05m</td> <td>底部流入口*</td> <td>底部流入口*</td> </tr> <tr> <td>水深</td> <td>0.2m</td> <td>4.5~7.5cm</td> <td>不明</td> <td>不明</td> <td>不明</td> <td>1cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>*) 非ジェット形状の底部からの流入</p>		FULMIS 実験 (Sweden)	S3E 実験 (Sweden)	BNL 実験 (USA)	SPREAD 実験 (Japan)	CORINE 実験 (France)	KATS 実験 (Germany)	実験装置の特徴	2D	1D、2D	1D、2D	1D、2D	2D (19° 円分)	1D、2D	熔融物材	Bi2O3-WO3、水 B2O3-CaO、水	ウッドメタル、水 NaNO3-KNO3、 オイル	鉛、水	Steel、水	低融点合金、水	Iron、水 Oxide、水	熔融物体積、質量	2.7~3 m ³	3~19 liters	~1 liters	1~15 liters	~50 liters	140~160kg	熔融物融点	870~1027℃	80~120℃ 280~364℃	不明 (鉛の融点： 327.46℃)	1,584~1,625K	不明	2,450K	熔融物の流入方法	ジェット 直径 20mm	底部流入口*	底部流入口*	底部流入口* 入口幅 0.05m	底部流入口*	底部流入口*	水深	0.2m	4.5~7.5cm	不明	不明	不明	1cm																																																																																																																																																																
	FULMIS 実験 (Sweden)	S3E 実験 (Sweden)	BNL 実験 (USA)	SPREAD 実験 (Japan)	CORINE 実験 (France)	KATS 実験 (Germany)																																																																																																																																																																																																												
実験装置の特徴	2D	1D、2D	1D、2D	1D、2D	2D (19° 円分)	1D、2D																																																																																																																																																																																																												
熔融物材	Bi2O3-WO3、水 B2O3-CaO、水	ウッドメタル、水 NaNO3-KNO3、 オイル	鉛、水	Steel、水	低融点合金、水	Iron、水 Oxide、水																																																																																																																																																																																																												
熔融物体積、質量	2.7~3 m ³	3~19 liters	~1 liters	1~15 liters	~50 liters	140~160kg																																																																																																																																																																																																												
熔融物融点	870~1027℃	80~120℃ 280~364℃	不明 (鉛の融点： 327.46℃)	1,584~1,625K	不明	2,450K																																																																																																																																																																																																												
熔融物の流入方法	ジェット 直径 20mm	底部流入口*	底部流入口*	底部流入口* 入口幅 0.05m	底部流入口*	底部流入口*																																																																																																																																																																																																												
水深	0.2m	4.5~7.5cm	不明	不明	不明	1cm																																																																																																																																																																																																												
<p>付表 4-2 SPREAD 実験条件^[19]</p> <table border="1" data-bbox="224 766 963 1412"> <thead> <tr> <th>Test No.</th> <th>Melt Mass (kg)</th> <th>Super Heat (K)</th> <th>Slit Width (m)</th> <th>Floor Material</th> <th>Nozzle Diam. (mm)</th> <th>Water Depth (mm)</th> <th>Water Added Position *</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>95.0</td><td>133</td><td>0.15</td><td>Concrete</td><td>70</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>2</td><td>7.5</td><td>77</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>3</td><td>24.0</td><td>149</td><td>↑</td><td>↑</td><td>30</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>4</td><td>43.0</td><td>115</td><td>0.05</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>5</td><td>19.0</td><td>110</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>6</td><td>66.0</td><td>107</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>7</td><td>115.0</td><td>135</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>8</td><td>66.0</td><td>112</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>9</td><td>94.2</td><td>110</td><td>0.025</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>10</td><td>60.2</td><td>86</td><td>0.05</td><td>MgO</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>11</td><td>93.4</td><td>122</td><td>↑</td><td>Concrete</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>12</td><td>67.0</td><td>115</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>13</td><td>93.1</td><td>116</td><td>0.025</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>14</td><td>68.1</td><td>130</td><td>0.05</td><td>↑</td><td>70</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>15</td><td>63.6</td><td>133</td><td>↑</td><td>↑</td><td>30</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>16</td><td>116.0</td><td>131</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>17</td><td>106.2</td><td>171</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>18</td><td>108.8</td><td>158</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>19</td><td>61.9</td><td>108</td><td>0.025</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>20</td><td>64.0</td><td>91</td><td>0.05</td><td>↑</td><td>↑</td><td>10</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>21</td><td>69.1</td><td>107</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>22</td><td>65.0</td><td>90</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>70</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>23</td><td>60.0</td><td>94</td><td>0.025</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>24</td><td>65.0</td><td>125</td><td>0.05</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C, I/C</td></tr> <tr><td>25</td><td>63.8</td><td>94</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>Spray</td><td>O/C</td></tr> </tbody> </table> <p>* O/C: Outside of Cylindrical Region I/C: Inside of Cylindrical Region</p>	Test No.	Melt Mass (kg)	Super Heat (K)	Slit Width (m)	Floor Material	Nozzle Diam. (mm)	Water Depth (mm)	Water Added Position *	1	95.0	133	0.15	Concrete	70	0	-	2	7.5	77	↑	↑	↑	0	-	3	24.0	149	↑	↑	30	0	-	4	43.0	115	0.05	↑	↑	0	-	5	19.0	110	↑	↑	↑	0	-	6	66.0	107	↑	↑	↑	40	O/C	7	115.0	135	↑	↑	↑	0	-	8	66.0	112	↑	↑	↑	0	-	9	94.2	110	0.025	↑	↑	0	-	10	60.2	86	0.05	MgO	↑	0	-	11	93.4	122	↑	Concrete	↑	40	O/C	12	67.0	115	↑	↑	↑	40	O/C	13	93.1	116	0.025	↑	↑	40	O/C	14	68.1	130	0.05	↑	70	0	-	15	63.6	133	↑	↑	30	0	-	16	116.0	131	↑	↑	↑	0	-	17	106.2	171	↑	↑	↑	0	-	18	108.8	158	↑	↑	↑	0	-	19	61.9	108	0.025	↑	↑	0	-	20	64.0	91	0.05	↑	↑	10	O/C	21	69.1	107	↑	↑	↑	40	O/C	22	65.0	90	↑	↑	↑	70	O/C	23	60.0	94	0.025	↑	↑	40	O/C	24	65.0	125	0.05	↑	↑	40	O/C, I/C	25	63.8	94	↑	↑	↑	Spray	O/C		
Test No.	Melt Mass (kg)	Super Heat (K)	Slit Width (m)	Floor Material	Nozzle Diam. (mm)	Water Depth (mm)	Water Added Position *																																																																																																																																																																																																											
1	95.0	133	0.15	Concrete	70	0	-																																																																																																																																																																																																											
2	7.5	77	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
3	24.0	149	↑	↑	30	0	-																																																																																																																																																																																																											
4	43.0	115	0.05	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
5	19.0	110	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
6	66.0	107	↑	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
7	115.0	135	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
8	66.0	112	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
9	94.2	110	0.025	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
10	60.2	86	0.05	MgO	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
11	93.4	122	↑	Concrete	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
12	67.0	115	↑	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
13	93.1	116	0.025	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
14	68.1	130	0.05	↑	70	0	-																																																																																																																																																																																																											
15	63.6	133	↑	↑	30	0	-																																																																																																																																																																																																											
16	116.0	131	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
17	106.2	171	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
18	108.8	158	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
19	61.9	108	0.025	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
20	64.0	91	0.05	↑	↑	10	O/C																																																																																																																																																																																																											
21	69.1	107	↑	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
22	65.0	90	↑	↑	↑	70	O/C																																																																																																																																																																																																											
23	60.0	94	0.025	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
24	65.0	125	0.05	↑	↑	40	O/C, I/C																																																																																																																																																																																																											
25	63.8	94	↑	↑	↑	Spray	O/C																																																																																																																																																																																																											

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) EPR コアキャッチャの溶融物拡がりに関わる実験^{[23][29][30][36]}</p> <p>CEA/DRN/DTPで行われた CORINE 実験^[36]では、低融点物質（グリセロール他）を模擬物質として使用して、水中での拡がり挙動を調べる実験が実施され、拡がり先端の移動速度や底部に形成されるクラストの影響が調べられた。</p> <p>独カールスルーエ研究センター（FZK）で実施された KATS 実験^{[23][29][30]}では、溶融物としてテルミット（Al_2O_3 約 150kg, Fe 約 150kg）が使用され、溶融物の放出速度や温度、拡がり形状（1D, 2D）、床の材質（コンクリート、セラミック、コーティング）、水の有無をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。実験装置を付図4-4及び付図4-5に示す。Al_2O_3とFeでは密度が異なり成層化するため、溶融物の出口を2箇所設け、最初に Al_2O_3 が放出し、最後に Fe を放出することにより酸化物溶融物の拡がりや金属溶融物の拡がりを分けて実験が可能となっている。実験条件を付表4-3に示す。</p> <p>KATS-10とKATS-11の実験条件はほぼ同様であるが、KATS-10の方は1mmの水張りをしてあり、KATS-11の方はドライ条件となっている。両者の拡がり結果を付図4-6に示すが、両ケースのように溶融物の放出速度が比較的高い場合は、冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。</p> <div data-bbox="235 646 896 1117" data-label="Diagram"> </div> <p>付図4-4 KATS 実験装置の概要図 ^[29]</p>		<p>※付録3-1 2.に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<div style="display: flex; justify-content: space-around;">   </div> <p style="text-align: center;">(1D) (2D)</p> <p style="text-align: center;">付図4-5 KATS 実験の1D と2D の拡がり形状の写真^[30]</p> <p style="text-align: center;">付表4-3 KATS 実験条件と拡がり距離（酸化物溶融物、1D 拡がり）^[29]</p> <table border="1" data-bbox="174 963 1003 1276"> <thead> <tr> <th>Test #</th> <th>Substratum</th> <th>Mass in channel (kg)</th> <th>Temperature Melt (°C)</th> <th>Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)</th> <th>Spreading length (m)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>KATS-12</td> <td>Ceramics*)</td> <td>186</td> <td>2027</td> <td>12.7 → 0 l/s in 10 s</td> <td>11.7</td> </tr> <tr> <td>KATS-14</td> <td>Ceramics*)</td> <td>176</td> <td>1967</td> <td>2 → 1.2 l/s in 37 s</td> <td>7.2</td> </tr> <tr> <td>KATS-10</td> <td>Concrete 1mm Water (Epoxy)</td> <td>179</td> <td>2037</td> <td>12.4 → 0 l/s in 10s</td> <td>>12 first front 6.5 m main front</td> </tr> <tr> <td>KATS-11</td> <td>Concrete Dry (Epoxy)</td> <td>183</td> <td>2062</td> <td>12.7 → 0 l/s in 10s</td> <td>9.5 m first Front 6.8 m main front</td> </tr> <tr> <td>KATS-13</td> <td>Concrete Dry</td> <td>185</td> <td>2052</td> <td>12.7 → 0 l/s in 10s</td> <td>7.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>*) Cordierite (Al₂O₃ 37 wt%, SiO₂ 52 wt%, MgO 6,5 wt%)</p>	Test #	Substratum	Mass in channel (kg)	Temperature Melt (°C)	Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)	Spreading length (m)	KATS-12	Ceramics*)	186	2027	12.7 → 0 l/s in 10 s	11.7	KATS-14	Ceramics*)	176	1967	2 → 1.2 l/s in 37 s	7.2	KATS-10	Concrete 1mm Water (Epoxy)	179	2037	12.4 → 0 l/s in 10s	>12 first front 6.5 m main front	KATS-11	Concrete Dry (Epoxy)	183	2062	12.7 → 0 l/s in 10s	9.5 m first Front 6.8 m main front	KATS-13	Concrete Dry	185	2052	12.7 → 0 l/s in 10s	7.5		
Test #	Substratum	Mass in channel (kg)	Temperature Melt (°C)	Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)	Spreading length (m)																																	
KATS-12	Ceramics*)	186	2027	12.7 → 0 l/s in 10 s	11.7																																	
KATS-14	Ceramics*)	176	1967	2 → 1.2 l/s in 37 s	7.2																																	
KATS-10	Concrete 1mm Water (Epoxy)	179	2037	12.4 → 0 l/s in 10s	>12 first front 6.5 m main front																																	
KATS-11	Concrete Dry (Epoxy)	183	2062	12.7 → 0 l/s in 10s	9.5 m first Front 6.8 m main front																																	
KATS-13	Concrete Dry	185	2052	12.7 → 0 l/s in 10s	7.5																																	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

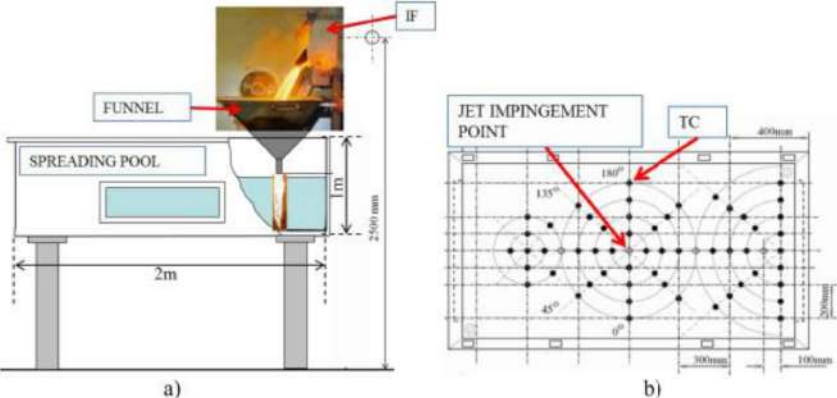
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="185 204 981 539" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="280 544 904 571" data-label="Caption"> <p>付図4-6 KATS 実験の水の有無の影響（酸化物溶融物，1D 拡がり）^[29]</p> </div> <div data-bbox="136 644 448 673" data-label="Section-Header"> <p>(3) KTHの溶融物拡がり研究^{[21][27]}</p> </div> <div data-bbox="136 678 1048 842" data-label="Text"> <p>スウェーデンKTHでは、溶融物拡がりの小規模実験として、S3E 実験^[27]が行われている。種々の溶融物と冷却材の組合せ（例 ウッズメタル-水、塩（$\text{NaNO}_3\text{-KNO}_3$）-パラフィン）で溶融物温度、溶融物流量等をパラメータに、溶融物の拡がり挙動に関するデータが取られている。溶融物が冷却される過程において、低密度の多孔質の層が形成される結果が得られており、溶融物の流れにより、この多孔質層が持ち上げられ、流量（慣性力）によって決定される距離まで拡がる挙動を示した。</p> </div> <div data-bbox="136 847 1048 1082" data-label="Text"> <p>また、水中での溶融物拡がり挙動を調べる PULiMS 実験^[21]が実施されている。この実験では、浅い水プール（水深 20cm）へ溶融した $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-W}_2\text{O}_6$ 合金を流入させ、その拡がり挙動が観察された。実験装置を付図 4-7 に示し、実験条件を付表 4-4 に示す。水中へ流入した溶融物の拡がりの様子を付図 4-8 に示す。また、固化したデブリ層の性状を付図 4-9 に示す。固化したデブリ層は3層を形成し、デブリ層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄い 1.5-2mm のケーキ（クラスト）層で空隙はなく、中間層は割れ目や細長い孔が含まれている。最上部は不規則な構造で高多孔性である。</p> </div>		<p>※付録 3-1 2. に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由			
 <p>a) b)</p>					
付図4-7 PULiMS 実験装置の概要図 ^[21]					
付表4-4 PULiMS 実験条件 [21]					
Parameter	PULiMS tests				
Melt material	E1 Bi ₂ O ₃ -WO ₃	E2 B ₂ O ₃ -CaO	E3 Bi ₂ O ₃ -WO ₃	E4 Bi ₂ O ₃ -WO ₃	E5 ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{imp} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

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

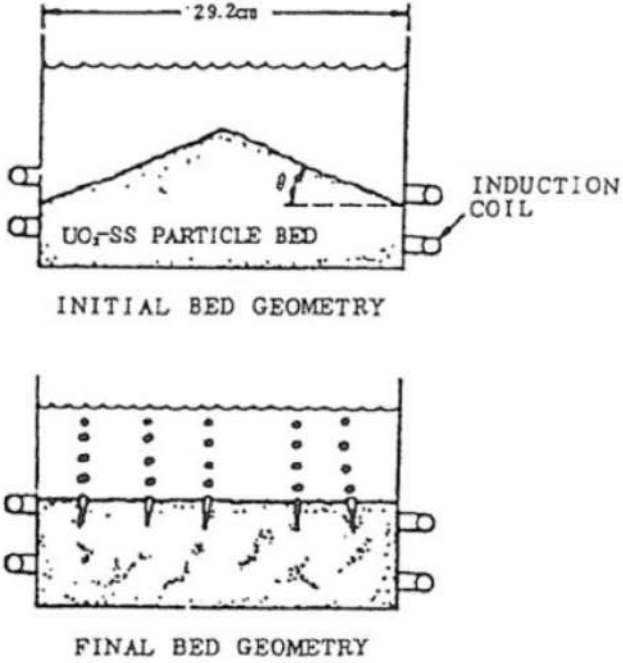
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="271 544 920 571">付図4-8 PULiMS 実験E4 ケースの溶融物拡がり挙動のスナップ写真 [21]</p>  <p data-bbox="360 1259 831 1286">付図4-9 PULiMS-E4 実験の固化デブリの性状写真 [21]</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 粒子状ベッドの拡がり^[22]</p> <p>ANLでは、水プール中に不均質に堆積させたデブリベッドが、内部の沸騰により均一化する様子を確認するため、水プール中にUO₂、SUS、Cuの0.2～1mm程度の粒子ベッドを非均一の厚さに堆積させ、誘導加熱により崩壊熱発生を模擬させた実験^[22]を行っている。付図4-10に粒子ベッド厚さの均一化の概念図を示す。非均一の厚さに堆積した粒子ベッドは、誘導加熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられて再堆積する過程で厚さが均一化し、均一化に要した時間は2～3分程度であると報告されている。</p>  <p>付図4-10 セルフレベルリング実験におけるデブリベッドの均一化の概念図^[22]</p>		<p>※3.1 (9) に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

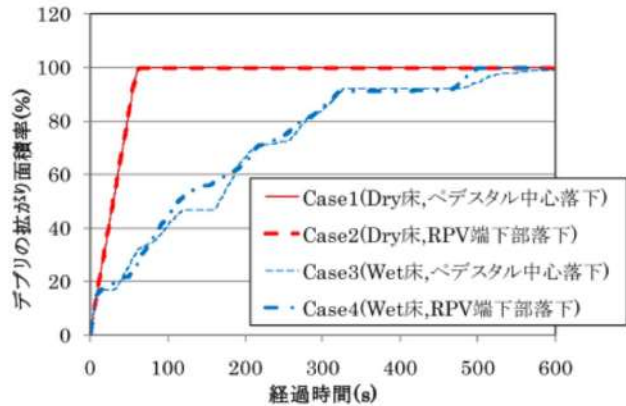
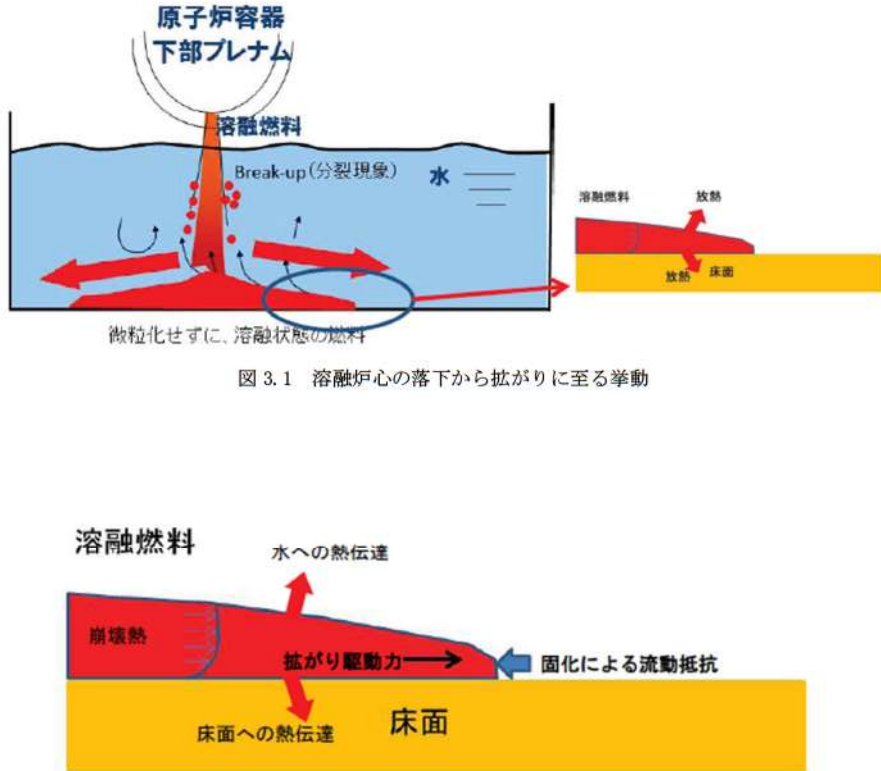
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>(5) 溶融物の拡がり解析^{[20][27][28][39][40]}</p> <p>溶融物の拡がり挙動の解析のために、種々の解析コードが提案されている。主要なものを付表4-5に示す。これらの解析コードは、実験データを元に検証が行われている。また、実験と実機条件とを関連づけるスケーリング則の提案も行われている。^{[20][27][28]}</p> <p>付表4-5 溶融物拡がり挙動の主な解析コード^[27]</p> <table border="1" data-bbox="152 414 1039 730"> <thead> <tr> <th>Code</th> <th>Country</th> <th>Model characteristics</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CORFLOW *</td> <td>Germany</td> <td>2D - mechanistic</td> </tr> <tr> <td>CROCO</td> <td>France</td> <td>Simplified (ISPN)</td> </tr> <tr> <td>LAVA *</td> <td>Japan</td> <td>2D - Bingham fluid</td> </tr> <tr> <td>MELTSREAD *</td> <td>USA</td> <td>1D - complex physics and chemistry</td> </tr> <tr> <td>MECO</td> <td>Germany</td> <td>Mechanistic (Ruhr Univ.)</td> </tr> <tr> <td>RASPLAV / SPREAD</td> <td>Russia</td> <td>2D - hydrodynamic</td> </tr> <tr> <td>SPREAD</td> <td>Japan</td> <td>simplified</td> </tr> <tr> <td>THEMA *</td> <td>France</td> <td>phenomenological (CEA/DRN)</td> </tr> <tr> <td>Footnote</td> <td colspan="2">* Code receiving International recognition</td> </tr> </tbody> </table> <p>a) 三次元溶融物拡がり解析例</p> <p>溶融物の拡がり挙動を三次元で評価した例もある。付図4-11に示すとおり過酷事故解析コードSAMPSONのデブリ拡がりモジュール(DSA)^[39]を使用して、ABWRの格納容器ペDESTAL上におけるデブリ拡がり評価を実施している^[40]。床面に200mmの水位がある条件(Wet床条件)で、制御棒駆動機構ハウジング1本の破損を想定して、全炉心相当の溶融炉心がペDESTAL(半径約5.3m)へ落下する場合の溶融炉心の床上の拡がり面積を評価している。床面に水が存在する場合でも、溶融炉心は落下位置に依らずペDESTALのほぼ全面に拡がり、最終的な堆積高さは400~500mm程度となる結果を得ている。</p>	Code	Country	Model characteristics	CORFLOW *	Germany	2D - mechanistic	CROCO	France	Simplified (ISPN)	LAVA *	Japan	2D - Bingham fluid	MELTSREAD *	USA	1D - complex physics and chemistry	MECO	Germany	Mechanistic (Ruhr Univ.)	RASPLAV / SPREAD	Russia	2D - hydrodynamic	SPREAD	Japan	simplified	THEMA *	France	phenomenological (CEA/DRN)	Footnote	* Code receiving International recognition		<p>3. 水中での拡がり挙動の概要及び相関式</p> <p>(1) 水中での溶融炉心拡がり挙動の概要</p> <p>下部プレナムから流出した溶融炉心は、水中に落下する過程において一部が細粒化し、大部分は液体の状態で原子炉下部キャビティ床に堆積する。原子炉下部キャビティ床に堆積した溶融炉心は、重力の影響で拡がるが、原子炉下部キャビティ水及び床面で除熱されることで固化が進み、やがて拡がり停止する。</p> <p>PULiMS 実験により得られた知見より、原子炉下部キャビティ内での最終的な溶融炉心の拡がりの大きさは、以下のパラメータにより決定されると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・拡がり駆動力 <p>溶融炉心と水との密度差により、溶融炉心には水中を拡がる駆動力が生じる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・拡がり抑制力 <p>床面上に形成されたクラストによる減速効果が働くこと、及び溶融炉心の固化が進むことにより、溶融炉心の粘度が増加し、溶融炉心の拡がりを抑制する力が生じる。</p> <p>上記のとおり、溶融炉心の拡がりの大きさは、溶融炉心と水の密度差による拡がりの駆動力の時間スケールと、溶融炉心の固化の時間スケールとの競合によって決まり、固化が早ければ拡がりが抑制され、あまり拡がらずに固化してしまい、固化が遅くなれば、拡がりは大きくなる傾向となる。図3.1及び図3.2に以上の挙動の模式図を示す。</p>	<p>※BWR固有の解析</p>
Code	Country	Model characteristics																														
CORFLOW *	Germany	2D - mechanistic																														
CROCO	France	Simplified (ISPN)																														
LAVA *	Japan	2D - Bingham fluid																														
MELTSREAD *	USA	1D - complex physics and chemistry																														
MECO	Germany	Mechanistic (Ruhr Univ.)																														
RASPLAV / SPREAD	Russia	2D - hydrodynamic																														
SPREAD	Japan	simplified																														
THEMA *	France	phenomenological (CEA/DRN)																														
Footnote	* Code receiving International recognition																															

