

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

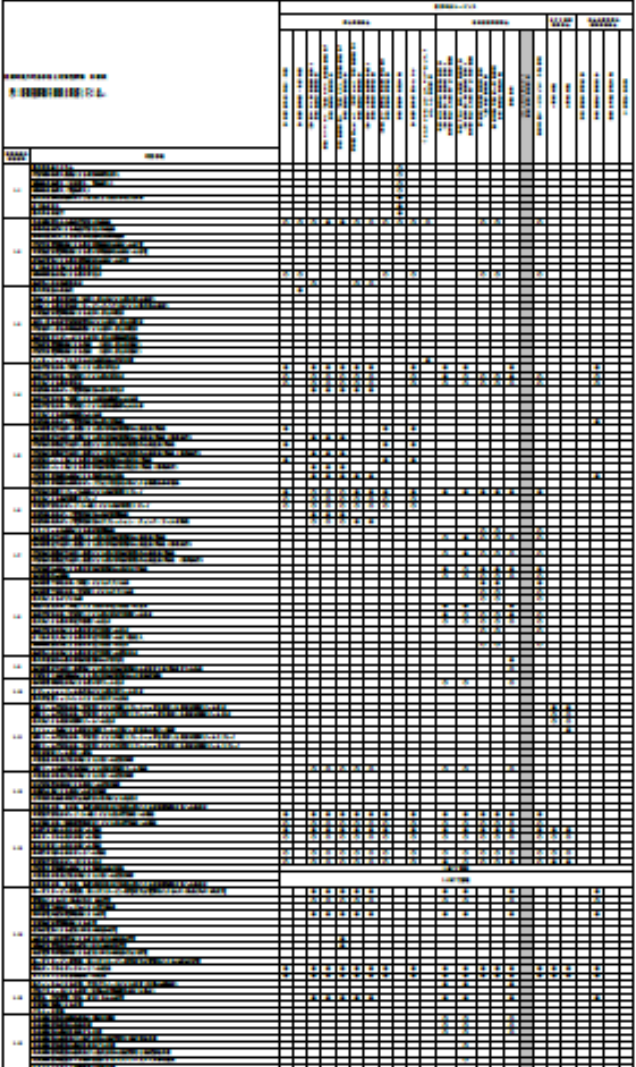
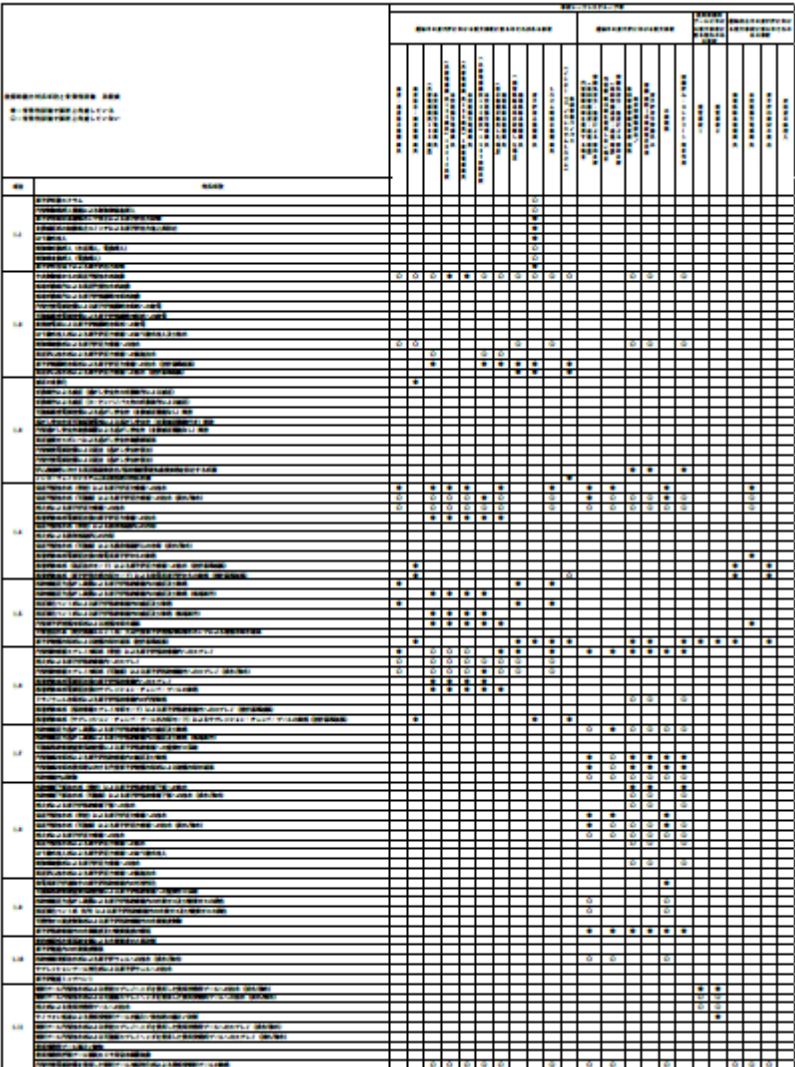
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由																																																																																												
第 1.2.1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(1/2)		第 1.2.1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(1/3)		④(技術的能力資料との整合)																																																																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">内容</th> <th colspan="14">技術的能力審査基準</th> </tr> <tr> <th>1.1</th><th>1.2</th><th>1.3</th><th>1.4</th><th>1.5</th><th>1.6</th><th>1.7</th><th>1.8</th><th>1.9</th><th>2.0</th><th>2.1</th><th>2.2</th><th>2.3</th><th>2.4</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.1</td> <td>...</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <!-- Additional rows would follow the same pattern --> </tbody> </table>		項目	内容	技術的能力審査基準														1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	2.0	2.1	2.2	2.3	2.4	1.1	...															<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">内容</th> <th colspan="14">技術的能力審査基準</th> </tr> <tr> <th>1.1</th><th>1.2</th><th>1.3</th><th>1.4</th><th>1.5</th><th>1.6</th><th>1.7</th><th>1.8</th><th>1.9</th><th>2.0</th><th>2.1</th><th>2.2</th><th>2.3</th><th>2.4</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2.1</td> <td>...</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <!-- Additional rows would follow the same pattern --> </tbody> </table>		項目	内容	技術的能力審査基準														1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	2.0	2.1	2.2	2.3	2.4	2.1	...															
項目	内容			技術的能力審査基準																																																																																												
		1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	2.0	2.1	2.2	2.3	2.4																																																																																	
1.1	...																																																																																															
項目	内容	技術的能力審査基準																																																																																														
		1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	2.0	2.1	2.2	2.3	2.4																																																																																	
2.1	...																																																																																															

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

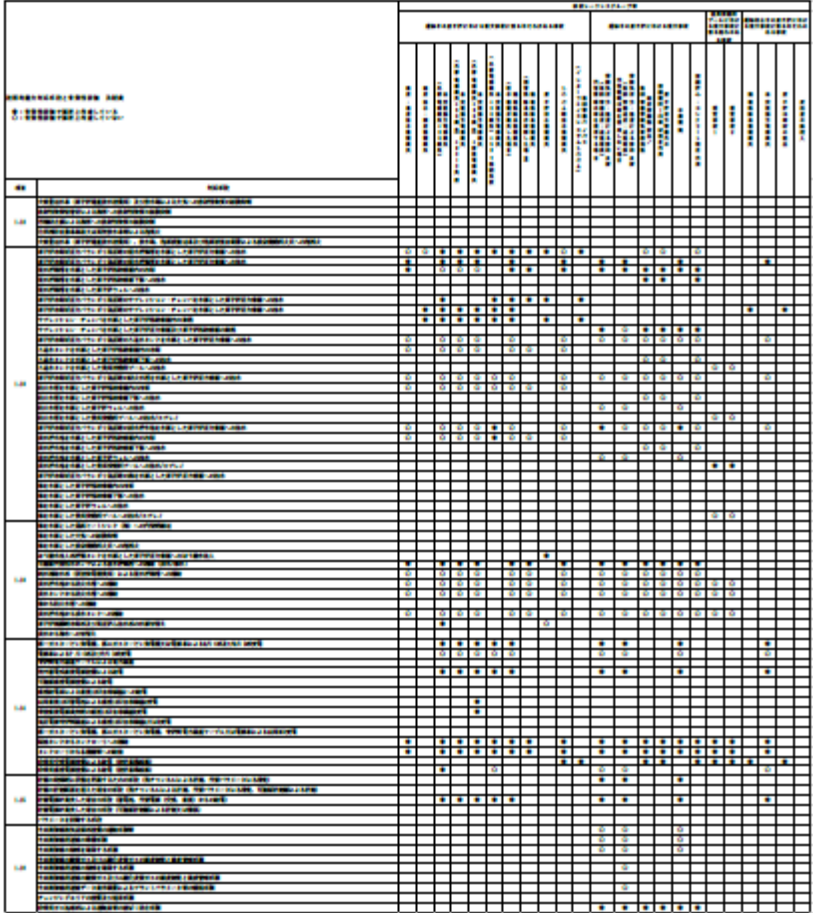
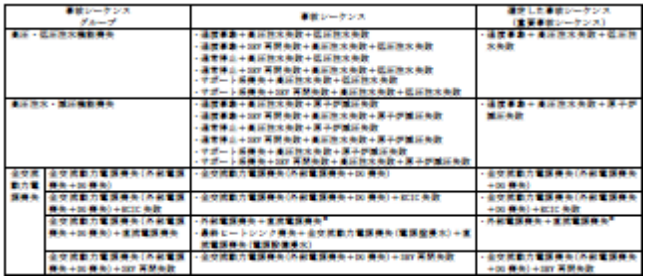
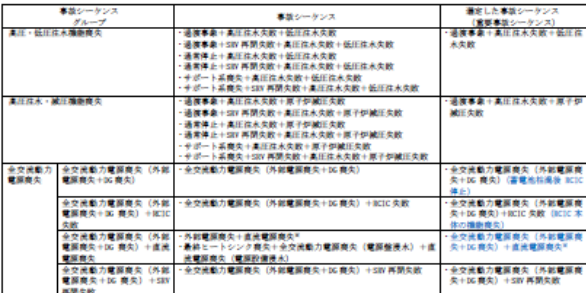
変更前	変更後	変更理由
<p>第 1.2.1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(2/2)</p> 	<p>第 1.2.1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(2/3)</p> 	<p>④(技術的能力資料との整合)</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<p>第 1.2.1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (3/3)</p> 	<p>④ (技術的能力資料との整合)</p>
<p>第 1.2.2 表 重要事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)</p>  <p>※直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機 (DG) を起動できなくなることから, 「外部電源喪失+直流電源喪失」により, 全交流動力電源喪失となる。</p>	<p>第 1.2.2 表 重要事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)</p>  <p>※直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから, 「外部電源喪失+直流電源喪失」により, 全交流動力電源喪失となる。</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																														
<p>第 1.2.2 表 重要事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>事故シーケンス</th> <th>選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器破損モード</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖失敗 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損成功</li> <li>- サブコールド高熱 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 格納容器破損失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + SIV 失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + SIV 失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 全交流動力電源喪失 (内装電源喪失 + DC 喪失) + 原子炉停止失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>圧力抑制機能喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 圧力抑制失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (IS/LOCA)</td> <td>- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)</td> <td>- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)	格納容器破損モード	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖失敗 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損成功</li> <li>- サブコールド高熱 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 格納容器破損失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + SIV 失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + SIV 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> </ul>	原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 全交流動力電源喪失 (内装電源喪失 + DC 喪失) + 原子炉停止失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> </ul>	圧力抑制機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 圧力抑制失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> </ul>	格納容器バイパス (IS/LOCA)	- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)	- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)	<p>第 1.2.2 表 重要事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>事故シーケンス</th> <th>選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器破損モード</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖失敗 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- サブコールド高熱 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 格納容器破損失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + SIV 失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + SIV 失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 全交流動力電源喪失 (内装電源喪失 + DC 喪失) + 原子炉停止失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>LOCA 抑圧機能喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (IS/LOCA)</td> <td>- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)</td> <td>- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)	格納容器破損モード	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖失敗 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- サブコールド高熱 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 格納容器破損失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + SIV 失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + SIV 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> </ul>	原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 全交流動力電源喪失 (内装電源喪失 + DC 喪失) + 原子炉停止失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> </ul>	LOCA 抑圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> </ul>	格納容器バイパス (IS/LOCA)	- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)	- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)	<p>⑤</p>
事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)																														
格納容器破損モード	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖失敗 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損成功</li> <li>- サブコールド高熱 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 格納容器破損失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + SIV 失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + SIV 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> </ul>																														
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 全交流動力電源喪失 (内装電源喪失 + DC 喪失) + 原子炉停止失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> </ul>																														
圧力抑制機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 圧力抑制失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> </ul>																														
格納容器バイパス (IS/LOCA)	- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)	- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)																														
事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)																														
格納容器破損モード	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖失敗 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 過渡事故 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- サブコールド高熱 + SIV 閉鎖成功 + 格納容器破損失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 格納容器破損失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + SIV 失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + SIV 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 格納容器破損失敗</li> </ul>																														
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>- 全交流動力電源喪失 (内装電源喪失 + DC 喪失) + 原子炉停止失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 過渡事故 + 原子炉停止失敗</li> </ul>																														
LOCA 抑圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 小破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>- 大破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 中破断 LOCA + HPCS 注水失敗 + 低圧注水失敗</li> </ul>																														
格納容器バイパス (IS/LOCA)	- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)	- インターフェイスシステム LOCA (IS/LOCA)																														
<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (1/7)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: x-small;"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当する PDS</th> <th>選定した PDS</th> <th>選定した PDS の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能喪失 圧力抑制 (RCIC)</td> <td>- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB</td> <td>- TQIX</td> <td> <p>【事故進展 (過圧・過温) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- TQIX, TQIV, 長期 TB, TBU, TBO, TBP の各シナリオと比較し, LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く, 事故進展が早い。</li> <li>- 過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから, 全交流動力電源喪失の害与が高い。</li> <li>- 過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>- 過温破損については LOCA の害与が高い。</li> <li>- 過温破損については対策として原子炉格納容器 (損傷炉心) への注水が必要となる。</li> <li>- LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く, 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また, 格納容器への注水・除熱対策の有効性を継続的に確認可能なシナリオとなる。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</li> </ul> <p>以上より, LOCA に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え, 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p> </td> </tr> <tr> <td>格納容器破損モード</td> <td>- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB</td> <td>- TQIX</td> <td> <p>【事故進展緩和 (原子炉減圧) の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 長期 TB は事故初期において RCIC による冷却が有効なシナリオであり, 原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQIX, TBO, TBU の方が厳しい。</li> <li>- 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQIX, TBO, TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より, 最も厳しい PDS から, TQIX を代表として選定した。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方	原子炉停止機能喪失 圧力抑制 (RCIC)	- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB	- TQIX	<p>【事故進展 (過圧・過温) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- TQIX, TQIV, 長期 TB, TBU, TBO, TBP の各シナリオと比較し, LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く, 事故進展が早い。</li> <li>- 過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから, 全交流動力電源喪失の害与が高い。</li> <li>- 過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>- 過温破損については LOCA の害与が高い。</li> <li>- 過温破損については対策として原子炉格納容器 (損傷炉心) への注水が必要となる。</li> <li>- LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く, 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また, 格納容器への注水・除熱対策の有効性を継続的に確認可能なシナリオとなる。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</li> </ul> <p>以上より, LOCA に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え, 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p>	格納容器破損モード	- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB	- TQIX	<p>【事故進展緩和 (原子炉減圧) の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 長期 TB は事故初期において RCIC による冷却が有効なシナリオであり, 原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQIX, TBO, TBU の方が厳しい。</li> <li>- 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQIX, TBO, TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より, 最も厳しい PDS から, TQIX を代表として選定した。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</p>	<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (1/7)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: x-small;"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当する PDS</th> <th>選定した PDS</th> <th>選定した PDS の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器破損モード</td> <td>- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB</td> <td>- TQIX</td> <td> <p>【事故進展 (過圧・過温) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- TQIX, TQIV, 長期 TB, TBU, TBO, TBP の各シナリオと比較し, LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く, 事故進展が早い。</li> <li>- 過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから, 全交流動力電源喪失の害与が高い。</li> <li>- 過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>- 過温破損については LOCA の害与が高い。</li> <li>- 過温破損については対策として原子炉格納容器 (損傷炉心) への注水が必要となる。</li> <li>- LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く, 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また, 格納容器への注水・除熱対策の有効性を継続的に確認可能なシナリオとなる。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</li> </ul> <p>以上より, LOCA に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え, 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p> </td> </tr> <tr> <td>格納容器破損モード</td> <td>- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB</td> <td>- TQIX</td> <td> <p>【事故進展緩和 (原子炉減圧) の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 長期 TB は事故初期において RCIC による冷却が有効なシナリオであり, 原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQIX, TBO, TBU の方が厳しい。</li> <li>- 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQIX, TBO, TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より, 最も厳しい PDS から, TQIX を代表として選定した。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方	格納容器破損モード	- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB	- TQIX	<p>【事故進展 (過圧・過温) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- TQIX, TQIV, 長期 TB, TBU, TBO, TBP の各シナリオと比較し, LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く, 事故進展が早い。</li> <li>- 過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから, 全交流動力電源喪失の害与が高い。</li> <li>- 過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>- 過温破損については LOCA の害与が高い。</li> <li>- 過温破損については対策として原子炉格納容器 (損傷炉心) への注水が必要となる。</li> <li>- LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く, 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また, 格納容器への注水・除熱対策の有効性を継続的に確認可能なシナリオとなる。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</li> </ul> <p>以上より, LOCA に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え, 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p>	格納容器破損モード	- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB	- TQIX	<p>【事故進展緩和 (原子炉減圧) の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 長期 TB は事故初期において RCIC による冷却が有効なシナリオであり, 原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQIX, TBO, TBU の方が厳しい。</li> <li>- 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQIX, TBO, TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より, 最も厳しい PDS から, TQIX を代表として選定した。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</p>							
格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方																													
原子炉停止機能喪失 圧力抑制 (RCIC)	- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB	- TQIX	<p>【事故進展 (過圧・過温) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- TQIX, TQIV, 長期 TB, TBU, TBO, TBP の各シナリオと比較し, LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く, 事故進展が早い。</li> <li>- 過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから, 全交流動力電源喪失の害与が高い。</li> <li>- 過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>- 過温破損については LOCA の害与が高い。</li> <li>- 過温破損については対策として原子炉格納容器 (損傷炉心) への注水が必要となる。</li> <li>- LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く, 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また, 格納容器への注水・除熱対策の有効性を継続的に確認可能なシナリオとなる。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</li> </ul> <p>以上より, LOCA に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え, 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p>																													
格納容器破損モード	- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB	- TQIX	<p>【事故進展緩和 (原子炉減圧) の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 長期 TB は事故初期において RCIC による冷却が有効なシナリオであり, 原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQIX, TBO, TBU の方が厳しい。</li> <li>- 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQIX, TBO, TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より, 最も厳しい PDS から, TQIX を代表として選定した。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</p>																													
格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方																													
格納容器破損モード	- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB	- TQIX	<p>【事故進展 (過圧・過温) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- TQIX, TQIV, 長期 TB, TBU, TBO, TBP の各シナリオと比較し, LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く, 事故進展が早い。</li> <li>- 過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから, 全交流動力電源喪失の害与が高い。</li> <li>- 過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>- 過温破損については LOCA の害与が高い。</li> <li>- 過温破損については対策として原子炉格納容器 (損傷炉心) への注水が必要となる。</li> <li>- LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く, 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また, 格納容器への注水・除熱対策の有効性を継続的に確認可能なシナリオとなる。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</li> </ul> <p>以上より, LOCA に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え, 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p>																													
格納容器破損モード	- TQIX - TQIX - LOCA - 長期 TB	- TQIX	<p>【事故進展緩和 (原子炉減圧) の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 長期 TB は事故初期において RCIC による冷却が有効なシナリオであり, 原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQIX, TBO, TBU の方が厳しい。</li> <li>- 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQIX, TBO, TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より, 最も厳しい PDS から, TQIX を代表として選定した。なお, いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</p>																													