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図 4-11 ABWRを対象にした三次元溶融炉心拡がり評価結果例（SAMPSONコード）^[40]</p>	 <p>図 3.1 溶融炉心の落下から拡がりに至る挙動</p> <p>図 3.2 溶融炉心の拡がりに係る熱伝達及び流体力学的挙動</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b) スケーリング則を用いた溶融物拡がり相関式</p> <p>(3) に示した PULiMS 実験の結果を元に、水中での溶融物の拡がり距離を求めるスケーリング則が提案されている^[28]。これは、障害物のない水平な床面に落下した溶融物の拡がり停止後の平均厚さや拡がり距離を求める相関式である。一般的に、溶融物の拡がり挙動は、溶融物の堆積高さに対応した重力による拡がり、溶融物冷却に伴う粘性増加による流動性低下の競合する二つのプロセスにより支配される。（付図4-12参照）</p> <p>スケーリング則では、競合する二つのプロセスの時間スケールとして、流体力学的拡がり時間 τ_{conv} を、拡がり停止後の平均厚さ δ_v に達するまでの時間と定義し、固化時間 τ_{solid} を、溶融物が冷却され固化するまでの時間と定義し、これらの時間の比を、拡がりの無次元時間スケール $T (= \tau_{conv} / \tau_{solid})$ と定義している。また、拡がり停止後の平均厚さ δ_v と表面張力とのバランスで決まる厚さ δ_{cap} の比を、無次元長さスケール $L (= \delta_v / \delta_{cap})$ と定義している。</p> <p>障害物のない水平な床を想定し、落下した溶融物が軸対称に拡がると仮定すると、無次元長さスケール L は、無次元時間スケール T を用いて(1)式で表されるとしている。</p> <p>添え字の i は 慣性力支配流れの値を示し、v は粘性力支配流れの値を示している。</p> $Lv = Cv \cdot T^{1/2} \cdot N^{1/2} \quad (1)$ <p>また、拡がり距離 $r(t)$ と拡がり時間 t の関係は、以下のように表されるとしている。</p> <p>慣性力支配流れの場合 $r_i(t) = \beta_i \cdot t^{3/4} \quad (2)$</p> <p>粘性力支配流れの場合 $r_v(t) = \beta_v \cdot t^{1/2} \quad (3)$</p>	<p>(2) 水中での溶融炉心拡がり長さ^{[7][8][9]}と時間の相関式</p> <p>文献^[7]では、溶融炉心の水中での拡がり挙動を以下のとおり定式化している。</p> <p>液相として床に堆積した溶融炉心が拡がる際の最終的な厚さ δ_{sp} は溶融炉心拡がり無次元時間 T から(1)の相関式で表される。</p> $\frac{\delta_{sp}}{\delta_{cap}} = CT^{0.5} N^{0.5} \quad (1)$ <p>δ_{sp}：溶融炉心の最終厚さ δ_{cap}：表面張力による最小厚さ $(= 2\sqrt{\sigma/\rho_m g})$</p> <p>$C$：比例定数 T：溶融炉心拡がり無次元時間 $(= \tau_{conv} / \tau_{solid})$</p> <p>$N$：重力-慣性力支配流れの時1、重力-粘性力支配流れの場合 $= \left(\frac{V_{tot}}{\pi \delta_{cap}}\right)^{1/3} \frac{\beta_i^{4/3}}{\beta_v^2}$</p> <p>$\tau_{conv}$：溶融炉心拡がり特性時間 $(s) = \left(\frac{r_{sp}}{\beta_v}\right)$</p> <p>$\tau_{solid}$：溶融炉心固化特性時間 $(s) = \delta_{cap} \rho_m \frac{C_{p,m} \Delta T_{sup} + \eta H_f}{q_{up} + q_{dn} - q_v \delta_{cap}}$</p> <p>(1)式より、溶融炉心の拡がる際の最終的な厚さが算出され、この値と溶融炉心の落下量から、溶融炉心の拡がり長さ（拡がりの直径）が算出できる。</p> <p>また、拡がり長さ $r_v(t)$ と拡がり時間 t の関係は(2)式より表されるため、拡がり時間は(2)式で算出することができる。</p> $r_v(t) = \beta_v t^{0.5} \quad (2)$ <p>$\beta_{i,v}$：デブリ広がり係数 $\beta_v = \left(\frac{gG^3}{v}\right)^{0.125} \beta_i = 0.84(gG)^{0.25}$</p> <p>$r_{sp}$：幾何的に可能な最大拡がり径(m) ΔT_{sup}：溶融炉心過熱度(K) $C_{p,m}$：溶融炉心比熱(J/kg/K) q_{up}：溶融炉心上面の熱流束（放射及び対流熱伝達）(W/m²) q_{dn}：溶融炉心下面の熱流束（対流熱伝達）(W/m²) q_v：単位体積当たりの崩壊熱(W/m³) H_f：溶融炉心の溶融潜熱(J/kg)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ここで、</p> <p>δ_{cap}：表面張力とバランスする厚さ ($= 2\sqrt{\sigma/\rho_m g'}$)</p> <p>$C_f$：比例定数。PULiMS 実験より、$C_f=1.30$ が得られている。</p> <p>N：粘性因子 ($= \frac{\tau_{conv,v}}{\tau_{conv,l}} \cdot \frac{\delta_v}{\delta_{cap}}$)</p> <p>$\beta$：拡がり係数 $\beta_i = 0.84(g' G)^{1/4}$, $\beta_v = 0.67\left(\frac{g' G^2}{v}\right)^{1/8}$</p> <p>$\tau_{solid}$：デブリ固化特性時間(s) ($= \delta_{cap} \cdot \rho_m \cdot \frac{C_{p,m} \Delta T_{sup} + \eta H_f}{q''_{up} + q''_{dn} - q_w - \delta_{cap}}$)</p> <p>$\Delta T_{sup}$：デブリ過熱度(K) , $C_{p,m}$：デブリ比熱(J/kg/K)</p> <p>q''_{up}：デブリ上面の熱流束(放射及び対流熱伝達)(W/m²)</p> <p>q''_{dn}：デブリ下面の熱流束(対流熱伝達)(W/m²)</p> <p>q_w：単位体積当たりの崩壊熱(W/m³)</p> <p>H_f：デブリの熔融潜熱(J/kg) , η：流動停止までの有効潜熱割合(-)</p> <p>σ：デブリ表面張力(N/m) , ρ_m：デブリ密度(kg/m³) , ρ_w：水の密度(kg/m³)</p> <p>g：重力加速度(m/s²) , v：デブリの動粘性係数(m²/s)</p> <p>g'：水中における重力加速度の補正 ($= g(\rho_m - \rho_w)/\rho_m$) (m/s²)</p> <p>$V_{tot}$：デブリ体積(m³) ($= \frac{m(1-f_m)}{\rho_m}$) , m：デブリ質量(kg)</p> <p>G：エントレインされなかった連続体デブリの体積流量(m³/s) ($= \frac{V_{tot}}{t_{rel}}$)</p> <p>$t_{rel}$：原子炉圧力容器からの熔融炉心放出時間(s)</p> <p>f_m：デブリ落下時のエントレイン割合(-)</p> <p>ρ'_m：有効デブリ密度(kg/m³) ($= \rho_m(1 - \epsilon_m)$) , ϵ_m：デブリポイド分率(-)</p> <p>(1)式は、拡がり停止時のデブリ平均厚さが、無次元時間スケール(=熔融物の拡がり時間/固化時間)の平方根に比例することを意味しており、熔融物の拡がりが遅いほど、固化するまでの時間が短いほど、無次元時間は大きくなり、結果として、拡がり停止時の平均厚さが大きく、拡がり面積は小さくなる傾向を示している。逆に、熔融物の拡がり早いほど、固化までの時間が長いほど、無次元時間は小さくなり、平均厚さが薄くなり、拡がり距離は大きくなる。このスケールリング則について、PULiMS 実験との比較が行われており、付図4-13に、実験結果とスケールリング則による評価との比較を示すが、概ね一致している結果が得られている。</p> <p>上記のスケールリング則の式より、$\tau_{conv,v}$及びNは次式のように得られる。</p>	<p>η：有効潜熱割合(-)</p> <p>σ：熔融炉心表面張力(N/m)</p> <p>ρ_m：熔融炉心密度(kg/m³)</p> <p>ρ_w：水の密度(kg/m³)</p> <p>g：水中における重力加速度の補正($= g(\rho_m - \rho_w)/\rho_m$) (m/s²)</p> <p>$g$：重力加速度(m/s²)</p> <p>$v$：熔融炉心の動粘性係数(m²/s)</p> <p>V_{tot}：熔融炉心体積(m³)=$\frac{m(1-f_m)}{\rho_m}$</p> <p>m：熔融炉心質量(kg)</p> <p>G：エントレインされなかった連続体熔融炉心の体積流量(m³/s) = $\frac{V_{tot}}{t_{rel}}$</p> <p>t_{rel}：原子炉容器からのデブリ放出時間(s)</p> <p>f_m：熔融炉心落下時のエントレイン割合(-)</p> <p>ρ'_m：有効熔融炉心密度(kg/m³) = $\rho_m(1 - \epsilon_m)$</p> <p>ϵ_m：熔融炉心ポイド率(-)</p> <p>この相関式は、最終的な熔融燃料の拡がり時の厚さδ_{sp}が、無次元時間(熔融炉心の拡がり時間÷熔融炉心が固化するまでの時間)の平方根に比例することを意味している。熔融炉心の拡がり遅い、又は固化するまでの時間が短い場合には、無次元時間Tは大きくなり、結果として、拡がり時の最終的な厚さδ_{sp}が大きくなり、結果として拡がり面積は小さくなる。逆に、熔融炉心の拡がり早い、又は固化までの時間が長い場合には、無次元時間Tは小さくなり、熔融炉心の厚さが薄くなるため、拡散が進む方向となる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

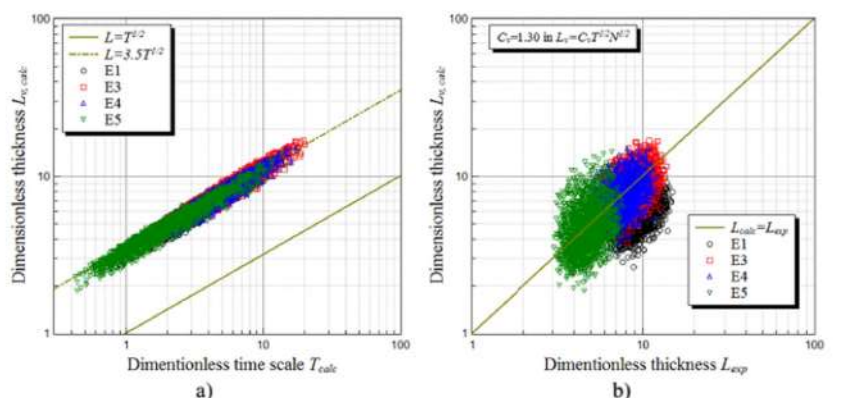
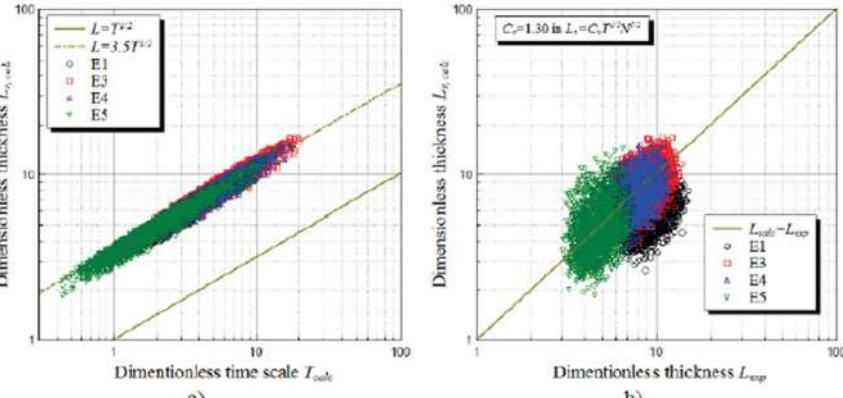
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="241 204 880 279" data-label="Equation-Block"> $\tau_{conv,v} = \left(\frac{V_{tot} \tau_{solid}^{1/2}}{\pi \beta_v \delta_{cap} C_p N^{1/2}} \right)^{2/3} \quad (4)$ </div> <div data-bbox="241 311 880 370" data-label="Equation-Block"> $N = \left(\frac{V_{tot}}{\pi \delta_{cap}} \right)^{1/3} \frac{\beta_l^{4/3}}{\beta_v^{1/3}} \quad (5)$ </div> <div data-bbox="159 383 864 411" data-label="Text"> <p>(4)式及び(5)式により$\tau_{conv,v}$が求まり、次式で拡がり距離が得られる。</p> </div> <div data-bbox="257 422 880 451" data-label="Equation-Block"> $r_v(\tau_{conv,v}) = \beta_v \cdot \tau_{conv,v}^{1/2} \quad (6)$ </div> <div data-bbox="159 544 1050 774" data-label="Text"> <p>BWRの溶融物条件（付表4-6参照）を用いて、上記のPULiMS スケーリング則を適用し、(6)式により溶融物の拡がり半径を評価した。付図4-14に評価結果を示す。制御棒駆動機構ハウジング破損時の溶融物落下質量速度である約8500kg/sの場合、約18mの拡がり半径を得る。溶融物質量を減らして落下質量速度を減らすと、拡がり距離は減少するが、BWR条件の落下質量速度の1/10にしても、まだ、ペDESTAL半径（Mark-I改の場合約3.2m）を超えた拡がり半径を得る。したがって、PULiMS スケーリング則を適用しても、BWRの溶融物条件では、溶融物はペDESTAL床全面に拡がる結果となる。</p> </div> <div data-bbox="224 821 974 1204" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="246 1220 952 1252" data-label="Caption"> <p>付図4-12 溶融炉心の拡がりに関わる熱伝達及び流体力学的な力を示す模式図</p> </div>	<div data-bbox="1075 167 1948 263" data-label="Text"> <p>さらに、上記の拡がりモデルについては、PULiMS 試験との比較により、その妥当性が示されており、図3.3に示すとおり、実験で得られたデータと評価モデルとの比較が実施され、概ね一致している。</p> </div> <div data-bbox="1075 271 1948 335" data-label="Text"> <p>実機評価においては、各入力パラメータに対する実機での条件を適切に与えることにより、拡がり挙動について解析を実施する。</p> </div>	<div data-bbox="1971 542 2116 574" data-label="Text"> <p>※BWR固有の解析</p> </div>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図4-13 PULiMS 実験を対象にしたスケーリング則による評価と実験結果の比較^[28]</p>	 <p>図3.3 拡がりモデルとPULiMS 試験結果との比較</p>	

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

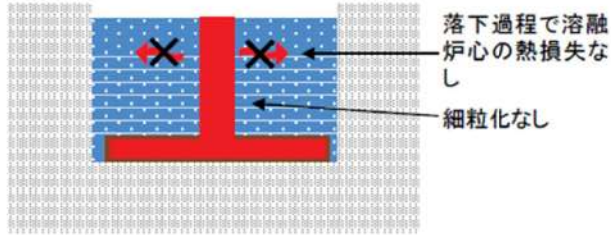
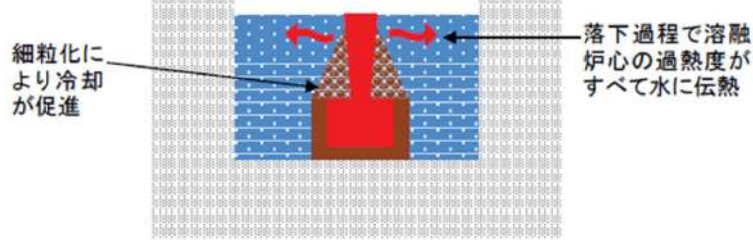
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="183 180 584 264" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 20px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div> <div data-bbox="360 339 815 368" style="text-align: center;"> 付表4-6 BWR溶融物条件（BWR 5 Mark-I 改） </div> <div data-bbox="244 379 954 743" style="border: 2px solid black; height: 228px; margin: 10px 0;"> <!-- Content of the missing table --> </div> <div data-bbox="224 791 981 1292" style="text-align: center;"> <p>拡がり距離</p> <p>拡がり距離 (m)</p> <p>溶融物落下質量速度(kg/s)</p> <p>BWR条件</p> <p>ベチスタル半径(Mark-I改)</p> </div> <div data-bbox="219 1326 956 1355" style="margin-top: 10px;"> 付図4-14 溶融物落下質量速度と拡がり距離の関係（PULiMS スケーリング則適用） </div>		※BWR 固有の解析

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>4. 実機評価</p> <p>これまでの実験の知見から、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において冷却されず高温のまま床に到達する場合には、溶融炉心の拡がり大きくなり、反対に、溶融炉心が落下時に細粒化などにより冷却が進む場合には、溶融炉心の拡がりは小さくなると考えられる。図4.1及び図4.2にそれぞれの場合の模式図を示す。感度解析では、これらのケースに対する溶融炉心の拡がり面積を算出し、MAAPコードの解析の入力条件とする。</p>  <p>図4.1 落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース （溶融炉心からの除熱が進まず、固化割合が小さいため拡がりが大きくなる。）</p>  <p>図4.2 落下時に細粒化などにより冷却が進むケース （溶融炉心からの除熱が進み、固化割合が大きくなるため拡がりが抑制される。）</p> <p>表4.1に1回目の原子炉容器破損時の溶融炉心落下条件について示す。また、表4.2に落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースと落下時に細粒化などにより冷却が進むケースの細粒化割合と過熱度の熱損失をまとめたものである。</p> <p>前者のケースでは、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において、溶融炉心の冷却が進まないような条件として、細粒化無しとし、また、落下過程における溶融炉心-原子炉下部キャビティ水間の熱伝達による溶融炉心の熱損失も無しとしている。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																		
	<p>一方、後者のケースでは、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において、熔融炉心の冷却が進むような条件として、細粒化割合はSaitoの相関式を用い、また、熔融炉心の熱損失については、熔融炉心の過熱度分がすべて水と熱交換するとしている。</p> <p>評価結果を表4.3に示す。拡がり直径については、前者のケースで約7.7m、後者のケースで約1.5mとなった。</p> <p style="text-align: center;">表4.1 熔融炉心放出時のパラメータ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>メルト質量 [kg]</td><td>48,600</td></tr> <tr><td>放出時間 [s]</td><td>100</td></tr> <tr><td>メルト温度 [K]</td><td>2,554.05</td></tr> <tr><td>冷却水温度 [K]</td><td>408.05</td></tr> <tr><td>メルト密度 [kg/m³]</td><td>8,463.1</td></tr> <tr><td>冷却水密度 [kg/m³]</td><td>931</td></tr> <tr><td>ジェット径 [m]</td><td>0.4</td></tr> <tr><td>ジェット粘性係数 [Pa*s]</td><td>10.5</td></tr> <tr><td>ジェット表面張力 [N/m]</td><td>1</td></tr> <tr><td>メルト比熱 [J/kg/K]</td><td>484.6</td></tr> <tr><td>冷却水比熱 [J/kg/K]</td><td>4,280</td></tr> <tr><td>単位質量当たりの崩壊熱 [W/kg]</td><td>264.2</td></tr> <tr><td>固化温度 (T_{sol}) [K]</td><td>2,308.25</td></tr> <tr><td>液化温度 (T_{liq}) [K]</td><td>2,308.25</td></tr> <tr><td>メルト融解熱 [J/kg]</td><td>326.415</td></tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表4.2 各ケースに対する主な入力パラメータ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース</th> <th>落下時に細粒化などにより冷却が進むケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>メルト細粒化割合 [-]</td> <td>0.0</td> <td>0.66</td> </tr> <tr> <td>ジェット冷却による過熱度の熱損失 [K]</td> <td>0</td> <td>245.8</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表4.3 熔融炉心の拡がり評価結果</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース</th> <th>落下時に細粒化などにより冷却が進むケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>拡がり直径 [m]</td> <td>約7.7</td> <td>約1.5</td> </tr> <tr> <td>拡がり面積 [m²]</td> <td>約47</td> <td>約1.8</td> </tr> </tbody> </table>	項目	値	メルト質量 [kg]	48,600	放出時間 [s]	100	メルト温度 [K]	2,554.05	冷却水温度 [K]	408.05	メルト密度 [kg/m ³]	8,463.1	冷却水密度 [kg/m ³]	931	ジェット径 [m]	0.4	ジェット粘性係数 [Pa*s]	10.5	ジェット表面張力 [N/m]	1	メルト比熱 [J/kg/K]	484.6	冷却水比熱 [J/kg/K]	4,280	単位質量当たりの崩壊熱 [W/kg]	264.2	固化温度 (T _{sol}) [K]	2,308.25	液化温度 (T _{liq}) [K]	2,308.25	メルト融解熱 [J/kg]	326.415		落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化などにより冷却が進むケース	メルト細粒化割合 [-]	0.0	0.66	ジェット冷却による過熱度の熱損失 [K]	0	245.8		落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化などにより冷却が進むケース	拡がり直径 [m]	約7.7	約1.5	拡がり面積 [m ²]	約47	約1.8	
項目	値																																																			
メルト質量 [kg]	48,600																																																			
放出時間 [s]	100																																																			
メルト温度 [K]	2,554.05																																																			
冷却水温度 [K]	408.05																																																			
メルト密度 [kg/m ³]	8,463.1																																																			
冷却水密度 [kg/m ³]	931																																																			
ジェット径 [m]	0.4																																																			
ジェット粘性係数 [Pa*s]	10.5																																																			
ジェット表面張力 [N/m]	1																																																			
メルト比熱 [J/kg/K]	484.6																																																			
冷却水比熱 [J/kg/K]	4,280																																																			
単位質量当たりの崩壊熱 [W/kg]	264.2																																																			
固化温度 (T _{sol}) [K]	2,308.25																																																			
液化温度 (T _{liq}) [K]	2,308.25																																																			
メルト融解熱 [J/kg]	326.415																																																			
	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化などにより冷却が進むケース																																																		
メルト細粒化割合 [-]	0.0	0.66																																																		
ジェット冷却による過熱度の熱損失 [K]	0	245.8																																																		
	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化などにより冷却が進むケース																																																		
拡がり直径 [m]	約7.7	約1.5																																																		
拡がり面積 [m ²]	約47	約1.8																																																		