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																								
<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (2/7)</p> <table border="1" data-bbox="326 420 1127 850"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当する PDS</th> <th>選定した PDS</th> <th>選定した PDS の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器外の格納容器-冷却材相互作用 (PCI)</td> <td>- PDS1 - PDS2 - LOCA</td> <td>- PDS3 - 異常注</td> <td>【事象 (PCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・格納容器下部の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する格納容器の量が多く、格納容器の発生エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、漏洩の程度が維持される PDS1、PDS2 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は、炉内での蒸気の発生を抑制し、冷却材の供給量を確保するが、この観点から PDS1、PDS2 よりも大きくなり、PDS3 の発生エネルギーが小さくなる。また、LOCA では格納容器から蒸気の冷却材が放出し、原子炉格納容器下部に滞留する。PDS1 は格納容器に落下する方が大きい事象であることより、LOCA を選定対象から除外した。 ・TRP については、事象初期の ECCS による一時的な注水と考えると、TRP に比べて水位低下が速く、事象進展が速い。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。 ※LOCA 事象は格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</td> </tr> <tr> <td>格納容器-コンクリート相互作用 (MCCI)</td> <td>- PDS4 - PDS5 - LOCA</td> <td>- PDS6 - 異常注</td> <td>【事象 (MCCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する格納容器の割合が多くなる原子炉圧力容器が破損して発生するシーケンスが厳しい。この観点で、漏洩の程度が維持される PDS4、PDS5 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方	原子炉圧力容器外の格納容器-冷却材相互作用 (PCI)	- PDS1 - PDS2 - LOCA	- PDS3 - 異常注	【事象 (PCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・格納容器下部の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する格納容器の量が多く、格納容器の発生エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、漏洩の程度が維持される PDS1、PDS2 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は、炉内での蒸気の発生を抑制し、冷却材の供給量を確保するが、この観点から PDS1、PDS2 よりも大きくなり、PDS3 の発生エネルギーが小さくなる。また、LOCA では格納容器から蒸気の冷却材が放出し、原子炉格納容器下部に滞留する。PDS1 は格納容器に落下する方が大きい事象であることより、LOCA を選定対象から除外した。 ・TRP については、事象初期の ECCS による一時的な注水と考えると、TRP に比べて水位低下が速く、事象進展が速い。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。 ※LOCA 事象は格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。	格納容器-コンクリート相互作用 (MCCI)	- PDS4 - PDS5 - LOCA	- PDS6 - 異常注	【事象 (MCCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する格納容器の割合が多くなる原子炉圧力容器が破損して発生するシーケンスが厳しい。この観点で、漏洩の程度が維持される PDS4、PDS5 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。	<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (2/7)</p> <table border="1" data-bbox="1380 420 2122 850"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当する PDS</th> <th>選定した PDS</th> <th>選定した PDS の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器外の格納容器-冷却材相互作用 (PCI)</td> <td>- PDS1 - PDS2 - LOCA</td> <td>- PDS3 - 異常注</td> <td>【事象 (PCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・格納容器下部の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する格納容器の量が多く、格納容器の発生エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、漏洩の程度が維持される PDS1、PDS2 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は、炉内での蒸気の発生を抑制し、冷却材の供給量を確保するが、この観点から PDS1、PDS2 よりも大きくなり、PDS3 の発生エネルギーが小さくなる。また、LOCA では格納容器から蒸気の冷却材が放出し、原子炉格納容器下部に滞留する。PDS1 は格納容器に落下する方が大きい事象であることより、LOCA を選定対象から除外した。 ・TRP については、事象初期の ECCS による一時的な注水と考えると、TRP に比べて水位低下が速く、事象進展が速い。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。 ※LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。</td> </tr> <tr> <td>格納容器-コンクリート相互作用 (MCCI)</td> <td>- PDS4 - PDS5 - LOCA</td> <td>- PDS6 - 異常注</td> <td>【事象 (MCCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する格納容器の割合が多くなる原子炉圧力容器が破損して発生するシーケンスが厳しい。この観点で、漏洩の程度が維持される PDS4、PDS5 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方	原子炉圧力容器外の格納容器-冷却材相互作用 (PCI)	- PDS1 - PDS2 - LOCA	- PDS3 - 異常注	【事象 (PCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・格納容器下部の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する格納容器の量が多く、格納容器の発生エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、漏洩の程度が維持される PDS1、PDS2 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は、炉内での蒸気の発生を抑制し、冷却材の供給量を確保するが、この観点から PDS1、PDS2 よりも大きくなり、PDS3 の発生エネルギーが小さくなる。また、LOCA では格納容器から蒸気の冷却材が放出し、原子炉格納容器下部に滞留する。PDS1 は格納容器に落下する方が大きい事象であることより、LOCA を選定対象から除外した。 ・TRP については、事象初期の ECCS による一時的な注水と考えると、TRP に比べて水位低下が速く、事象進展が速い。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。 ※LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。	格納容器-コンクリート相互作用 (MCCI)	- PDS4 - PDS5 - LOCA	- PDS6 - 異常注	【事象 (MCCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する格納容器の割合が多くなる原子炉圧力容器が破損して発生するシーケンスが厳しい。この観点で、漏洩の程度が維持される PDS4、PDS5 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。	<p>⑤</p>
格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方																							
原子炉圧力容器外の格納容器-冷却材相互作用 (PCI)	- PDS1 - PDS2 - LOCA	- PDS3 - 異常注	【事象 (PCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・格納容器下部の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する格納容器の量が多く、格納容器の発生エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、漏洩の程度が維持される PDS1、PDS2 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は、炉内での蒸気の発生を抑制し、冷却材の供給量を確保するが、この観点から PDS1、PDS2 よりも大きくなり、PDS3 の発生エネルギーが小さくなる。また、LOCA では格納容器から蒸気の冷却材が放出し、原子炉格納容器下部に滞留する。PDS1 は格納容器に落下する方が大きい事象であることより、LOCA を選定対象から除外した。 ・TRP については、事象初期の ECCS による一時的な注水と考えると、TRP に比べて水位低下が速く、事象進展が速い。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。 ※LOCA 事象は格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。																							
格納容器-コンクリート相互作用 (MCCI)	- PDS4 - PDS5 - LOCA	- PDS6 - 異常注	【事象 (MCCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する格納容器の割合が多くなる原子炉圧力容器が破損して発生するシーケンスが厳しい。この観点で、漏洩の程度が維持される PDS4、PDS5 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。																							
格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方																							
原子炉圧力容器外の格納容器-冷却材相互作用 (PCI)	- PDS1 - PDS2 - LOCA	- PDS3 - 異常注	【事象 (PCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・格納容器下部の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する格納容器の量が多く、格納容器の発生エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、漏洩の程度が維持される PDS1、PDS2 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は、炉内での蒸気の発生を抑制し、冷却材の供給量を確保するが、この観点から PDS1、PDS2 よりも大きくなり、PDS3 の発生エネルギーが小さくなる。また、LOCA では格納容器から蒸気の冷却材が放出し、原子炉格納容器下部に滞留する。PDS1 は格納容器に落下する方が大きい事象であることより、LOCA を選定対象から除外した。 ・TRP については、事象初期の ECCS による一時的な注水と考えると、TRP に比べて水位低下が速く、事象進展が速い。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。 ※LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。																							
格納容器-コンクリート相互作用 (MCCI)	- PDS4 - PDS5 - LOCA	- PDS6 - 異常注	【事象 (MCCI) における発生エネルギーの大きさの観点から】 ・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する格納容器の割合が多くなる原子炉圧力容器が破損して発生するシーケンスが厳しい。この観点で、漏洩の程度が維持される PDS4、PDS5 及び異常注は選定対象から除外した。 ・LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、ECCS の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。 ・選定対象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より、TRP が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。																							
<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (3/7)</p> <table border="1" data-bbox="237 1081 1231 1438"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当する PDS</th> <th>選定した PDS</th> <th>選定した PDS の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>-</td> <td>LOCA+SBO*</td> <td>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・本原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、本原子炉施設において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・本原子炉施設では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【本原子炉施設において評価する事故シーケンス】 ・本原子炉施設において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できる考えられる事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスが抽出されている。このため、PDS としては LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさを観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉が運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、酸素が可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象レベル 1.5PRA の評価対象から除外している。このため、PRA からは PDS 及び事故シーケンスは抽出されない。</p>	格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方	水素燃焼	-	LOCA+SBO*	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・本原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、本原子炉施設において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・本原子炉施設では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【本原子炉施設において評価する事故シーケンス】 ・本原子炉施設において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できる考えられる事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスが抽出されている。このため、PDS としては LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさを観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。	<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (3/7)</p> <table border="1" data-bbox="1261 1081 2240 1533"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>該当する PDS</th> <th>選定した PDS</th> <th>選定した PDS の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>-</td> <td>LOCA+SBO*</td> <td>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・本発電用原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、本発電用原子炉施設において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・本発電用原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【本発電用原子炉施設において評価する事故シーケンス】 ・本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考慮の上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素ガス発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCA とその他の PDS に大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり、これに伴う水素ガス発生量が少くなると考えられる。このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他の PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での格納容器-コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。 ・本発電用原子炉施設において、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。 以上より、PDS としては LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさを観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉が運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、酸素ガスが可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象運転時レベル 1.5PRA の評価対象から除外している。このため、PRA からは PDS 及び事故シーケンスは抽出されない。</p>	格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方	水素燃焼	-	LOCA+SBO*	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・本発電用原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、本発電用原子炉施設において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・本発電用原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【本発電用原子炉施設において評価する事故シーケンス】 ・本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考慮の上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素ガス発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCA とその他の PDS に大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり、これに伴う水素ガス発生量が少くなると考えられる。このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他の PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での格納容器-コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。 ・本発電用原子炉施設において、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。 以上より、PDS としては LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさを観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。	<p>⑤</p>								
格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方																							
水素燃焼	-	LOCA+SBO*	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・本原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、本原子炉施設において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・本原子炉施設では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【本原子炉施設において評価する事故シーケンス】 ・本原子炉施設において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できる考えられる事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスが抽出されている。このため、PDS としては LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさを観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。																							
格納容器破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定した PDS の考え方																							
水素燃焼	-	LOCA+SBO*	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・本発電用原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、本発電用原子炉施設において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 ・本発電用原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【本発電用原子炉施設において評価する事故シーケンス】 ・本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考慮の上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素ガス発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCA とその他の PDS に大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり、これに伴う水素ガス発生量が少くなると考えられる。このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他の PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での格納容器-コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。 ・本発電用原子炉施設において、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。 以上より、PDS としては LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさを観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。																							



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																														
<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (4/7) 補足 : PDS の分類結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>格納容器破損時期</th> <th>圧力容器圧力</th> <th>炉心損傷時期</th> <th>プラント損傷時点での電源有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQUV</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr> <tr><td>TQUX</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr> <tr><td>長期 TB</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>後期</td><td>直流電源有 交流電源無</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>直流電源有 交流電源無</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>直流電源有 交流電源無</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>直流電源無</td></tr> <tr><td>LOCA ・AE(大破断 LOCA) ・S1E(中破断 LOCA) ・S2E(小破断 LOCA)</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧*</td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr> <tr><td>TF</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>後期</td><td>—</td></tr> <tr><td>TC</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス (ISLOCA)</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>※ S1E や S2E では, 高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが, LOCA は速やかな冷却材流出の影響を確認する PDS として, AE をその代表として扱うこととし, 高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。</p> <p>注 : 網掛けは格納容器破損時期が炉心損傷前であり, 炉心損傷後の格納容器の機能に期待できないため, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する。このため, 格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。</p>	PDS	格納容器破損時期	圧力容器圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無	TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有	TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有	長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源有 交流電源無	TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無	TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無	TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無	LOCA ・AE(大破断 LOCA) ・S1E(中破断 LOCA) ・S2E(小破断 LOCA)	炉心損傷後	低圧*	早期	交流/直流電源有	TF	炉心損傷前	—	後期	—	TC	炉心損傷前	—	早期	—	格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—	<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (4/7) 補足 : PDS の分類結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>格納容器破損時期</th> <th>原子炉圧力</th> <th>炉心損傷時期</th> <th>プラント損傷時点での電源有無 (電源種類)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQUV</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr> <tr><td>TQUX</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr> <tr><td>長期 TB</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>後期</td><td>直流電源有<sup>※1</sup> 交流電源無</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>直流電源有 交流電源無</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>直流電源有 交流電源無</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>直流電源無</td></tr> <tr><td>LOCA (AE, S1E, S2E)</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧<sup>※2</sup></td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr> <tr><td>TF</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>後期</td><td>—</td></tr> <tr><td>TC</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス (ISLOCA)</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>※1 蓄電池枯渇により事象発生から 8 時間で原子炉隔離時冷却系が停止し, 炉心損傷に至るため, プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。          ※2 S1E や S2E では, 高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが, LOCA は速やかな冷却材流出の影響を確認する PDS として, 大破断 LOCA をその代表として扱うこととし, 高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。</p> <p>注 : 網掛けは格納容器破損時期が炉心損傷前であり, 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できないため, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する。このため, 格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。</p>	PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無 (電源種類)	TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有	TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有	長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源有 <sup>※1</sup> 交流電源無	TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無	TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無	TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無	LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧 <sup>※2</sup>	早期	交流/直流電源有	TF	炉心損傷前	—	後期	—	TC	炉心損傷前	—	早期	—	格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—	<p>⑤</p>
PDS	格納容器破損時期	圧力容器圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無																																																																																																												
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有																																																																																																												
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有																																																																																																												
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源有 交流電源無																																																																																																												
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無																																																																																																												
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無																																																																																																												
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無																																																																																																												
LOCA ・AE(大破断 LOCA) ・S1E(中破断 LOCA) ・S2E(小破断 LOCA)	炉心損傷後	低圧*	早期	交流/直流電源有																																																																																																												
TF	炉心損傷前	—	後期	—																																																																																																												
TC	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																												
格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																												
PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無 (電源種類)																																																																																																												
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有																																																																																																												
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有																																																																																																												
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源有 <sup>※1</sup> 交流電源無																																																																																																												
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無																																																																																																												
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無																																																																																																												
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無																																																																																																												
LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧 <sup>※2</sup>	早期	交流/直流電源有																																																																																																												
TF	炉心損傷前	—	後期	—																																																																																																												
TC	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																												
格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																												



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																														
<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (7/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>選定した PDS</th> <th>事故シーケンス</th> <th>選定した事故シーケンス</th> <th>評価事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>LOCA+SBO*</td> <td></td> <td></td> <td>                     ・大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し (可燃限界到達まで維持)                       (柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「大破断 LOCA+ECCS 機能喪失」に、過圧・過温での評価事故シーケンス及び対応の厳しさに鑑みて全交流動力電源喪失 (SBO) を加えたシーケンスを設定する)                 </td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンタリート相互作用 (MCCI)</td> <td>TQIV</td> <td>                     ・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)                      ・過渡事象+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)                      ・通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)                      ・通常停止+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)                      ・サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)                      ・サポート系喪失+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)                 </td> <td>                     ・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)                 </td> <td>                     ・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)                 </td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	選定した PDS	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス	水素燃焼	LOCA+SBO*			・大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し (可燃限界到達まで維持)  (柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「大破断 LOCA+ECCS 機能喪失」に、過圧・過温での評価事故シーケンス及び対応の厳しさに鑑みて全交流動力電源喪失 (SBO) を加えたシーケンスを設定する)	溶融炉心・コンタリート相互作用 (MCCI)	TQIV	・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・過渡事象+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・通常停止+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・サポート系喪失+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)	・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)	・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)	<p>第 1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (7/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>選定した PDS</th> <th>事故シーケンス</th> <th>選定した事故シーケンス</th> <th>評価事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>LOCA+SBO*</td> <td></td> <td></td> <td>                     ・大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し (可燃限界到達まで維持)                       (酸素濃度が極度のプラント保護状態よりも顕著的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」に対応の厳しさに鑑みて全交流動力電源喪失 (SBO) を加えた事故シーケンスを設定した。さらに、原子炉格納容器下部の溶融炉心・コンタリート相互作用によって生じる穿通性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉格納容器内に生じない場合を想定することが適切と考えた。)                 </td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	選定した PDS	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス	水素燃焼	LOCA+SBO*			・大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し (可燃限界到達まで維持)  (酸素濃度が極度のプラント保護状態よりも顕著的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」に対応の厳しさに鑑みて全交流動力電源喪失 (SBO) を加えた事故シーケンスを設定した。さらに、原子炉格納容器下部の溶融炉心・コンタリート相互作用によって生じる穿通性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉格納容器内に生じない場合を想定することが適切と考えた。)	<p>⑤</p>					
格納容器破損モード	選定した PDS	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス																												
水素燃焼	LOCA+SBO*			・大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し (可燃限界到達まで維持)  (柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「大破断 LOCA+ECCS 機能喪失」に、過圧・過温での評価事故シーケンス及び対応の厳しさに鑑みて全交流動力電源喪失 (SBO) を加えたシーケンスを設定する)																												
溶融炉心・コンタリート相互作用 (MCCI)	TQIV	・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・過渡事象+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・通常停止+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗) ・サポート系喪失+SRV 再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)	・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)	・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+ (下部 D/W 注水成功) (+デブリ冷却失敗)																												
格納容器破損モード	選定した PDS	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス																												
水素燃焼	LOCA+SBO*			・大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し (可燃限界到達まで維持)  (酸素濃度が極度のプラント保護状態よりも顕著的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出される「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」に対応の厳しさに鑑みて全交流動力電源喪失 (SBO) を加えた事故シーケンスを設定した。さらに、原子炉格納容器下部の溶融炉心・コンタリート相互作用によって生じる穿通性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉格納容器内に生じない場合を想定することが適切と考えた。)																												
<p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉が運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、酸素が可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象レベル 1.5PRA の評価対象から除外している。このため、PRA からは PDS 及び事故シーケンスは抽出されない。その上での PDS の選定理由は同表 (3/7) 参照。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉が運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、<b>酸素ガス</b>が可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し、<b>内部事象運転時レベル 1.5PRA</b> の評価対象から除外している。このため、PRA からは PDS 及び事故シーケンスは抽出されない。その上での PDS の選定理由は同表 (3/7) 参照。</p>																															
<p>第 1.2.4 表 重要事故シーケンスの選定 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>運転停止中事故シーケンスグループ</th> <th>事故シーケンス</th> <th>選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>                     ・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> <td>                     ・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>                     ・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> <td>                     ・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>                     ・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> <td>                     ・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                       (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤りは、PRA では冷却材の流出により燃料露出に至らないため起因事象として同定していないが、流出流量及び放射線の遮蔽維持の観点から、改めて起因事象として想定する)                 </td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>                     ・反応度の誤投入                 </td> <td>                     ・反応度の誤投入                       (代表性の観点から、停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引抜かれている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する)                 </td> </tr> </tbody> </table>	運転停止中事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)	崩壊熱除去機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗  (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤りは、PRA では冷却材の流出により燃料露出に至らないため起因事象として同定していないが、流出流量及び放射線の遮蔽維持の観点から、改めて起因事象として想定する)	反応度の誤投入	・反応度の誤投入	・反応度の誤投入  (代表性の観点から、停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引抜かれている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する)	<p>第 1.2.4 表 重要事故シーケンスの選定 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>運転停止中事故シーケンスグループ</th> <th>事故シーケンス</th> <th>選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>                     ・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> <td>                     ・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>                     ・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> <td>                     ・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>                     ・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                 </td> <td>                     ・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                      ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗                       (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤りは、PRA では冷却材の流出により燃料露出に至らないため起因事象として同定していないが、流出流量及び放射線の遮蔽維持の観点から、改めて起因事象として想定する)                 </td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>                     ・反応度の誤投入                 </td> <td>                     ・反応度の誤投入                       (代表性の観点から、停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引抜かれている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する)                 </td> </tr> </tbody> </table>	運転停止中事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)	崩壊熱除去機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗  (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤りは、PRA では冷却材の流出により燃料露出に至らないため起因事象として同定していないが、流出流量及び放射線の遮蔽維持の観点から、改めて起因事象として想定する)	反応度の誤投入	・反応度の誤投入	・反応度の誤投入  (代表性の観点から、停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引抜かれている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する)	<p>⑤</p>
運転停止中事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)																														
崩壊熱除去機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗																														
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗																														
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗  (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤りは、PRA では冷却材の流出により燃料露出に至らないため起因事象として同定していないが、流出流量及び放射線の遮蔽維持の観点から、改めて起因事象として想定する)																														
反応度の誤投入	・反応度の誤投入	・反応度の誤投入  (代表性の観点から、停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引抜かれている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する)																														
運転停止中事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)																														
崩壊熱除去機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	・崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (代替熱除去機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗																														
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	・外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗																														
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	・原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗 ・原子炉冷却材流出 (CW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗  (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤りは、PRA では冷却材の流出により燃料露出に至らないため起因事象として同定していないが、流出流量及び放射線の遮蔽維持の観点から、改めて起因事象として想定する)																														
反応度の誤投入	・反応度の誤投入	・反応度の誤投入  (代表性の観点から、停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引抜かれている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する)																														



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																												
<p>第 1.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      一運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 20px;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">事故シナリオグループ</th> <th style="text-align: center;">適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生機機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>REDY SCAT</td> </tr> <tr> <td>LOCA 時注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</td> <td>SAFER</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      一運転中の原子炉における重大事故</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 20px;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">格納容器破壊モード</th> <th style="text-align: center;">適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出/格納容器蒸気直接加熱</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      一運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">運転停止中原子炉における燃料損傷防止</th> <th style="text-align: center;">適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生機機能喪失</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>APEX SCAT (RIA 用)</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオグループ	適用コード	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失	SAFER MAAP	蒸気発生機機能喪失	SAFER MAAP	原子炉停止機能喪失	REDY SCAT	LOCA 時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	SAFER	格納容器破壊モード	適用コード	蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)	MAAP	高圧溶融物放出/格納容器蒸気直接加熱	MAAP	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	MAAP	水素燃焼	MAAP	溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード	蒸気発生機機能喪失	-	全交流動力電源喪失	-	原子炉冷却材の流出	-	反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA 用)	<p>第 1.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      一運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 20px;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">事故シナリオグループ</th> <th style="text-align: center;">適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生機機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>REDY SCAT</td> </tr> <tr> <td>LOCA 時注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</td> <td>SAFER</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      一運転中の原子炉における重大事故</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 20px;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">格納容器破壊モード</th> <th style="text-align: center;">適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出/格納容器蒸気直接加熱</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      一運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">運転停止中原子炉における燃料損傷防止</th> <th style="text-align: center;">適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生機機能喪失</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>APEX SCAT (RIA 用)</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオグループ	適用コード	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失	SAFER MAAP	蒸気発生機機能喪失	SAFER MAAP	原子炉停止機能喪失	REDY SCAT	LOCA 時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	SAFER	格納容器破壊モード	適用コード	蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)	MAAP	高圧溶融物放出/格納容器蒸気直接加熱	MAAP	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	MAAP	水素燃焼	MAAP	溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード	蒸気発生機機能喪失	-	全交流動力電源喪失	-	原子炉冷却材の流出	-	反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA 用)	<p>変更理由</p>
事故シナリオグループ	適用コード																																																																													
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																																																													
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP																																																																													
全交流動力電源喪失	SAFER MAAP																																																																													
蒸気発生機機能喪失	SAFER MAAP																																																																													
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT																																																																													
LOCA 時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																																																													
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	SAFER																																																																													
格納容器破壊モード	適用コード																																																																													
蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)	MAAP																																																																													
高圧溶融物放出/格納容器蒸気直接加熱	MAAP																																																																													
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	MAAP																																																																													
水素燃焼	MAAP																																																																													
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP																																																																													
運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード																																																																													
蒸気発生機機能喪失	-																																																																													
全交流動力電源喪失	-																																																																													
原子炉冷却材の流出	-																																																																													
反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA 用)																																																																													
事故シナリオグループ	適用コード																																																																													
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																																																													
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP																																																																													
全交流動力電源喪失	SAFER MAAP																																																																													
蒸気発生機機能喪失	SAFER MAAP																																																																													
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT																																																																													
LOCA 時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																																																													
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	SAFER																																																																													
格納容器破壊モード	適用コード																																																																													
蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)	MAAP																																																																													
高圧溶融物放出/格納容器蒸気直接加熱	MAAP																																																																													
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	MAAP																																																																													
水素燃焼	MAAP																																																																													
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP																																																																													
運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード																																																																													
蒸気発生機機能喪失	-																																																																													
全交流動力電源喪失	-																																																																													
原子炉冷却材の流出	-																																																																													
反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA 用)																																																																													

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																		
<p>第 1.4.4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料燃焼</td> <td>燃料燃焼モデル</td> <td>入力値に含まれる、基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼伝熱伝達、燃料燃焼</td> <td>燃料燃焼伝熱伝達モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、熱伝達係数を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼伝熱伝達係数は、燃料燃焼伝熱伝達係数の平均値を用いており、燃料燃焼伝熱伝達係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱伝達)</td> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (燃料)	燃料燃焼	燃料燃焼モデル	入力値に含まれる、基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。	燃料燃焼伝熱伝達、燃料燃焼	燃料燃焼伝熱伝達モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、熱伝達係数を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼伝熱伝達係数は、燃料燃焼伝熱伝達係数の平均値を用いており、燃料燃焼伝熱伝達係数のばらつきを考慮している。	炉心 (燃料)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	炉心 (熱伝達)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	<p>第 1.4.4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料燃焼</td> <td>燃料燃焼モデル</td> <td>入力値に含まれる、基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼伝熱伝達、燃料燃焼</td> <td>燃料燃焼伝熱伝達モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、熱伝達係数を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼伝熱伝達係数は、燃料燃焼伝熱伝達係数の平均値を用いており、燃料燃焼伝熱伝達係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱伝達)</td> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (燃料)	燃料燃焼	燃料燃焼モデル	入力値に含まれる、基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。	燃料燃焼伝熱伝達、燃料燃焼	燃料燃焼伝熱伝達モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、熱伝達係数を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼伝熱伝達係数は、燃料燃焼伝熱伝達係数の平均値を用いており、燃料燃焼伝熱伝達係数のばらつきを考慮している。	炉心 (燃料)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	炉心 (熱伝達)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	<p>⑤ ⑥</p>
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																	
炉心 (燃料)	燃料燃焼	燃料燃焼モデル	入力値に含まれる、基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。																																																	
	燃料燃焼伝熱伝達、燃料燃焼	燃料燃焼伝熱伝達モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、熱伝達係数を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼伝熱伝達係数は、燃料燃焼伝熱伝達係数の平均値を用いており、燃料燃焼伝熱伝達係数のばらつきを考慮している。																																																	
炉心 (燃料)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
炉心 (熱伝達)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																	
炉心 (燃料)	燃料燃焼	燃料燃焼モデル	入力値に含まれる、基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。																																																	
	燃料燃焼伝熱伝達、燃料燃焼	燃料燃焼伝熱伝達モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、熱伝達係数を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼伝熱伝達係数は、燃料燃焼伝熱伝達係数の平均値を用いており、燃料燃焼伝熱伝達係数のばらつきを考慮している。																																																	
炉心 (燃料)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
炉心 (熱伝達)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	TR、RISA-3Dの実験解析において、燃料燃焼管劣化の進展を仮に評価する可能性がある。他の解析モデルの不確かさもあわせて考慮している。また、スプレッドシートの燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
<p>第 1.4.4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉圧力容器 (過剰安全弁を含む)</td> <td>冷却材供給 (過剰安全弁)</td> <td>過剰安全弁モデル</td> <td>TR、RISA-3D、FISD-APRの解析結果において、圧力変化は過剰安全弁と過剰安全弁の解析結果が得られており、過剰安全弁に起因する不確かさを考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>過剰安全弁の動作</td> <td>過剰安全弁の動作モデル</td> <td>下部プレナムの二相水位を解析、ダウンタマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料燃焼管劣化及び燃料燃焼管のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の検証は重要でなく、質量及び体積のバランスだけで定まる二相水位が取り扱えば十分である。このため、特設の不確かさを考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>RCC 排水 (排水系・代替排水設備含む)</td> <td>原子炉排水系モデル</td> <td>入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と排水流量の関係を使用しており、実験設備仕様に対して排水流量を少なめにし、燃料燃焼管劣化を仮に評価する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉圧力容器 (過剰安全弁を含む)	冷却材供給 (過剰安全弁)	過剰安全弁モデル	TR、RISA-3D、FISD-APRの解析結果において、圧力変化は過剰安全弁と過剰安全弁の解析結果が得られており、過剰安全弁に起因する不確かさを考慮する必要はない。	過剰安全弁の動作	過剰安全弁の動作モデル	下部プレナムの二相水位を解析、ダウンタマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料燃焼管劣化及び燃料燃焼管のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の検証は重要でなく、質量及び体積のバランスだけで定まる二相水位が取り扱えば十分である。このため、特設の不確かさを考慮する必要はない。	RCC 排水 (排水系・代替排水設備含む)	原子炉排水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と排水流量の関係を使用しており、実験設備仕様に対して排水流量を少なめにし、燃料燃焼管劣化を仮に評価する。	<p>第 1.4.4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉圧力容器 (過剰安全弁を含む)</td> <td>冷却材供給 (過剰安全弁)</td> <td>過剰安全弁モデル</td> <td>TR、RISA-3D、FISD-APRの解析結果において、圧力変化は過剰安全弁と過剰安全弁の解析結果が得られており、過剰安全弁に起因する不確かさを考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>過剰安全弁の動作</td> <td>過剰安全弁の動作モデル</td> <td>下部プレナムの二相水位を解析、ダウンタマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料燃焼管劣化及び燃料燃焼管のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の検証は重要でなく、質量及び体積のバランスだけで定まる二相水位が取り扱えば十分である。このため、特設の不確かさを考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>RCC 排水 (排水系・代替排水設備含む)</td> <td>原子炉排水系モデル</td> <td>入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と排水流量の関係を使用しており、実験設備仕様に対して排水流量を少なめにし、燃料燃焼管劣化を仮に評価する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉圧力容器 (過剰安全弁を含む)	冷却材供給 (過剰安全弁)	過剰安全弁モデル	TR、RISA-3D、FISD-APRの解析結果において、圧力変化は過剰安全弁と過剰安全弁の解析結果が得られており、過剰安全弁に起因する不確かさを考慮する必要はない。	過剰安全弁の動作	過剰安全弁の動作モデル	下部プレナムの二相水位を解析、ダウンタマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料燃焼管劣化及び燃料燃焼管のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の検証は重要でなく、質量及び体積のバランスだけで定まる二相水位が取り扱えば十分である。このため、特設の不確かさを考慮する必要はない。	RCC 排水 (排水系・代替排水設備含む)	原子炉排水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と排水流量の関係を使用しており、実験設備仕様に対して排水流量を少なめにし、燃料燃焼管劣化を仮に評価する。	<p>⑤</p>																						
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																	
原子炉圧力容器 (過剰安全弁を含む)	冷却材供給 (過剰安全弁)	過剰安全弁モデル	TR、RISA-3D、FISD-APRの解析結果において、圧力変化は過剰安全弁と過剰安全弁の解析結果が得られており、過剰安全弁に起因する不確かさを考慮する必要はない。																																																	
	過剰安全弁の動作	過剰安全弁の動作モデル	下部プレナムの二相水位を解析、ダウンタマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料燃焼管劣化及び燃料燃焼管のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の検証は重要でなく、質量及び体積のバランスだけで定まる二相水位が取り扱えば十分である。このため、特設の不確かさを考慮する必要はない。																																																	
	RCC 排水 (排水系・代替排水設備含む)	原子炉排水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と排水流量の関係を使用しており、実験設備仕様に対して排水流量を少なめにし、燃料燃焼管劣化を仮に評価する。																																																	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																	
原子炉圧力容器 (過剰安全弁を含む)	冷却材供給 (過剰安全弁)	過剰安全弁モデル	TR、RISA-3D、FISD-APRの解析結果において、圧力変化は過剰安全弁と過剰安全弁の解析結果が得られており、過剰安全弁に起因する不確かさを考慮する必要はない。																																																	
	過剰安全弁の動作	過剰安全弁の動作モデル	下部プレナムの二相水位を解析、ダウンタマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料燃焼管劣化及び燃料燃焼管のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の検証は重要でなく、質量及び体積のバランスだけで定まる二相水位が取り扱えば十分である。このため、特設の不確かさを考慮する必要はない。																																																	
	RCC 排水 (排水系・代替排水設備含む)	原子炉排水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と排水流量の関係を使用しており、実験設備仕様に対して排水流量を少なめにし、燃料燃焼管劣化を仮に評価する。																																																	
<p>第 1.4.5 表 CHASTE における重要現象の不確かさ等</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料燃焼</td> <td>燃料燃焼モデル</td> <td>入力値に含まれる。基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼伝熱伝達</td> <td>燃料燃焼伝熱伝達モデル</td> <td>SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (燃料)	燃料燃焼	燃料燃焼モデル	入力値に含まれる。基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。	燃料燃焼伝熱伝達	燃料燃焼伝熱伝達モデル	SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。	炉心 (燃料)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	<p>第 1.4.5 表 CHASTE における重要現象の不確かさ等</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料燃焼</td> <td>燃料燃焼モデル</td> <td>入力値に含まれる。基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼伝熱伝達</td> <td>燃料燃焼伝熱伝達モデル</td> <td>SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> <tr> <td>燃料燃焼管劣化</td> <td>燃料燃焼管劣化モデル</td> <td>燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (燃料)	燃料燃焼	燃料燃焼モデル	入力値に含まれる。基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。	燃料燃焼伝熱伝達	燃料燃焼伝熱伝達モデル	SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。	炉心 (燃料)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。	<p>⑤</p>														
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																	
炉心 (燃料)	燃料燃焼	燃料燃焼モデル	入力値に含まれる。基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。																																																	
	燃料燃焼伝熱伝達	燃料燃焼伝熱伝達モデル	SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。																																																	
炉心 (燃料)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																	
炉心 (燃料)	燃料燃焼	燃料燃焼モデル	入力値に含まれる。基礎条件を包括できる条件を設定することにより燃焼熱を大きくするよう考慮している。																																																	
	燃料燃焼伝熱伝達	燃料燃焼伝熱伝達モデル	SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。																																																	
炉心 (燃料)	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	
	燃料燃焼管劣化	燃料燃焼管劣化モデル	燃料燃焼管劣化係数は、燃料燃焼管劣化係数の平均値を用いており、燃料燃焼管劣化係数のばらつきを考慮している。																																																	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																								
<p>第 1.4.6 表 REDY における重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱)</td> <td rowspan="2">反応度フィードバック効果</td> <td>反応度モデル (ボイド・ドロップ)</td> <td>原子炉スクラム試験を実施した全周炉試験炉の試験結果に対して、初期の運転状態から炉心減衰、原子炉出力、炉心入ロシタル比及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点反応係数による不確かさに、反応度係数計算及び炉心減衰係数計算における不確かさを考慮し、反応度係数の炉心減衰の仮定から、事故進展期間における炉心減衰の仮定係数として以下を適用した。 - 動的ボイド係数 (0.08~1.0) - 動的ドロップ係数 (0.01~1.0)</td> </tr> <tr> <td>反応度モデル (ボロン)</td> <td>高燃棒に必要となる反応度の不確かさは、平均炉心における炉心減衰入系の二次共鳴特性評価における炉心減衰係数の-1.0%に、炉心減衰等の不確かさとして炉心減衰係数と同等の1.0%を考慮して、-0.8%を不確かさとした。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td rowspan="2">炉心減衰</td> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉出力 (過剰出力を含む)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉出力 (過剰出力を含む)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (熱)	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドロップ)	原子炉スクラム試験を実施した全周炉試験炉の試験結果に対して、初期の運転状態から炉心減衰、原子炉出力、炉心入ロシタル比及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点反応係数による不確かさに、反応度係数計算及び炉心減衰係数計算における不確かさを考慮し、反応度係数の炉心減衰の仮定から、事故進展期間における炉心減衰の仮定係数として以下を適用した。 - 動的ボイド係数 (0.08~1.0) - 動的ドロップ係数 (0.01~1.0)	反応度モデル (ボロン)	高燃棒に必要となる反応度の不確かさは、平均炉心における炉心減衰入系の二次共鳴特性評価における炉心減衰係数の-1.0%に、炉心減衰等の不確かさとして炉心減衰係数と同等の1.0%を考慮して、-0.8%を不確かさとした。	炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。	炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。	原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	<p>第 1.4.6 表 REDY における重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱)</td> <td rowspan="2">反応度フィードバック効果</td> <td>反応度モデル (ボイド・ドロップ)</td> <td>原子炉スクラム試験を実施した全周炉試験炉の試験結果に対して、初期の運転状態から炉心減衰、原子炉出力、炉心入ロシタル比及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点反応係数による不確かさに、反応度係数計算及び炉心減衰係数計算における不確かさを考慮し、反応度係数の炉心減衰の仮定から、事故進展期間における炉心減衰の仮定係数として以下を適用した。 - 動的ボイド係数 <math>\beta = 0.08 \sim 1.0</math> - 動的ドロップ係数 <math>\beta = 0.01 \sim 1.0</math></td> </tr> <tr> <td>反応度モデル (ボロン)</td> <td>高燃棒に必要となる反応度の不確かさは、平均炉心における炉心減衰入系の二次共鳴特性評価における炉心減衰係数の-1.0%に、炉心減衰等の不確かさとして炉心減衰係数と同等の1.0%を考慮して、-0.8%を不確かさとした。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td rowspan="2">炉心減衰</td> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉出力 (過剰出力を含む)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉出力 (過剰出力を含む)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (熱)	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドロップ)	原子炉スクラム試験を実施した全周炉試験炉の試験結果に対して、初期の運転状態から炉心減衰、原子炉出力、炉心入ロシタル比及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点反応係数による不確かさに、反応度係数計算及び炉心減衰係数計算における不確かさを考慮し、反応度係数の炉心減衰の仮定から、事故進展期間における炉心減衰の仮定係数として以下を適用した。 - 動的ボイド係数 $\beta = 0.08 \sim 1.0$ - 動的ドロップ係数 $\beta = 0.01 \sim 1.0$	反応度モデル (ボロン)	高燃棒に必要となる反応度の不確かさは、平均炉心における炉心減衰入系の二次共鳴特性評価における炉心減衰係数の-1.0%に、炉心減衰等の不確かさとして炉心減衰係数と同等の1.0%を考慮して、-0.8%を不確かさとした。	炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。	炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。	原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	<p>⑤</p>
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																							
炉心 (熱)	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドロップ)	原子炉スクラム試験を実施した全周炉試験炉の試験結果に対して、初期の運転状態から炉心減衰、原子炉出力、炉心入ロシタル比及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点反応係数による不確かさに、反応度係数計算及び炉心減衰係数計算における不確かさを考慮し、反応度係数の炉心減衰の仮定から、事故進展期間における炉心減衰の仮定係数として以下を適用した。 - 動的ボイド係数 (0.08~1.0) - 動的ドロップ係数 (0.01~1.0)																																																							
		反応度モデル (ボロン)	高燃棒に必要となる反応度の不確かさは、平均炉心における炉心減衰入系の二次共鳴特性評価における炉心減衰係数の-1.0%に、炉心減衰等の不確かさとして炉心減衰係数と同等の1.0%を考慮して、-0.8%を不確かさとした。																																																							
炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。																																																							
		炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。																																																							
原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																							
炉心 (熱)	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドロップ)	原子炉スクラム試験を実施した全周炉試験炉の試験結果に対して、初期の運転状態から炉心減衰、原子炉出力、炉心入ロシタル比及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点反応係数による不確かさに、反応度係数計算及び炉心減衰係数計算における不確かさを考慮し、反応度係数の炉心減衰の仮定から、事故進展期間における炉心減衰の仮定係数として以下を適用した。 - 動的ボイド係数 $\beta = 0.08 \sim 1.0$ - 動的ドロップ係数 $\beta = 0.01 \sim 1.0$																																																							
		反応度モデル (ボロン)	高燃棒に必要となる反応度の不確かさは、平均炉心における炉心減衰入系の二次共鳴特性評価における炉心減衰係数の-1.0%に、炉心減衰等の不確かさとして炉心減衰係数と同等の1.0%を考慮して、-0.8%を不確かさとした。																																																							
炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。																																																							
		炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。																																																							
原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
<p>第 1.4.6 表 REDY における重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉出力 (過剰出力を含む)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉出力 (過剰出力を含む)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	<p>第 1.4.6 表 REDY における重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉出力 (過剰出力を含む)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉出力 (過剰出力を含む)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む)</td> <td>炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	<p>⑤</p>																								
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																							
原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																							
原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
原子炉出力 (過剰出力を含む)	炉心出力	炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル (過剰出力を含む)	炉心出力モデル (過剰出力を含む) の不確かさは、炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
<p>第 1.4.7 表 SCAT における重要現象の不確かさ等</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル</td> <td>炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル</td> <td>炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td rowspan="2">炉心減衰</td> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td rowspan="2">炉心減衰</td> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (熱)	炉心出力	炉心出力モデル	炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル	炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。	炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。	炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。	炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。	<p>第 1.4.7 表 SCAT における重要現象の不確かさ等</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱)</td> <td rowspan="2">炉心出力</td> <td>炉心出力モデル</td> <td>炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心出力モデル</td> <td>炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td rowspan="2">炉心減衰</td> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td rowspan="2">炉心減衰</td> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心減衰モデル</td> <td>炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (熱)	炉心出力	炉心出力モデル	炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心出力モデル	炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。	炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。	炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。	炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。	炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。	<p>④(解析コード資料との整合)</p>												
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																							
炉心 (熱)	炉心出力	炉心出力モデル	炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル	炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。																																																							
		炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。																																																							
炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。																																																							
		炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。																																																							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																							
炉心 (熱)	炉心出力	炉心出力モデル	炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
		炉心出力モデル	炉心出力モデルの出力から-10%~+10%であることを確認した。																																																							
炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。																																																							
		炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。																																																							
炉心 (熱流動)	炉心減衰	炉心減衰モデル	炉心減衰係数と炉心減衰モデル式の比較から、炉心減衰計算の不確かさは-0.1%~+0.0%であることを確認した。																																																							
		炉心減衰モデル	炉心減衰データとの比較から、炉心減衰係数の不確かさとして、確認なしを下限、最大値に20%増量を上限として設定した。																																																							





まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由	
第 1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (3/4)		第 1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (3/4)		④(解析コード資料との整合) ⑤	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ		
原子炉圧力容器内 (炉心) 現象	シロケーション	炉心炉心の挙動モデル (シロケーション)	TN1 事故解析における炉心領域での炉心挙動状態について、TN1 事故分析結果と良く一致することを確認した。		
	燃料棒との熱伝達		シロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード数値のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TRN、大破断 LOCA シーンとともに、炉心燃焼時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。		
	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として、溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。		
	原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)				
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	TN1 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TN1 事故分析結果と良く一致することを確認した。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の界面熱伝達、下部プレナムギャップ熱伝達に関する感度に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の事故進展に対する影響が小さいことを確認した。		
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として、燃料棒軸方向ハウジング溶融時刻に用いる最大ひずみ (しきい値) をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 5 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実際の影響は十分小さいと判断される。		
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	燃料棒生成物 (FP) 挙動モデル	FIBRUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料棒腐食温度を高めることにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の規模によるものであり、実際の大型炉心体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。		
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ		
原子炉圧力容器内 (炉心) 現象	シロケーション	溶融炉心の挙動モデル (シロケーション)	TN1 事故解析における炉心領域での炉心挙動状態について、TN1 事故分析結果と良く一致することを確認した。 シロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード数値のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TRN、大破断 LOCA シーンとともに、炉心燃焼時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。		
	燃料棒との熱伝達				
	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として、溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。		
	原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)				
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	TN1 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TN1 事故分析結果と良く一致することを確認した。 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の界面熱伝達、下部プレナムギャップ熱伝達に関する感度に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の事故進展に対する影響が小さいことを確認した。		
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として、燃料棒軸方向ハウジング溶融時刻の感度解析に用いる最大ひずみ (しきい値) をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実際の影響は十分小さいと判断される。		
	放射線分解等による水素ガス発生	格納容器モデル (水素ガス発生)	炉心内のジルネウム-10 水反応による水素ガス発生量は、TN1 事故解析を通じて分析結果と良く一致することを確認した。		
原子炉圧力容器内 FP 挙動	燃料棒生成物 (FP) 挙動モデル	FIBRUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料棒腐食温度を高めることにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の規模によるものであり、実際の大型炉心体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。			
第 1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (4/4)		第 1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (4/4)		④(解析コード資料との整合) ⑤	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ		
原子炉格納容器 (炉心) 現象	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	原子炉圧力容器外 FCI 現象に影響する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。		
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)				
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのベダスタルの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。		
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		MCCI 現象に関する不確かさの要因分析より、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、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を確認した。また、上面熱流束を下限値とした場合でも、コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を考慮したものであり、不確かさを考慮しても実際のコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析により、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 実験で確認されている侵食の不均一性については、実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20% の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に対して影響が小さいことを確認した。		
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	FIBRUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料棒腐食温度を高めることにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の規模によるものであり、実際の大型炉心体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。 ABOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	
	原子炉格納容器内 FP 挙動	燃料棒生成物 (FP) 挙動モデル			