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>5. 参考文献</p> <p>[1] Pavel Kudinov, et al., " Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.</p> <p>[2] Sehgal, B.R., Dinh, T.N., Green, J.A., Konovalikhin, M.J., Paladino, D., Leung, W.H., Gubaidulin, A.A., " Experimental Investigation of Melt Spreading in One-Dimensional Channel" , RIT/NPS Research Report for European Union EU-CSC-1D1-97, 86p., 1997.</p> <p>[3] Greene, G.A., Finrock, C., Klages, J., and Schwarz, C.E., " Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling Heat Transfer and Coolant Layer Boiling," Proceedings of 16th Water Reactor Safety Meeting, NUREG/CP-0096, pp. 341-358, (1988).</p> <p>[4] Suzuki, H., et al., " Fundamental Experiment and Analysis for Melt Spreading on Concrete Floor," Proceedings of 2nd ASME/JSME Nuclear Engineering Conference, Vol. 1, pp. 403-407, (1993).</p> <p>[5] Fieg, G., et al., " Simulation Experiments on the Spreading Behavior of Molten Core Debris" , Proceedings of the 1996 National Heat Transfer Conference, in the session " Fundamental Phenomena in Severe Accidents" , Houston, Texas, August 3-6, 1996, HTC-Vol.9, pp.121-129.</p> <p>[6] Alsmeyer H., et al., " Overview on the Results of the RCA Project on Molten Core - Concrete Interactions" , FISA-95 Proceedings, Luxemburg, EUR 16896 EN, pp.231-255 (1996).</p> <p>[7] Konovalenko A. and Kudinov P., "Development of Scaling Approach for Prediction of Terminal Spread Thickness of Melt Poured into a Pool of Water," Proceedings of The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, N9P0302, 2012.</p> <p>[8] Dinh, T.N. Konovalikhin, M. J., Sehgal, B. R., " Core melt spreading on a reactor containment floor" , Progress in Nuclear Energy, 36(4), pp.405-468, (2000).</p> <p>[9] Maxim J.K., Investigations on Melt Spreading and Coolability in a LWR Severe Accident, Doctoral Thesis, Royal Institute of Technology Stockholm, 2001.</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">付録5</p> <p style="text-align: center;">粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</p> <p>粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている^[32]。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p>デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を付図5-1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル^[34]（次頁参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも压力容器下部プレナムの粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p>	<p style="text-align: right;">添付3-2</p> <p style="text-align: center;">粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</p> <p>粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p>デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を付図2-1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル（付表2-1参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも乱流域に対するLipinski 0-Dモデルが粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付図 5-1 粒子状デブリベッドの流動状態の模式図 [32]</p> <p>この図は、冷却材が粒子状デブリベッドを流下する際の流動状態を示しています。上部には「冷却材」とあり、下部には「蒸気」と「粒子」の向上流を示す矢印があります。右側には「高さH」と「オーバレイの」の注釈があり、下部には「デブリベッド高さH」との注釈があります。図中の粒子は円形として描かれ、その間を冷却材が流下している様子が見えます。</p>	<p>付図 2-1 粒子状ベッド冷却の流動モデル</p> <p>出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p> <p>この図は、粒子状ベッド冷却の流動モデルを示しています。上部には「冷却材」とあり、下部には「蒸気」と「粒子」の向上流を示す矢印があります。右側には「高さH」と「オーバレイの」の注釈があり、下部には「デブリベッド高さH」との注釈があります。図中の粒子は円形として描かれ、その間を冷却材が流下している様子が見えます。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶解炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
<p>Lipinski 0-Dモデルについて（日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋）</p> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽⁹⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \eta_l = s^3$ <p>上述の関係をを用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \left[1 + (u_2/u_1)^2 \right]^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>付表2-1 Lipinski 0-Dモデルについて 出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1059 304 1491 339">モデル</th> <th data-bbox="1496 304 1960 339">実験との比較</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1059 343 1491 1377"> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽⁹⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \eta_l = s^3$ <p>上述の関係をを用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \left[1 + (u_2/u_1)^2 \right]^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。</p> </td> <td data-bbox="1496 343 1960 1377"> </td> </tr> </tbody> </table>	モデル	実験との比較	<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽⁹⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \eta_l = s^3$ <p>上述の関係をを用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \left[1 + (u_2/u_1)^2 \right]^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。</p>		
モデル	実験との比較					
<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽⁹⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \eta_l = s^3$ <p>上述の関係をを用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \left[1 + (u_2/u_1)^2 \right]^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。</p>						

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考文献：</p> <p>[1] (財)原子力発電技術機構（NUPEC）、「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」（2003）</p> <p>[2] EPRI, Technical Foundation of Reactor Safety, Revision 1, Knowledge Base for Resolving Severe Accident Issues, 1022186 (2010).</p> <p>[3] B.R. Sehgal, et al., “ACE Project Phases C & D : ACE/MCCI and MACE Tests,” Proceedings of the U.S. Nuclear Regulatory Commission, 19th Water Reactor Safety Information Meeting, NUREG/CP-0119, Vol.2 (1991).</p> <p>[4] E.R. Copus, et al., “Sustained Uranium-Concrete Interactions (SURC)”, Reactor Safety Research Semiannual Report, NUREG/CR-4805 (1986).</p> <p>[5] G.A. Greene, R.A. Bari, “ISP-24 International Standard Problem No 24, SURC-4 Experiment On Core-Concrete Interactions, Final Workshop Summary Report,” CSNI Report No 155, Volume 2 (1989).</p> <p>[6] H. Alsmeyer, et al., “BETA experiments on Zirconium Oxidation and Aerosol Release during Melt-Concrete interaction,” Proceedings of the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10, Karlsruhe, Germany (1992).</p> <p>[7] R.E. Blose, et al., “SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools,” NUREG/CR-4727 (1987).</p> <p>[8] R.E. Blose, et al., “Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools -The WETCOR-1 Test,” NUREG/CR-5907 (1993).</p> <p>[9] M.T. Farmer, et al., “Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments,” OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[10] M.T. Farmer, et al., “Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs,” Nuc. Eng. and Technol., 41, 5 (2009).</p> <p>[11] H. Nagasaka, et al., “COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests,” OECD</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[12] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[14] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in largescalefuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Design, 236 1998-2009(2006).</p> <p>[15] M. Kato, H. Nagasaka, et al., "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests underEx-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015 (2000).</p> <p>[16] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in theDEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653-1659, (2009).</p> <p>[17] T. G. Theofanous, et al., "The Probability of Liner Failure in a Mark-IContainment," NUREG/CR-5423, (1991).</p> <p>[18] G. A. Greene, et al., "Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling HeatTransfer and Coolant Layer Boiling," Proceedings of 16th Water Reactor SafetyInformation Meeting, NUREG/CP-0096, pp. 341-358 (1988).</p> <p>[19] H. Suzuki, et al., "Fundamental Experiment and Analysis for Melt Spreadingon Concrete Floor," Proceedings of 2nd ASME/JSME Nuclear EngineeringConference, Vol. 1, pp. 403-407 (1993).</p> <p>[20] (社) 日本原子力学会, シビアアクシデント熱流動現象評価 (2001)</p> <p>[21] A. Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and UnderwaterLiquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," Proceedingsof NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).</p> <p>[22] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on HeatRemoval and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating FuelDebris," SAND76-9008 (1976).</p> <p>[23] Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten CoreDebris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10, Karlsruhe, Germany (1992).</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[24] R. J. Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds," NUREG/CR-2646, SAND82-0765 (1982).</p> <p>[25] F. P. Ricou, D. B. Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol. 11, pp. 21-32 (1961).</p> <p>[26] M. Saito, K. Sato, S. Imahori, "Experimental Study on Penetration Behavior of Water Jet into Freon-11 and Liquid Nitrogen," ANS Proc. of National Heat Transfer Conference, Houston, Texas, USA, (1988).</p> <p>[27] T. N. Dinh, et al., "Core Melt Spreading on a Reactor Containment Floor," Progress in Nuclear Energy, Vol. 36, No. 4, pp. 405-468 (2000).</p> <p>[28] A. Konovalenko, P. Kudinov, "Development of Scaling Approach for Prediction of Terminal Spread Thickness of Melt Poured into a Pool of Water," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0302, Taiwan (2012).</p> <p>[29] B. Eppinger, et al., "KATS Experiments to Simulate Corium Spreading in the EPR Core Catcher Concept," FzK, Karlsruhe, Germany.</p> <p>[30] B. Eppinger, et al., "Simulationsexperimente zum Ausbreitungsverhalten von Kernschmelzen: KATS-8 bis KATS-17," FZKA 6589 (2001).</p> <p>[31] I. Lindholm, "A Review of Dryout Heat Fluxes and Coolability of Particle Beds," SKI Report 02:17 (2002).</p> <p>[32] 日本機械学会編, 「沸騰熱伝達と冷却: 第8章 デブリベッドの冷却」, 日本工業出版, 平成元年</p> <p>[33] (財)原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月 付録7-4 溶融炉心の粒子化割合, 付録7-5 粒子状物質ベッドの冷却性 付録7-6 粒子状物質の粒子径</p> <p>[34] EPRI/FAI, MAAP4 Computer Code Manual (2007).</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[35] Q. Zhou, et al., "Benchmark of MCCI Model in MAAP5.02 against OECD CCIE Experiment Series," Proceedings of ICAPP 2014, ICAPP-14352, Charlotte, USA, (2014).</p> <p>[36] J. M. Veteau and R. Wittmaack., "CORINE Experiments and Theoretical Modeling," Proceedings of FISA-95, Luxemburg EUR 16896 EN, pp. 271-285 (1996).</p> <p>[37] R. K. Cole, et al., "CORCON-Mod2: A Computer Program for Analysis of Molten Core-Concrete Interactions," NUREG/CR-3920, SAND84-1246, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1984).</p> <p>[38] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 「平成17年度 原子炉施設のアクシデントマネージメントに係る知識ベースの整備に関する報告書 =環境への影響緩和(デブリ冷却) =」, 06 基シ報-0003, 平成18年7月</p> <p>[39] M. Hidaka, et al., "Verification for Flow Analysis Capability in the Model of Three-Dimensional Natural Convection with Simultaneous Spreading, Melting and Solidification for the Debris Coolability Analysis Module in the Severe Accident Analysis Code 'SAMPSON', (II)," Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 39, No. 5, p. 520-530 (2002).</p> <p>[40] 中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ベドスタル上の炉心デブリの3次元拡がり評価, 日本原子力学会「2013 年秋の大会」, H12, 2013 年9 月</p> <p>[41] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05 (2006).</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

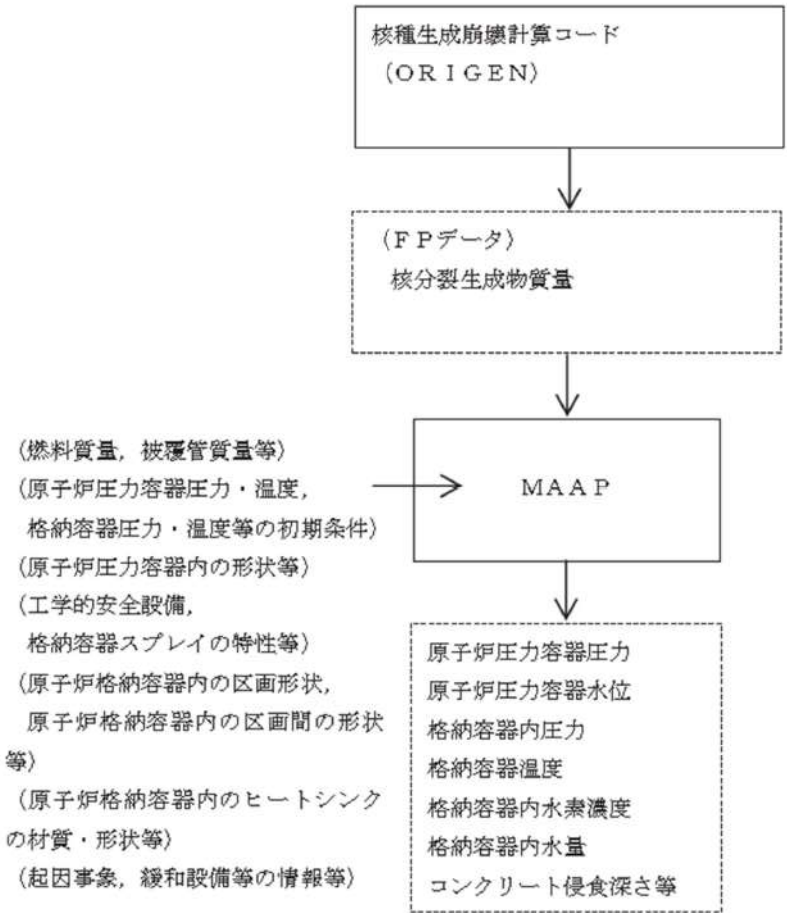
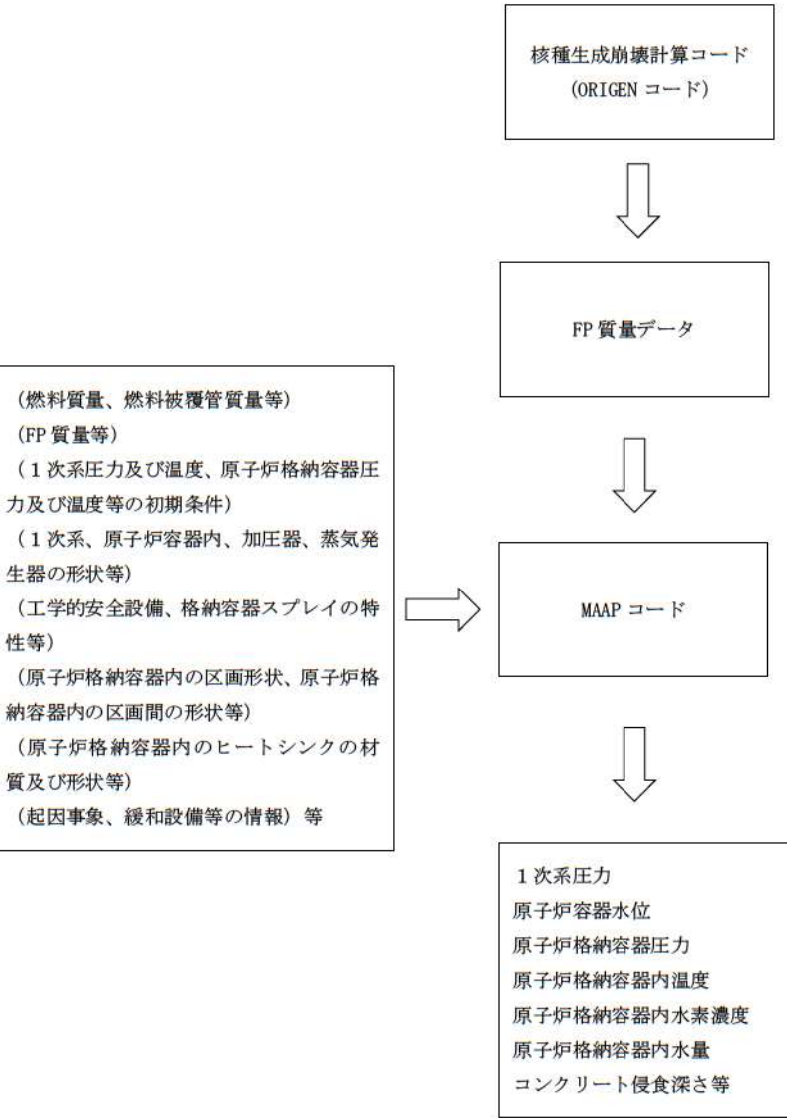
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>核種生成崩壊計算コード (ORIGEN)</p> <p>(FPデータ) 核分裂生成物質量</p> <p>(燃料質量, 被覆管質量等) (原子炉圧力容器圧力・温度, 格納容器圧力・温度等の初期条件) (原子炉圧力容器内の形状等) (工学的安全設備, 格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状, 原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等) (起因事象, 緩和設備等の情報等)</p> <p>MAAP</p> <p>原子炉圧力容器圧力 原子炉圧力容器水位 格納容器内圧力 格納容器温度 格納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

図 3.5-2 前処理コードによるMAAP入力作成の流れ

図 3.5-1 MAAP コードの入出力

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心の径方向に拡大し、外周部のバイパス領域へ流出し、下部プレナムへ流れ落ちる経路、更に炉心シェラウドと接触・破損させることによってダウンカマへ流出する経路等、流出経路には様々な形態が考えられる。熔融炉心の下部プレナムへの落下挙動は、それ以降の原子炉圧力容器破損等の事象進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について 3号機では、RCICによる注水期間において、原子炉格納容器圧力のMAAP解析結果と実測値に差があり、圧力抑制プールにおいて温度成層化が起きた可能性が指摘されている^[3]。MAAPコードによる有効性評価では、圧力抑制プールのプール水を単一ノードで模擬し、プール水温は均一に上昇する仮定としているのに対し、温度成層化を考慮した場合、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が速くなる可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p>	<p>(2) コア・コンクリート反応 熔融燃料が十分に冷却されない場合、熔融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることによりコンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生する。1号機のMAAP解析においては、コア・コンクリート反応による原子炉格納容器の侵食深さを評価しているが、実際にコア・コンクリート反応がどの程度進展していたかは不確かさが大きいため、それ以降の原子炉格納容器破損等の事故進展に影響を与える可能性があり、泊3号機の評価においても留意する必要がある。</p> <p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動 2号機では、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功した。その後原子炉圧力が上昇したことからSRVを1弁追加で開けるも圧力は低下せず、さらに別のSRVを開放したところ原子炉圧力が低下した。この原子炉圧力上昇は、炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。泊3号機において、非凝縮性ガスの存在により原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p>	<p>PWRにおける熔融炉心の下部プレナム落下挙動は適切に模擬できている</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・PWRとBWRの相違によりMAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく適用性に問題はない</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.2 有効性評価に対する影響について</p> <p>2.1 で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAP コードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉圧力容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンスについては、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウンダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による格納容器内事象進展への影響はない。</p> <p>別図 1-2.2-1 及び別図 1-2.2-2 に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力及び格納容器温度の比較を示す。これらの図から明らかなように、事象進展への影響は小さい。</p> <p>また、過渡事象 (TQV) 起因のシーケンスでは、原子炉圧力容器からの気相漏えいは、原子炉減圧挙動と水位低下挙動に影響する。</p> <p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉圧力容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。別図 1-2.2-3 に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力の比較を示す。計装用案内管温度が融点に到達した時点で損傷するとした本感度解析では、その損傷は原子炉減圧後に発生しており、原子炉減圧操作への影響はない。</p> <p>溶融炉心と冷却材の相互作用及び溶融炉心とコンクリートの相互作用においては、原子炉減圧後の現象を評価するため、原子炉圧力容器破損前のベDESTAL注水が必須となる。しかしながら、上述のように十分な時間余裕があり、かつ、評価においては、原子炉水位が有効燃料棒底部まで低下する以前に原子炉減圧操作を実施しており、炉心損傷初期の段階であることから、原子炉圧力容器の気相漏えいを仮定しても破損時間に対する影響は小さく、運転操作に対する影響はない。</p>	<p>2.2 有効性評価に対する影響について</p> <p>2.1 で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAP コードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用、水素燃焼）については、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウンダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による原子炉格納容器内事象進展への影響はない。</p> <p>また過渡事象起因のシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）では、原子炉容器からの気相漏えいや漏えい量の増加は、原子炉減圧挙動と水位挙動に影響する。</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。よって、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>また、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について」で、原子炉冷却材圧力バウンダリから漏えいが発生した場合の運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では具体的な破損モードを記載 <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では計装用案内管破損を模擬した解析を実施している <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シーケンスの相違 <p>記載内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 熔融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>有効性評価のうち、「格納容器過圧・過温破損」の評価において、原子炉圧力容器が破損しないシーケンスを想定するシナリオでは、熔融炉心の下部プレナム落下前に冷却される状態を対象としているため、本現象の影響はない。</p> <p>下部プレナムへの熔融炉心落下が発生するシーケンスについては、本文「3.3.6 熔融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAP コードでは、熔融炉心の下部プレナムへの落下は、炉心支持板が破損するか、クラストが破損して熔融炉心を保持できなくなった場合に開始され、落下する熔融炉心の量は、仮想的なデブリジェット径等により計算されている。一方、燃料支持金具等の炉心下部構造物を介した熔融炉心の移行は、別図 1-2.2-4 に示す経路が想定され、熔融炉心が下部プレナムへ移行する場合、これらの構造物との熱的な相互作用によって、その経路で一部が固化し、落下流量が低減される等の影響が想定される。したがって、これらを考慮していない現行評価は、原子炉圧力容器下部ヘッドへの熱負荷を計算する上で、保守的な扱いといえる。</p> <p>また、同じく「3.3.6 熔融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAP コードでは、熔融炉心の径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞した以降に発生し、熔融領域は炉心シュラウドまで到達しない想定としている。熔融炉心が炉心シュラウドと接触した場合、炉心シュラウドを熔融貫通する可能性はあるものの、その径方向への進展は下部ノードの閉塞挙動等に依存した極めて不確かさの大きな現象と考えられる。さらに、熔融炉心が炉心シュラウドを熔融貫通した場合の下部プレナムへの移行は、ジェットポンプ等の貫通後に発生するが、ジェットポンプ内部に冷却材が存在している場合には、熔融炉心が一時的に冷却される等の効果も期待される。このようなことから、炉心下部構造物を介した移行に比べて、主要なリロケーション経路となり得るとは考えにくく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について（別添1（補足）参照）</p> <p>原子炉隔離時冷却系の運転方法として、福島第一原子力発電所3号機と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、圧力抑制プールの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、原子炉隔離時冷却系が間欠運転（L-2とL-8の自動制御）の場合、原子炉隔離時冷却系が停止している間に原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁が作動することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、原子炉隔離時冷却系の注水流量調整のみによる制御とした場合においても、消費される駆動蒸気量の減少により逃がし安全弁の作動回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。</p> <p>一方、低圧代替注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.18「熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度へ</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MAAP コードは FWR である TMI-2 の事故解析によっても妥当性が確認されており、FWR における熔融炉心の下部プレナム落下挙動は適切に模擬できている <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR と BWR の相違により MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく適用性に問題はない