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由																																		
<p>第 1.4.9 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">炉心 (燃料)</td> <td>燃料出力</td> <td>一点近似的特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 燃料数は三次元体系の炉心を空間熱 源と考慮し二次元体系に帰約</td> <td>ドブプラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。</td> </tr> <tr> <td>出力分布変化</td> <td>二次元(2D)拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う燃料 出力分布変化を考慮</td> <td>解析では制御棒引込に伴う反応度増加係数を厳しく設定し、さらに燃料出力 ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0084%での値)を用いるといった保守的なモデルを採用していること から、出力分布変化の不確かさは考慮しない。</td> </tr> <tr> <td>反応度フィード バック効果</td> <td>ドブプラ反応度フィードバック効果 は出力分布依存で考慮 熱的現象は新熱、ボイド反応度フィ ードバック効果は考慮しない</td> <td>ドブプラ反応度フィードバックの不確かさは、Bellstrand の試験等との比較 から 7~9%であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。</td> </tr> <tr> <td>制御棒反応度効果</td> <td>二次元拡散モデル 制御棒計算では外挿入力</td> <td>制御棒反応度効果の不確かさは、燃焼試験時及び炉内試験時に行われた制御 棒効果の測定結果と解析結果の比較から 9%以下であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>		分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (燃料)	燃料出力	一点近似的特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 燃料数は三次元体系の炉心を空間熱 源と考慮し二次元体系に帰約	ドブプラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。	出力分布変化	二次元(2D)拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う燃料 出力分布変化を考慮	解析では制御棒引込に伴う反応度増加係数を厳しく設定し、さらに燃料出力 ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0084%での値)を用いるといった保守的なモデルを採用していること から、出力分布変化の不確かさは考慮しない。	反応度フィード バック効果	ドブプラ反応度フィードバック効果 は出力分布依存で考慮 熱的現象は新熱、ボイド反応度フィ ードバック効果は考慮しない	ドブプラ反応度フィードバックの不確かさは、Bellstrand の試験等との比較 から 7~9%であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。	制御棒反応度効果	二次元拡散モデル 制御棒計算では外挿入力	制御棒反応度効果の不確かさは、燃焼試験時及び炉内試験時に行われた制御 棒効果の測定結果と解析結果の比較から 9%以下であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。	<p>第 1.4.9 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">炉心 (燃料)</td> <td>燃料出力</td> <td>一点近似的特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 燃料数は三次元体系の炉心を空間熱 源と考慮し二次元体系に帰約</td> <td>ドブプラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。</td> </tr> <tr> <td>出力分布変化</td> <td>二次元(2D)拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う燃料 出力分布変化を考慮</td> <td>解析では制御棒引込に伴う反応度増加係数を厳しく設定し、さらに燃料出力 ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0084%での値)を用いるといった保守的なモデルを採用していること から、出力分布変化の不確かさは考慮しない。</td> </tr> <tr> <td>反応度フィード バック効果</td> <td>ドブプラ反応度フィードバック効果 は出力分布依存で考慮 熱的現象は新熱、ボイド反応度フィ ードバック効果は考慮しない</td> <td>ドブプラ反応度フィードバックの不確かさは、Bellstrand の試験等との比較 から 7~9%であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。</td> </tr> <tr> <td>制御棒反応度効果</td> <td>二次元拡散モデル 制御棒計算では外挿入力</td> <td>制御棒反応度効果の不確かさは、燃焼試験時及び炉内試験時に行われた制御 棒効果の測定結果と解析結果の比較から 9%以下であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>		分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (燃料)	燃料出力	一点近似的特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 燃料数は三次元体系の炉心を空間熱 源と考慮し二次元体系に帰約	ドブプラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。	出力分布変化	二次元(2D)拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う燃料 出力分布変化を考慮	解析では制御棒引込に伴う反応度増加係数を厳しく設定し、さらに燃料出力 ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0084%での値)を用いるといった保守的なモデルを採用していること から、出力分布変化の不確かさは考慮しない。	反応度フィード バック効果	ドブプラ反応度フィードバック効果 は出力分布依存で考慮 熱的現象は新熱、ボイド反応度フィ ードバック効果は考慮しない	ドブプラ反応度フィードバックの不確かさは、Bellstrand の試験等との比較 から 7~9%であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。	制御棒反応度効果	二次元拡散モデル 制御棒計算では外挿入力	制御棒反応度効果の不確かさは、燃焼試験時及び炉内試験時に行われた制御 棒効果の測定結果と解析結果の比較から 9%以下であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。	⑤
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																			
炉心 (燃料)	燃料出力	一点近似的特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 燃料数は三次元体系の炉心を空間熱 源と考慮し二次元体系に帰約	ドブプラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。																																			
	出力分布変化	二次元(2D)拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う燃料 出力分布変化を考慮	解析では制御棒引込に伴う反応度増加係数を厳しく設定し、さらに燃料出力 ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0084%での値)を用いるといった保守的なモデルを採用していること から、出力分布変化の不確かさは考慮しない。																																			
	反応度フィード バック効果	ドブプラ反応度フィードバック効果 は出力分布依存で考慮 熱的現象は新熱、ボイド反応度フィ ードバック効果は考慮しない	ドブプラ反応度フィードバックの不確かさは、Bellstrand の試験等との比較 から 7~9%であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。																																			
	制御棒反応度効果	二次元拡散モデル 制御棒計算では外挿入力	制御棒反応度効果の不確かさは、燃焼試験時及び炉内試験時に行われた制御 棒効果の測定結果と解析結果の比較から 9%以下であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。																																			
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																			
炉心 (燃料)	燃料出力	一点近似的特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 燃料数は三次元体系の炉心を空間熱 源と考慮し二次元体系に帰約	ドブプラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。																																			
	出力分布変化	二次元(2D)拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う燃料 出力分布変化を考慮	解析では制御棒引込に伴う反応度増加係数を厳しく設定し、さらに燃料出力 ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0084%での値)を用いるといった保守的なモデルを採用していること から、出力分布変化の不確かさは考慮しない。																																			
	反応度フィード バック効果	ドブプラ反応度フィードバック効果 は出力分布依存で考慮 熱的現象は新熱、ボイド反応度フィ ードバック効果は考慮しない	ドブプラ反応度フィードバックの不確かさは、Bellstrand の試験等との比較 から 7~9%であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。																																			
	制御棒反応度効果	二次元拡散モデル 制御棒計算では外挿入力	制御棒反応度効果の不確かさは、燃焼試験時及び炉内試験時に行われた制御 棒効果の測定結果と解析結果の比較から 9%以下であることを確認した。 実燃焼炉中性子割合の不確かさは、MISTRAL 燃焼試験との比較から 4%である ことを確認した。																																			
<p>第 1.4.9 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒内温度変化</td> <td>熱伝導モデル 燃料-プレット-制御棒ギャップ熱伝 導モデル</td> <td>「反応度投入事業評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒 低下」解析結果への影響は 0%と報告されており、類似の事業である本 事業シナリオについても、影響はほとんど生じないため、考慮しない。</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>単相強制対流: Dittus-Boelter の式 膜沸騰状態: Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低圧時) : SORR の実測 データに基づいて導出された熱伝達 相関式</td> <td>「反応度の投入」事業は単相が優勢であるために出力上昇も小さ く、事業発生後はスクラム反応度増加により速やかに収束するため、 除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピーの最大値に 対する影響はほとんどないため、考慮しない。</td> </tr> <tr> <td>沸騰遷移</td> <td>高圧時: Rohsenow-Griffiths の式 及び Kutateladze の式</td> <td>事業を通じての表面熱伝達係数は燃焼開始時に比べて十分小さくなっ ていることから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピーの最 大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。</td> </tr> </tbody> </table>		分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料-プレット-制御棒ギャップ熱伝 導モデル	「反応度投入事業評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒 低下」解析結果への影響は 0%と報告されており、類似の事業である本 事業シナリオについても、影響はほとんど生じないため、考慮しない。	燃料棒表面熱伝達	単相強制対流: Dittus-Boelter の式 膜沸騰状態: Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低圧時) : SORR の実測 データに基づいて導出された熱伝達 相関式	「反応度の投入」事業は単相が優勢であるために出力上昇も小さ く、事業発生後はスクラム反応度増加により速やかに収束するため、 除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピーの最大値に 対する影響はほとんどないため、考慮しない。	沸騰遷移	高圧時: Rohsenow-Griffiths の式 及び Kutateladze の式	事業を通じての表面熱伝達係数は燃焼開始時に比べて十分小さくなっ ていることから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピーの最 大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。	<p>第 1.4.9 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒内温度変化</td> <td>熱伝導モデル 燃料-プレット-制御棒ギャップ熱伝 導モデル</td> <td>「反応度投入事業評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒 低下」解析結果への影響は 0%と報告されており、類似の事業である 本事業シナリオについても、影響はほとんど生じないため、考慮し ない。</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>単相強制対流: Dittus-Boelter の式 膜沸騰状態: Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低圧時) : SORR の実測 データに基づいて導出された熱伝達 相関式</td> <td>「反応度の投入」事業は単相が優勢であるために出力上昇も小さ く、事業発生後はスクラム反応度増加により速やかに収束するた め、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピーの最大値 に対する影響はほとんどないため、考慮しない。</td> </tr> <tr> <td>沸騰遷移</td> <td>高圧時: Rohsenow-Griffiths の式 及び Kutateladze の式</td> <td>事業を通じての表面熱伝達係数は燃焼開始時に比べて十分小さくなっ ていることから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピーの最 大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。</td> </tr> </tbody> </table>		分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料-プレット-制御棒ギャップ熱伝 導モデル	「反応度投入事業評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒 低下」解析結果への影響は 0%と報告されており、類似の事業である 本事業シナリオについても、影響はほとんど生じないため、考慮し ない。	燃料棒表面熱伝達	単相強制対流: Dittus-Boelter の式 膜沸騰状態: Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低圧時) : SORR の実測 データに基づいて導出された熱伝達 相関式	「反応度の投入」事業は単相が優勢であるために出力上昇も小さ く、事業発生後はスクラム反応度増加により速やかに収束するた め、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピーの最大値 に対する影響はほとんどないため、考慮しない。	沸騰遷移	高圧時: Rohsenow-Griffiths の式 及び Kutateladze の式	事業を通じての表面熱伝達係数は燃焼開始時に比べて十分小さくなっ ていることから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピーの最 大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																			
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料-プレット-制御棒ギャップ熱伝 導モデル	「反応度投入事業評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒 低下」解析結果への影響は 0%と報告されており、類似の事業である本 事業シナリオについても、影響はほとんど生じないため、考慮しない。																																			
	燃料棒表面熱伝達	単相強制対流: Dittus-Boelter の式 膜沸騰状態: Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低圧時) : SORR の実測 データに基づいて導出された熱伝達 相関式	「反応度の投入」事業は単相が優勢であるために出力上昇も小さ く、事業発生後はスクラム反応度増加により速やかに収束するため、 除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピーの最大値に 対する影響はほとんどないため、考慮しない。																																			
	沸騰遷移	高圧時: Rohsenow-Griffiths の式 及び Kutateladze の式	事業を通じての表面熱伝達係数は燃焼開始時に比べて十分小さくなっ ていることから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピーの最 大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。																																			
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																			
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料-プレット-制御棒ギャップ熱伝 導モデル	「反応度投入事業評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒 低下」解析結果への影響は 0%と報告されており、類似の事業である 本事業シナリオについても、影響はほとんど生じないため、考慮し ない。																																			
	燃料棒表面熱伝達	単相強制対流: Dittus-Boelter の式 膜沸騰状態: Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低圧時) : SORR の実測 データに基づいて導出された熱伝達 相関式	「反応度の投入」事業は単相が優勢であるために出力上昇も小さ く、事業発生後はスクラム反応度増加により速やかに収束するた め、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピーの最大値 に対する影響はほとんどないため、考慮しない。																																			
	沸騰遷移	高圧時: Rohsenow-Griffiths の式 及び Kutateladze の式	事業を通じての表面熱伝達係数は燃焼開始時に比べて十分小さくなっ ていることから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピーの最 大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。																																			



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後								変更理由
第 1.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)		第 1.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)								⑤
分類	評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA)		
	評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力	
炉心(核)	物理現象									
	核分裂出力	-	-	-	-	○	-	-		
	出力分布変化	-	-	-	-	○	-	-		
	反応度フィードバック効果	-	-	-	-	○	-	-		
炉心(燃料)	制御棒反応度効果	-	-	-	-	-	-	-		
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○		
	三次元効果	-	-	-	-	○※1	-	-		
	燃料棒内温度変化	-	-	-	-	-	-	-		
炉心(熱流動)	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○		
	沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○		
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	-	○	○		
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	-	○	○		
炉心(熱流動)	三次元効果	-	-	-	-	-	-	-		
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○		
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	-	○	○		
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○		
炉心(熱流動)	圧力損失	-	-	-	-	-	-	-		
	三次元効果	○	○	○	○	○※1	○	○		

○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

※1 三次元効果の模擬は, REDY/SCATコード体系では困難であるため, 米国において中性子束振動の評価実績のある原子炉過渡解析コード (TRACG) を使用して, 参考的に解析して影響を確認している。

分類	評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA)
		燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度
炉心(核)	物理現象							
	核分裂出力	-	-	-	-	○	-	-
	出力分布変化	-	-	-	-	○	-	-
	反応度フィードバック効果	-	-	-	-	○	-	-
炉心(燃料)	制御棒反応度効果	-	-	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○
	三次元効果	-	-	-	-	○※1	-	-
	燃料棒内温度変化	-	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	-	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	-	○	○
炉心(熱流動)	三次元効果	-	-	-	-	-	-	-
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	-	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	圧力損失	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○	○	○	○	○※1	○	○

○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

※1 三次元効果の模擬は, REDY/SCATコード体系では困難であるため, 米国において中性子束振動の評価実績のある原子炉過渡解析コード (TRACG) を使用して, 参考的に解析して影響を確認している。

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前								変更後								変更理由		
第 1.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)								第 1.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)								⑤		
分類	評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	分類	評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	
	評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度		燃料被覆管温度 原子炉圧力	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力
原子炉圧力容器(遠くし安全弁含む)	物理現象								原子炉圧力容器(遠くし安全弁含む)	物理現象								
	冷却材流量変化	-	-	-	-	○	-	-		冷却材流量変化	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	○		冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	○	○	○	-	○	○		沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	○	○	○	-	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	-	○	○		気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	-	○	○	○
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-	-		気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	-	-	-	-	-	-	-		圧力損失	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-	-		構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECS注水(給水系・代替注水設備含む)	○	○	○	○	○	○	○		ECS注水(給水系・代替注水設備含む)	○	○	○	○	○	○	○	○
	ほう酸水の拡散	-	-	-	-	○	-	-		ほう酸水の拡散	-	-	-	-	○	-	-	-
	三次元効果	-	-	-	-	-	-	-		三次元効果	-	-	-	-	-	-	-	-
	○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)																	
	- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象																	
	○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)																	
	- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象																	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																																																																																																
<p>第 1.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)                      (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: 8px;"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>高圧・低圧注水機能喪失</th> <th>高圧注水・減圧機能喪失</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>崩壊熱除去機能喪失</th> <th>原子炉停止機能喪失</th> <th>LOCA時注水機能喪失</th> <th>格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価指標</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>物理現象</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材放出</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○<sup>※3</sup></td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器各領域間の流動</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・プール冷却</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液界面の熱伝達</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>スプレイ冷却</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解等による水素・酸素発生</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)                      - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p> <p>※1 評価事象「全交流動力電源喪失」の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」の事故シーケンスにおいては、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シーケンスにおいては、格納容器ベントは重要現象とならない。</p> <p>※2 評価事象「崩壊熱除去機能喪失」の有効性評価では、「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており、取水機能が喪失した場合にはサプレッション・プール冷却が、残留熱除去系が故障した場合には格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。</p> <p>※3 第1.7.1表(2/3)の「冷却材放出(臨界流・差圧流)」と同一の物理現象</p>	評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力	物理現象								冷却材放出	-	-	-	-	○ <sup>※3</sup>	-	-	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	-	○	-	サプレッション・プール冷却	-	○	○	○ <sup>※2</sup>	○	-	-	気液界面の熱伝達	○	○	○	○	-	○	-	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	-	○	-	スプレイ冷却	○	-	○	○	-	○	-	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	-	-	-	格納容器ベント	○	-	○ <sup>※1</sup>	○ <sup>※2</sup>	-	○	-	<p>第 1.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: 8px;"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>高圧・低圧注水機能喪失</th> <th>高圧注水・減圧機能喪失</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>崩壊熱除去機能喪失</th> <th>原子炉停止機能喪失</th> <th>LOCA時注水機能喪失</th> <th>格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価指標</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>燃料被覆管温度 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>物理現象</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材放出</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器各領域間の流動</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・プール冷却</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液界面の熱伝達</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>スプレイ冷却</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)                      - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p> <p>※1 評価事象「崩壊熱除去機能喪失」の有効性評価では、「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており、取水機能が喪失した場合にはサプレッション・プール冷却が、残留熱除去系が故障した場合には格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。</p> <p>※2 第1.7.1表(2/3)の「冷却材放出(臨界流・差圧流)」と同一の物理現象</p>	評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力	物理現象								冷却材放出	-	-	-	-	○ <sup>※2</sup>	-	-	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	-	○	-	サプレッション・プール冷却	-	○	○	○ <sup>※1</sup>	○	-	-	気液界面の熱伝達	○	○	○	○	-	○	-	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	-	○	-	スプレイ冷却	○	-	○	○	-	○	-	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	-	-	-	格納容器ベント	○	-	○	○ <sup>※1</sup>	-	○	-	<p>④(最新のTBP解析の条件との整合)                      ⑤</p>
評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)																																																																																																																																																																											
評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力																																																																																																																																																																											
物理現象																																																																																																																																																																																		
冷却材放出	-	-	-	-	○ <sup>※3</sup>	-	-																																																																																																																																																																											
格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	-	○	-																																																																																																																																																																											
サプレッション・プール冷却	-	○	○	○ <sup>※2</sup>	○	-	-																																																																																																																																																																											
気液界面の熱伝達	○	○	○	○	-	○	-																																																																																																																																																																											
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	-	○	-																																																																																																																																																																											
スプレイ冷却	○	-	○	○	-	○	-																																																																																																																																																																											
放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																											
格納容器ベント	○	-	○ <sup>※1</sup>	○ <sup>※2</sup>	-	○	-																																																																																																																																																																											
評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)																																																																																																																																																																											
評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力																																																																																																																																																																											
物理現象																																																																																																																																																																																		
冷却材放出	-	-	-	-	○ <sup>※2</sup>	-	-																																																																																																																																																																											
格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	-	○	-																																																																																																																																																																											
サプレッション・プール冷却	-	○	○	○ <sup>※1</sup>	○	-	-																																																																																																																																																																											
気液界面の熱伝達	○	○	○	○	-	○	-																																																																																																																																																																											
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	-	○	-																																																																																																																																																																											
スプレイ冷却	○	-	○	○	-	○	-																																																																																																																																																																											
放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																											
格納容器ベント	○	-	○	○ <sup>※1</sup>	-	○	-																																																																																																																																																																											



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前							変更後							変更理由
第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (1/5)							第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (1/5)							
	評価事象	界面気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破壊)	高圧溶融物放出/格納容器界面直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用		評価事象	界面気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破壊)	高圧溶融物放出/格納容器界面直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	
分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量	分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量	
炉心(核)	物理現象						炉心(核)	物理現象						
	核分裂出力	-	-	-	-	-		核分裂出力	-	-	-	-	-	-
	出力分布変化	-	-	-	-	-		出力分布変化	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	-	-	-	-	-		反応度フィードバック効果	-	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	-	-	-	-	-		制御棒反応度効果	-	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○	○	○	○	○		崩壊熱	○	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	三次元効果	-	-	-	-	-	三次元効果	-	-	-	-	-	-	
	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	
	沸騰遷移	-	-	-	-	-	沸騰遷移	-	-	-	-	-	-	
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○	
炉心(熱流動)	三次元効果	-	-	-	-	-	三次元効果	-	-	-	-	-	-	
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	○	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	○	○	
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-	気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-	
	圧力損失	-	-	-	-	-	圧力損失	-	-	-	-	-	-	
三次元効果	-	-	-	-	-	三次元効果	-	-	-	-	-	-		

○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																																																																						
<p>第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (2/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>評価指標</th> <th>静置気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</th> <th>高圧溶融物放出/格納容器界面気直接加熱</th> <th>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</th> <th>水素燃焼</th> <th>溶融炉心・コンクリート相互作用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>分類</td> <td>物理現象</td> <td>原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>酸素濃度</td> <td>コンクリート浸食量</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)</td> <td>冷却材流量変化</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>沸騰・蒸縮・ボイド率変化</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>気液分離・対向流</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td style="text-align: center;">○</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の拡散</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)                      - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	評価事象	評価指標	静置気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器界面気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	分類	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	-	-	-	-	-	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	○	-	-	-	沸騰・蒸縮・ボイド率変化	-	-	-	-	-	気液分離・対向流	-	-	-	-	-	気液熱非平衡	-	-	-	-	-	圧力損失	-	-	-	-	-	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	-	○	○	ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-	三次元効果	-	-	-	-	-	<p>第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (2/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>評価指標</th> <th>静置気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</th> <th>高圧溶融物放出/格納容器界面気直接加熱</th> <th>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</th> <th>水素燃焼</th> <th>溶融炉心・コンクリート相互作用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>分類</td> <td>物理現象</td> <td>原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>酸素濃度</td> <td>コンクリート浸食量</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)</td> <td>冷却材流量変化</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>沸騰・蒸縮・ボイド率変化</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>気液分離・対向流</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td style="text-align: center;">-※1</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の拡散</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)                      - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p> <p>※1 評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の評価事故シーケンスにおいては、ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む) を実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シーケンスにおいては、ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む) は重要現象とならない。</p>	評価事象	評価指標	静置気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器界面気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	分類	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	-	-	-	-	-	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	○	-	-	-	沸騰・蒸縮・ボイド率変化	-	-	-	-	-	気液分離・対向流	-	-	-	-	-	気液熱非平衡	-	-	-	-	-	圧力損失	-	-	-	-	-	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	-	○	-※1	ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-	三次元効果	-	-	-	-	-	<p>④(有効性評価の条件との整合)</p>
評価事象	評価指標	静置気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器界面気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																																																																																		
分類	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量																																																																																																																																																		
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	○	-	-	-																																																																																																																																																		
	沸騰・蒸縮・ボイド率変化	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	気液分離・対向流	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	圧力損失	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	-	○	○																																																																																																																																																		
	ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	三次元効果	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
評価事象	評価指標	静置気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器界面気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																																																																																		
分類	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量																																																																																																																																																		
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	○	-	-	-																																																																																																																																																		
	沸騰・蒸縮・ボイド率変化	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	気液分離・対向流	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	圧力損失	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	-	○	-※1																																																																																																																																																		
	ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		
	三次元効果	-	-	-	-	-																																																																																																																																																		

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																																												
<p>第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (3/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</th> <th>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</th> <th>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</th> <th>水素燃焼</th> <th>溶融炉心・コンクリート相互作用</th> </tr> <tr> <th>分類</th> <th>評価指標</th> <th>原子炉格納容器圧力及び温度</th> <th>原子炉圧力</th> <th>原子炉格納容器圧力</th> <th>酸素濃度</th> <th>コンクリート浸食量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">原子炉格納容器</td> <td>冷却材放出</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器各領域間の流動</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール冷却</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液界面の熱伝達</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>スプレイ冷却</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解等による水素・酸素発生</td> <td>○※2</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○※2</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント</td> <td>○※3</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)                      - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p> <p>※1 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価においては、「代替循環冷却を使用する場合」と「代替循環冷却を使用しない場合」の有効性を確認しており、代替循環冷却を使用する場合はサブプレッション・プール冷却が、代替循環冷却を使用しない場合は格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。</p> <p>※2 物理現象「放射線水分解等による水素・酸素発生」の評価指標への影響については、評価事象「水素燃焼」において、解析条件の不確かさとして整理し、評価指標への影響を確認する。</p>	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量	原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	-	-	-	格納容器各領域間の流動	○	-	○	○	-	サブプレッション・プール冷却	○※1	-	-	○	-	気液界面の熱伝達	○	-	-	-	-	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	-	-	-	-	スプレイ冷却	○	-	-	○	-	放射線水分解等による水素・酸素発生	○※2	-	-	○※2	-	格納容器ベント	○※3	-	-	○	-	<p>第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (3/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</th> <th>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</th> <th>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</th> <th>水素燃焼</th> <th>溶融炉心・コンクリート相互作用</th> </tr> <tr> <th>分類</th> <th>評価指標</th> <th>原子炉格納容器圧力及び温度</th> <th>原子炉圧力</th> <th>原子炉格納容器圧力</th> <th>酸素濃度</th> <th>コンクリート浸食量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">原子炉格納容器</td> <td>冷却材放出</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器各領域間の流動</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール冷却</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液界面の熱伝達</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>スプレイ冷却</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生</td> <td>○※2</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○※2</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント</td> <td>○※3</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-※3</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)                      - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p> <p>※1 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価においては、「代替循環冷却系を使用する場合」と「代替循環冷却系を使用しない場合」の有効性を確認しており、代替循環冷却系を使用する場合はサブプレッション・プール冷却が、代替循環冷却系を使用しない場合は格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。</p> <p>※2 物理現象「放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生」の評価指標への影響については、評価事象「水素燃焼」において、解析条件の不確かさとして整理し、評価指標への影響を確認する。</p> <p>※3 評価事象「水素燃焼」の有効性評価の評価事故シーケンスにおいては、格納容器ベントを実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シーケンスにおいては、格納容器ベントは重要現象とならない。</p>	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量	原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	-	-	-	格納容器各領域間の流動	○	-	○	○	-	サブプレッション・プール冷却	○※1	-	-	○	-	気液界面の熱伝達	○	-	-	-	-	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	-	-	-	-	スプレイ冷却	○	-	-	○	-	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○※2	-	-	○※2	-	格納容器ベント	○※3	-	-	-※3	-	<p>④(最新の水素燃焼シナリオとの整合)                      ⑤</p>
評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																																																									
分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量																																																																																																																								
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	-	-	-																																																																																																																								
	格納容器各領域間の流動	○	-	○	○	-																																																																																																																								
	サブプレッション・プール冷却	○※1	-	-	○	-																																																																																																																								
	気液界面の熱伝達	○	-	-	-	-																																																																																																																								
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	-	-	-	-																																																																																																																								
	スプレイ冷却	○	-	-	○	-																																																																																																																								
	放射線水分解等による水素・酸素発生	○※2	-	-	○※2	-																																																																																																																								
	格納容器ベント	○※3	-	-	○	-																																																																																																																								
評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																																																									
分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量																																																																																																																								
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	-	-	-																																																																																																																								
	格納容器各領域間の流動	○	-	○	○	-																																																																																																																								
	サブプレッション・プール冷却	○※1	-	-	○	-																																																																																																																								
	気液界面の熱伝達	○	-	-	-	-																																																																																																																								
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	-	-	-	-																																																																																																																								
	スプレイ冷却	○	-	-	○	-																																																																																																																								
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○※2	-	-	○※2	-																																																																																																																								
	格納容器ベント	○※3	-	-	-※3	-																																																																																																																								



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由																																																																																																																																																			
第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (4/5)		第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (4/5)		④(解析コード資料との整合) ⑤																																																																																																																																																			
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</th> <th>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</th> <th>原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</th> <th>水素燃焼</th> <th>溶融炉心・コンクリート相互作用</th> </tr> <tr> <th>分類</th> <th>評価指標</th> <th>原子炉格納容器圧力及び温度</th> <th>原子炉圧力</th> <th>原子炉格納容器圧力</th> <th>酸素濃度</th> <th>コンクリート浸食量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉压力容器 (炉心損傷後)</td> <td>物理現象</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>リロケーション</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の再臨界</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器破損</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解等による水素・酸素発生</td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内 FP 挙動</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量	原子炉压力容器 (炉心損傷後)	物理現象						リロケーション	○ <sup>※1</sup>	○	○	○ <sup>※2</sup>	○	原子炉压力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	○	-	-	-	原子炉压力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	○	-	-	-	溶融炉心の再臨界	-	-	-	-	-	構造材との熱伝達	○ <sup>※1</sup>	○	○	○ <sup>※1</sup>	○	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○ <sup>※1</sup>	○	-	-	○	原子炉压力容器破損	○ <sup>※1</sup>	○	○	○ <sup>※2</sup>	○	放射線水分解等による水素・酸素発生	○ <sup>※2</sup>	-	-	○ <sup>※2</sup>	-	原子炉压力容器内 FP 挙動	○	-	-	○	○	<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</th> <th>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</th> <th>原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</th> <th>水素燃焼</th> <th>溶融炉心・コンクリート相互作用</th> </tr> <tr> <th>分類</th> <th>評価指標</th> <th>原子炉格納容器圧力及び温度</th> <th>原子炉圧力</th> <th>原子炉格納容器圧力</th> <th>酸素濃度</th> <th>コンクリート浸食量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉压力容器 (炉心損傷後)</td> <td>物理現象</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>リロケーション</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の再臨界</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器破損</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○<sup>※1</sup></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生</td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○<sup>※2</sup></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内 FP 挙動</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量	原子炉压力容器 (炉心損傷後)	物理現象						リロケーション	○	○	○	○	○	原子炉压力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	○	-	-	-	原子炉压力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	○	-	-	-	溶融炉心の再臨界	-	-	-	-	-	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○ <sup>※1</sup>	○	-	-	○	原子炉压力容器破損	○ <sup>※1</sup>	○	○	○ <sup>※1</sup>	○	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○ <sup>※2</sup>	-	-	○ <sup>※2</sup>	-	原子炉压力容器内 FP 挙動	○	-	-	○	○	
評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																																																																																		
分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量																																																																																																																																																	
原子炉压力容器 (炉心損傷後)	物理現象																																																																																																																																																						
	リロケーション	○ <sup>※1</sup>	○	○	○ <sup>※2</sup>	○																																																																																																																																																	
	原子炉压力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	○	-	-	-																																																																																																																																																	
	原子炉压力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	○	-	-	-																																																																																																																																																	
	溶融炉心の再臨界	-	-	-	-	-																																																																																																																																																	
	構造材との熱伝達	○ <sup>※1</sup>	○	○	○ <sup>※1</sup>	○																																																																																																																																																	
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○ <sup>※1</sup>	○	-	-	○																																																																																																																																																	
	原子炉压力容器破損	○ <sup>※1</sup>	○	○	○ <sup>※2</sup>	○																																																																																																																																																	
	放射線水分解等による水素・酸素発生	○ <sup>※2</sup>	-	-	○ <sup>※2</sup>	-																																																																																																																																																	
	原子炉压力容器内 FP 挙動	○	-	-	○	○																																																																																																																																																	
評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																																																																																		
分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート浸食量																																																																																																																																																	
原子炉压力容器 (炉心損傷後)	物理現象																																																																																																																																																						
	リロケーション	○	○	○	○	○																																																																																																																																																	
	原子炉压力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	○	-	-	-																																																																																																																																																	
	原子炉压力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	○	-	-	-																																																																																																																																																	
	溶融炉心の再臨界	-	-	-	-	-																																																																																																																																																	
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○																																																																																																																																																	
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○ <sup>※1</sup>	○	-	-	○																																																																																																																																																	
	原子炉压力容器破損	○ <sup>※1</sup>	○	○	○ <sup>※1</sup>	○																																																																																																																																																	
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○ <sup>※2</sup>	-	-	○ <sup>※2</sup>	-																																																																																																																																																	
	原子炉压力容器内 FP 挙動	○	-	-	○	○																																																																																																																																																	
○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 ※1 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では, 当該物理現象の発生に至らないが, 当該物理現象による評価指標への影響については, 評価事象「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の有効性評価の中で確認できる。 ※2 物理現象「放射線水分解等による水素・酸素発生」の評価指標への影響については, 評価事象「水素燃焼」において, 解析条件の不確かさとして整理し, 評価指標への影響を確認する。		○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 ※1 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では, 当該物理現象の発生に至らないが, 当該物理現象による評価指標への影響については, 評価事象「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の有効性評価の中で確認できる。 ※2 物理現象「放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生」の評価指標への影響については, 評価事象「水素燃焼」において, 解析条件の不確かさとして整理し, 評価指標への影響を確認する。																																																																																																																																																					

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後						変更理由																																																																																																																																																																																									
第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (5/5)		第 1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (5/5)						⑤																																																																																																																																																																																									
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">分類</th> <th rowspan="2">物理現象</th> <th colspan="2">評価指標</th> <th rowspan="2">原子炉圧力</th> <th rowspan="2">原子炉格納容器圧力</th> <th rowspan="2">水素濃度</th> <th rowspan="2">溶融炉心・コンクリート相互作用</th> </tr> <tr> <th>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</th> <th>原子炉格納容器圧力及び温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉格納容器(炉心保護)</td> <td>原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部床面での溶融炉心の詰がり</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>内部構造物の溶融、破損</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子懸伝)</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心とコンクリートの伝熱</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○※1</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の再臨界</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内FP挙動</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	分類	物理現象	評価指標		原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器(炉心保護)	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-	-	-	-	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	-	-	-	格納容器下部床面での溶融炉心の詰がり	-	-	-	-	-	○	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	-	-	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	○※1	-	-	○	-	○	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子懸伝)	○※1	-	-	○	-	○	格納容器直接接触	-	-	-	-	-	-	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○※1	-	-	-	-	○	溶融炉心とコンクリートの伝熱	○※1	-	-	-	-	○	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○※1	-	-	-	○※1	○	溶融炉心の再臨界	-	-	-	-	-	-	原子炉格納容器内FP挙動	○	-	-	-	○	-	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">分類</th> <th rowspan="2">物理現象</th> <th colspan="2">評価指標</th> <th rowspan="2">原子炉圧力</th> <th rowspan="2">原子炉格納容器圧力</th> <th rowspan="2">水素濃度</th> <th rowspan="2">溶融炉心・コンクリート相互作用</th> </tr> <tr> <th>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</th> <th>原子炉格納容器圧力及び温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉格納容器(炉心保護)</td> <td>原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部床面での溶融炉心の詰がり</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>内部構造物の溶融、破損</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子懸伝)</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心とコンクリートの伝熱</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</td> <td>○※1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○※1</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の再臨界</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内FP挙動</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	分類	物理現象	評価指標		原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器(炉心保護)	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-	-	-	-	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	-	-	-	格納容器下部床面での溶融炉心の詰がり	-	-	-	-	-	○	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	-	-	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	○※1	-	-	○	-	○	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子懸伝)	○※1	-	-	○	-	○	格納容器直接接触	-	-	-	-	-	-	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○※1	-	-	-	-	○	溶融炉心とコンクリートの伝熱	○※1	-	-	-	-	○	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○※1	-	-	-	○※1	○	溶融炉心の再臨界	-	-	-	-	-	-	原子炉格納容器内FP挙動	○	-	-	-	○	-	
分類	物理現象			評価指標						原子炉圧力	原子炉格納容器圧力		水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																																																																																																																			
		雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度																																																																																																																																																																																														
原子炉格納容器(炉心保護)	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																										
	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																										
	格納容器下部床面での溶融炉心の詰がり	-	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																										
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																										
	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	○※1	-	-	○	-	○																																																																																																																																																																																										
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子懸伝)	○※1	-	-	○	-	○																																																																																																																																																																																										
	格納容器直接接触	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																										
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○※1	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																										
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	○※1	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																										
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○※1	-	-	-	○※1	○																																																																																																																																																																																										
溶融炉心の再臨界	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																											
原子炉格納容器内FP挙動	○	-	-	-	○	-																																																																																																																																																																																											
分類	物理現象	評価指標		原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																																																																																																																										
		雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度																																																																																																																																																																																														
原子炉格納容器(炉心保護)	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																										
	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																										
	格納容器下部床面での溶融炉心の詰がり	-	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																										
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																										
	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	○※1	-	-	○	-	○																																																																																																																																																																																										
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子懸伝)	○※1	-	-	○	-	○																																																																																																																																																																																										
	格納容器直接接触	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																										
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○※1	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																										
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	○※1	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																										
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○※1	-	-	-	○※1	○																																																																																																																																																																																										
溶融炉心の再臨界	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																											
原子炉格納容器内FP挙動	○	-	-	-	○	-																																																																																																																																																																																											
○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 ※1 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では、当該物理現象の発生に至らないが、当該物理現象による評価指標への影響については、評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の中で確認できる。		○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 ※1 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では、当該物理現象の発生に至らないが、当該物理現象による評価指標への影響については、評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の中で確認できる。																																																																																																																																																																																															

変更前	変更後	変更理由																																																																																																																																																																																						
<p>第 1.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)</p> <table border="1" data-bbox="483 457 979 1283"> <thead> <tr> <th rowspan="2">分類</th> <th colspan="2">評価対象</th> <th rowspan="2">反応度の無投入 燃料エンタルピー</th> </tr> <tr> <th>物理現象</th> <th>評価指標</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">炉心 (炉)</td> <td>核分裂出力</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>出力分布変化</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>反応度フィードバック効果</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒反応度効果</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃焼熱</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料棒内温度変化</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>沸騰遷移</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炉心 (熱流動)</td> <td>沸騰・ボイド率変化</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離 (水位変化)・対向流</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">原子炉圧力容器 (冷却系安全装置含む)</td> <td>冷却材流量変化</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・蒸気流)</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>沸騰・蒸騰・ボイド率変化</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離 (水位変化)・対向流</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の結垢</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td></td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="368 1310 1145 1388">○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)                      - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	分類	評価対象		反応度の無投入 燃料エンタルピー	物理現象	評価指標	炉心 (炉)	核分裂出力		○	出力分布変化		○	反応度フィードバック効果		○	制御棒反応度効果		○	燃焼熱		-	三次元効果		-	燃料棒内温度変化		○	炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達		○	沸騰遷移		○	燃料被覆管酸化		-	燃料被覆管変形		-	三次元効果		-	炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化		-	気液分離 (水位変化)・対向流		-	気液熱非平衡		-	圧力損失		-	三次元効果		-	原子炉圧力容器 (冷却系安全装置含む)	冷却材流量変化		-	冷却材放出 (臨界流・蒸気流)		-	沸騰・蒸騰・ボイド率変化		-	気液分離 (水位変化)・対向流		-	気液熱非平衡		-	圧力損失		-	構造材との熱伝達		-	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)		-	ほう酸水の結垢		-	三次元効果		-	<p>第 1.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)</p> <table border="1" data-bbox="1501 457 1997 1283"> <thead> <tr> <th rowspan="2">分類</th> <th colspan="2">評価対象</th> <th rowspan="2">反応度の無投入 燃料エンタルピー</th> </tr> <tr> <th>物理現象</th> <th>評価指標</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">炉心 (炉)</td> <td>核分裂出力</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>出力分布変化</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>反応度フィードバック効果</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒反応度効果</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃焼熱</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料棒内温度変化</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>沸騰遷移</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炉心 (熱流動)</td> <td>沸騰・ボイド率変化</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離 (水位変化)・対向流</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">原子炉圧力容器 (冷却系安全装置含む)</td> <td>冷却材流量変化</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・蒸気流)</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>沸騰・蒸騰・ボイド率変化</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離 (水位変化)・対向流</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の結垢</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td></td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1383 1310 2160 1388">○ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)                      - : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	分類	評価対象		反応度の無投入 燃料エンタルピー	物理現象	評価指標	炉心 (炉)	核分裂出力		○	出力分布変化		○	反応度フィードバック効果		○	制御棒反応度効果		○	燃焼熱		-	三次元効果		-	燃料棒内温度変化		○	炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達		○	沸騰遷移		○	燃料被覆管酸化		-	燃料被覆管変形		-	三次元効果		-	炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化		-	気液分離 (水位変化)・対向流		-	気液熱非平衡		-	圧力損失		-	三次元効果		-	原子炉圧力容器 (冷却系安全装置含む)	冷却材流量変化		-	冷却材放出 (臨界流・蒸気流)		-	沸騰・蒸騰・ボイド率変化		-	気液分離 (水位変化)・対向流		-	気液熱非平衡		-	圧力損失		-	構造材との熱伝達		-	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)		-	ほう酸水の結垢		-	三次元効果		-	
分類		評価対象			反応度の無投入 燃料エンタルピー																																																																																																																																																																																			
	物理現象	評価指標																																																																																																																																																																																						
炉心 (炉)	核分裂出力		○																																																																																																																																																																																					
	出力分布変化		○																																																																																																																																																																																					
	反応度フィードバック効果		○																																																																																																																																																																																					
	制御棒反応度効果		○																																																																																																																																																																																					
	燃焼熱		-																																																																																																																																																																																					
	三次元効果		-																																																																																																																																																																																					
	燃料棒内温度変化		○																																																																																																																																																																																					
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達		○																																																																																																																																																																																					
	沸騰遷移		○																																																																																																																																																																																					
	燃料被覆管酸化		-																																																																																																																																																																																					
	燃料被覆管変形		-																																																																																																																																																																																					
	三次元効果		-																																																																																																																																																																																					
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化		-																																																																																																																																																																																					
	気液分離 (水位変化)・対向流		-																																																																																																																																																																																					
	気液熱非平衡		-																																																																																																																																																																																					
	圧力損失		-																																																																																																																																																																																					
	三次元効果		-																																																																																																																																																																																					
原子炉圧力容器 (冷却系安全装置含む)	冷却材流量変化		-																																																																																																																																																																																					
	冷却材放出 (臨界流・蒸気流)		-																																																																																																																																																																																					
	沸騰・蒸騰・ボイド率変化		-																																																																																																																																																																																					
	気液分離 (水位変化)・対向流		-																																																																																																																																																																																					
	気液熱非平衡		-																																																																																																																																																																																					
	圧力損失		-																																																																																																																																																																																					
	構造材との熱伝達		-																																																																																																																																																																																					
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)		-																																																																																																																																																																																					
	ほう酸水の結垢		-																																																																																																																																																																																					
	三次元効果		-																																																																																																																																																																																					
分類	評価対象		反応度の無投入 燃料エンタルピー																																																																																																																																																																																					
	物理現象	評価指標																																																																																																																																																																																						
炉心 (炉)	核分裂出力		○																																																																																																																																																																																					
	出力分布変化		○																																																																																																																																																																																					
	反応度フィードバック効果		○																																																																																																																																																																																					
	制御棒反応度効果		○																																																																																																																																																																																					
	燃焼熱		-																																																																																																																																																																																					
	三次元効果		-																																																																																																																																																																																					
	燃料棒内温度変化		○																																																																																																																																																																																					
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達		○																																																																																																																																																																																					
	沸騰遷移		○																																																																																																																																																																																					
	燃料被覆管酸化		-																																																																																																																																																																																					
	燃料被覆管変形		-																																																																																																																																																																																					
	三次元効果		-																																																																																																																																																																																					
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化		-																																																																																																																																																																																					
	気液分離 (水位変化)・対向流		-																																																																																																																																																																																					
	気液熱非平衡		-																																																																																																																																																																																					
	圧力損失		-																																																																																																																																																																																					
	三次元効果		-																																																																																																																																																																																					
原子炉圧力容器 (冷却系安全装置含む)	冷却材流量変化		-																																																																																																																																																																																					
	冷却材放出 (臨界流・蒸気流)		-																																																																																																																																																																																					
	沸騰・蒸騰・ボイド率変化		-																																																																																																																																																																																					
	気液分離 (水位変化)・対向流		-																																																																																																																																																																																					
	気液熱非平衡		-																																																																																																																																																																																					
	圧力損失		-																																																																																																																																																																																					
	構造材との熱伝達		-																																																																																																																																																																																					
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)		-																																																																																																																																																																																					
	ほう酸水の結垢		-																																																																																																																																																																																					
	三次元効果		-																																																																																																																																																																																					



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前										変更後										変更理由
																				⑤
<p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象レベル 1PRA 用イベントツリー (1/3)</p>										<p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象<b>運転時</b>レベル 1PRA イベントツリー (1/3)</p>										
																				⑤
<p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象レベル 1PRA 用イベントツリー (2/3)</p>										<p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象<b>運転時</b>レベル 1PRA イベントツリー (2/3)</p>										

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前										変更後										変更理由
																				⑤
<p>(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失                  (g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象レベル 1PRA 用イベントツリー (3/3)</p>										<p>(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失                  (g) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象 <b>運転時</b> レベル 1PRA イベントツリー (3/3)</p>										
																				⑤
<p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失                  (d) 崩壊熱除去機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失 (h) 炉心損傷直結シーケンス E-LOCA : Excessive LOCA</p> <p>第 1.2.2 図 地震レベルレベル 1PRA 階層イベントツリー</p>										<p>※1 E-LOCA : Excessive LOCA</p> <p>(h) 炉心損傷直結シーケンス</p> <p>第 1.2.2 図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー</p>										

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前										変更後										変更理由
過渡事象/ 外部電源喪失*	原子炉停止	原子炉圧力制御 (過剰し安全弁開放)	原子炉圧力制御 (過剰し安全弁再開放)	高圧炉心 冷却	原子炉減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故 シナリオ グループ	過渡事象/ 外部電源喪失*	原子炉停止	原子炉圧力制御 (過剰し安全弁開放)	原子炉圧力制御 (過剰し安全弁再開放)	高圧炉心 冷却	原子炉減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故 シナリオ グループ	⑤
<p>※1 D/G 全台機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。                  (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失                  (f) LOCA 時注水機能喪失</p> <p>第 1.2.3 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (1/2)</p>										<p>※1 非常用ディーゼル発電機全台機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。                  (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (h) 炉心損傷直結シナリオ                  第 1.2.3 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (1/2)</p>										⑤
<p>※1 全交流動力電源喪失が生じた時点で最終ヒートシンク喪失も発生することから、交流動力電源喪失の事故シナリオとして整理した。                  (c) 全交流動力電源喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失</p> <p>第 1.2.3 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (2/2)</p>										<p>※1 全交流動力電源喪失が生じた時点で最終ヒートシンク喪失も発生することから、交流動力電源喪失の事故シナリオとして整理した。                  (c) 全交流動力電源喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (h) 炉心損傷直結シナリオ                  第 1.2.3 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (2/2)</p>										⑤



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前										変更後										変更理由
																				⑤
<p>※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。 ① 過渡事象 ② 最終ヒートシンク喪失(LUHS) ③ 全交流動力電源喪失(SBO) ④ 直流電源喪失 ⑤ 外部電源喪失</p> <p>第 1.2.4 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー</p>										<p>※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。 ① 過渡事象 ② 最終ヒートシンク喪失(LUHS) ③ 全交流動力電源喪失(SBO) ④ 直流電源喪失 ⑤ 外部電源喪失</p> <p>第 1.2.4 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー</p>										
<p>※1 イベントツリー上はシーケンスを抽出できるが、津波によって注水機能を全て喪失して炉心損傷に至るため、当該シーケンスは発生しない。 ※2 当該ヘディングはランダム故障を考慮して設定している。これは当該ヘディングが、逃がし安全弁の逃がし弁機能又は安全弁機能による、津波襲来後の過渡的な状況下での原子炉圧力制御を考慮しているものであって、少なくとも安全弁機能には期待できることを考慮すると、津波による機能喪失は想定されないためである。当該ヘディングの非信頼度への津波による影響は無いが、全ての事故シーケンスを抽出する観点から、ランダム故障による分岐確率(内部事象 PRA での値と同じ)を設定して分析している。</p> <p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失</p> <p>第 1.2.5 図 津波レベル 1PRA イベントツリー</p>										<p>※1 イベントツリー上はシーケンスを抽出できるが、津波によって注水機能を全て喪失して炉心損傷に至るため、当該シーケンスは発生しない。 ※2 当該ヘディングはランダム故障を考慮して設定している。これは当該ヘディングが、逃がし安全弁の逃がし弁機能又は安全弁機能による、津波襲来後の過渡的な状況下での原子炉圧力制御を考慮しているものであって、少なくとも安全弁機能には期待できることを考慮すると、津波による機能喪失は想定されないためである。当該ヘディングの非信頼度への津波による影響は無いが、全ての事故シーケンスを抽出する観点から、ランダム故障による分岐確率(内部事象 PRA での値と同じ)を設定して分析している。</p> <p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失</p> <p>第 1.2.5 図 津波レベル 1PRA イベントツリー</p>										

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

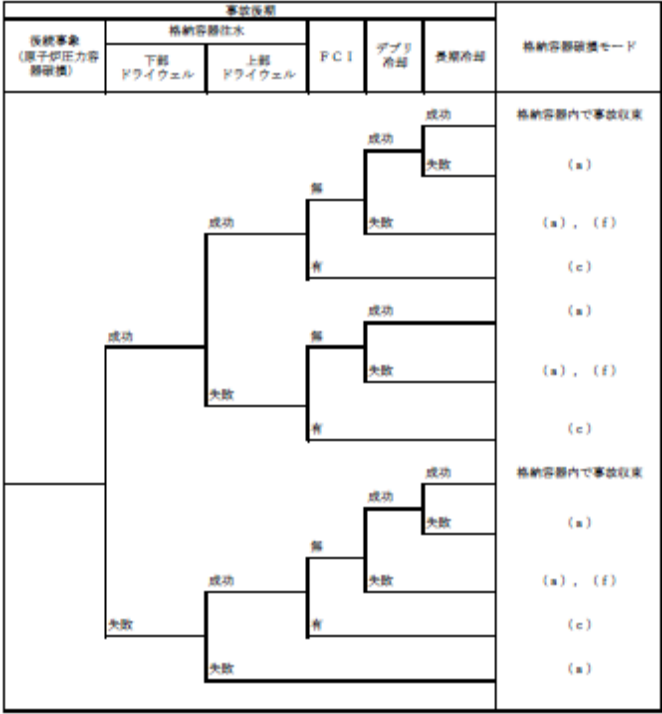
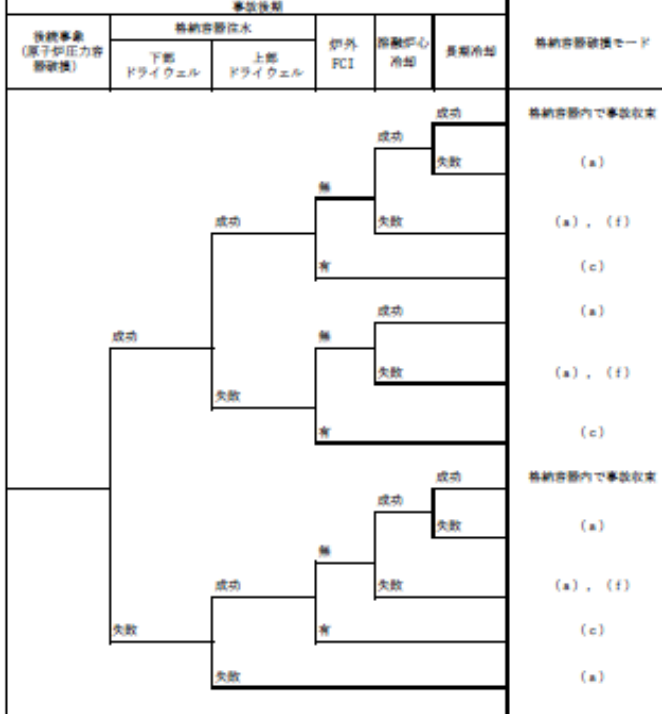
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																								
<p>図1.2.6(前) 格納容器イベントツリー (1/2)</p> <p>事故後期</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>後続事象 (原子炉圧力容器健全)</th> <th>格納容器注水</th> <th>長期冷却</th> <th>格納容器破損モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>原子炉圧力容器内で事故収束</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>(a)</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>成功</td> <td>原子炉圧力容器内で事故収束</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>(a)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)                  (b) 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)                  (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)</p>	後続事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水	長期冷却	格納容器破損モード	成功	成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束	成功	成功	失敗	(a)	成功	失敗	成功	原子炉圧力容器内で事故収束	成功	失敗	失敗	(a)	<p>図1.2.6(後) 格納容器イベントツリー (1/2)</p> <p>事故後期</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>後続事象 (原子炉圧力容器健全)</th> <th>格納容器注水</th> <th>長期冷却</th> <th>格納容器破損モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>原子炉圧力容器内で事故収束</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>(a)</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>成功</td> <td>原子炉圧力容器内で事故収束</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>(a)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)                  (b) 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)                  (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (炉外 FCI)</p>	後続事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水	長期冷却	格納容器破損モード	成功	成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束	成功	成功	失敗	(a)	成功	失敗	成功	原子炉圧力容器内で事故収束	成功	失敗	失敗	(a)	<p>⑤</p>
後続事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水	長期冷却	格納容器破損モード																																							
成功	成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束																																							
成功	成功	失敗	(a)																																							
成功	失敗	成功	原子炉圧力容器内で事故収束																																							
成功	失敗	失敗	(a)																																							
後続事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水	長期冷却	格納容器破損モード																																							
成功	成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束																																							
成功	成功	失敗	(a)																																							
成功	失敗	成功	原子炉圧力容器内で事故収束																																							
成功	失敗	失敗	(a)																																							