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAP の評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、原子炉及び格納容器への代替注水等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、原子炉圧力容器内損傷炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p>	<p>の影響について」で、コア・コンクリート反応の不確実さを考慮し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような条件での感度解析を実施した。</p> <p>感度解析ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び溶融炉心からの原子炉下部キャビティ水への熱流束を制限していることから溶融炉心が十分冷却されるまでの時間が長くなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩やかになる。その後コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止するため、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は一時的なものである。</p> <p>また、有効性評価のうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価において、添付資料 7.2.5.2 「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）」で、解析コード及び解析条件の不確かさの評価を実施しており、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p> <p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</p> <p>炉心損傷が進んでいる場合、その減圧時には水素等の非凝縮性ガスを多く含んだ蒸気が放出されることにより原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.20 「格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について」で、原子炉格納容器内の水素濃度の不確かさを考慮した場合の、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。水素濃度が高く、格納容器再循環ユニットの除熱量が低下した場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度への影響は軽微であることを確認している。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAP の評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、溶融炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉</p>	<p>対策の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>このような観点から、本文「3.3.4 格納容器モデル」の図3.3-6に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>	<p>格納容器への注水によって、雰囲気をも十分に攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.4「MAAP での原子炉格納容器モデルについて」に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>	<p>記載内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

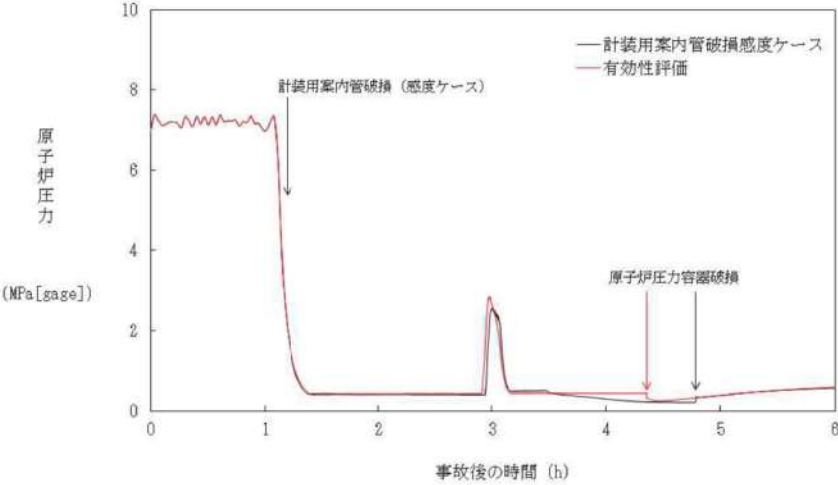
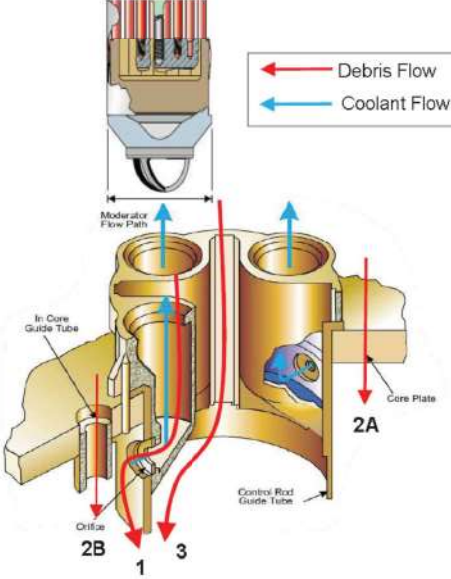
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="174 180 1019 667"> </div> <p data-bbox="264 683 929 746">別図 1-2.2-1 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損） における原子炉圧力変化の比較</p> <div data-bbox="230 834 1019 1329"> </div> <p data-bbox="264 1345 929 1409">別図 1-2.2-2 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損） における格納容器温度変化の比較</p>		<p data-bbox="1977 172 2112 371">記載内容の相違 ・泊では有効性評価で計装用案内管破損を模擬した解析を実施している</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>から、ここでは着目しないこととした。また、⑦「その他」についても、MAAP コードでの事象進展解析には関係しないものと判断した。その結果、B①～B④の中から7項目が残った。B①のうち、2号機-7「強制減圧後の原子炉圧力の上昇について」は有効性評価において主要因と影響を考慮済であること、2号機-11「原子炉格納容器の気相漏えいについて」はB④1号機-6「原子炉格納容器の気相漏えいについて」と概ね重複すること、B③のうち、3号機-9「原子炉圧力容器の気相漏えいについて」は1号機-5「原子炉圧力容器の気相漏えいについて」と概ね重複することから片方で代表させた。選定フローについては図2、選定した7項目と採否については表2に示す。</p> <p>以上より、B①～B④の4項目で細分化される福島第一原子力発電所事故の未確認・未解明事項に対して、それぞれから1項目を抽出した。</p> <div data-bbox="1070 587 1944 1289" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: right;">以上</p> </div>	

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<pre> graph TD A[抽出された52項目] --> B{MAAPの事象進展に直接関係するか} B -- NO --> C["(分類A、C、D、Bの⑦)"] B -- YES --> D{最終的にMAAPで評価するか} D -- NO --> E["(分類Bの⑤、⑥)"] D -- YES --> F{PWRに置換え可能か} F -- NO --> G["(分類Bの①～④のうち13項目)"] F -- YES --> H["(項目Bの①～④のうち7項目)"] H --> I{重複、類似、考慮していないか} I -- NO --> J["(分類B①～④の7項目のうち3項目)"] I -- YES --> K["【採用項目】 B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズムからそれぞれ代表的な1項目を以下の通り抽出 ①水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動 ②コア・コンクリート反応について ③原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について ④原子炉格納容器の気相漏えいについて"] C --> L["【不採用項目】 A 機器の動作・応答・特性(①～⑥) C 地震・津波(①、②) D その他(ヒューマンファクター) B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム(①～④の16項目、⑤、⑥、⑦)"] E --> L G --> L J --> L </pre>	

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
	<p style="text-align: center;">表2 選定した7項目について</p> <table border="1" data-bbox="1117 263 1944 952"> <thead> <tr> <th>細分類</th> <th>項目</th> <th>採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B①</td> <td>2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について</td> <td>不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> <td>採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた</td> </tr> <tr> <td>B②</td> <td>共通-5 コア・コンクリート反応について</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td>B③</td> <td>1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td></td> <td>3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて</td> <td>採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた</td> </tr> <tr> <td>B④</td> <td>1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> <td>採用</td> </tr> </tbody> </table>	細分類	項目	採否	B①	2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について	不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済		2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	採用		2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた	B②	共通-5 コア・コンクリート反応について	採用	B③	1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用		3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた	B④	1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用	
細分類	項目	採否																								
B①	2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について	不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済																								
	2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	採用																								
	2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた																								
B②	共通-5 コア・コンクリート反応について	採用																								
B③	1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用																								
	3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた																								
B④	1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用																								

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3-2 原子炉圧力の挙動</p>	<p>図3-2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における1次冷却材圧力の推移</p>	<p>崩壊熱が低下し2次冷却系除熱により減圧するが、2次冷却系水位が低下して伝熱管が露出すると再び圧力は上昇する。</p> <p>*: 加圧器逃がしタンク（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

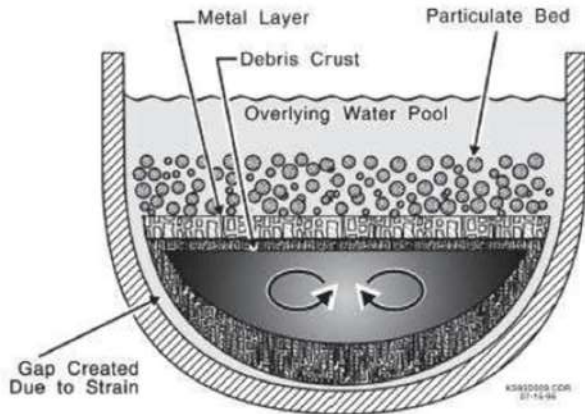
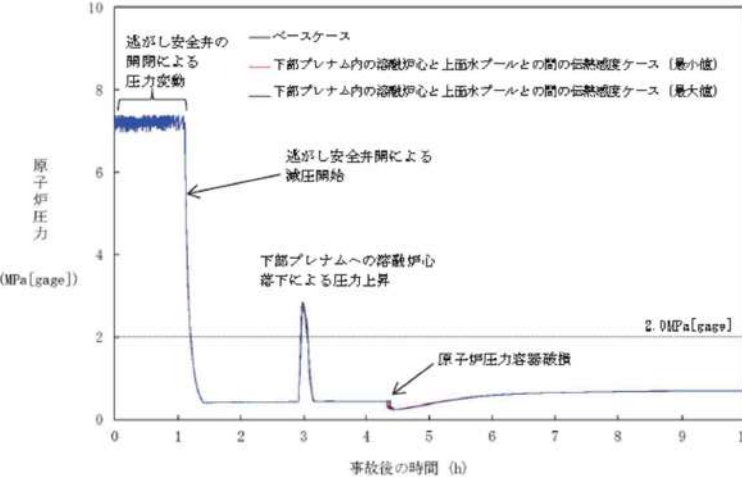

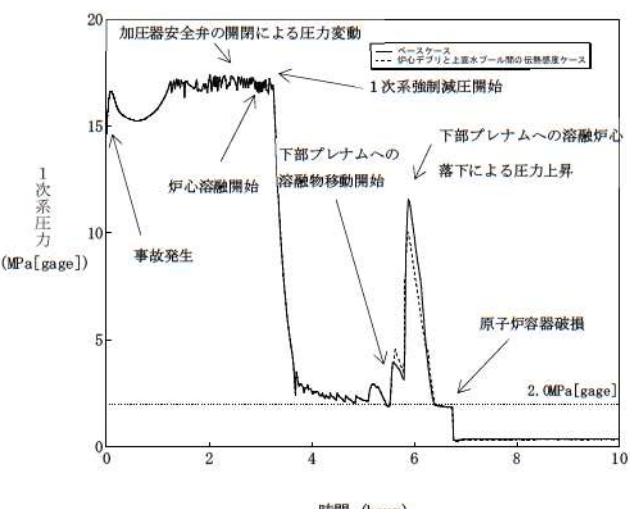
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>付図 2-1 デブリベッドへの冷却材浸入による冷却</p>  <p>付図 2-2 原子炉圧力の時間変化</p>	 <p>付図 3-1 デブリベッドへの水浸入による冷却モデル 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>  <p>付図 3-2 1次系圧力の時間変化</p> <p>付図 3-1 の内容が機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付図 3-1 下部プレナムでのエネルギー移行図</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>付図 4-1 下部プレナムでのエネルギー移行モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>付図 4-2 1次系圧力の時間変化</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

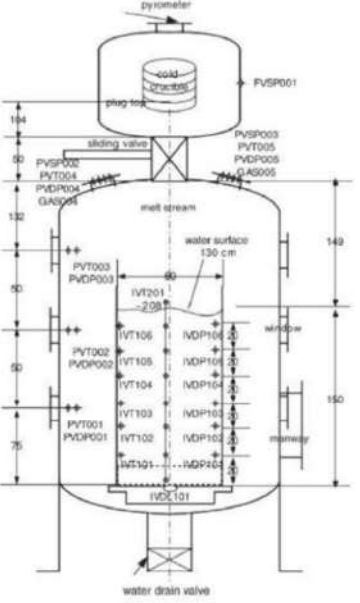
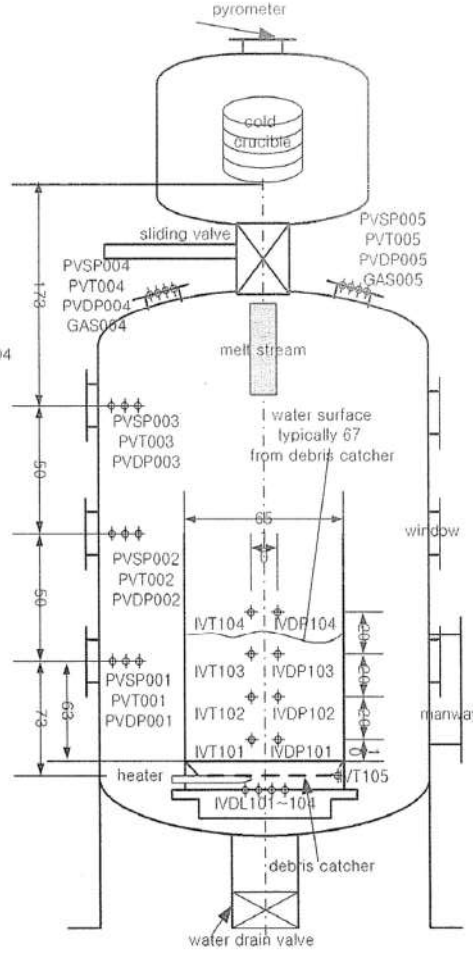
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉													泊発電所3号炉													相違理由	
表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果 (1/2) [8] [9] [10] [11]													表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (1/2)														
実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物過熱度 K	炉内温度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)							
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-	1	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5	>3373	-	5	-	-	-							
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-	2	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5.5	>3373	-	5	-	-	-							
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-	3	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.9	>3373	-	50	-	-	-							
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-	4	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.2	>3373	-	81	-	○	-							
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-	5	98.5%ZrO ₂ +1.5%Zr	0	2.9	3373	-	36	-	○	-							
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-	6	100%ZrO ₂	0	4.2	>3373	-	81	-	○	-							
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-	9	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	4.9	3300	-	77(*)	-	-	-							
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-	10	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	6.7	3800	-	79(*)	-	○	-							
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-	11	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	9.2	>3800	-	77(*)	-	-	-							
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 ^(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%	12	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	8.4	3800	-	80(*)	○	○	-							
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3090 ^(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-	13	69%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	6.9	7.7	2600	-	81	○	○	-							
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	-	-	-	-	-	-	No	-	14	69%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	6.9	6.5	3000	-	88	○	○	-							
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1	-	-	-	-	-	-	-	15	89%ZrO ₂ +11%Zr	0	2.9	3750	-	83	○	○	-							
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-	17	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	-	-	-	-	-	-	-							
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-	18	78%UO ₂ +22%ZrO ₂	7.8	9.1	-	-	-	-	-	-							
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-	21	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	7.8	3000	-	75	-	-	-							
	24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-	22	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	9.9	2900	-	76	-	-	-							
	25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-	23	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	10.4	3600	-	80	-	-	-							
	26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-	24	100%ZrO ₂	0	6.4	3600	-	85	○	○	-							
											25	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	9.0	3500	-	86	○	-	-							
											26	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	12.3	3300	-	90	○	-	-							
											29	50%UO ₂ +50%ZrO ₂	3.5	11.5	-	-	-	-	-	-							
											32	87%UO ₂ +13%ZrO ₂	8.7	-	-	-	-	-	-	-							
											34	70%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	10.5	3670	-	32	○	○	0.63							
											35	70%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	19.9	2900	-	39	○	○	0.21							
											36	70%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	5.8	3510	-	68	○	○	0.50							
										37	80%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	3.8	8.1	3380	-	60	○	○	0.01								
										38	79%UO ₂ +21%ZrO ₂ +1%Zr	7.9	5.8	3650	-	85	-	-	-								
										39	79%UO ₂ +21%ZrO ₂ +1%Zr	7.9	3.4	3730	-	88	○	-	-								
表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果 (2/2) [8] [9] [10] [11]													表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (2/2)														
実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物過熱度 K	炉内温度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)							
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.9	-	-	-	-	-	No	-	40	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.1	>3000	-	86(*)	-	-	-							
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)	-	-	-	-	-	-	No	-	43	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.2	2600	-	77	○	-	-							
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	19.5	~3000	-	0.341	0.67	Yes	Yes	0.63	44	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.8	2680	-	78	-	-	-							
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21	45	100%ZrO ₂	0	5.5	3280	-	84	○	○	-							
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000	-	305	0.95	Yes	Yes	0.50	46	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	6.7	11.7	3090	-	86	○	○	-							
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01	47	68%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.68	10.7	3030	-	79	-	-	-							
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-	48	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	6.7	19.0	3620	-	38	○	-	-							
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-	49	62.5%UO ₂ +19%ZrO ₂ +11.7%Zr+11%Fe	0.625	16.0	3500	-	-	-	-	-							
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-	50	59.5%UO ₂ +18%ZrO ₂ +11.9%Zr+10.6%Fe	0.595	14.5	-	-	-	-	-	-							
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61.3/19/11.7/1)	15.96	2730(3360)	-	-	-	-	-	-	51	62.8%UO ₂ +15.5%ZrO ₂ +12.0%Zr+11.1%SS	0.628	6.3	3420	-	79	○	○	-							
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (69.5/16.7/12.1/10.7)	14.46	-	-	-	-	-	-	-	52	61.0%UO ₂ +16.0%ZrO ₂ +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.6	2950	-	88	○	-	-							
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (69.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-																	
	52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (51/18/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.110	285	1.30	Yes	Steam Spike	-																	
	(注 1) 参考文献[9]によれば温度計測に問題があり、実際には 3500K 程度以上と推測されている。 (注 2) 参考文献[9]によれば二つの温度計が異なる最高温度 (4000K、3200K) を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。													*) 系の圧力が約 0.1MPa であるため、373K から水の温度を差し引いた値を記載。													

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉

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

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

(注1) 実験失敗
 (注2) 計測失敗

泊発電所3号炉

表 3.1-6 SERENA 実験条件及び結果一覧[1]

実験 ID	溶解物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶解物 質量 kg	溶解物 温度 K	溶解物 過熱度 K	47°C/°K での外部トリガーの有無	水蒸気発生 発生の有無	構造的工材* への変換効率 (%)
TS-1	73.4%UO ₂ +26.6%ZrO ₂	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	0.12
TS-2	68.0%UO ₂ +32.0%ZrO ₂	0.68	12.5	3063	228	61.7	○	0.28
TS-3	71.0%UO ₂ +29.0%ZrO ₂	0.71	15.9	3107	272	65.1	○	0.22
TS-4	81.0%UO ₂ +19.0%ZrO ₂	0.81	14.3	3011	171	64.0	○	0.35
TS-5	76.0%UO ₂ +18.3%ZrO ₂ +5.0%Zr+0.7%U	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	0.06
TS-6	73.3%UO ₂ +18.5%ZrO ₂ +4.9%Fe ₂ O ₃ +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	0.66
KS-1	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	2.4	2869	109	118	○	0.10
KS-2	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	3.9	3049	189	60	○	0.08
KS-3	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	0.8	2850	-	-	-	-
KS-4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.3	2958	38	62	○	0.18
KS-5	80.1%UO ₂ +11.4%ZrO ₂ +8.5%Zr	0.801	1.7	2864	64	67	○	-
KS-6	73%UO ₂ +20.4%ZrO ₂ +4.1%Fe ₂ O ₃ +2.5%FP	0.73	1.7	2853	182	54	○	~0

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【第5部 MAAP 添付2 3.2 FCI 実験の知見の整理より抜粋】</p> <p>(3) FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方</p> <p>炉心溶融が進展し炉外に溶融炉心が流出する場合、FCI と MCCI の影響緩和において、格納容器下部への初期水張が重要なマネジメントとなる。以下では格納容器下部への注水による初期水張りの考え方について示す。</p> <p>FCI の観点では、これまでのFCI 実験結果の知見から、BWR の実機条件では水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。しかし、万が一水蒸気爆発が発生したと想定すると、水深が深いと、粗混合が促進され、水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある。</p> <p>MCCI の観点では、種々の実験結果から、デブリ上面から除熱を向上させるため、格納容器下部への水張り水深を深くすることにより、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして体積することにより、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要である。</p> <p>以上より、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があるが、MCCI の影響を緩和する観点からは有利である。したがって、水蒸気爆発の評価により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを十分確認できる範囲で初期水張りの水深を深くし、溶融炉心の粒子化を促進し、MCCI を緩和する運用とすることが得策と考えられる。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2 3.2 FCI 実験の知見の整理より抜粋】</p> <p>(3) FCI と MCCI を考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方</p> <p>炉心溶融後に原子炉容器破損に至り、溶融物が原子炉キャビティに移行する場合、溶融物を冷却するために、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに注水する方が検討されている（ウェットキャビティ）。ウェットキャビティ方策では、溶融物が細粒化することで崩壊熱除去が促進され、MCCI 防止に期待できる一方、FCI の観点では、水蒸気爆発や圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損の可能性がある。以下では、原子炉下部キャビティに注水する水張りの考え方について整理する。</p> <p>FCI の観点では、これまでの実験的知見から、UO_2 を用いた各種実験において外部トリガリングがなければ水蒸気爆発の発生は観察されていないこと、また、実機感度解析において圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇は軽微であることから、FCI による影響は小さいと言える。</p> <p>MCCI の観点では、水中に溶融物が落下する場合、溶融物の細粒化と固化が促進され、冷却面積が大きくなることから、MCCI によるコンクリート侵食防止にとって有利に働くと言える。</p> <p>以上から、ウェットキャビティ方策のメリットとデメリットを比較すると、MCCI によるコンクリート侵食防止のメリットが、FCI による原子炉格納容器破損の可能性のデメリットを上回ると判断できる。</p>	<p>※女川の3.2相当となるよう「FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方」について追記</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【第5部 MAAP 添付2より抜粋】</p> <p>付録1 FARO 実験による MAAP の圧カスパイクモデル妥当性確認</p> <p>1. FARO 実験の概要</p> <p>FCI の代表的実験である FARO 実験は、UO₂/ZrO₂/Zr 熔融混合物を噴出させ、装置下部の冷却材との相互作用を検証する実験である。実験装置、実験条件及び実験結果の概要は3.1章(3) FARO 実験に記載している。</p> <p>2. MAAP コードによる FARO 実験の検証解析</p> <p>MAAP コードでは、熔融炉心と冷却材の相互作用を計算し、圧カスパイクを取り扱うモデルに関するパラメータのうち、三つのモデルパラメータが FARO 実験のベンチマーク解析によって妥当性を評価されている。熔融炉心のエントレインメント係数、及び粒子径ファクタである。</p> <p>エントレインメント係数は、ジェット速度と密度比から熔融炉心のエントレインメント量を計算する際の係数であり、細粒化モデル(Ricou-Spalding モデル)に使用される。エントレインメント量はプール水への伝熱量に寄与する。また、エントレインメント速度(m/s)を求める下式からは、プール底部におけるジェット直径、ジェットの粒子化割合が求められる。</p> $m_{ent} = E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj}$ <p style="margin-left: 40px;">E_o：エントレインメント係数 u_{dj}：ジェット速度[m/s] ρ_{dj}：ジェット密度[kg/m³] ρ_w：水密度[kg/m³]</p> <p style="margin-left: 40px;"></p> <p>粒子径ファクタは、ジェット表面からエントレインメントを受けた粒子の直径を計算する際の係数である。計算された粒子径は、粒子の沈降速度やデブリ温度の計算に用いられる。</p> <p>圧カスパイクモデルのベンチマーク解析における仮定を以下に示す。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2より抜粋】</p> <p>添付2-1 FARO 実験における MAAP の圧カスパイクモデルの妥当性確認</p> <p>(1)FARO 実験の概要</p> <p>FARO 実験装置は、150kg 程度のウラン酸化物及びジルコニウム酸化物からなる熔融物を水中に落下させる装置であり、そのときの FCI 挙動を観察するものである。</p> <p>(2)MAAP コードによる FARO 実験解析</p> <p>FARO 実験解析を実施する際、MAAP コードにおいて FCI に影響する3つのモデルパラメータを感度係数として選定し、その感度解析結果と FARO 実験結果を比較することによって、圧カスパイクモデルの妥当性を確認する。</p> <p>感度係数として選定したモデルパラメータは以下のとおりである。モデルパラメータの最小値、推奨値、最大値も併せて示している。</p> <ul style="list-style-type: none"> • • • <p>MAAP コードによる実験解析を実施するにあたって、いくつかの簡略化を行っている。具体的な仮定を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> • • • <p style="text-align: center;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>※女川の付録1相当である資料を新規作成</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