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

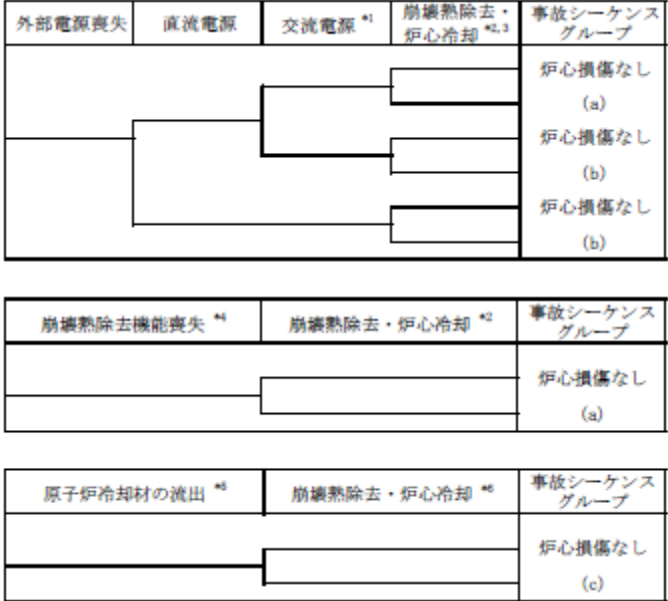
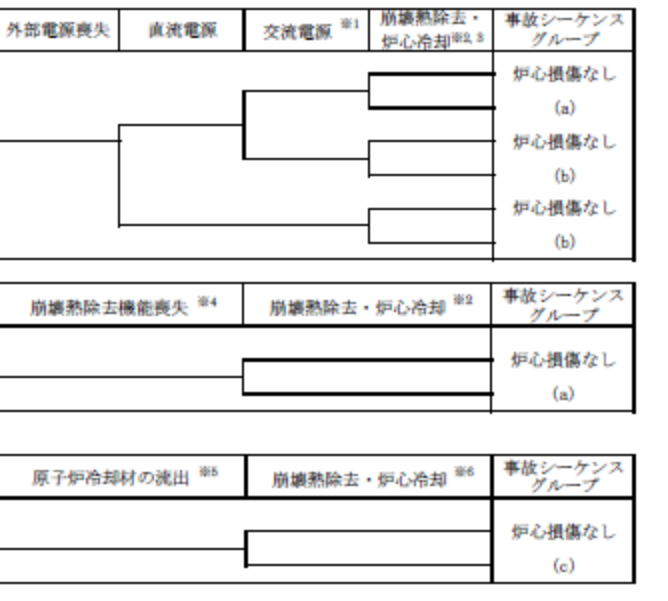
変更前	変更後	変更理由
 <p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)              (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)              (f) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>第 1.2.6 図 格納容器イベントツリー (2/2)</p>	 <p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)              (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (炉外 FCI)              (f) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>第 1.2.6 図 格納容器イベントツリー (2/2)</p>	<p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

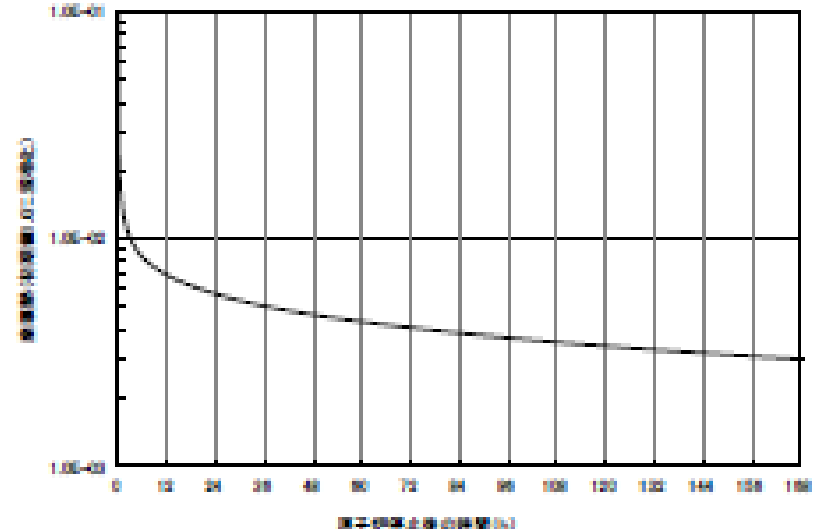
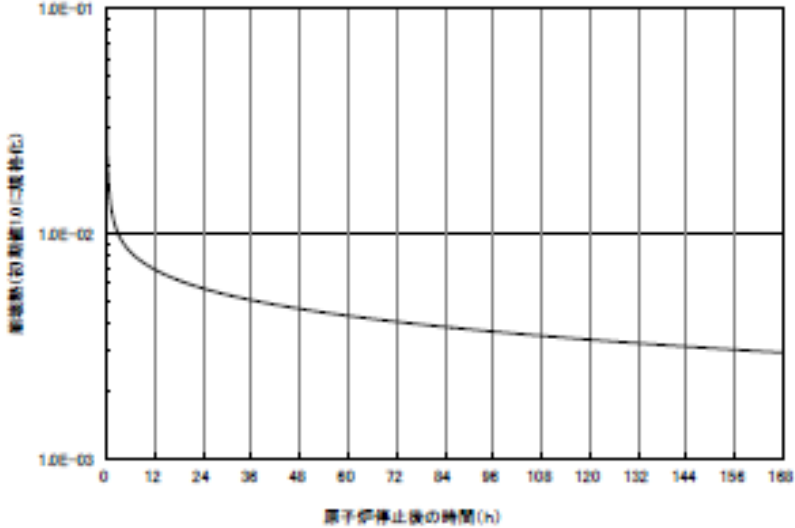
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>(a) 崩壊熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉冷却材の流出</p>	 <p>(a) 崩壊熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉冷却材の流出</p>	<p>⑤</p>
<p>*1 D/G 全台が機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング</p> <p>*2 除熱機能(RHR, CUW)及び注水機能(HPCF, LPFL, MUWC, FP) の確保に失敗するかどうかを示すヘディング</p> <p>*3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時において、HPCF, LPFL, MUW の注水機能は期待できないが、原子炉開放中(POS B)における消火系 (FP) のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉ウェル・燃料プールへの注水についてのみ、エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため、その機能を期待する</p> <p>*4 RHR・代替除熱設備(CUW)機能喪失 (フロントライン系故障) 及び RHR 機能喪失 (サポート系故障)</p> <p>*5 RIP・CRD・LPRM 点検時, CUW ブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出</p> <p>*6 事象を認知し, 注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR, CUW)には期待しない)                  漏洩箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる</p> <p>第 1.2.7 図 内部事象停止時レベル 1PRA 用イベントツリー</p>	<p>※1 非常用ディーゼル発電機全台が機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング</p> <p>※2 除熱機能 (RHR, CUW) 及び注水機能 (HPCF, LPFL, MUWC, FP) の確保に失敗するかどうかを示すヘディング</p> <p>※3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時において、HPCF, LPFL, MUW の注水機能は期待できないが、原子炉開放中(POS B)における消火系 (FP) のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉ウェル・燃料プールへの注水についてのみ、エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため、その機能を期待する</p> <p>※4 RHR・代替除熱設備(CUW)機能喪失 (フロントライン系故障) 及び RHR 機能喪失 (サポート系故障)</p> <p>※5 RIP・CRD・LPRM 点検時, CUW ブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出</p> <p>※6 事象を認知し, 注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR, CUW)には期待しない)                  漏えい箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる</p> <p>第 1.2.7 図 内部事象停止時レベル 1PRA イベントツリー</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p data-bbox="489 877 973 919">第 1.5.1 図 原子炉停止後の崩壊熱</p>	 <p data-bbox="1519 877 2003 919">第 1.5.1 図 原子炉停止後の崩壊熱</p>	

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>1.1 概要</p> <p>本原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出の防止のために講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。</p> <p>1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>本原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。</p> <p>有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。</p> <p>具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。</p> <p>1.1.2 評価に当たって考慮する事項</p> <p>有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。）で講じることとしている措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮</p>	<p>1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>1.1 概要</p> <p><b>本発電用原子炉</b>施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。</p> <p>1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p><b>本発電用原子炉</b>施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。</p> <p>有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。</p> <p>具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。</p> <p>1.1.2 評価に当たって考慮する事項</p> <p>有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。）で講じることとしている措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>定, 単一故障に対する仮定及び運転員等の操作時間に対する仮定等を考慮して, 原則として事故が収束し, 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に, 「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に, 「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料プール水位が回復し, 水位及び温度が安定した状態に, 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態 (以下「原子炉等が安定停止状態等」という。) に導かれる時点までを対象とする。</p> <p>具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。</p> <p>1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム                  有効性評価において使用する計算プログラム (以下「解析コード」という。) は, 事故シーケンスの特徴に応じて, 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操作に有意な影響を与える現象 (以下「重要現象」という。) がモデル化されており, 実験等を基に妥当性が確認され, 適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。                  具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。</p> <p>1.1.4 有効性評価における解析の条件設定                  有効性評価における解析の条件設定については, 「1.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに, 事象進展の不確かさを考慮して, 設計値等の現実的な条件を基本としつつ, 原則, 有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また, 解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には, 影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。                  具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。</p>	<p>定, 単一故障に対する仮定, 運転員等 (運転員と緊急時対策要員) の操作時間に対する仮定等を考慮して, 原則として事故が収束し, 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に, 「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に, 「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料プール水位が回復し, 水位及び温度が安定した状態に, 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態 (以下「原子炉等が安定停止状態等」という。) に導かれる時点までを対象とする。</p> <p>具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。</p> <p>1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム                  有効性評価において使用する計算プログラム (以下「解析コード」という。) は, 事故シーケンスの特徴に応じて, 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操作に有意な影響を与える現象 (以下「重要現象」という。) がモデル化されており, 実験等を <b>もと</b> に妥当性が確認され, 適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。                  具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。</p> <p>1.1.4 有効性評価における解析の条件設定                  有効性評価における解析の条件設定については, 「1.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに, 事象進展の不確かさを考慮して, 設計値等の現実的な条件を基本としつつ, 原則, 有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また, 解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には, 影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。                  具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1.1.5 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>1.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。</p> <p>具体的には「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。</p> <p>1.1.7 必要な要員及び資源の評価</p> <p>必要な要員及び資源については、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。</p> <p>具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。</p> <p>1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。</p> <p>炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ、並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント</p>	<p>1.1.5 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>1.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。</p> <p>具体的には「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。</p> <p>1.1.7 必要な要員及び資源の評価</p> <p>必要な要員及び資源については、発電所内の<b>発電用</b>原子炉施設で重大</p> <p>事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。</p> <p>具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。</p> <p>1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。</p> <p>炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ、並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を対象として実施した PRA の結果を活用する。</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象（以下「内部事象」という。）を対象とするレベル 1PRA に加えて、PRA が適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル 1PRA を活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル 1.5PRA を活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル 1PRA を活用する。</p> <p>PRA を実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は <math>10^{-4}</math>/炉年程度、格納容器破損頻度は <math>10^{-6}</math>/炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は <math>10^{-8}</math>/定検程度である。</p> <p>また、現状 PRA が適用できない地震、津波以外の外部事象については、当該外部事象により誘発される起因事象について分析を実施した結果、いずれも内部事象レベル 1PRA で想定する起因事象に包絡されること及び炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加すべき事故シーケンスグループはない。</p> <p>なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第 1.2.1 表に示す。</p> <p>ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録 1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。</p>	<p>策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施した PRA の結果を活用する。</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、<b>発電用</b>原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象（以下「内部事象」という。）を対象とする<b>内部事象運転時</b>レベル 1PRA に加えて、PRA が適用可能な外部事象として地震<b>及び</b>津波それぞれのレベル 1PRA を活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象<b>運転時</b>レベル 1.5PRA を活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、<b>内部事象</b>停止時レベル 1PRA を活用する。</p> <p>PRA を実施した結果、<b>本発電用原子炉</b>施設の運転中の炉心損傷頻度は <math>10^{-4}</math>/炉年程度、格納容器破損頻度は <math>10^{-5}</math>/炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は <math>10^{-8}</math>/定検程度である。</p> <p>また、現状 PRA が適用できない地震<b>及び</b>津波以外の外部事象については、当該外部事象により誘発される起因事象について分析を実施した結果、いずれも内部事象レベル 1PRA で想定する起因事象に包絡されること及び炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加すべき事故シーケンスグループ<b>等</b>はない。</p> <p>なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第 1.2.1 表に示す。</p> <p>ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録 1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>④ (PRA資料との記載整合)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえてグループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンスを選定し、評価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.1図に内部事象レベル1PRAにおけるイベントツリーを示す。</p> <p>地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAにおいては、内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.2図に地震レベル1PRAの階層イベントツリーを、第1.2.3図に地震レベル1PRAのイベントツリーを、第1.2.4図に津波レベル1PRAの津波高さ別イベントツリーを、第1.2.5図に津波レベル1PRAのイベントツリーを示す。</p> <p>地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、複数の安全機能が地震又は津波によって同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取り扱う。</p> <p>具体的には、地震レベル1PRAでは、建屋の損傷や原子炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、計測・制御機能喪失によって原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出しており、これらは直接、炉心</p>	<p>1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、<b>発電用</b>原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、<b>本発電用原子炉</b>施設を対象としたPRAの結果を踏まえてグループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンスを選定し、評価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象<b>運転時</b>レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.1図に内部事象<b>運転時</b>レベル1PRAにおけるイベントツリーを示す。</p> <p>地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAにおいては、内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.2図に地震レベル1PRAの階層イベントツリーを、第1.2.3図に地震レベル1PRAのイベントツリーを、第1.2.4図に津波レベル1PRAの津波高さ別イベントツリーを、第1.2.5図に津波レベル1PRAのイベントツリーを示す。</p> <p>地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、複数の安全機能が地震又は津波によって同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取り扱う。</p> <p>具体的には、地震レベル1PRAでは、建屋の損傷や原子炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、計測・制御機能喪失によって<b>発電用</b>原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出しており、これらは直接、</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>損傷に至る事象として取り扱う。</p> <p>津波レベル 1PRA では、浸水高さに応じ、当該高さに設置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしており、浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態毎に津波特有のシーケンスとして抽出する。</p> <p>なお、LOCA では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出規模によりプラント応答や成功基準などが異なるため、流出の規模に応じて以下のとおりに分類する。</p> <p>a. 大破断 LOCA</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模の LOCA である。</p> <p>b. 中破断 LOCA</p> <p>大破断 LOCA と比較して破断口が小さく、減圧が緩やかなもので、低圧注水系による炉心冷却には自動減圧系の作動が必要となる規模の LOCA である。また、破断流量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。</p> <p>c. 小破断 LOCA</p> <p>中破断 LOCA より破断口が小さなもので、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保が可能な規模の LOCA である。また、減圧が緩やかなため、低圧注水系による炉心冷却には、自動減圧系の作動が必要である。</p> <p>d. Excessive LOCA</p> <p>大破断 LOCA を上回る規模の LOCA であり、非常用炉心冷却系の注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。</p> <p>(2) 事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRA の知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。なお、PRA では LOCA 時の注水機能喪失シーケンスを、破断口の大きさに応じて大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA に詳細化して抽出しているが、いずれも LOCA 時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、LOCA 時注水機能喪失に該当するものとして整理する。</p>	<p>炉心損傷に至る事象として取り扱う。</p> <p>津波レベル 1PRA では、浸水高さに応じ、当該高さに設置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしており、浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態ごと津波特有のシーケンスとして抽出する。</p> <p>なお、LOCA では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出規模によりプラント応答、成功基準等が異なるため、流出の規模に応じて以下のとおりに分類する。</p> <p>a. 大破断 LOCA</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模の LOCA である。</p> <p>b. 中破断 LOCA</p> <p>大破断 LOCA と比較して破断口径が小さく、原子炉減圧が緩やかなもので、低圧注水系による炉心冷却には自動減圧系の作動が必要となる規模の LOCA である。また、流出量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。</p> <p>c. 小破断 LOCA</p> <p>中破断 LOCA より破断口径が小さなもので、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保が可能な規模の LOCA である。また、原子炉減圧が緩やかなため、低圧注水系による炉心冷却には、自動減圧系の作動が必要である。</p> <p>d. Excessive LOCA</p> <p>大破断 LOCA を上回る規模の LOCA であり、非常用炉心冷却系の注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。</p> <p>(2) 事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRA の知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。なお、PRA では LOCA 時の注水機能喪失シーケンスを、破断口径の大きさに応じて大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA に詳細化して抽出しているが、いずれも LOCA 時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、LOCA 時注水機能喪失に該当するものとして整理する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 高圧・低圧注水機能喪失                      b. 高圧注水・減圧機能喪失                      c. 全交流動力電源喪失                      d. 崩壊熱除去機能喪失                      e. 原子炉停止機能喪失                      f. LOCA 時注水機能喪失                      g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>津波特有の事故シーケンスでは、津波高さに応じた複数の安全機能の喪失を考慮したが、これについては、その喪失により、最も早く炉心損傷に至る安全機能あるいは安全機能の組合せの事故シーケンスグループとして、上記の a. 及び c. に整理した。</p> <p>また、地震特有の事象で、以下に示す 5 つの事故シーケンスは、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することが困難なことから、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応せず、炉心損傷に直結するものとして抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Excessive LOCA</li> <li>・ 計測・制御系喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス(地震による配管の格納容器外での破損と隔離弁の閉失敗の重畳)</li> <li>・ 格納容器・圧力容器損傷</li> <li>・ 原子炉建屋損傷</li> </ul> <p>これらの各事故シーケンスグループによる炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられるため、過度な保守性を排除することで各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さい値になる。また、地震後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは、内部事象レベル 1PRA により抽出された上記の a. から g. の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水設備等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図</p>	<p>a. 高圧・低圧注水機能喪失                      b. 高圧注水・減圧機能喪失                      c. 全交流動力電源喪失                      d. 崩壊熱除去機能喪失                      e. 原子炉停止機能喪失                      f. LOCA 時注水機能喪失                      g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>津波特有の事故シーケンスでは、津波高さに応じた複数の安全機能の喪失を考慮したが、これについては、その喪失により、最も早く炉心損傷に至る安全機能あるいは安全機能の組合せの事故シーケンスグループとして、上記の a. 及び c. に整理した。</p> <p>また、地震特有の事象で、以下に示す 5 つの事故シーケンスは、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することが困難なことから、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応せず、炉心損傷に直結するものとして抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Excessive LOCA</li> <li>・ 計測・制御系喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス(地震による配管の格納容器外での破損と隔離弁の閉失敗の重畳)</li> <li>・ <b>圧力容器・格納容器</b>損傷</li> <li>・ 原子炉建屋損傷</li> </ul> <p>これらの各事故シーケンスグループによる炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられる。<b>このため</b>、過度な保守性を排除することで各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に<b>小さく</b>なる。また、地震後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは、内部事象<b>運転時</b>レベル 1PRA により抽出された上記の a. から g. の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水設備等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ることから, これらの各事故シーケンスグループを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>事故シーケンスグループごとに, 有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には, 共通原因故障又は系統間の機能の依存性, 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間, 炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性の観点で, より厳しい事故シーケンスを選定する。</p> <p>a. 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因とし, 逃がし安全弁の再閉失敗を含まない, 「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は, 炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による低圧注水を実施する状況を想定した場合, 事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって減圧されている場合の方が, 減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なく, 低圧注水が可能となるまでの時間が短縮できると考えられ, 対応が容易になると考えたためである。</p> <p>また, 本事故シーケンスグループには津波特有の事故シーケンスが含まれているが, これについてはその対策が止水対策であり, 事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため, 重要事故シーケンスとして選定しないものとし, 選定対象から除外した。</p> <p>b. 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし, 逃がし安全弁の再閉失敗を含まない, 「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は, 炉心損傷</p>	<p>ることから, これらの各事故シーケンスグループを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>事故シーケンスグループごとに, 有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には, 共通原因故障又は系統間の機能の依存性, 炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕, 炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性の観点で, より厳しい事故シーケンスを選定する。<b>重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。</b></p> <p>a. 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因とし, 逃がし安全弁の再閉失敗を含まない, 「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は, 炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による低圧注水を実施する状況を想定した場合, 事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって<b>原子炉減圧</b>されている場合の方が, <b>原子炉減圧</b>に必要な逃がし安全弁の容量が少なく, 低圧注水が可能となるまでの時間が短縮<b>でき</b>, 対応が容易になると<b>考えられる</b>ためである。</p> <p>また, 本事故シーケンスグループには津波特有の事故シーケンスが含まれているが, これについてはその対策が止水対策であり, 事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため, 重要事故シーケンスとして選定しないものとし, 選定対象から除外した。</p> <p>b. 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし, 逃がし安全弁の再閉失敗を含まない, 「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は, 炉心損傷</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>防止のために重大事故等対処設備による原子炉減圧を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって減圧されている場合の方が、減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なく、低圧注水が可能となるまでの時間が短縮できると考えられ、対応が容易になると考えたためである。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異なる4つの事故シーケンスが抽出されたため、これらを以下の4つの詳細化した事故シーケンスグループとして分類し、重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を継続するが、蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して、原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源と全ての直流電源が喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>また、本事故シーケンスグループには津波特有の事故シーケンスが含まれているが、これについてはその対策が止水対策であり、事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため、重要事故シーケンスとして選定しないも</p>	<p>防止のために重大事故等対処設備による原子炉減圧を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって原子炉減圧されている場合の方が、原子炉減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なく、低圧注水が可能となるまでの時間が短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異なる4つの事故シーケンスが抽出されたため、これらを以下の4つの詳細化した事故シーケンスグループとして分類し、重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を継続するが、蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して、原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)(蓄電池枯渇後 RCIC 停止)」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗(RCIC 本体の機能喪失)」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源と全ての直流電源が喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>また、本事故シーケンスグループには津波特有の事故シーケンスが含まれているが、これについてはその対策が止水対策であり、事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため、重要事故シーケンスとして選定しないも</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>のとした。</p> <p>発生原因が津波特有の事故シーケンス以外には、本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「外部電源喪失+直流電源喪失」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機(DG)を起動できなくなることから、「外部電源喪失+直流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。</p> <p>(d) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着することにより、原子炉隔離時冷却系も機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+崩壊熱除去失敗」を選定する。</p> <p>逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスと逃がし安全弁の再閉失敗を含むシーケンスを比較した場合、逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスの方が炉心損傷頻度が高いためである。</p> <p>ここで、崩壊熱除去機能喪失については、RHR フロント系故障とサポート系故障の場合で、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、「過渡事象+崩壊熱除去失敗（RHR フロント系故障）」及び「過渡事象+崩壊熱除去失敗（RHR サポート系故障）」を重要事故シーケンスとする。</p> <p>なお、LOCA を起因とする事故シーケンスについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて事故シーケンスグループ「f. LOCA 時注水機能喪失」で評価することから、本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスの選定対象から除外している。</p>	<p>のとした。</p> <p>発生原因が津波特有の事故シーケンス以外には、本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「<b>全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）</b>+直流電源喪失」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから、「外部電源喪失+直流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。</p> <p>(d) 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着することにより、原子炉隔離時冷却系も機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+崩壊熱除去失敗」を選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスと逃がし安全弁の再閉失敗を含むシーケンスを比較した場合、逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスの方が炉心損傷頻度が<b>高く、当該事故シーケンスグループの特徴を有する</b>ためである。</p> <p>ここで、崩壊熱除去機能喪失については、<b>残留熱除去系の機能喪失</b>と<b>原子炉補機冷却系の機能喪失</b>の場合で、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、「過渡事象+崩壊熱除去失敗（<b>残留熱除去系の機能喪失</b>）」及び「過渡事象+崩壊熱除去失敗（<b>原子炉補機冷却系の機能喪失</b>）」を重要事故シーケンスとする。</p> <p>なお、LOCA を起因とする事故シーケンスについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて事故シーケンスグループ「f. LOCA 時注水機能喪失」で評価することから、本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスの選定対象から除外している。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>起因事象発生後の出力変化及び原子炉格納容器に与えられる蒸気負荷の観点で厳しい、過渡事象（反応度投入の観点で最も厳しく、格納容器隔離によって炉心からの発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔離弁閉を選定）を起因とする、「過渡事象+原子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、原子炉停止機能喪失に関連して抽出される事故シーケンス「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」, 「中破断 LOCA+原子炉停止失敗」, 「小破断 LOCA+原子炉停止失敗」については、反応度投入の観点では原子炉が減圧されることから「過渡事象+原子炉停止失敗」よりも事象進展が緩やかな事象である。</p> <p>重大事故等対処設備である代替制御棒挿入機能に期待する場合、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスは、LOCA を伴う事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は他の事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。</p> <p>これらを踏まえ、反応度投入の観点で最も厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>f. LOCA 時注水機能喪失</p> <p>配管破断規模の大きさによる原子炉冷却材流出流量が多く水位の低下が早いため、原子炉注水開始までの余裕時間が短い中破断 LOCA を起因とする。また、重畳する注水機能喪失のうち、低圧注水機能喪失については、減圧機能喪失による場合と、低圧の非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する場合は考えられるが、代替となる設備に要求される設備容量の観点では、減圧機能である逃がし安全弁には十分な台数が備えられている一方、低圧の非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する場合は、代替となる注水設備の容量が低圧の非常用炉心冷却系よりも少ない点で厳しい事象になると考えられるこ</p>	<p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>原子炉停止機能喪失に関連して抽出される事故シーケンス「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」, 「中破断 LOCA+原子炉停止失敗」, 「小破断 LOCA+原子炉停止失敗」については、反応度投入の観点では原子炉が減圧されることから「過渡事象+原子炉停止失敗」よりも事象進展が緩やかな事象である。</p> <p>重大事故等対処設備である代替制御棒挿入機能に期待する場合、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスは、LOCA を伴う事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は他の事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。</p> <p>これらを踏まえ、<b>起因事象発生後の出力変化及び原子炉格納容器に与えられる蒸気負荷の観点で厳しい過渡事象（反応度投入の観点で最も厳しく、格納容器隔離によって炉心からの発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔離弁閉を選定）を起因とする、「過渡事象+原子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</b></p> <p>f. LOCA 時注水機能喪失</p> <p>配管破断規模の大きさによる原子炉冷却材流出流量が多く水位の低下が早いため、原子炉注水開始までの<b>時間余裕</b>が短い中破断 LOCA を起因とする。また、重畳する注水機能喪失のうち、低圧注水機能喪失については、<b>原子炉減圧機能喪失による場合と</b>、低圧非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する場合は考えられるが、代替となる設備に要求される設備容量の観点では、<b>原子炉減圧機能である逃がし安全弁には十分な台数が備えられている一方</b>、低圧非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する場合は、代替となる注水設備の容量が低圧非常用炉心冷却系よりも少ない点で厳しい事象になると考えら</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>と、さらに減圧機能が喪失する事故シーケンスよりも低圧の非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する事故シーケンスの方が炉心損傷頻度が高いことも踏まえ、低圧の非常用炉心冷却系そのものの機能喪失が重畳する場合である「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧 ECCS 注水失敗が含まれており、低圧の非常用炉心冷却系の機能喪失は残留熱除去系による崩壊熱除去機能にも期待できないこととほぼ同義であることから、事故シーケンスグループ「d. 崩壊熱除去機能喪失」の LOCA を起因とする事故シーケンスを包含する。</p> <p>g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)に係る事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」のみとしていることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、格納容器バイパス事象としては原子炉冷却材浄化系等の高圧設計の配管の原子炉格納容器外での破断事象も想定できるが、これは PRA の検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度と比べて小さい傾向にあることを理由に考慮の対象から除外している。</p> <p>なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとしては、以下の事故シーケンスが抽出されている。</p> <p>①大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗 ②全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗</p> <p>①については、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。</p> <p>②は地震 PRA から抽出された事故シーケンスであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスであるが、喪失する安全機能が明確であることから炉心損傷に直結する事故シーケンスとはしていない。この事故シーケンスにおける原子炉停止失敗の支配的な要因は地震による炉内構造物の損傷であるが、これは地震の最</p>	<p>れること、さらに原子炉減圧機能が喪失する事故シーケンスよりも低圧非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する事故シーケンスの方が炉心損傷頻度が高いことも踏まえ、低圧非常用炉心冷却系そのものの機能喪失が重畳する場合である「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧 ECCS 注水失敗が含まれており、低圧非常用炉心冷却系の機能喪失は残留熱除去系による崩壊熱除去機能にも期待できないこととほぼ同義であることから、事故シーケンスグループ「d. 崩壊熱除去機能喪失」の LOCA を起因とする事故シーケンスを包絡する。</p> <p>g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)に係る事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」のみとしていることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、格納容器バイパスとしては原子炉冷却材浄化系等の高圧設計の配管の原子炉格納容器外での破断事象も想定できるが、これは PRA の検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度と比べて小さい傾向にあることを理由に考慮の対象から除外している。</p> <p>なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとしては、以下の事故シーケンスが抽出されている。</p> <p>①大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗 ②全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗</p> <p>①については、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。</p> <p>②は地震レベル 1PRA から抽出された事故シーケンスであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスであるが、喪失する安全機能が明確であることから炉心損傷に直結する事故シーケンスとはしていない。この事故シーケンスにおける原子炉停止失敗の支配的な要因は地震による炉内構造物の損傷であるが、これは地</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>大加速度が地震発生と同時に加わるという, 現状の保守的な PRA のモデルによって評価されるものであり, 現実的には, 炉内構造物の損傷確率が高くなる加速度に到達する前に, 原子炉スクラムに至ると考えられる。</p> <p>以上のとおり, ②の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的に評価されており, 現実的に想定すると, 本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから, 本事故シーケンスは炉心損傷防止対策又は格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスから除外している。</p> <p>各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2.2 表に示す。</p> <p>1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては, 炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため, 以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり, かつ, 炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が, 最高使用圧力 8.62MPa[gage]の 1.2 倍である 10.34MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は, 限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.31MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は, 限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。</p> <p>また, 格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では, 上記の評価項目に加えて, 敷地境界外での実効線量を評価し, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととして, 発生事故当たり 5mSv 以下であることを確認する。</p> <p>ここで, 原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については, 漏えい経路になる可能性がある原</p>	<p>震の最大加速度が地震発生と同時に加わるという, 現状の保守的な PRA のモデルによって評価されるものであり, 現実的には, 炉内構造物の損傷確率が高くなる加速度に到達する前に, 原子炉スクラムに至ると考えられる。</p> <p>以上のとおり, ②の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的に評価されており, 現実的に想定すると, 本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから, 本事故シーケンスは炉心損傷防止対策又は格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスから除外している。</p> <p>各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2.2 表に示す。</p> <p>1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては, 炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため, 以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり, かつ, 炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が, 最高使用圧力 8.62MPa[gage]の 1.2 倍の<b>圧力</b> 10.34MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は, 限界圧力である最高使用圧力 0.31MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度<b>が</b>, 限界温度 200℃を下回ること。</p> <p>また, 格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では, 上記の評価項目に加えて, 敷地<b>境界</b>での実効線量を評価し, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととして, 発生事故当たり<b>おおむね</b> 5mSv 以下であることを確認する。</p> <p>ここで, 原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については, 漏えい経路になる可能性がある原</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>子炉格納容器バウンダリ構成部に対して, 規格計算又は試験にて, 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており, 継続的に評価条件を維持していく。</p> <p>ここで記載している, 原子炉格納容器本体, シール部等の原子炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については, 「付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。</p> <p>1.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故」については, 著しい炉心損傷の発生後, 格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを, 本原子炉施設を対象とした PRA の結果を踏まえて選定し, 格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(1) 格納容器破損モードの抽出</p> <p>内部事象レベル 1.5PRA においては, 事象進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から, 格納容器破損モードの抽出を行う。</p> <p>具体的には, 事象進展を炉心損傷前, 原子炉圧力容器破損前, 原子炉圧力容器破損直後, 原子炉圧力容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して, それぞれの状態が発生する負荷を抽出し, 事象進展中に実施される緩和手段等から第 1.2.6 図に示す格納容器イベントツリーを作成し, 格納容器破損モードを抽出して整理する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの選定</p> <p>格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを, 事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。ここで, 水素燃焼については, 本原子炉施設では, 運転中は原子炉格納容器内の雰囲気窒素を置換し, 酸素濃度を低く管理しているため, PRA で定量化する格納容器破損モードから除外しているが, 有効性評価においては窒素置換の有効性を確認する観点で, 格納容器破損モードとして挙げている。</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</p>	<p>子炉格納容器バウンダリ構成部に対して, 規格計算又は試験にて, 構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており, 継続的に評価条件を維持していく。</p> <p>ここで記載している, 原子炉格納容器本体, シール部等の原子炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については, 「付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。</p> <p>1.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故」については, 著しい炉心損傷の発生後, <b>原子炉格納容器</b>が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを, 本発電用原子炉施設を対象とした PRA の結果を踏まえて選定し, 格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(1) 格納容器破損モードの抽出</p> <p>内部事象<b>運転時</b>レベル 1.5PRA においては, 事象進展に伴い生じる<b>原子炉格納容器</b>の健全性に影響を与える負荷の分析から, 格納容器破損モードの抽出を行う。</p> <p>具体的には, 事象進展を炉心損傷前, 原子炉圧力容器破損前, 原子炉圧力容器破損直後, 原子炉圧力容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して, それぞれの状態が発生する負荷を抽出し, 事象進展中に実施される緩和手段等から第 1.2.6 図に示す格納容器イベントツリーを作成し, 格納容器破損モードを抽出して整理する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの選定</p> <p>格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを, 事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。ここで, 水素燃焼については, <b>本発電用原子炉</b>施設では, 運転中は原子炉格納容器内の雰囲気窒素を置換し, 酸素濃度を低く管理しているため, PRA で定量化する格納容器破損モードから除外しているが, 有効性評価においては窒素置換の有効性を確認する観点で, 格納容器破損モードとして挙げている。</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱                      c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用                      d. 水素燃焼                      e. 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>また, 上記に分類されない格納容器破損モードとして, 以下の格納容器破損モードを抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損</li> <li>・過圧破損 (除熱機能喪失による格納容器先行破損)</li> <li>・格納容器隔離失敗 (炉心損傷の時点で何らかの要因により格納容器の隔離機能が失われている状態)</li> <li>・インターフェイスシステム LOCA</li> <li>・水蒸気爆発 (原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)</li> </ul> <p>原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損, 過圧破損 (除熱機能喪失による格納容器先行破損) 及びインターフェイスシステム LOCA は格納容器先行破損の事故シーケンスである。原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損, 過圧破損 (除熱機能喪失による格納容器先行破損) では炉心損傷の前に水蒸気によって原子炉格納容器が過圧破損し, また, インターフェイスシステム LOCA ではインターフェイスシステム LOCA によって原子炉格納容器の隔離機能を喪失することで, 原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出による原子炉建屋内の環境悪化等が生じ, 原子炉注水機能の維持が困難となり, 炉心損傷に至る恐れがある。格納容器先行破損の事故シーケンスは, 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価において, 各々重要事故シーケンスを選定し, 重大事故等防止対策の有効性を確認していることから, 新たな格納容器破損モードとして追加する必要はない。</p> <p>格納容器隔離失敗 (炉心損傷の時点で何らかの要因により格納容器の隔離機能が失われている状態) については, 炉心損傷頻度の低減を図るとともに, 万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることの無いよう, 原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり, これらについては重大事故等対処設備や日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応すべき事象であることから, 有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p>	<p>b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱                      c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用                      d. 水素燃焼                      e. 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>また, 上記に分類されない格納容器破損モードとして, 以下の格納容器破損モードを抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損</li> <li>・水蒸気 (崩壊熱) による過圧破損 (炉心損傷前)</li> <li>・格納容器隔離失敗 (炉心損傷の時点で何らかの要因により原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態)</li> <li>・インターフェイスシステム LOCA</li> <li>・水蒸気爆発 (原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)</li> </ul> <p>原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損, 水蒸気 (崩壊熱) による過圧破損 (炉心損傷前) 及びインターフェイスシステム LOCA は格納容器先行破損の事故シーケンスである。原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損及び水蒸気 (崩壊熱) による過圧破損 (炉心損傷前) では炉心損傷の前に水蒸気によって原子炉格納容器が過圧破損し, また, インターフェイスシステム LOCA ではインターフェイスシステム LOCA によって原子炉格納容器の隔離機能を喪失することで, 原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出による原子炉建屋内の環境悪化等が生じ, 原子炉注水機能の維持が困難となり, 炉心損傷に至るおそれがある。格納容器先行破損の事故シーケンスは, 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価において, 各々重要事故シーケンスを選定し, 重大事故等防止対策の有効性を確認していることから, 新たな格納容器破損モードとして追加する必要はない。</p> <p>格納容器隔離失敗 (炉心損傷の時点で何らかの要因により原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態) については, 炉心損傷頻度の低減を図るとともに, 万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗することのないよう, 原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり, これらについては重大事故等対処設備, 日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応すべき事象であることから, 有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p>	<p>⑤                      ⑤                      ⑤                      ⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>水蒸気爆発（原子炉压力容器内での水蒸気爆発）については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部床とドライウエル床とが同じレベルに構成されている BWR MARK-I 型の格納容器に特有の事象として格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、本原子炉施設は RCCV 型の原子炉格納容器であり、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。</p> <p>(3) 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態（以下「PDS」という。）を含む事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDS の分類結果についての説明を第 1.2.3 表に示す。なお、第 1.2.3 表において格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されている TW, TC, インターフェイスシステム LOCA は、格納容器先行破損の事故シーケンスであり、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードには該当しないことから、これらの PDS は評価事故シーケンスの選定においては考慮していない。</p>	<p>水蒸気爆発（原子炉压力容器内での水蒸気爆発）については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部床とドライウエル床とが同じレベルに構成されている BWR MARK-I 型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、<b>本発電用原子炉施設</b>は RCCV 型の原子炉格納容器であり、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。</p> <p>(3) 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態（以下「PDS」という。）を含む事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDS の分類結果についての説明を第 1.2.3 表に示す。なお、第 1.2.3 表において格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されている <b>崩壊熱除去機能喪失, 原子炉停止機能喪失, インターフェイスシステム LOCA</b> は、格納容器先行破損の事故シーケンスであり、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードには該当しないことから、これらの PDS は評価事故シーケンスの選定においては考慮していない。</p> <p>なお、PDS として「<b>運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</b>」の事故シーケンスグループに対して以下の表記を用いる。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失 : TQUV                  高圧注水・減圧機能喪失 : TQUX                  全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失) : 長期 TB                  全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗 : TBU                  全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失 : TBD                  全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗 : TBP                  LOCA 時注水機能喪失(大破断 LOCA) : LOCA (AE)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、LOCA (LOCA 後の注水失敗による炉心損傷) は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。頻度の観点で PDS を見ると、過圧破損では、長期 TB 及び TBU を PDS とした格納容器破損頻度が全体の 50%以上を占めており、過温破損では、LOCA を PDS とした格納容器破損頻度が全体の 50%以上を占めている。対策の観点では過圧破損に対しては原子炉格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。</p> <p>以上の観点を総合的に考慮すると、LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するため PDS として、LOCA を選定し、これに全交流動力電源喪失事象の重畳を考慮するものとする。</p> <p>LOCA に属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の余裕時間、必要な設備容量の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包含関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさを踏まえて、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、長期 TB は炉心損傷に至る前に RCIC による一時的な冷却が有効であり、起因事象発生から減圧までの時間余裕の観点では TQUX, TBD 及び TBU が厳しい</p>	<p>LOCA 時注水機能喪失(中破断 LOCA) :LOCA (S1E)                  LOCA 時注水機能喪失(小破断 LOCA) :LOCA (S2E)                  崩壊熱除去機能喪失 :TW                  原子炉停止機能喪失 :TC</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。頻度の観点で PDS を見ると、過圧破損では、長期 TB 及び TBU を PDS とした格納容器破損頻度が全体の約 50%を占めており、過温破損では、LOCA を PDS とした格納容器破損頻度が全体の 50%以上を占めている。対策の観点では過圧破損に対しては原子炉格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。