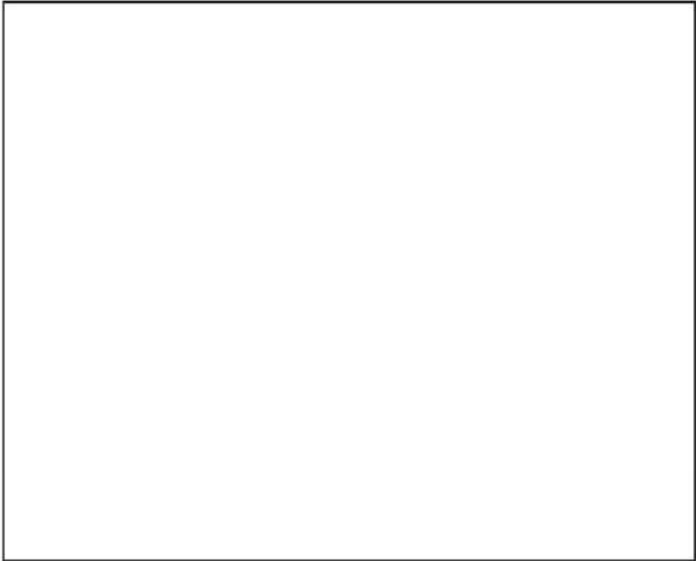




付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<div data-bbox="159 209 1032 549" style="border: 1px solid black; height: 213px; width: 390px;"></div> <p data-bbox="138 592 1032 651">上記の仮定によって、解析結果と実験結果の比較には制限があるが、ピーク圧力の上昇（すなわち、圧力スパイク挙動）と圧力の上昇速度については、比較が可能である。</p> <p data-bbox="138 695 1032 826">付図1、付図2、付図3、付図4、付図5、付図6、付図7、付図8、付図9、付図10、付図11及び付図12にL-06、L-08、L-14、L-11実験の圧力及びデブリ粒子径及び堆積デブリ質量の実験結果と、MAAP解析結果の比較図を示す。MAAP解析結果は、三つのパラメータに対して、最適値、最大値、最小値の組み合わせを用いて評価されている。また、付表1にL-06、L-08、L-14、L-11実験の過熱度を示す。</p> <div data-bbox="255 847 904 951" style="text-align: center;"> <p>付表1 FARO 実験における過熱度^[2-4]</p> <table border="1" data-bbox="255 871 904 951"> <thead> <tr> <th>実験ケース</th> <th>L-06</th> <th>L-08</th> <th>L-14</th> <th>L-11</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過熱度[K]</td> <td>63</td> <td>163</td> <td>263</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="159 975 1032 999">いずれの実験の圧力挙動も、MAAP解析結果では再現をみた。</p> <div data-bbox="159 999 1032 1070" style="border: 1px solid black; height: 45px; width: 390px;"></div> <p data-bbox="138 1078 1032 1137">また、デブリ粒子径及び堆積デブリ質量についても、実験結果のデータは、エントレインメント係数及び粒子径ファクタを変化させた場合のMAAP解析結果の範囲内によく再現されている。</p> <div data-bbox="696 1214 1003 1283" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11	過熱度[K]	63	163	263	100	<div data-bbox="1070 201 1966 448" style="border: 2px solid black; height: 155px; width: 399px;"></div> <p data-bbox="1055 592 1966 651">上記の仮定があるため解析結果と実験結果の比較には制限があるものの、ピーク圧力の上昇と圧力の上昇速度については比較可能である。</p> <p data-bbox="1055 695 1966 791">以下では、実験L-06、L-08、L-11、L-14と解析の比較について、圧力（付図1-1～付図1-4）、堆積デブリ質量（付図1-5～付図1-8）、及びデブリ粒子径（付図1-9～付図1-12）を示す。いずれの実験の圧力挙動もMAAPコードによる解析結果とよく一致した。</p> <div data-bbox="1335 815 1910 842" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	
実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11								
過熱度[K]	63	163	263	100								

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

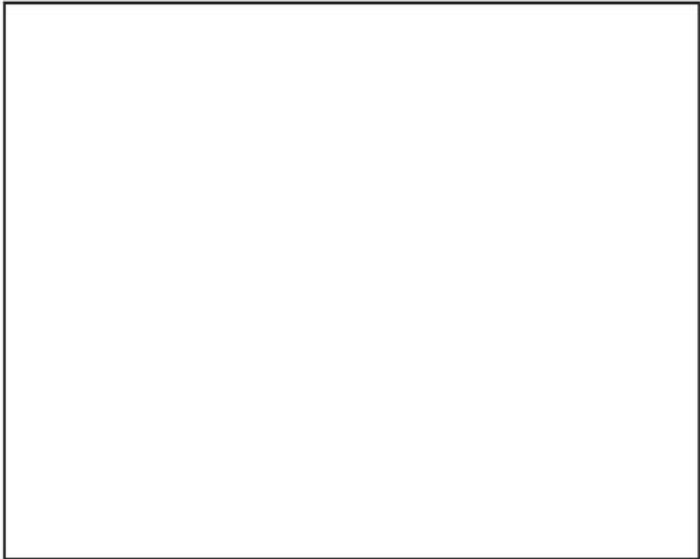

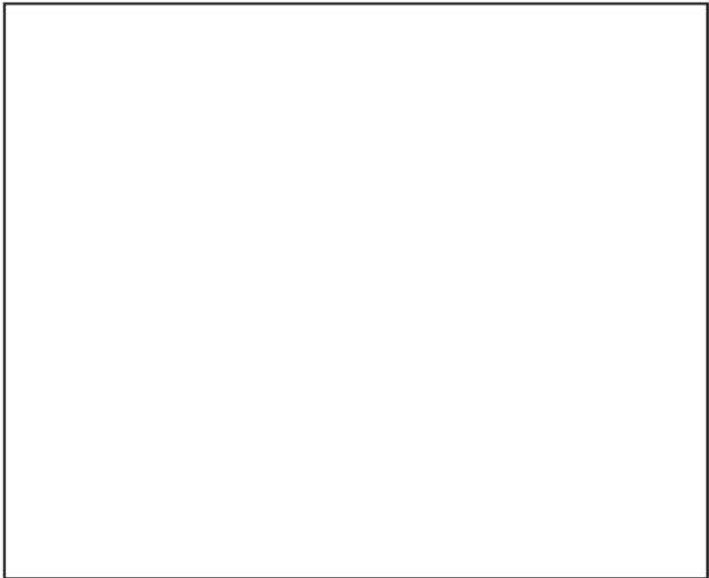
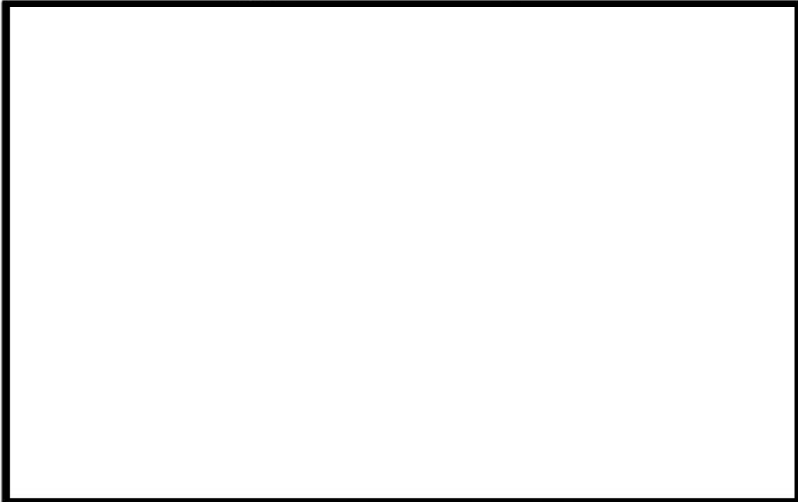

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図1 L-06 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[29]</p>	 <p>付図1-1 L-06 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI</p>	
 <p>付図2 L-08 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[29]</p>	 <p>付図1-2 L-08 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI</p> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

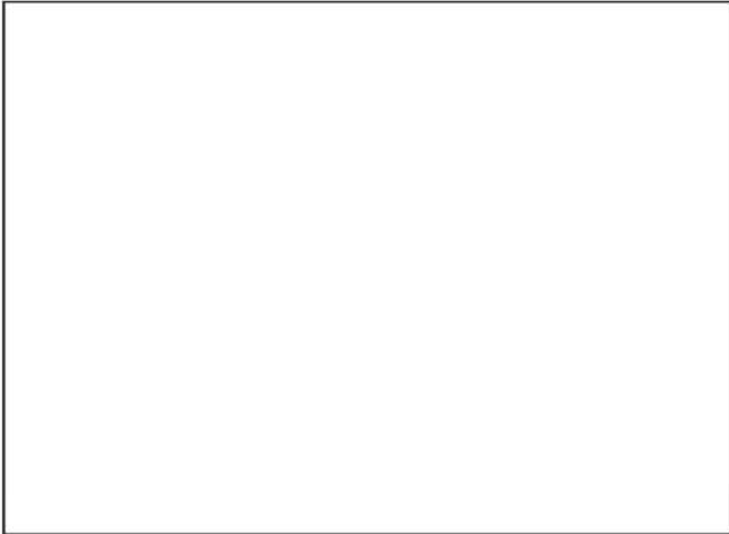
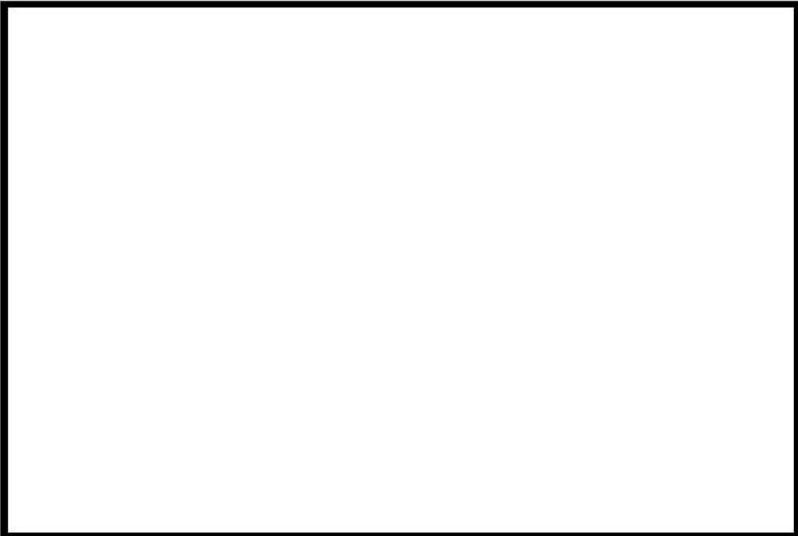
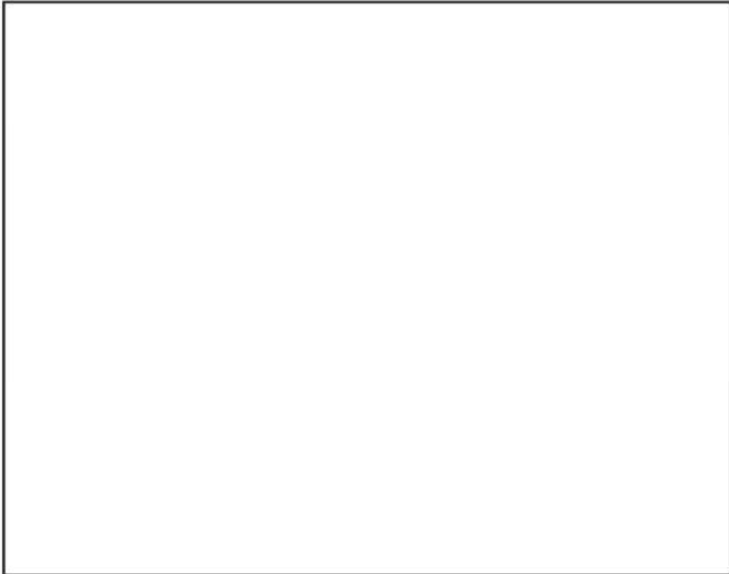
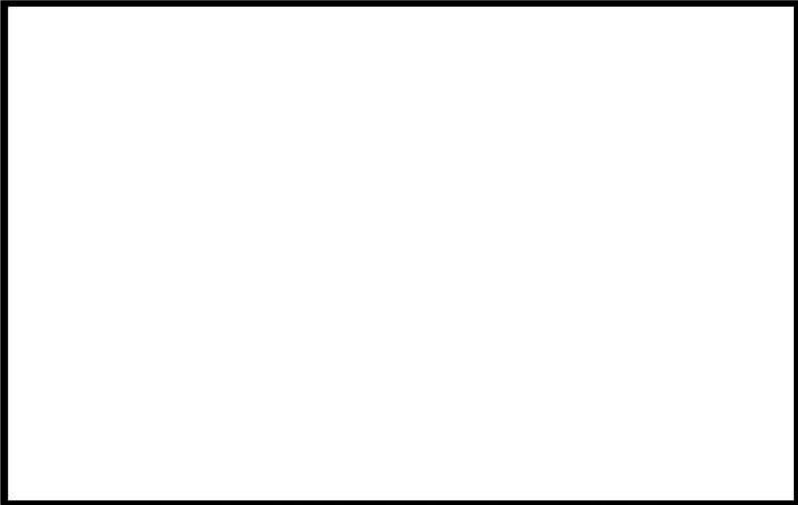

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図3 L-14 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[23]</p>	 <p>付図1-3 L-11 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p>付図4 L-11 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[23]</p>	 <p>付図1-4 L-14 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


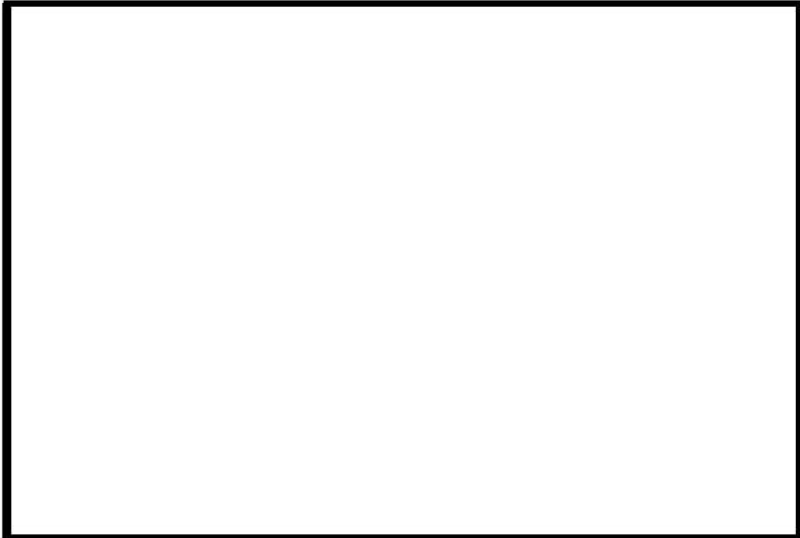



付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="331 730 837 753">付図5 L-06 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p>	 <p data-bbox="1229 738 1760 761">付図1-5 L-06 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1330 770 1673 793">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="331 1374 837 1396">付図6 L-08 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p>	 <p data-bbox="1229 1313 1760 1335">付図1-6 L-08 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1330 1345 1673 1367">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1361 1377 1928 1406"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



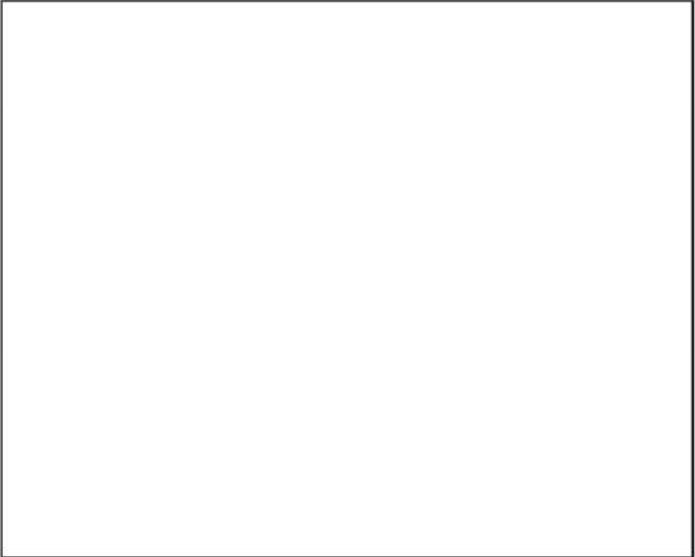


付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="331 762 842 788">付図7 L-14 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[22]</p>	 <p data-bbox="1236 751 1771 774">付図1-7 L-11 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1339 783 1682 805">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="331 1378 842 1404">付図8 L-11 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[22]</p>	 <p data-bbox="1236 1323 1771 1345">付図1-8 L-14 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1339 1355 1682 1377">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1346 1394 1917 1420">  枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

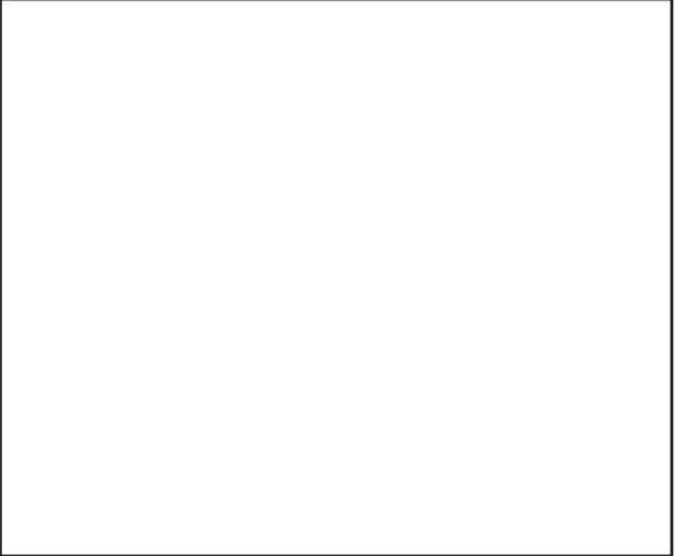
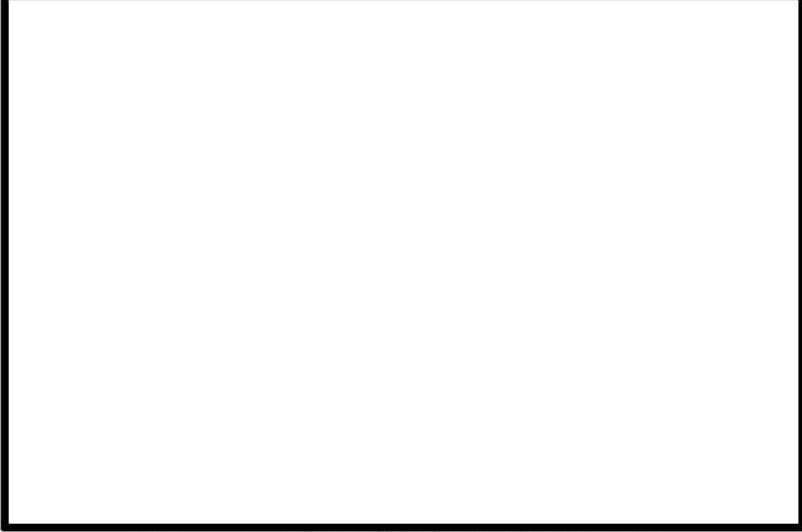



付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="344 778 860 802">付図9 L-06 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p data-bbox="1240 740 1756 764">付図1-9 L-06 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1335 772 1666 796">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="309 1385 837 1409">付図10 L-08 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p data-bbox="1240 1315 1756 1339">付図1-10 L-08 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1335 1347 1666 1370">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1346 1394 1917 1422">  枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図 11 L-14 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p>付図 1-11. L-11 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径） 出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI</p>	
 <p>付図 12 L-11 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p>付図 1-12. L-14 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径） 出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI</p> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

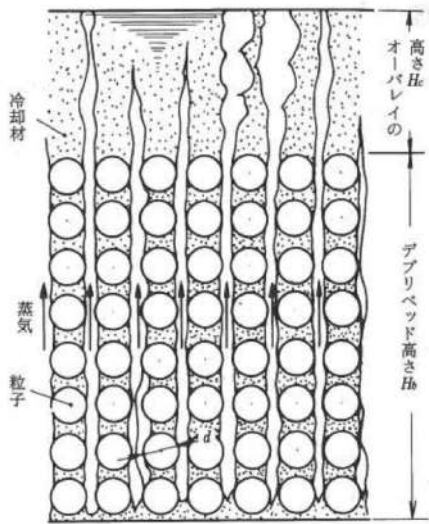
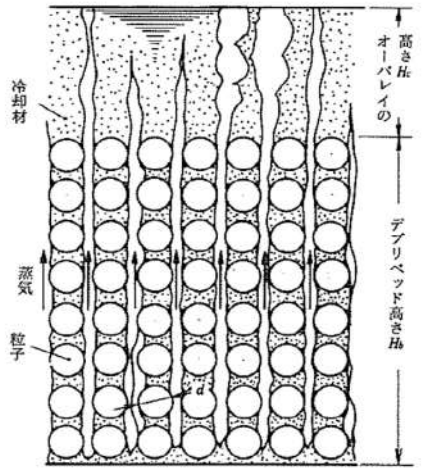
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
<p>Lipinski 0-Dモデルについて（日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋）^[32]</p> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合^{[19][6]}</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている^[19]。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_l \{ 1 + (u_2/u_1)^2 \}^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>付表2-1 Lipinski 0-Dモデルについて</p> <p>出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1052 319 1478 359">モデル</th> <th data-bbox="1478 319 1960 359">実験との比較</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1052 359 1478 1452"> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合^{[19][6]}</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている^[19]。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_l \{ 1 + (u_2/u_1)^2 \}^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p> </td> <td data-bbox="1478 359 1960 1452"> <p>図8-6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較</p> </td> </tr> </tbody> </table>	モデル	実験との比較	<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合^{[19][6]}</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている^[19]。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_l \{ 1 + (u_2/u_1)^2 \}^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>図8-6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較</p>	
モデル	実験との比較					
<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合^{[19][6]}</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている^[19]。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_l \{ 1 + (u_2/u_1)^2 \}^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>図8-6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較</p>					

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE10-9 r.4.0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

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

令和5年6月
北海道電力株式会社

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

ここで、各構成部のシール部はその構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。(泊発電所3号炉を例に主なシール部の構造を図2-2から図2-8に示す。)

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

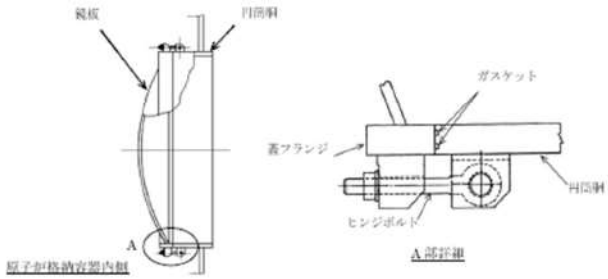
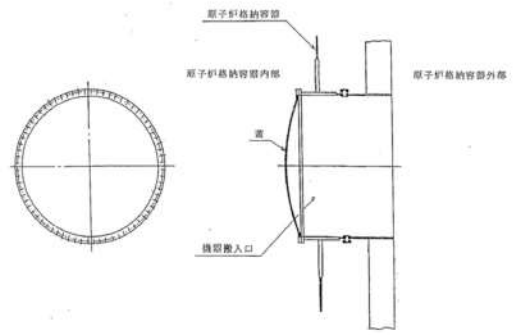
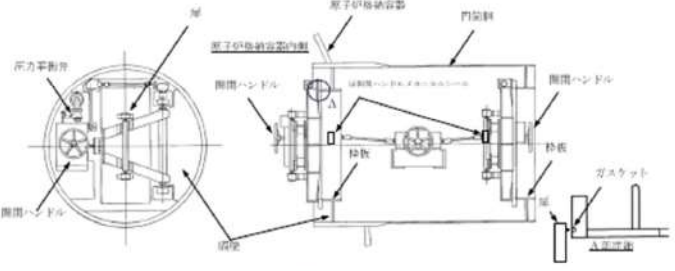
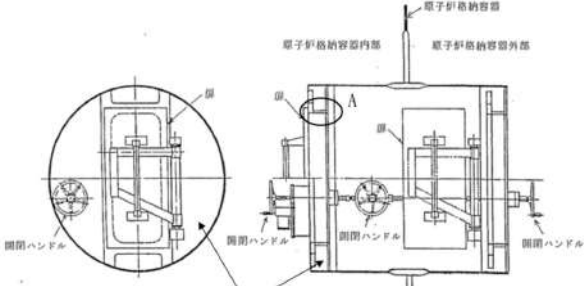
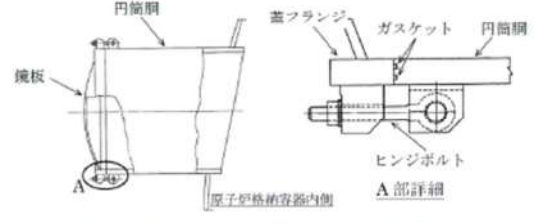
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

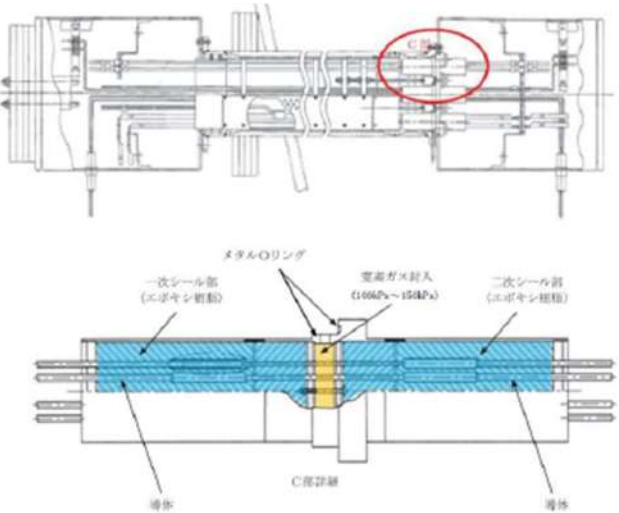
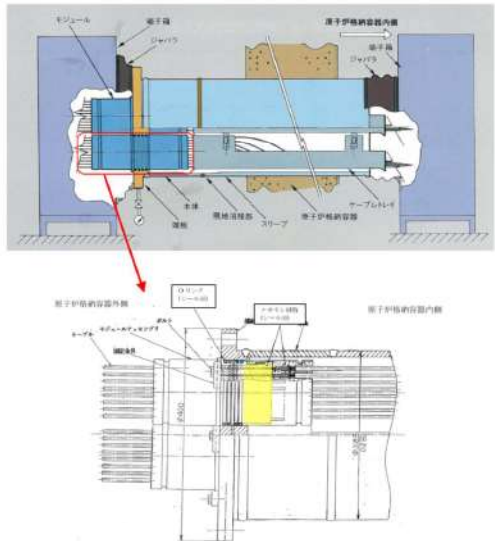
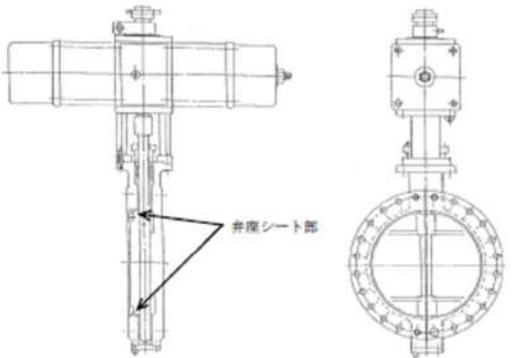
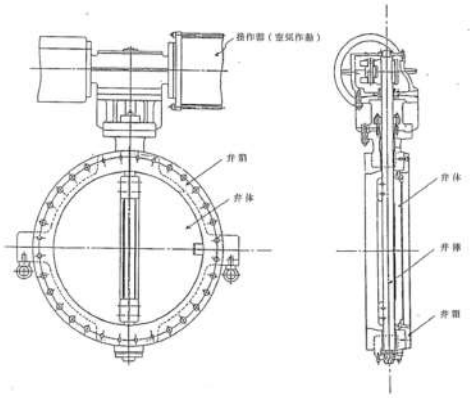
付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

試験名	概要	試験体	主な条件	得られた知見と適用性の考察
CSE試験 ^{※1} (米国) (1964年～1970年)	原子炉格納容器内のFPの自然捕集、スプレイ捕集及び漏えい経路での除去等による環境への漏えい量の検証を評価	1000MPa級 PWR 格納容器 1/5モデル 漏えい経路（ステンレス鋼管（直径4.57cm）、ニードル弁で構成） （図3-1参照）	122°C 0.24 MPa [gage] Cs-137等エアロゾル 通気時間10～120分	・捕集の程度は漏えい経路の幾何学的形状、材料及びFPの化学的・物理的形態に依存するとの見解が得られた。 ・DF10から100程度と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。 ・高濃度で生成された大きな粒子が閉塞に効果的であるとの見解が得られた。 ・エアロゾル濃度と毛細管サイズによる閉塞までの時間に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Nelsonらの試験 ^{※2} (米国) (1975年)	毛細管を通るエアロゾルの閉塞までの時間等を評価	様々なサイズの毛細管 直径0.52～1.57mm、 長さ4.9～7.6cm （図3-2参照）	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 数mg/m ³ ～200g/m ³	・高濃度では閉塞までの時間が非常に短い（数秒）との見解が得られた。 ・閉塞までの時間とリーク量に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Morewitzらの試験 ^{※3} (米国) (1978年)	複雑な流路を通るエアロゾルの輸送試験から簡易モデルを提案	幅0.79～1.25cmの複雑流路 （図3-3参照）	Na ₂ O、Na ₂ CO ₃ エアロゾル エアロゾル濃度 数百g/m ³	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの値）は漏えい経路の形状の違いによりであり、重大事故発生の環境下での実機試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を4で確認する。
NUPEC試験 ^{※4} (日本) (1989年～1997年)	重大事故発生の原子炉格納容器貫通部の漏えい及びエアロゾル捕集特性を評価	電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットのシール部を模擬させた漏えい経路を設定	100～200°C ドライ条件 0.11～0.60 MPa [gage] Cs-137エアロゾル エアロゾル濃度10～300mg/m ³ 通気時間4～5時間	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの値）は漏えい経路の形状の違いによりであり、重大事故発生の環境下での実機試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を4で確認する。
IRSN試験 ^{※5} (欧州) (2000年代)	亀裂の入ったコンクリート壁でのエアロゾル挙動を評価	コンクリート壁（幅128cm×高さ75cm×厚さ10cm）にせん断応力により亀裂を発生 （図3-4参照）	フルオレセイン粒子を異なる粒径で実験 （60nm, 0.8, 1.1, 4.1μm）	・入口からの距離に応じた堆積物の組成を分析。ほとんどのエアロゾルが電気の始まり10cm以内で捕集されたとの見解が得られた。 ・捕集率95% (DF20) と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。
COLIMA試験 ^{※6} (欧州) (2008年)	シビアアクシデント条件下でコンクリート壁内の電線部に捕集されるエアロゾル量を評価	円筒形コンクリート（直径13cm×高さ30cm）を分割・亀裂（幅0.5mm 範囲13cm 長さ30cm）を設定 （図3-5参照）	110°C ドライ条件 1.05μm由来エアロゾル （Cs-137, Fe等） 通気時間5～10分	・入口からの距離に応じた堆積物の組成を分析。ほとんどのエアロゾルが電気の始まり10cm以内で捕集されたとの見解が得られた。 ・捕集率95% (DF20) と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。

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

試験名	概要	試験体	主な条件	得られた知見と適用性の考察
CSE試験 ^{※1} (米国) (1964年～1970年)	原子炉格納容器内のFPの自然捕集、スプレイ捕集及び漏えい経路での除去等による環境への漏えい量の検証を評価	1000MPa級 PWR 格納容器 1/5モデル 漏えい経路（ステンレス鋼管（直径4.57cm）、ニードル弁で構成） （図3-1参照）	約250°F(121°C)、 約50psia(0.345 MPa)、 Cs-137等エアロゾル 通気時間10～120分	・捕集の程度は漏えい経路の幾何学的形状、材料及びFPの化学的・物理的形態に依存するとの見解が得られた。 ・DF10から100程度と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質、エアロゾル除去効果が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。
Nelsonらの試験 ^{※2} (米国) (1975年)	毛細管を通るエアロゾルの閉塞までの時間等を評価	様々なサイズの毛細管 直径0.52～1.57mm、 長さ4.9～7.6cm （図3-2参照）	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 ～数百g/m ³	・高濃度で生成された大きな粒子が閉塞に効果的であるとの見解が得られた。 ・エアロゾル濃度と毛細管サイズによる閉塞までの時間に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Morewitzらの試験 ^{※3} (米国) (1978年)	複雑な流路を通るエアロゾルの輸送試験から簡易モデルを提案	幅0.79～1.25cmの複雑流路 （図3-3参照）	Na ₂ O、Na ₂ CO ₃ エアロゾル エアロゾル濃度 ～数百g/m ³	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの値）は漏えい経路の形状の違いによりであり、重大事故発生の環境下での実機試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を4で確認する。
NUPEC試験 ^{※4} (日本) (1989年～1997年)	重大事故発生の原子炉格納容器貫通部の漏えい及びエアロゾル捕集特性を評価	電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットのシール部を模擬させた漏えい経路を設定	100～200°C ドライ条件 0.11～0.60 MPa [gage] Cs-137エアロゾル エアロゾル濃度10～300mg/m ³ 通気時間4～5時間	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの値）は漏えい経路の形状の違いによりであり、重大事故発生の環境下での実機試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を4で確認する。
IRSN試験 ^{※5} (欧州) (2000年代)	亀裂の入ったコンクリート壁でのエアロゾル挙動を評価	コンクリート壁（幅128cm×高さ75cm×厚さ10cm）にせん断応力により亀裂を発生 （図3-4参照）	フルオレセイン粒子を異なる粒径で実験 （30nm, 0.8, 1.1, 4.1μm）	・入口からの距離に応じた堆積物の組成を分析。ほとんどのエアロゾルが電気の始まり10cm以内で捕集されたとの見解が得られた。 ・捕集率95% (DF20) と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。
COLIMA試験 ^{※6} (欧州) (2008年)	シビアアクシデント条件下でコンクリート壁内の電線部に捕集されるエアロゾル量を評価	円筒形コンクリート（直径13cm×高さ30cm）を分割・亀裂（幅0.5mm 範囲13cm 長さ30cm）を設定 （図3-5参照）	110°C ドライ条件 1.05μm由来エアロゾル （Cs-137, Fe等） 通気時間約5～10分	・入口からの距離に応じた堆積物の組成を分析。ほとんどのエアロゾルが電気の始まり10cm以内で捕集されたとの見解が得られた。 ・捕集率95% (DF20) と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。

相違理由

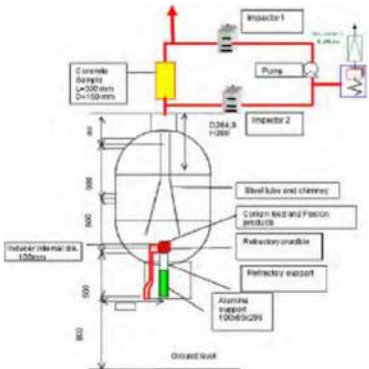
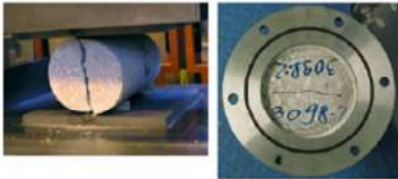
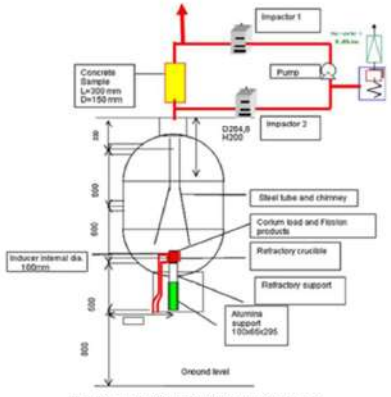
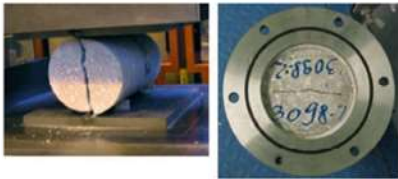
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.</p>	<p>Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.</p>	
<p>図 3-1 CSE 試験体系とサンプリング装置</p>	<p>図 3-1 CSE 試験体系とサンプリング装置</p>	
<p>図 3-2 Nelsonらの試験体系とサンプリング装置</p>	<p>図 3-2 Nelsonらの試験体系とサンプリング装置</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Figure 5. Schematic of Experimental Equipment for CSTF</p>	<p>Figure 5. Schematic of Experimental Equipment for CSTF</p>	<p>相違理由</p>
<p>図3-3 Morewitzらの試験体系と漏えい経路^{※2}</p>	<p>図3-3 Morewitzらの試験体系と漏えい経路^{※2}</p>	
<p>Figure 6 - IRSN experimental facility for aerosol retention measurement in concrete cracks.</p> <p>Fig. 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.</p>	<p>Fig. 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.</p>	<p>相違理由</p>
<p>図3-4 IRSN試験体系とコンクリートサンプル^{※4}</p>	<p>図3-4 IRSN試験体系とコンクリートサンプル^{※4}</p>	

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

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

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

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

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

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

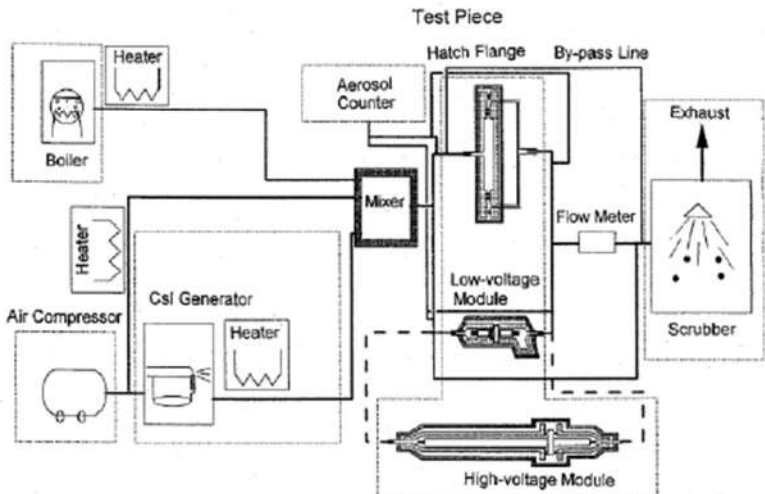
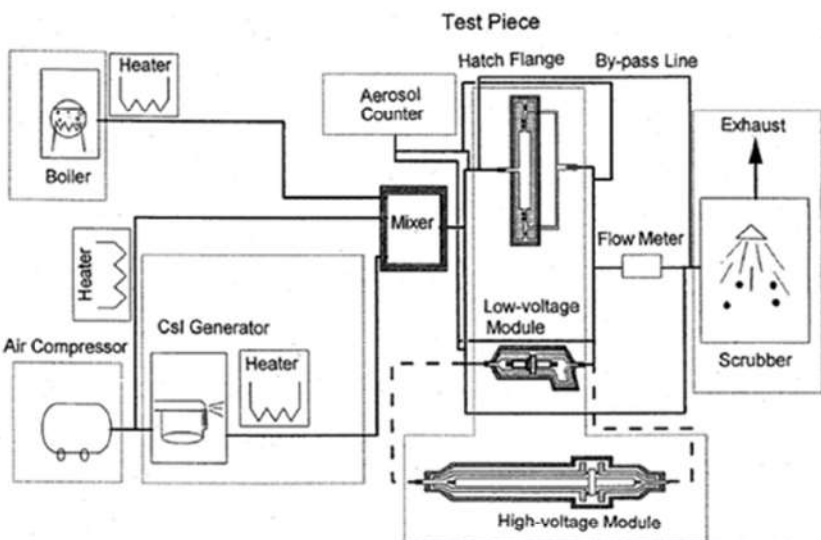
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>3.1 NUPEC 試験概要</p> <p>シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。</p> <p>NUPEC 試験条件を表 3-2～表 3-4 に、試験装置の概略図を図 3-6 に示す。</p> <div data-bbox="277 539 904 948" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p style="text-align: center;">表 3-2 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">環境条件</td> <td>定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy</td> </tr> </tbody> </table> </div>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy	<p>3.1 NUPEC 試験概要</p> <p>シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。</p> <p>NUPEC 試験条件を表 3-2～表 3-4 に、試験装置の概略図を図 3-6 に示す。</p> <div data-bbox="1167 545 1809 967" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p style="text-align: center;">表 3-2 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">環境条件</td> <td>定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy</td> </tr> </tbody> </table> </div>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy	
NUPEC 試験における試験条件																		
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																	
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																	
環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy																	
NUPEC 試験における試験条件																		
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																	
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																	
環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy																	

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

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

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

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																
<p>3.2 NUPEC 試験結果</p> <p>3.2.1 健全性確認試験</p> <p>リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表 3-5 に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。</p> <p style="text-align: center;">表 3-5 NUPEC 試験での健全性確認試験結果¹⁾</p> <table border="1" data-bbox="181 391 981 986"> <thead> <tr> <th>試験体</th> <th>放射線 エージング</th> <th>加熱ガス</th> <th>温度 (°C)</th> <th>試験時間 (hr)</th> <th>漏えい の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6">低電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>27</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>同軸ケーブル</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">高電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>42</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>50</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>グループ&タンクタイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>54</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) 圧力：0.8MPa 2) 室温降下時に微小漏えいが発生 3) 圧力：0.1~0.8MPaに相当</p> <p>3.2.2 リーク発生条件評価試験</p> <p>リーク発生条件評価試験の結果を表 3-6 に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで 266~324°Cであり、フランジ・ガスケットで 276~349°Cであった。 高電圧モジュールの場合は、400°Cまでの加熱の間ではリークは確認されなかった。</p>	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (°C)	試験時間 (hr)	漏えい の有無	低電圧モジュール						0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾	0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無	0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無	同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無	100mm ²	有	水蒸気	200	20	無	2mm ²	有	水蒸気	200	20	無	高電圧モジュール						500mm ²	無	空気	230	24	無	500mm ²	有	水蒸気	200	20	無	500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無	フランジ・ガスケット						甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾	甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無	<p>3.2 NUPEC 試験結果</p> <p>3.2.1 健全性確認試験</p> <p>リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表 3-5 に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。</p> <p style="text-align: center;">表 3-5 NUPEC 試験での健全性確認試験結果¹⁾</p> <table border="1" data-bbox="1099 370 1883 976"> <thead> <tr> <th>試験体</th> <th>放射線 エージング</th> <th>加熱ガス</th> <th>温度 (°C)</th> <th>試験時間 (hr)</th> <th>漏えい の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6">低電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>27</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>同軸ケーブル</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">高電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>42</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>50</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>グループ&タンクタイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>54</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) 圧力：0.8MPa 2) 室温降下時に微小漏えいが発生 3) 圧力：0.1~0.8MPaに相当</p> <p>3.2.2 リーク発生条件評価試験</p> <p>リーク発生条件評価試験の結果を表 3-6 に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで 266~324°Cであり、フランジ・ガスケットで 276~349°Cであった。 高電圧モジュールの場合は、400°Cまでの加熱の間ではリークは確認されなかった。</p>	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (°C)	試験時間 (hr)	漏えい の有無	低電圧モジュール						0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾	0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無	0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無	同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無	100mm ²	有	水蒸気	200	20	無	2mm ²	有	水蒸気	200	20	無	高電圧モジュール						500mm ²	無	空気	230	24	無	500mm ²	有	水蒸気	200	20	無	500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無	フランジ・ガスケット						甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾	甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無	
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (°C)	試験時間 (hr)	漏えい の有無																																																																																																																																																																																													
低電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
100mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
2mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
高電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
500mm ²	無	空気	230	24	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無																																																																																																																																																																																													
フランジ・ガスケット																																																																																																																																																																																																		
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無																																																																																																																																																																																													
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無																																																																																																																																																																																													
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (°C)	試験時間 (hr)	漏えい の有無																																																																																																																																																																																													
低電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
100mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
2mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
高電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
500mm ²	無	空気	230	24	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無																																																																																																																																																																																													
フランジ・ガスケット																																																																																																																																																																																																		
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無																																																																																																																																																																																													
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無																																																																																																																																																																																													

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

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

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表 3-6 リーク発生条件評価試験結果 (NUPEC 試験)					表 3-6 リーク発生条件評価試験結果 (NUPEC 試験)					
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)	
低電圧モジュール					低電圧モジュール					
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	
0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	
0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	
0.9mm ² (T/C)※1	有	水蒸気	0.8	324	0.9mm ² (T/C)※1	有	水蒸気	0.8	324	
0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	
100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	
2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	
高電圧モジュール					高電圧モジュール					
500mm ²	無	空気	0.8	400°Cまで昇温後室温 降下時に微小漏えい	500mm ²	無	空気	0.8	400°Cまで昇温後室温 降下時に微小漏えい	
500mm ²	有	水蒸気	0.8	400°Cまで漏えい無し	500mm ²	有	水蒸気	0.8	400°Cまで漏えい無し	
フランジ・ガスケット					フランジ・ガスケット					
甲丸タイプ	無	空気	0.8	310	甲丸タイプ	無	空気	0.8	310	
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	
※1 熱電対					※1 熱電対					
3.2.3 エアロゾル捕集特性試験					3.2.3 エアロゾル捕集特性試験					
NUPEC 試験により得られた、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-7、 図 3-8、表 3-7 に示す。 低電圧モジュールの DF は 40~22000 の範囲、フランジ・ガスケットの DF は 11~25 の範囲との結果 が得られている。この DF の違いは、リークパスの形状の複雑さの違いに起因するものと考えられる。 すなわち、低電圧モジュールの場合には、シール材のエポキシ樹脂が繊維フィルタ状となっている ため DF が大きくなったと考えられる。一方、フランジ・ガスケットの場合は、リークパスが比較的単 純な構造（シリコンゴムに亀裂が入った状態で損傷）となっているため、DF は低電圧モジュールほど は大きくならなかったと考えられる。 NUPEC 試験の結論として、リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して、DF として少なくとも 10 以 上を考慮することが可能であると報告している。					NUPEC 試験により得られた、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-7、 図 3-8、表 3-7 に示す。 低電圧モジュールの DF は 40~22000 の範囲、フランジ・ガスケットの DF は 11~25 の範囲との結果 が得られている。この DF の違いは、リークパスの形状の複雑さの違いに起因するものと考えられる。 すなわち、低電圧モジュールの場合には、シール材のエポキシ樹脂が繊維フィルタ状となっている ため DF が大きくなったと考えられる。一方、フランジ・ガスケットの場合は、リークパスが比較的単 純な構造（シリコンゴムに亀裂が入った状態で損傷）となっているため、DF は低電圧モジュールほど は大きくならなかったと考えられる。 NUPEC 試験の結論として、リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して、DF として少なくとも 10 以 上を考慮することが可能であると報告している。					

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

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

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

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

※1 熱電対

※2 3.2.2 リーク発生条件評価試験時の試験条件

※1 熱電対

※2 3.2.2 リーク発生条件評価試験時の試験条件

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

表 4-1 NIPPEC 試験での試験条件と BWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較				相違理由
表 4-1 NIPPEC 試験での試験条件と BWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較		比較結果・考察		相違理由
試験条件	Mark-I (改良型含む)	Mark-II (改良型含む)	比較結果・考察	
漏えいを想定する対象	NIPPEC 試験における試験条件 ・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	・ROCV ・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	・漏えい想定箇所は、「2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりで、試験条件と同等である。 ・重大事故等時における粒径分布として放出量に支配的な事故初期（格納容器スプレイ実施前）では数 μm 程度を想定している。NIPPEC 試験では DF を 0.5~5 μm で評価しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。	
エアロゾル粒径	1~2 μm (Cs) DF 評価範囲 0.5~5 μm	数 μm (事故初期 (格納容器スプレイ実施前))	【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】 ・電気配線貫通部について、試験で用いたシール材と実際のシール材が同様であることを確認した。 ・フランジ・ガスケットは異なるが、試験の材質よりも実際の材質の方が長期にわたり高温環境下においてシール機能を維持できると考えられる。	
シール材の材質	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂、メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング ^{※1} フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂、メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング ^{※1} フランジ・ガスケット： 改良 EPDM	【4.2 シール材の差異に対する考察】 ・重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 ・試験に用いたシール材は最大約 270~350℃の環境で導露し、リークが発生したものをを用いている。一方、実際の試験においては 200℃以下であり、導露試験においても漏えいがないことを確認している。	
環境条件	温度：100~200℃ ^{※1} 圧力：0.11~0.60MPa[gage] (ドライ条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.853 MPa[gage] (ウエット条件) ^{※3}	【4.3 圧力条件に対する考察】 ・試験環境はドライ条件であるが、実際の想定する環境はウエット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際の DF が大きくなると考えられる。	
エアロゾル粒径	1~2 μm (Cs) DF 評価範囲 0.5~5 μm	数 μm (事故初期 (格納容器スプレイ実施前))	【4.4 蒸気条件に対する考察】 ・重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、実際の想定する環境はウエット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際の DF が大きくなると考えられる。	
シール材の材質	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂、メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング ^{※1} フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】 ・漏えい想定箇所は、「2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりで、試験条件と同等である。 ・重大事故等時における粒径分布として放出量に支配的な事故初期（格納容器スプレイ実施前）では数 μm 程度を想定している。NIPPEC 試験では DF を 0.5~5 μm で評価しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。	
環境条件	温度：100~200℃ ^{※1} 圧力：0.11~0.60MPa[gage] (ドライ条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.8 MPa[gage] (ウエット条件) ^{※2}	【4.2 シール材の差異に対する考察】 ・重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、実際の想定する環境はウエット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際の DF が大きくなると考えられる。	

※1 0 リングはメタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リングを使用しているが、重大事故等時の環境下においてシール機能を維持できると確認している
 ※2 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を 200℃以上 (最大約 270~350℃まで) の環境で約 20 時間以上導露し、リークの発生を確認した後に湿度を低下させて試験を実施している
 ※3 NIPPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

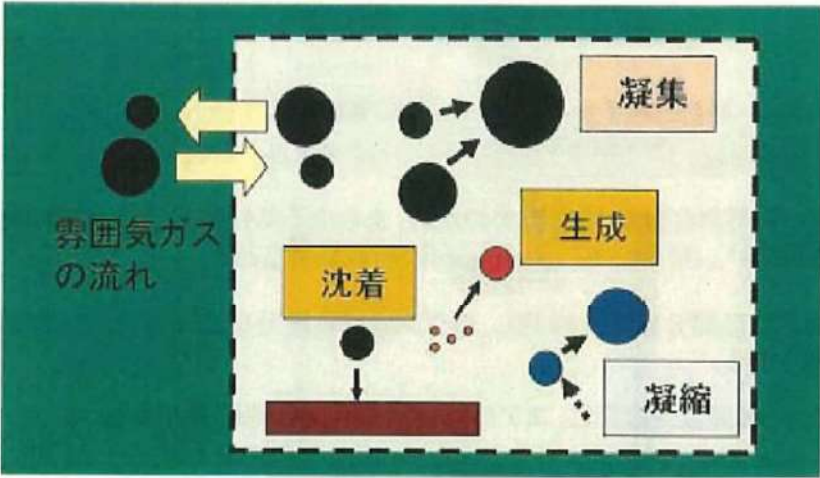
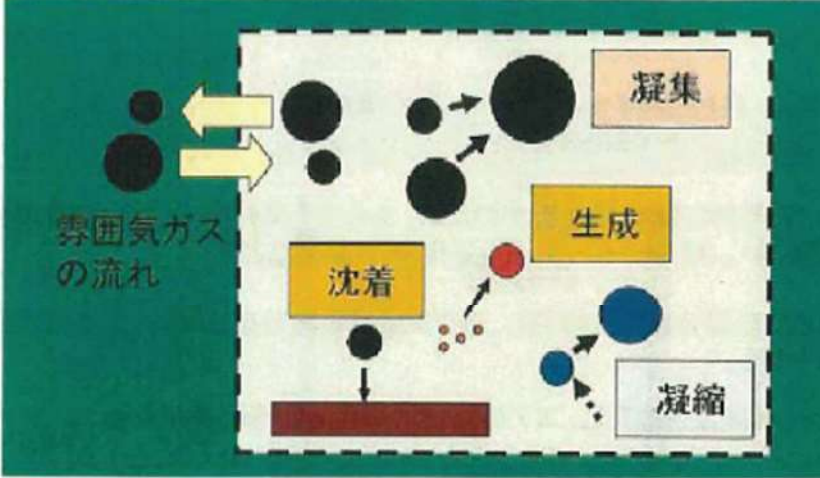
表 4-1 NIPPEC 試験での試験条件と PWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較

表 4-1 NIPPEC 試験での試験条件と PWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較		比較結果・考察		相違理由
試験条件	標記 CV	PCCV	比較結果・考察	
漏えいを想定する対象	NIPPEC 試験における試験条件 ・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	・漏えい想定箇所は、「2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりで、試験条件と同等である。 ・重大事故等時における粒径分布として放出量に支配的な事故初期（格納容器スプレイ実施前）では数 μm 程度を想定している。NIPPEC 試験では DF を 0.5~5 μm で評価しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。	
エアロゾル粒径	1~2 μm (Cs) DF 評価範囲 0.5~5 μm	数 μm (事故初期 (格納容器スプレイ実施前))	【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】 ・フランジ・ガスケットについて、試験で用いたシール材と実際のシール材が同様であることを確認した。 ・電気配線貫通部について、試験で用いたシール材と実際のシール材は若干の違いはあるものの、リークパスの長さによって DF が変化する傾向は変わらないと考えられることから、電気配線貫通部の DF がフランジ・ガスケット面の DF よりも大きくなる傾向は同じと考えられる。	
シール材の材質	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	【4.2 シール材の差異に対する考察】 ・重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 ・試験に用いたシール材は最大約 270~350℃の環境で導露し、リークが発生したものをを用いている。一方、実際の試験においては 200℃以下であり、導露試験においても漏えいがないことを確認している。	
環境条件	温度：100~200℃ ^{※1} 圧力：0.11~0.60MPa[gage] (ドライ条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.8 MPa[gage] (ウエット条件) ^{※2}	【4.3 圧力条件に対する考察】 ・試験環境はドライ条件であるが、実際の想定する環境はウエット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際の DF が大きくなると考えられる。	

※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を 200℃以上 (最大約 270~350℃まで) の環境で約 20 時間以上導露し、リークの発生を確認した後に湿度を低下させて試験を実施している
 ※2 NIPPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察</p> <p>エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態、事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図4-1に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつくられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は、重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。</p>  <p>図4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として0.1μm\sim5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。</p> <p>重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表4-2の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（表4-2の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表4-2に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、存在する場所（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水分の有無等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原</p>	<p>4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察</p> <p>エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態、事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図4-1に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつくられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は、重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。</p>  <p>図4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として0.1μm\sim5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。</p> <p>重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表4-2の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（表4-2の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表4-2に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、存在する場所（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水分の有無等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原</p>	

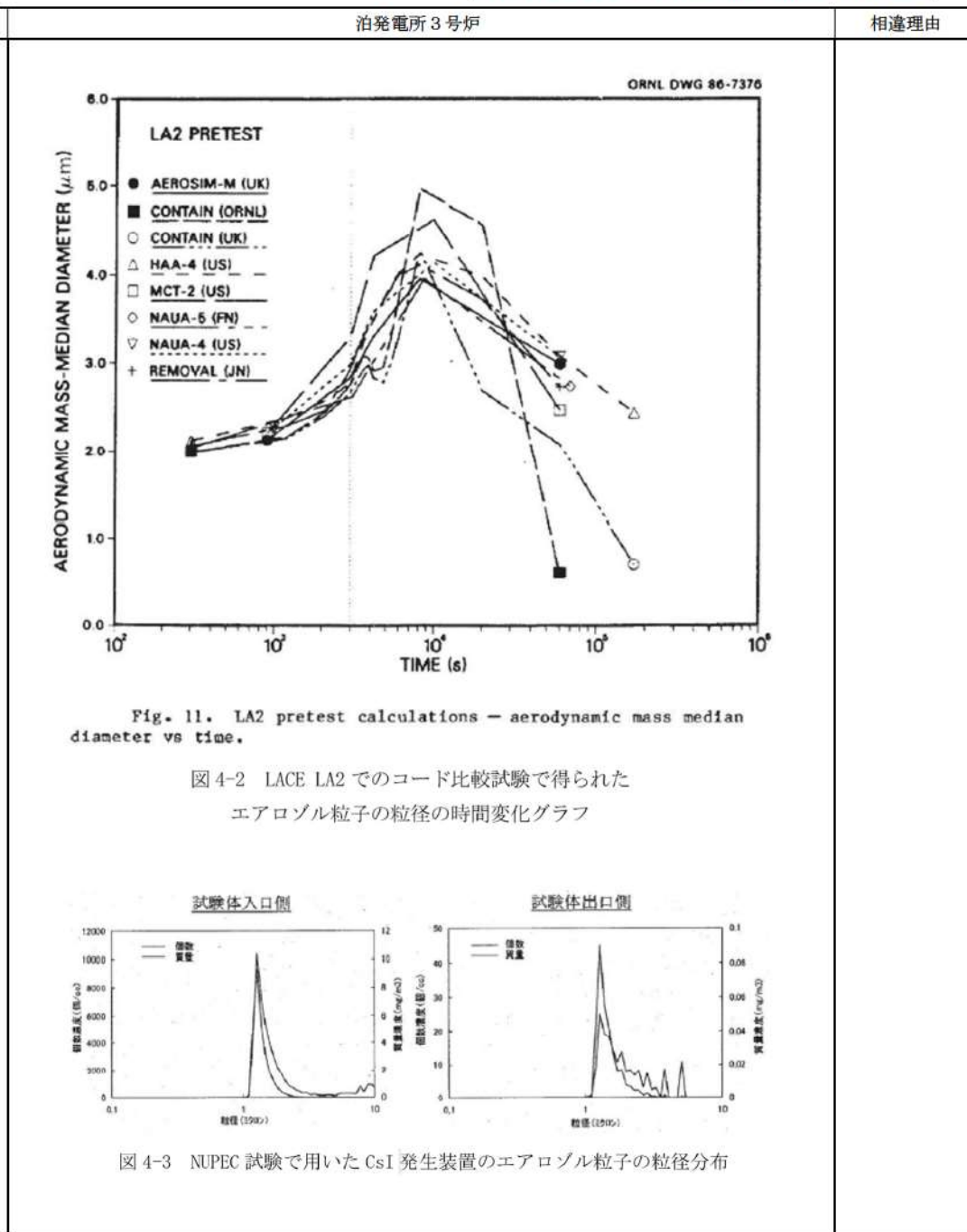
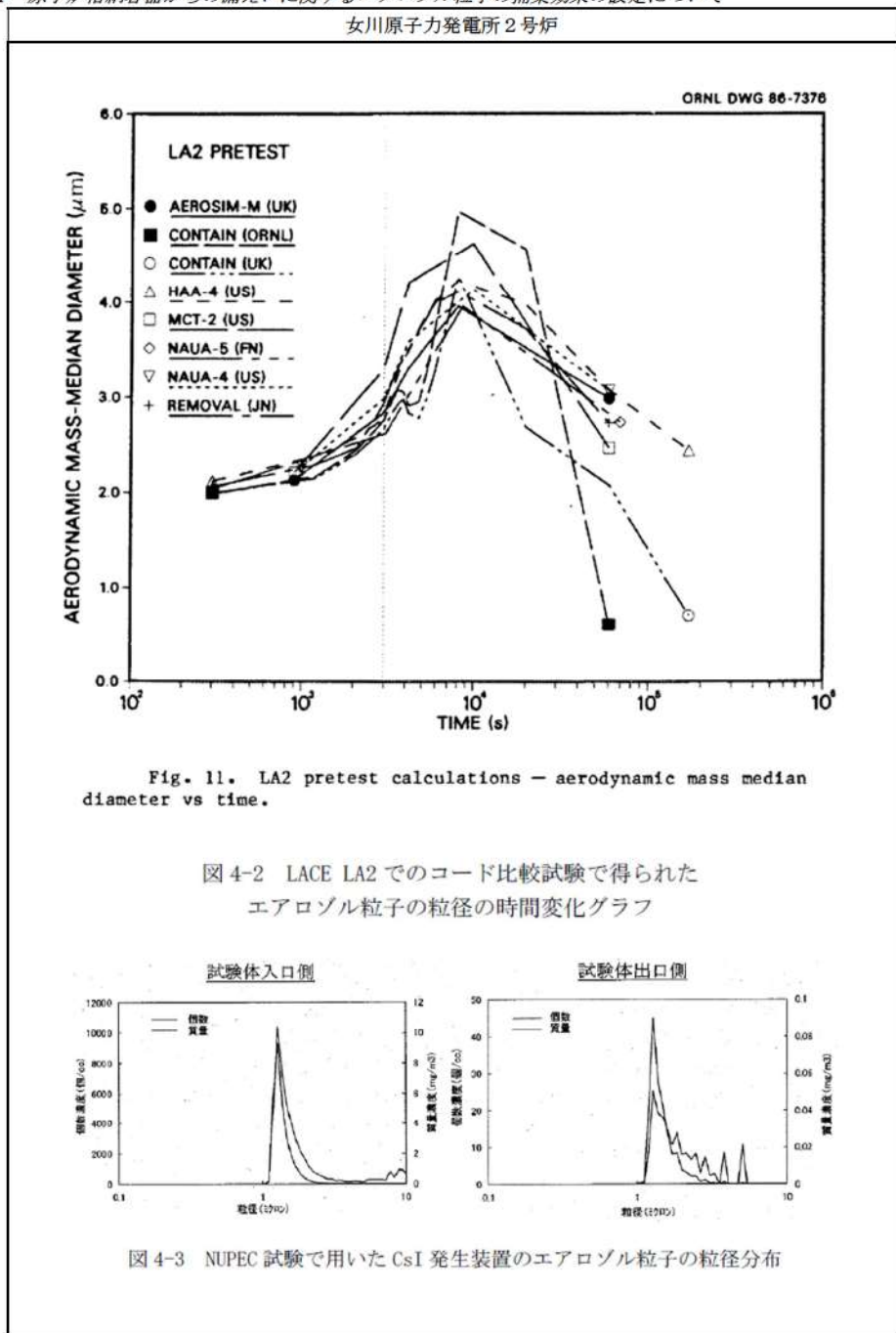
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>また、実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では、エアロゾル粒子の粒径分布は数μm程度である。</p> <p>NUPEC試験においても、重大事故等時を想定し、1~2μmの粒径を目標としてCsIエアロゾル粒子を生成し、リーク発生条件評価試験においてリークの発生した試験体に供給し、試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図4-3「NUPEC試験で用いたCsI発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」）、0.5~5μmの範囲でDFを評価している。</p> <p>以上より、NUPEC試験で評価している粒径の範囲は、実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており、NUPEC試験の結果は適用可能と考える。</p>	<p>子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>また、実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では、エアロゾル粒子の粒径分布は数μm程度である。</p> <p>NUPEC試験においても、重大事故等時を想定し、1~2μmの粒径を目標としてCsIエアロゾル粒子を生成し、リーク発生条件評価試験においてリークの発生した試験体に供給し、試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図4-3「NUPEC試験で用いたCsI発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」）、0.5~5μmの範囲でDFを評価している。</p> <p>以上より、NUPEC試験で評価している粒径の範囲は、実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており、NUPEC試験の結果は適用可能と考える。</p>																																																	
<p>表4-2 重大事故等時に著しい炉心の損傷が発生した場合のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="168 694 985 1181"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{※1}</td> <td>約0.5~5 (図4-2参照)</td> <td>重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{※2}</td> <td>0.25~2.5 (参考1-1)</td> <td>原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した試験^{※3}</td> <td>0.1~3.0 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{※3}</td> <td>0.29~0.56 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHEBUS-FP^{※3}</td> <td>0.5~0.65 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験	②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート	③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）	<p>表4-2 重大事故等時に著しい炉心の損傷が発生した場合のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="1075 662 1904 1181"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{※1}</td> <td>約0.5~5 (図4-2参照)</td> <td>重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{※2}</td> <td>0.25~2.5 (参考1-1)</td> <td>原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した試験^{※3}</td> <td>0.1~3.0 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{※3}</td> <td>0.29~0.56 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHEBUS-FP^{※3}</td> <td>0.5~0.65 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験	②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート	③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）	
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート																																															
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）																																															
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート																																															
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）																																															
<p>参考文献</p> <p>※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, "Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2", ORNL/M-331, 1987.</p> <p>※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, "A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete", NUREG/CR-5901, 1993.</p> <p>※3 H. J. Allelein, et al., "State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols", NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.</p>	<p>参考文献</p> <p>※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, "Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2", ORNL/M-331, 1987.</p> <p>※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, "A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete", NUREG/CR-5901, 1993.</p> <p>※3 H. J. Allelein, et al., "State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols", NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.</p>																																																	

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



相違理由

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="143 204 432 228">参考 1-1 NUREG/CR-5901 の抜粋</p> <p data-bbox="226 280 943 448">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 data-bbox="226 472 943 555">(6) <u>Solute Mass</u>. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.</p> <p data-bbox="226 579 943 683">(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 data-bbox="226 707 943 850">(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p data-bbox="226 874 943 978">(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p data-bbox="226 1106 595 1129">where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.</p> <p data-bbox="226 1153 943 1257">(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 data-bbox="1057 204 1346 228">参考 1-1 NUREG/CR-5901 の抜粋</p> <p data-bbox="1140 296 1856 464">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 data-bbox="1140 488 1856 571">(6) <u>Solute Mass</u>. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.</p> <p data-bbox="1140 595 1856 699">(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 data-bbox="1140 722 1856 866">(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p data-bbox="1140 890 1856 994">(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p data-bbox="1140 1121 1509 1145">where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.</p> <p data-bbox="1140 1169 1856 1273">(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
参考1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R (2009) 5 の抜粋及び試験の概要 9.2.1 Aerosols in the RCS 9.2.1.1 AECL The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured. 9.2.1.2 PBF-SFD Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1. 9.2.2 Aerosols in the containment 9.2.2.1 PHEBUS FP The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.		参考1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R (2009) 5 の抜粋及び試験の概要 9.2.1 Aerosols in the RCS 9.2.1.1 AECL The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured. 9.2.1.2 PBF-SFD Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1. 9.2.2 Aerosols in the containment 9.2.2.1 PHEBUS FP The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.		
試験名又は報告書名等	試験の概要	試験名又は報告書名等	試験の概要	
AECL が実施した試験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験	AECL が実施した試験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験	
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験	PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験	
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された、重大事故等時の条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験	PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された、重大事故等時の条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験	







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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2 シール材の差異に対する考察</p> <p>4.2.1 フランジ・ガスケット</p> <p>NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。</p> <p>また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。エアロゾル捕集特性試験は、リーク発生条件評価試験によりシール材が破損した試験体に対して実施され、エアロゾル粒子の DF が確認されている。</p> <p>実機では、従前は NUPEC 試験で用いたシール材と同様にシリコンゴムを使用したシール材を用いていたが、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえ、ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ等について高温耐性に優れた改良 EPDM を使用したシール材へ交換することとしている。</p> <p>これら原子炉格納容器の各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している。^{※1}</p> <p>なお、NUPEC 試験及び原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において確認した実機フランジ模擬試験は、実機のフランジ部の内側から加圧されることによるフランジ合わせ面の開きを模擬し、ガスケットとフランジ部が僅かに接触した状態において試験を行っている。NUPEC 試験及び実機フランジ模擬試験におけるフランジ断面形状を表 4-3 に示す。</p> <p>以上のとおり、実機のフランジシール部については NUPEC 試験で使用している従来のシール材よりも長期にわたり、高温条件下においてシール機能を維持できる。その場合、漏えい経路は狭くなり、より大きな DF を期待できることから、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。</p> <p>※1 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>4.2 シール材の差異に対する考察</p> <p>4.2.1 フランジ・ガスケット</p> <p>NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。</p> <p>また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。エアロゾル捕集特性試験は、リーク発生条件評価試験によりシール材が破損した試験体に対して実施され、エアロゾル粒子の DF が確認されている。</p> <p>PWR 実機では、いずれのプラントについても NUPEC 試験と同様のシール材が用いられており、材質に差異はない。</p> <p>また、NUPEC 試験では 200℃を超える環境下で発生したリークに対し DF を測定しているが、実機の原子炉格納容器各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下（200℃、2Pd）において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している^{※1}。</p> <p>なお、NUPEC 試験のフランジは、フランジ部の内側から加圧されることによるフランジ合わせ面の開きを模擬し、ガスケットとフランジ部が僅かに接触した状態において試験を行っているが、PWR 実機フランジにおいては、CV 内圧が上昇するとフランジ間の隙間が小さくなる方向に圧力がかかるため、実機におけるフランジ面の開きは NUPEC 試験体よりも小さくなると考えられる。NUPEC 試験及び実機におけるフランジ断面形状を表 4-3 に示す。</p> <p>以上のとおり、実機のフランジシール部については NUPEC 試験よりも漏えい経路は狭くなり、より大きな DF を期待できることから、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。</p> <p>※1 「重大事故等対策の有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>相違理由</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・200℃2Pd でのシリコンゴムの耐環境性は確認済みであり、かつ原子炉格納容器内圧上昇時にフランジ部が狭まる。以上より、PWR では EPDM ではなくシリコンゴムを使用 <p>記載内容の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR の場合、フランジシール部は圧着形状であるため、BWR と同様に長期にわたり高温条件下

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

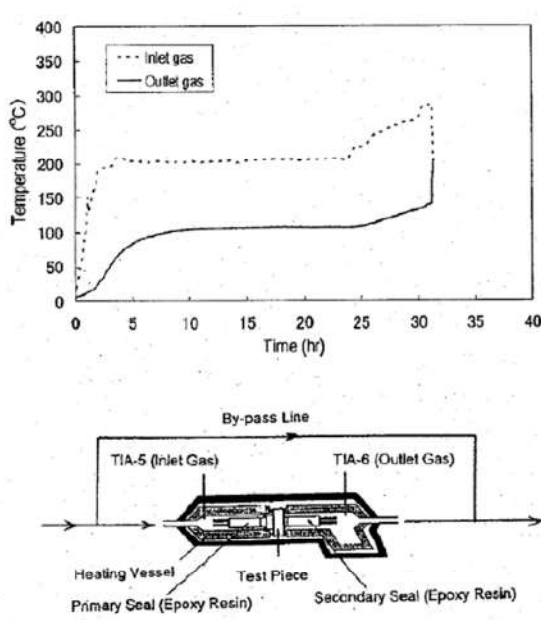
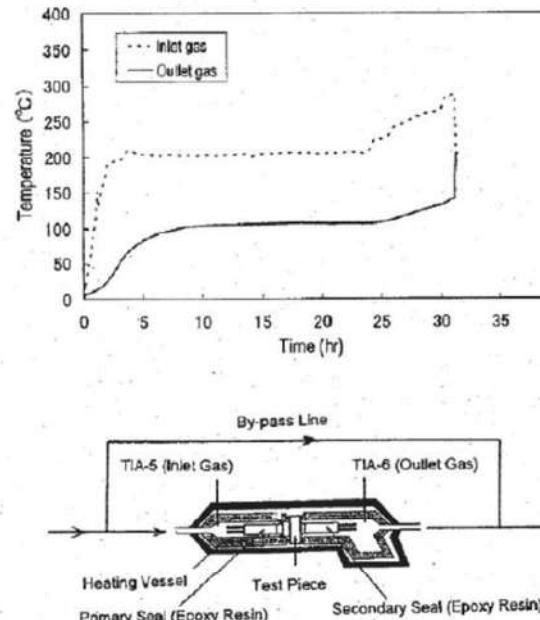
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>試験体入口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>試験体出口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>ガスケット拡大部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

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

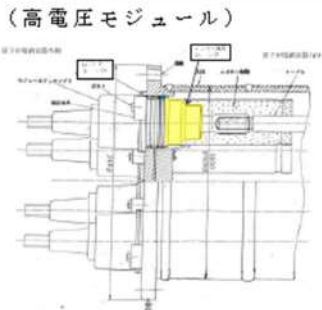
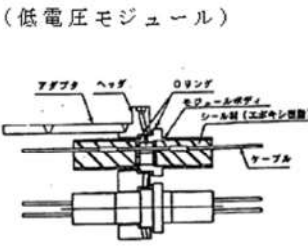
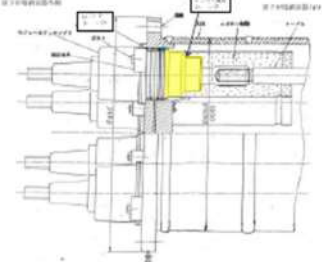
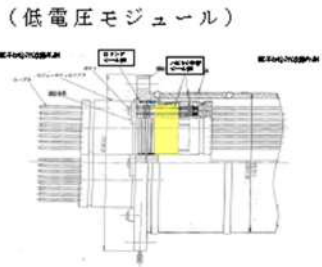
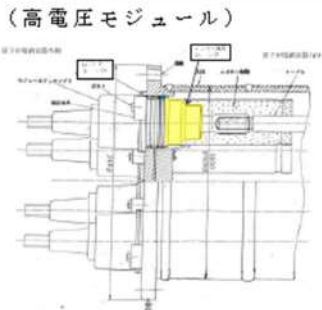
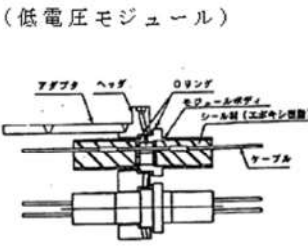
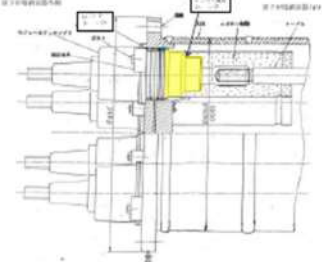
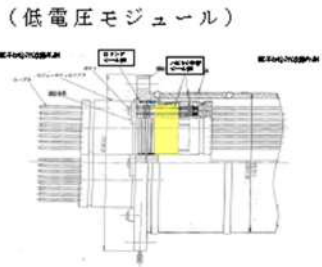
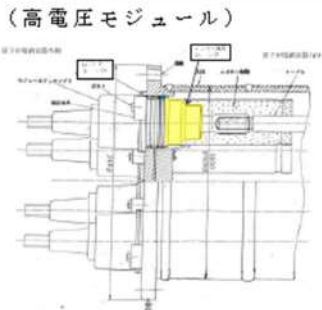
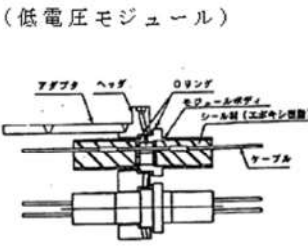
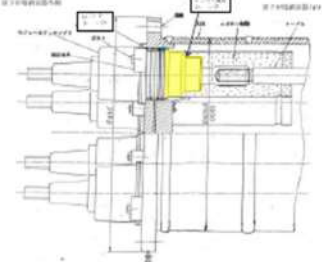
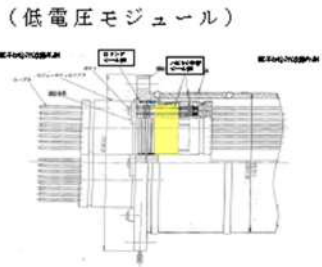
付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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

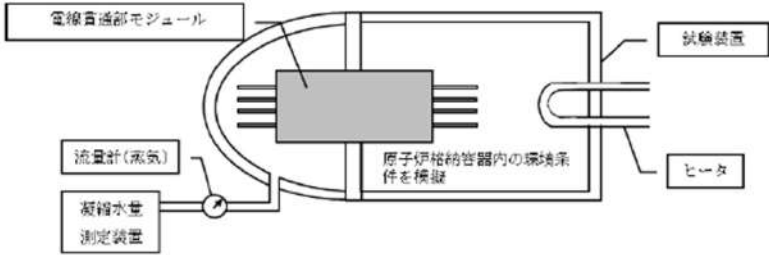
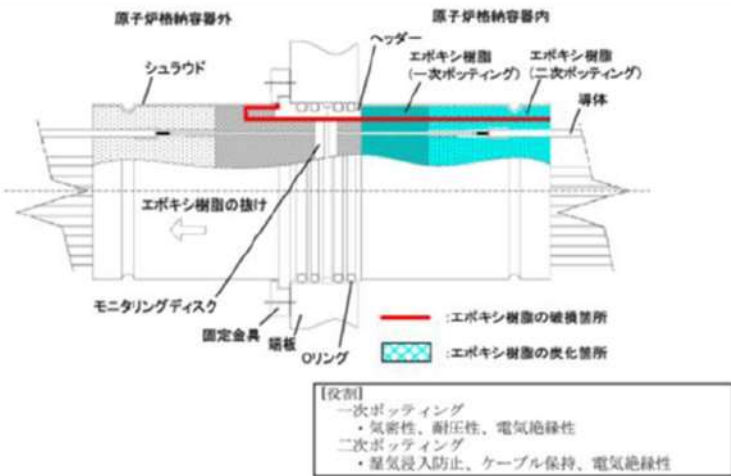
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
<p>※1「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>傾向は同じと考えられる。よって、DF=10以上を考慮することが可能であり、評価条件として保守的にDF=10とすることは適用性があるものと考えられる。</p> <p>なお、PWR実機の電線貫通部についても原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に関する評価※1において、事故条件を模擬した試験の結果、200℃、2Pdの条件下でシール性能を維持できることを確認している。参考としてモジュールタイプの電気貫通部による試験を図4-6、図4-7に示す。200℃、2Pdを大幅に超える環境である1.12MPa、292℃に至るまで漏えいは生じていない。</p> <p>※1「重大事故等対策の有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p> <p>表4-4 NUPEC試験及びPWR実機配線貫通部における形状</p> <table border="1" data-bbox="1099 555 1921 1342"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUPEC試験 (BWR実機電気配線貫通部)</th> <th>PWR実機電線貫通部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>貫通部形状</td> <td> <p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p>  </td> <td> <p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p>  </td> </tr> </tbody> </table>		NUPEC試験 (BWR実機電気配線貫通部)	PWR実機電線貫通部	貫通部形状	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>相違理由</p> <p>設備の相違</p>
	NUPEC試験 (BWR実機電気配線貫通部)	PWR実機電線貫通部						
貫通部形状	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 						

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

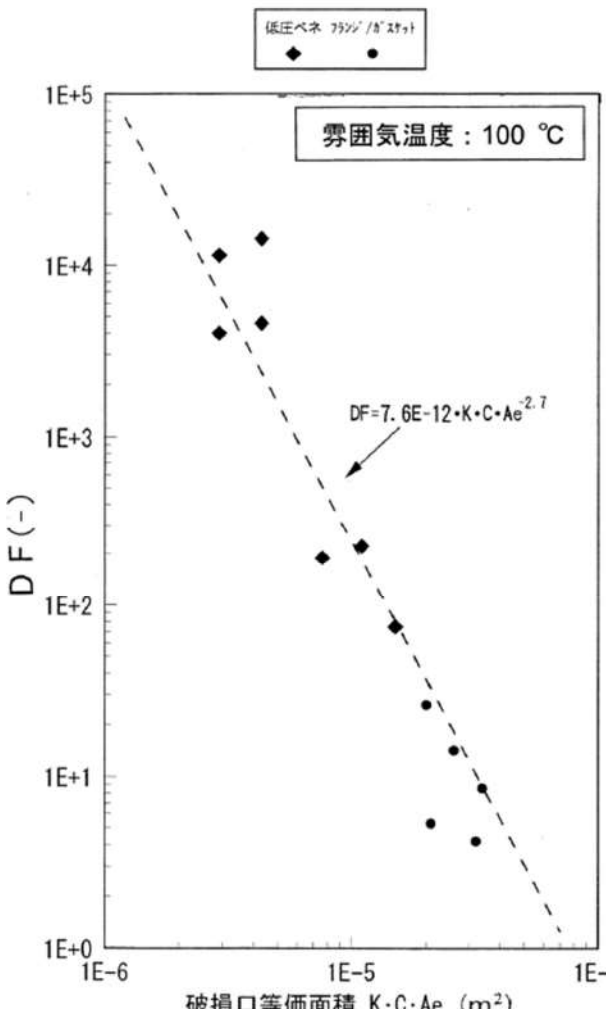
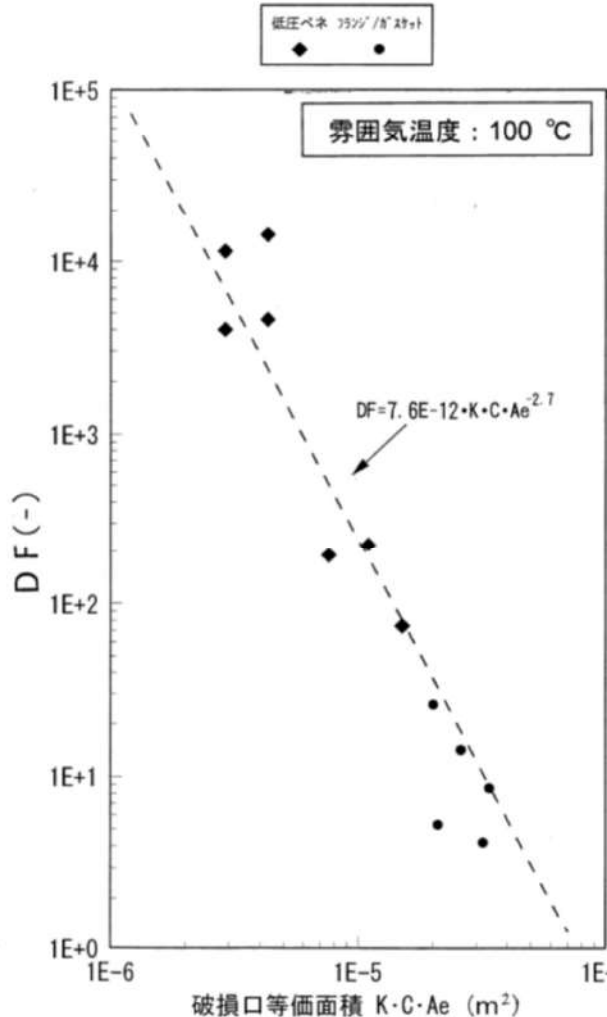
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$ <p> m：質量流量(kg/s) Ae：等価面積(m²) K：流路係数(-) C：流量係数(-) P_0：1次側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

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>5. まとめ</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果について、原子炉格納容器の漏えい箇所の想定と、漏えい孔におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見としてNUPEC試験の実機への適用性について考察し、適用可能であることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. NUPEC試験では、シビアアクシデント時に原子炉格納容器からの漏えいポテンシャルを有する部位として、有機シールなど非金属で構成される貫通部に着目し、原子炉格納容器貫通部を模擬した電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットを対象に健全性確認及び漏えい試験を行っている。Mark-I、Mark-II及びそれぞれの改良型並びにABWRにおける原子炉格納容器の構造を確認した結果、貫通部等のバウンダリ構成はいずれも同様であり、これらのシール部の試験結果に着目することは適切である。</p> <p>b. NUPEC試験では、シール部が破損し漏えいが確認された試験体でエアロゾル捕集特性試験を行っており、以下の事項が確認された。</p> <p>—粒径分布が1.28μm～1.38μmの粒径範囲において、破損口の流路係数などを含めた等価面積とDFにはある程度の相関性があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向であることが示されている。</p> <p>—DFの支配的な因子としてエアロゾル粒子径が挙げられるが、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となることが確認されている。</p> <p>—等価面積の温度による依存性は、低電圧モジュールでは、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されているが、フランジ・ガスケットでは明確な温度依存性は確認されていない。</p> <p>c. 重大事故等時における原子炉格納容器貫通部のエアロゾル捕集効果としてNUPEC試験の試験結果を実機へ適用するにあたり、実機で想定される各種条件と比較した結果、以下の事項が確認された。</p> <p>—シール材の材質、環境条件（圧力、蒸気条件）についてNUPEC試験条件と実機条件とを比較し、NUPEC試験は実機に適用可能である。</p> <p>—NUPEC試験において、破損後のシール部材のDFは連続流体の漏えい状態で評価されているものである。実機での分子流による漏えいのごくわずかであり、設計漏えい率を前提とした場合でもリーク形態は連続流体の流れにより生ずるものである。</p> <p>—設計漏えい率を仮定した場合に算出される総リーク面積は、等価面積で数mm²前後と想定しており、これが各貫通部からの微小な漏えいに起因すると仮定すると、NUPEC試験における破損後の部材のリーク面積（等価面積で数mm²）よりも1桁程度小さいと想定でき、等価面積に対するDFとの関係からすると、DFは数100よりさらに大きい桁の値となると想定できる。一方で、ある特定のフランジ・ガスケットからのリークに起因するものと仮定しても、DFは100程度となると想定できる。</p> <p>—エアロゾル粒子の粒径は、数μm程度を想定しており、NUPEC試験における粒子径の傾向によれば、等価面積に対するDFはより大きな値になると推定される。</p>	<p>5. まとめ</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果について、原子炉格納容器の漏えい箇所の想定と、漏えい孔におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見としてNUPEC試験の実機への適用性について考察し、適用可能であることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. NUPEC試験では、シビアアクシデント時に原子炉格納容器からの漏えいポテンシャルを有する部位として、有機シールなど非金属で構成される貫通部に着目し、原子炉格納容器貫通部を模擬した電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットを対象に健全性確認及び漏えい試験を行っている。PWR原子炉格納容器の構造を確認した結果、貫通部等のバウンダリ構成はいずれも同様であり、これらのシール部の試験結果に着目することは適切である。</p> <p>b. NUPEC試験では、シール部が破損し漏えいが確認された試験体でエアロゾル捕集特性試験を行っており、以下の事項が確認された。</p> <p>—粒径分布が1.28μm～1.38μmの粒径範囲において、破損口の流路係数などを含めた等価面積とDFにはある程度の相関性があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向であることが示されている。</p> <p>—DFの支配的な因子としてエアロゾル粒子径が挙げられるが、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となることが確認されている。</p> <p>—等価面積の温度による依存性は、低電圧モジュールでは、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されているが、フランジ・ガスケットでは明確な温度依存性は確認されていない。</p> <p>c. 重大事故等時における原子炉格納容器貫通部のエアロゾル捕集効果としてNUPEC試験の試験結果を実機へ適用するにあたり、実機で想定される各種条件と比較した結果、以下の事項が確認された。</p> <p>—シール材の材質、環境条件（圧力、蒸気条件）についてNUPEC試験条件と実機条件とを比較し、NUPEC試験は実機に適用可能である。</p> <p>—NUPEC試験において、破損後のシール部材のDFは連続流体の漏えい状態で評価されているものである。実機での分子流による漏えいのごくわずかであり、設計漏えい率を前提とした場合でもリーク形態は連続流体の流れにより生ずるものである。</p> <p>—設計漏えい率を仮定した場合に算出される総リーク面積は、等価面積で数mm²前後と想定しており、これが各貫通部からの微小な漏えいに起因すると仮定すると、NUPEC試験における破損後の部材のリーク面積（等価面積で数mm²）よりも1桁程度小さいと想定でき、等価面積に対するDFとの関係からすると、DFは数100よりさらに大きい桁の値となると想定できる。一方で、ある特定のフランジ・ガスケットからのリークに起因するものと仮定しても、DFは100程度となると想定できる。</p> <p>—エアロゾル粒子の粒径は、数μm程度を想定しており、NUPEC試験における粒子径の傾向によれば、等価面積に対するDFはより大きな値になると推定される。</p>	<p>設備の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

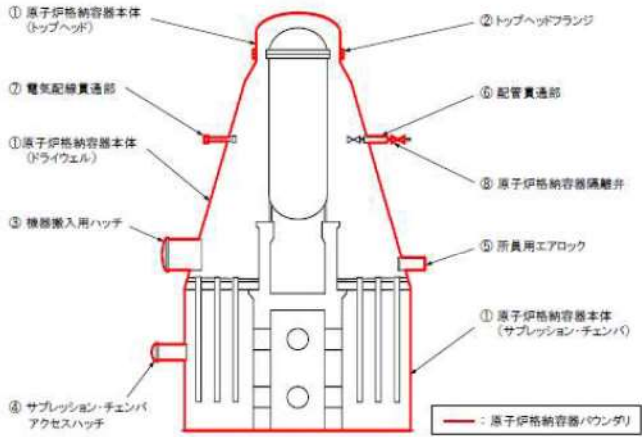
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別添1</p> <p>東海第二発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（Mark-II）</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するに当たり、Mark-II型の原子炉格納容器の概要図を図1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因を表1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p>	<p style="text-align: center;">【該当する資料なし】</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRのうち、泊は鋼製CVのみ採用しているため、本文に記載

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

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表1 評価対象における機能喪失要因				
評価対象		機能喪失要因		
		構造部	シール部	
①原子炉格納容器本体 (トップヘッド、ドライウェル、 サブプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	—	
	構造不連続部	延性破壊	—	
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	—	
	鏡板	延性破壊	—	
④サブプレッション・チェンバ アクセスハッチ	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
	円筒胴	延性破壊	—	
⑤所用エアロック	鏡板	延性破壊	—	
	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
⑥配管貫通部	円筒胴、隔壁	延性破壊	—	
	扉板	—	開口、シール材劣化	
⑦電気配線貫通部	シール部(扉以外)	—	シール材劣化	
	接続配管	延性破壊	—	
	スリーブ (本体・取付部)	延性破壊	—	
	平板類	延性破壊	開口、シール材劣化	
	セーフエンド	延性破壊	—	
⑧原子炉格納容器隔離弁	伸縮継手	疲労破壊	—	
	アダプタ	延性破壊	—	
⑨原子炉格納容器隔離弁	ヘッド	延性破壊	—	
	モジュール	—	シール材劣化	
⑩原子炉格納容器隔離弁	耐圧部(弁箱)	延性破壊	—	
	シール部	—	シール材劣化	

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

一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。各構成部のシール部の構造は図2のとおりであり、その構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。

- a. フランジ構造のシール部 (②トップヘッドフランジ, ③機器搬入用ハッチ, ④サブプレッション・チェンバアクセスハッチ, ⑤所用エアロック, ⑥配管貫通部)
- b. 電気配線貫通部のシール部 (⑦電気配線貫通部)
- c. 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (⑧原子炉格納容器隔離弁)

これらの各シール部の構造はMark-I改良型と同様である。したがって、原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては、Mark-I改良型と同様にフランジ構造や電気配線貫通部のシール部に着目することが適切である。

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

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

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

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

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

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器内側 原子炉格納容器外側</p> <p>電気配線貫通部(低圧用)</p> <p>原子炉格納容器隔離弁(不活性ガス系バタフライ弁)</p> <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(4/5)</p> <p>原子炉格納容器隔離弁(TIPボール弁)</p> <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(5/5)</p>		

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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