</p> <p>以上の観点を総合的に考慮すると、LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するため PDS として、LOCA を選定し、これに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>LOCA に属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさを踏まえて、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、長期 TB は炉心損傷に至る前に RCIC による一時的な冷却に成功しており、起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQUX, TBD 及び TBU</p>	<p>⑤</p> <p>④ (PRA資料との記載整合) ⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗,設備変更,運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充,適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>PDS となる。高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU に PDS 選定上の有意な違いは無いことから、これらのうち、本格納容器破損モードを代表する PDS として、TQUX を選定する。</p> <p>TQUX に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+DCH 発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による原子炉減圧を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって減圧されている場合の方が、減圧が完了し、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止できる状態となるまでの時間が短縮できると考えられる点で対応が容易になると考えたためである。</p> <p>c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) の観点からは、原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、原子炉格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器の破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は、蒸気が急速に原子炉格納容</p>	<p>が厳しい PDS となる。高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU に PDS 選定上の有意な違いはないことから、これらのうち、本格納容器破損モードを代表する PDS として、TQUX を選定する。</p> <p>TQUX に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+DCH 発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による原子炉減圧を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって原子炉減圧されている場合の方が、原子炉減圧が完了し、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止できる状態となるまでの時間が短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。</p> <p>c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) の観点からは、原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、原子炉格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は、蒸気が急速に原子炉格納容器に流</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。さらに、破断口から高温の冷却材が流出し原子炉格納容器下部に滞留する可能性があるが、FCIによる水蒸気爆発は、低温の水に落下する場合の方が発生する可能性が高い事象であり、原子炉格納容器下部に高温の冷却材が流入する場合には発生の可能性が低減されるものと考えられることから、LOCAは選定対象から除外する。よって、本格納容器破損モードにおいて厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。</p> <p>TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 水素燃焼</p> <p>本原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。ここで、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては、大破断LOCAと非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されていることから、「a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において選定した評価事故シーケンス、「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。さらに、破断口から高温の冷却材が流出し原子炉格納容器下部に滞留する可能性があるが、FCIによる水蒸気爆発は、低温の水に落下する場合の方が発生する可能性が高い事象であり、原子炉格納容器下部に高温の冷却材が流入する場合には発生の可能性が低減されるものと考えられることから、LOCAは選定対象から除外する。よって、本格納容器破損モードにおいて厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。</p> <p>TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 水素燃焼</p> <p>本発電用原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に13vol%を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。本格納容器破損モードはPRAから抽出されたものではないが、評価のためにPDSを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素ガス発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>有効性評価にあたっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素の過剰な発生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素を原子炉格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。</p> <p>e. 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、原子炉格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した溶融炉心が冷却され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また、原子炉圧力容器の破損が想定される</p>	<p>その他の PDS に比べて水素ガス発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他の PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。また、1.2.1.1(3)に示すとおり、炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。これらのことから、「a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において選定した評価事故シーケンス、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素ガスの過剰な発生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素ガスを原子炉格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。</p> <p>e. 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、原子炉格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した溶融炉心が冷却され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また、原子炉圧力容器破損が想定される状</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>状況では、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉压力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉压力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。よって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS として、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの時間余裕の観点から厳しい TQUV を選定する。</p> <p>TQUV に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、対応時の余裕時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗 + 損傷炉心冷却失敗 (+ デブリ冷却失敗)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2.3 表に示す。</p> <p>1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触 (シェルアタック) については、BWR MARK-I 型の原子炉格納容器に特有の格納容器破損モードであり、RCCV 型の格納容器は溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触する構造ではないため、格納容器直接接触 (シェルアタック) に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。</p> <p>(1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.31MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を下回る温度</p>	<p>況では、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉压力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉压力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。よって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS として、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの時間余裕の観点から厳しい TQUV を選定する。</p> <p>TQUV に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗 + 損傷炉心冷却失敗 (+ デブリ冷却失敗)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2.3 表に示す。</p> <p>1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触 (シェルアタック) については、BWR MARK-I 型の原子炉格納容器に特有の格納容器破損モードであり、RCCV 型の原子炉格納容器は溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触する構造ではないため、格納容器直接接触 (シェルアタック) に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。</p> <p>(1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力である最高使用圧力 0.31MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.62MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度 200℃を下回</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>である 200℃を下回ること。</p> <p>(3) 放射性物質の総放出量は, 放射性物質による環境への汚染の視点も含め, 環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器の破損までに, 原子炉圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減されていること。</p> <p>(5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって, 原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には, 原子炉格納容器内の酸素濃度が 5vol%以下であること。</p> <p>(7) 可燃性ガスの蓄積, 燃焼が生じた場合においても, (1)の要件を満足すること。</p> <p>(8) 溶融炉心による浸食によって, 原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>1.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.3.1 想定事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」については, 本原子炉施設において, 使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。</p> <p>(1) 想定事故 1</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより, 使用済燃料プール内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故</p> <p>(2) 想定事故 2</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し, 使用済燃料プールの水位が低下する事故</p>	<p>ること。</p> <p>(3) 放射性物質の総放出量は, 放射性物質による環境への汚染の視点も含め, 環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器の破損までに, 原子炉圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減されていること。</p> <p>(5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって, 原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には, 原子炉格納容器内の酸素濃度が 5vol%以下であること。</p> <p>(7) 可燃性ガスの蓄積, 燃焼が生じた場合においても, (1)の要件を満足すること。</p> <p>(8) 溶融炉心による<b>侵食</b>によって, 原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>1.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.3.1 想定事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」については, <b>本発電用原子炉</b>施設において, 使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。</p> <p>(1) 想定事故 1</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより, 使用済燃料プール内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故</p> <p>(2) 想定事故 2</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し, 使用済燃料プールの水位が低下する事故</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目</p> <p>「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料プールにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 有効燃料棒頂部が冠水していること。                  (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。                  (3) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、復水器真空破壊から制御棒引き抜き開始までの期間を評価対象※とし、原子炉の水位、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性に応じて、プラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>※：「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列から復水器真空破壊まで」及び「制御棒引き抜き開始から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運転時及びプラント停止時の期間においては、給復水系を含む緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同程度であり、かつ発生する起因事象もほぼ同様であることから運転時における内部事象レベル 1PRA の評価範囲と位置づけている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.2.1)</p>	<p>1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の<b>設定</b></p> <p>「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料プールにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 有効燃料棒頂部が冠水していること。                  (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。                  (3) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、復水器真空破壊から<b>制御棒引き抜き</b>開始までの期間を評価対象※とし、原子炉の水位、温度、<b>圧力等</b>のプラントパラメータの類似性、保守点検状況<b>等</b>に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象<b>及び</b>成功基準に関する類似性に応じて、プラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故シーケンスを、<b>本発電用原子炉施設</b>を対象としたPRAの結果を<b>踏まえて</b>、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>※：「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列から復水器真空破壊まで」及び「制御棒引き抜き開始から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運転時及びプラント停止時の期間においては、給復水系を含む緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同程度であり、かつ発生する起因事象もほぼ同様であることから運転時における内部事象レベル 1PRA の評価範囲と位置づけている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.2.1)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出                      停止時レベル 1PRA においては, 各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第 1.2.7 図に示すイベントツリーで分析し, 燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。</p> <p>(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化                      PRA の結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて, 重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう, 燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類する。なお, 反応度の誤投入については, 複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく, また万一, 反応度事故に至った場合でも, 局所的な事象で収束し, 燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから, 停止時レベル 1PRA の起因事象から除外しているが, 本事故事象に対する対策の有効性を確認する観点や「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）」にて挙げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含関係も踏まえて追加する。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失                      b. 全交流動力電源喪失                      c. 原子炉冷却材の流出                      d. 反応度の誤投入</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定                      運転停止中事故シーケンスグループごとに, 有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には, 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間, 燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点で, より厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失                      運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から, RHR 機能喪失[フロントライン]を起因事象とする「崩</p>	<p>(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出                      内部事象停止時レベル 1PRA においては, 各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第 1.2.7 図に示すイベントツリーで分析し, 燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。</p> <p>(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化                      PRA の結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて, 重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう, 燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類する。なお, 反応度の誤投入については, 複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく, また万一, 反応度事故に至った場合でも, 局所的な事象で収束し, 燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから, 内部事象停止時レベル 1PRA の起因事象から除外しているが, 本事故事象に対する対策の有効性を確認する観点や「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」にて挙げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含関係も踏まえて追加する。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失                      b. 全交流動力電源喪失                      c. 原子炉冷却材の流出                      d. 反応度の誤投入</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定                      運転停止中事故シーケンスグループごとに, 有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には, 燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕, 燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点で, より厳しいシーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失                      運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から, RHR 機能喪失[フロントライン]を起因事象とする「崩</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、原子炉補機冷却系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の故障によって崩壊熱除去機能が喪失する場合には、事象進展が同様となる全交流動力電源喪失において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失                      運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から、外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、本重要事故シーケンスは、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮したものとなっている。</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出                      事象認知までに要する時間 (点検作業に伴う冷却材の流出事象は検知が容易) や冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、停止時レベル 1PRA では、RHR の原子炉停止時冷却モードの吸込みノズルの設置位置が、有効燃料棒頂部より高い位置にあり、冷却材の流出が発生したとしても燃料露出に至らないことから、「RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は起因事象として同定していないが、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」において設定する「(2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮して、あらためて起因事象として選定した。</p> <p>d. 反応度の誤投入                      反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入」のみであることから、重要事故シーケンスとして選定する。具体的には、代表性の観点から、「停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引抜されている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事故」を想定する。</p>	<p>壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、原子炉補機冷却系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の故障によって崩壊熱除去機能が喪失する場合には、事象進展が同様となる全交流動力電源喪失において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失                      運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から、外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、本重要事故シーケンスは、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮したものとなっている。</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出                      事象認知までに要する時間や冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。なお、内部事象停止時レベル 1PRA では、RHR の原子炉停止時冷却モードの吸込みノズルの設置位置が、有効燃料棒頂部より高い位置にあり、冷却材の流出が発生したとしても燃料露出に至らないことから、「RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は起因事象として同定していないが、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」において設定する「(2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮して、あらためて起因事象として選定した。</p> <p>d. 反応度の誤投入                      反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入」のみであることから、重要事故シーケンスとして選定する。具体的には、代表性の観点から、「停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引抜されている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2.4 表に示す。</p> <p>1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 有効燃料棒頂部が冠水していること。                  (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。                  (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>1.3.1 有効性評価において考慮する措置</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「重大事故等対処設備について」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源等の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。</p> <p>なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における 1 つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における 1 つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々</p>	<p>各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2.4 表に示す。</p> <p>1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 有効燃料棒頂部が冠水していること。                  (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。                  (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>1.3.1 有効性評価において考慮する措置</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「重大事故等対処設備について」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。</p> <p>なお、「<b>運転中</b>」の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における 1 つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。また、「<b>運転中</b>」の原子炉における重大事故」における 1 つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策において解析を行う。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>の対策において解析を行う。</p> <p>1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定                      グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起回事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。                      また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>1.3.3 外部電源に対する仮定                      外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。</p> <p>1.3.4 単一故障に対する仮定                      重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定                      事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。                      (1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。                      (2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確</p>	<p>1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定                      グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起回事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。                      また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>1.3.3 外部電源に対する仮定                      外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。</p> <p>1.3.4 単一故障に対する仮定                      重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定                      事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。                      (1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。                      (2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確</p>	<p>⑤</p> <p>④(可搬型設備の運用方針の変更)</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>定性を考慮し, 以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については, 事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については, 速やかに操作を開始するものとし, 個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い, 各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし, 有効性評価における解析の条件設定においては, 各操作に必要な時間に基づき設定する。なお, 事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの余裕時間を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については, 個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお, 有効性評価における解析の条件設定においては, 操作場所までのアクセスルート状況, 操作場所の作業環境等を踏まえて, 現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.3.1)</p> <p>1.3.6 考慮する範囲</p> <p>有効性評価を行うに当たっては, 異常状態の発生前の状態として, 通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し, サイクル期間中の炉心燃焼度変化, 燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。</p> <p>有効性評価においては, 原則として事故が収束し, 原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが, 有効性評価における解析としては, 原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし, 外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。</p> <p>燃料の種類については, 代表的に9×9燃料(A型)を評価対象とする。「事故」においては, 9×9燃料(A型)及び9×9燃料(B型)の熱水力特性がほぼ同じであり, また, 炉心全体及び局所的な核特性が混在</p>	<p>定性を考慮し, 以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については, 事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については, 速やかに操作を開始するものとし, 個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い, 各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし, 有効性評価における解析の条件設定においては, 各操作に必要な時間に基づき設定する。なお, 事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの<b>時間余裕</b>を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については, 個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお, 有効性評価における解析の条件設定においては, 操作場所までのアクセスルート状況, 操作場所の作業環境等を踏まえて, 現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は, 「<b>技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料</b>」で示している操作時間と同一若しくは<b>時間余裕</b>を踏まえて設定する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.3.1)</p> <p>1.3.6 考慮する範囲</p> <p>有効性評価を行うに当たっては, 異常状態の発生前の状態として, 通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し, サイクル期間中の炉心燃焼度変化, 燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。</p> <p>有効性評価においては, 原則として事故が収束し, 原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが, 有効性評価における解析としては, 原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし, 外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。</p> <p>燃料の種類については, 代表的に9×9燃料(A型)を評価対象とする。<b>設計基準事故</b>においては, 9×9燃料(A型)及び9×9燃料(B型)の熱水力特性がほぼ同じであり, また, 炉心全体及び局所的な核特性が</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>炉心ゆえに厳しくなることはないため、代表的に9×9燃料（A型）のみ及び9×9燃料（B型）のみで構成された炉心について、解析条件を厳しく与え、評価を行っているが、燃料の種類の違いによって解析結果に大きな差異は確認されていない。これらの結果を考慮して、また、本原子炉施設の重大事故等対策（設備、手順等）の有効性を確認するという重大事故等対策の有効性評価の目的を踏まえて、評価対象の燃料の種類は1つとし、代表的に9×9燃料（A型）について評価を行う。</p> <p>1.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第1.4.1表から第1.4.3表に示す。</p> <p>ここで記載している、解析コードの妥当性確認内容や不確かさ等については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.1)</p> <p>1.4.1 SAFER</p> <p>1.4.1.1 概要</p> <p>長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER は長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を9ノードに分割し、原子炉圧力及び各ノードの水位変化等を計算する。原子炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイプレート及び炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象（CCFL）及び上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落下する現象（CCFL ブレークダウン）を考慮することができる。</p> <p>また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃料ペレット、燃料被覆管及びチャンネルボックス等の温度計算を行なう。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝</p>	<p>混在炉心ゆえに厳しくなることはないため、代表的に9×9燃料（A型）のみ及び9×9燃料（B型）のみで構成された炉心について、解析条件を厳しく与え、評価を行っているが、燃料の種類の違いによって解析結果に大きな差異は確認されていない。これらの結果を考慮して、また、<b>本発電用原子炉</b>施設の重大事故等対策（設備、手順等）の有効性を確認するという重大事故等対策の有効性評価の目的を踏まえて、評価対象の燃料の種類は1つとし、代表的に9×9燃料（A型）について評価を行う。</p> <p>1.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を<b>もと</b>に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第1.4.1表から第1.4.3表に示す。</p> <p>ここで記載している、解析コードの妥当性確認内容や不確かさ等については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.1)</p> <p>1.4.1 SAFER</p> <p>1.4.1.1 概要</p> <p>長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER は長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を9ノードに分割し、原子炉圧力、各ノードの水位変化等を計算する。原子炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイプレート、炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象（CCFL）及び上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落下する現象（CCFL ブレークダウン）を考慮することができる。</p> <p>また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を<b>行う</b>。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝達係</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>達係数, 燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネルボックスの輻射を考慮することができる。また, 燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応(ジルコニウム-水反応)を Baker-Just の式によって計算し, 表面の酸化量を求める。さらに, 燃料棒内の圧力を計算することによって, 燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し, 破裂が起きた場合には, 燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。</p> <p>本コードの入力は, 原子炉出力, 原子炉圧力等の初期条件, 原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量, 燃料集合体及び炉心に関するデータ, プラント過渡特性パラメータ, 非常用炉心冷却系等の特性, 想定破断の位置及び破断面積等であり, 出力として, 原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管の最高温度, 燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>1.4.1.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心及び原子炉圧力容器における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については, 重要現象として, 崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については, 重要現象として, 燃料棒表面熱伝達, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>熱流動については, 重要現象として, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離(水位変化)・対向流, 三次元効果及び気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として, 冷却材放出(臨界流・差圧流), 沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離(水位変化)・対向流及び ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されている。</p> <p>1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には, TBL, ROSA-III, FIST-ABWR の実験解析により確認している。また, 入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により, その不確かさを把握している。具体的</p>	<p>数, 燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネルボックスの輻射を考慮することができる。また, 燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応(ジルコニウム-水反応)を Baker-Just の式によって計算し, 表面の酸化量を求める。さらに, 燃料棒内の圧力を計算することによって, 燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し, 破裂が起きた場合には, 燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。</p> <p>本コードの入力は, 原子炉出力, 原子炉圧力等の初期条件, 原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量, 燃料集合体及び炉心に関するデータ, プラント過渡特性パラメータ, 非常用炉心冷却系等の特性, 想定破断の位置及び破断面積等であり, 出力として, 原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管の最高温度, 燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>1.4.1.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心及び原子炉圧力容器における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については, 重要現象として, 崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については, 重要現象として, 燃料棒表面熱伝達, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>熱流動については, 重要現象として, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離(水位変化)・対向流, 三次元効果及び気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として, 冷却材放出(臨界流・差圧流), 沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離(水位変化)・対向流及び ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)がモデル化されている。</p> <p>1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には, TBL, ROSA-III <b>及び</b> FIST-ABWR の実験解析により確認している。また, 入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により, その不確かさを把握している。具体</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>には, 第 1.4.4 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.2 CHASTE 1.4.2.1 概要 炉心ヒートアップ解析コード CHASTE は, 燃料ペレット, 燃料被覆管, チャンネルボックス等の温度計算を行うコードである。本コードは, 燃料ペレットを半径方向に最大 9 ノードに分割し, 燃料集合体内燃料棒を 1 本毎に全て取り扱い, その熱的相互作用 (輻射等) を考慮している。また, ジルコニウム-水反応を Baker-Just の式によって計算し, 表面の酸化量を求める。さらに, 燃料棒内の圧力を計算することによって, 燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し, 破裂が起きた場合には, 燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。燃料被覆管表面からの除熱に対する熱伝達係数は, SAFER で求めた値を用いる。</p> <p>本コードの入力は, 原子炉出力及び原子炉圧力の時間変化, 炉心露出時間, 再冠水時間, 炉心スプレイによる冷却開始時間等のプラント過渡特性, 燃料集合体及び炉心に関するデータ, 並びに熱伝達係数変化であり, 出力として, 燃料被覆管の最高温度及び燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>1.4.2.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。 (1) 炉心 核については, 重要現象として, 崩壊熱がモデル化されている。 燃料については, 重要現象として, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>1.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には, BWR-FLECHT 実験解析, 炉心冷却実験解析及びスプレイ冷却特性実験解析により確認している。また, 入力条件</p>	<p>的には, 第 1.4.4 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.2 CHASTE 1.4.2.1 概要 炉心ヒートアップ解析コード CHASTE は, 燃料ペレット, 燃料被覆管, チャンネルボックス等の温度計算を行うコードである。本コードは, 燃料ペレットを半径方向に最大 9 ノードに分割し, 燃料集合体内燃料棒を 1 本ごとに全て取り扱い, その熱的相互作用 (輻射) を考慮している。また, ジルコニウム-水反応を Baker-Just の式によって計算し, 表面の酸化量を求める。さらに, 燃料棒内の圧力を計算することによって, 燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し, 破裂が起きた場合には, 燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。燃料被覆管表面からの除熱に対する熱伝達係数は, SAFER で求めた値を用いる。</p> <p>本コードの入力は, 原子炉出力及び原子炉圧力の時間変化, 炉心露出時間, 再冠水時間, 炉心スプレイによる冷却開始時間等のプラント過渡特性, 燃料集合体及び炉心に関するデータ並びに熱伝達係数変化であり, 出力として, 燃料被覆管の最高温度, 燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>1.4.2.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。 (1) 炉心 核については, 重要現象として, 崩壊熱がモデル化されている。 燃料については, 重要現象として, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>1.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には, BWR-FLECHT 実験解析, 炉心冷却実験解析及びスプレイ冷却特性実験解析により確認している。また, 入力条件</p>	<p>⑤ ⑤ ⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により, その不確かさを把握している。具体的には, 第 1.4.5 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.3 REDY</p> <p>1.4.3.1 概要</p> <p>プラント動特性解析コード REDY は, 炉心, 圧力容器, 圧力容器内部構造物, 原子炉冷却材再循環系, 主蒸気管, タービン系, 原子炉格納容器等のプラント全体を模擬し, 6 群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性, 燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は, 原子炉出力, 炉心流量等の初期条件, 原子炉, 主蒸気管, 原子炉格納容器等のデータ, 核データ, 燃料棒データ, 各種制御系データ等であり, 出力として, 原子炉出力, 原子炉圧力, 炉心流量, 原子炉水位, 格納容器圧力, サプレッション・チェンバ・プール水温度等の時間変化が求められる。</p> <p>なお, 本コードは, 従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに, 格納容器圧力, サプレッション・チェンバ・プール水温度の時間変化を求めることができるように, 格納容器モデルを追加したものである。</p> <p>1.4.3.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には, 以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については, 重要現象として核分裂出力, 反応度フィードバック効果及び崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>熱流動については, 重要現象として, 沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として, 冷却材流量変化, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) 及びほう酸水の拡散が</p>	<p>により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により, その不確かさを把握している。具体的には, 第 1.4.5 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.3 REDY</p> <p>1.4.3.1 概要</p> <p>プラント動特性解析コード REDY は, 炉心, <b>原子炉</b>圧力容器, <b>原子炉</b>圧力容器内部構造物, 原子炉冷却材再循環系, 主蒸気管, タービン系, 原子炉格納容器等のプラント全体を模擬し, 6 群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性, 燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は, 原子炉出力, 炉心流量等の初期条件, 原子炉, 主蒸気管, 原子炉格納容器等のデータ, 核データ, 燃料棒データ, 各種制御系データ等であり, 出力として, 原子炉出力, 原子炉圧力, 炉心流量, 原子炉水位, 格納容器圧力, サプレッション・チェンバ・プール水温度等の時間変化が求められる。</p> <p>なお, 本コードは, 従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに, 格納容器圧力, サプレッション・チェンバ・プール水温度の時間変化を求めることができるように, 格納容器モデルを追加したものである。</p> <p>1.4.3.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて, 炉心, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には, 以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については, 重要現象として核分裂出力, 反応度フィードバック効果及び崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>熱流動については, 重要現象として, 沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として, 冷却材流量変化, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) 及びほう酸水の拡散が</p>	<p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>モデル化されている。</p> <p>(3) 原子炉格納容器 重要現象として, サプレッション・チェンバ・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には, ABWR 実機試験解析, 設計解析での確認等により確認している。また, 入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により, その不確かさを把握している。具体的には, 第 1.4.6 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.4 SCAT 1.4.4.1 概要 単チャンネル熱水力解析コード SCAT は, 単一チャンネルを模擬し, これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて, 燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し, チャンネル内冷却材には, 質量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。 本コードの入力は, 燃料集合体の幾何学的形状, 軸方向出力分布等の炉心データ, 燃料集合体出力, チャンネル入口流量等の初期条件, REDY コードの出力から得られたチャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり, 出力として, GEXL 関連式に基づく限界出力比 (CPR), 各ノードでの冷却材流量, クオリティ等の時間変化が求められる。 なお, 本コードは, 従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに, 沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めることができるように, 沸騰遷移後の燃料被覆管-冷却材間の熱伝達評価式とリウエット関連式を適用している。</p>	<p>モデル化されている。</p> <p>(3) 原子炉格納容器 重要現象として, サプレッション・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には, ABWR 実機試験解析, 設計解析での確認等により確認している。また, 入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて, 妥当性確認により, その不確かさを把握している。具体的には, 第 1.4.6 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.4 SCAT 1.4.4.1 概要 単チャンネル熱水力解析コード SCAT は, 単一チャンネルを模擬し, これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて, 燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し, チャンネル内冷却材には, 質量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。 本コードの入力は, 燃料集合体の幾何学的形状, 軸方向出力分布等の炉心データ, 燃料集合体出力, チャンネル入口流量等の初期条件, REDY コードの出力から得られたチャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり, 出力として, GEXL 関連式に基づく限界出力比 (CPR), 各ノードでの冷却材流量, クオリティ等の時間変化が求められる。 なお, 本コードは, 従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに, 沸騰遷移後の燃料被覆管-冷却材間の熱伝達評価式とリウエット関連式を適用している。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1.4.4.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ATLAS 試験, NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 1.4.7 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.5 MAAP</p> <p>1.4.5.1 概要</p> <p>シビアアクシデント総合解析コード MAAP は、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び原子炉格納容器内を一次系、ドライウエル、ウェットウエルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破裂、炉心損傷、熔融炉心移行挙動と冷却性、水素と水蒸気の生成、熔融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行/沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。</p>	<p>1.4.4.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、出力分布変化がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ATLAS 試験, NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 1.4.7 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.5 MAAP</p> <p>1.4.5.1 概要</p> <p>シビアアクシデント総合解析コード MAAP は、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び原子炉格納容器内を一次系、ドライウエル、ウェットウエルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破裂、炉心損傷、熔融炉心移行挙動と冷却性、水素ガスと水蒸気の生成、熔融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行/沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。</p>	<p>④ (解析コード資料との整合)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、格納容器自由空間体積、流路面積及び流路抵抗、注水設備、減圧設備及び冷却設備の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料温度、熔融炉心温度、格納容器圧力、格納容器温度、コンクリート浸食量、放射性物質の格納容器内の分布等が求められる。</p> <p>1.4.5.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉圧力容器（炉心損傷後）、原子炉格納容器（炉心損傷後）における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管酸化がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として、冷却材流出（臨界流・差圧流）及び ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。</p> <p>(3) 原子炉格納容器</p> <p>重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、放射線分解等による水素・酸素発生、格納容器ベント及びサブプレッション・チェンバ・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）</p> <p>重要現象として、リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FCI（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内 FP 挙動がモデル化されている。</p> <p>(5) 原子炉格納容器（炉心損傷後）</p>	<p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、格納容器自由空間体積、流路面積及び流路抵抗、注水設備、<b>原子炉減圧設備</b>及び冷却設備の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料温度、熔融炉心温度、格納容器圧力、格納容器温度、コンクリート<b>侵食量</b>、放射性物質の<b>原子炉格納容器</b>内の分布等が求められる。</p> <p>1.4.5.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉圧力容器（炉心損傷後）、原子炉格納容器（炉心損傷後）における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管酸化がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として、冷却材流出（臨界流・差圧流）及び ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。</p> <p>(3) 原子炉格納容器</p> <p>重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、放射線<b>水</b>分解等による水素<b>ガス</b>・酸素<b>ガス</b>発生<b>並びに</b>格納容器ベント及びサブプレッショ</p> <p>(4) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）</p> <p>重要現象として、リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FCI（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内 FP 挙動がモデル化されている。</p> <p>(5) 原子炉格納容器（炉心損傷後）</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>重要現象として、原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生、原子炉格納容器内 FP 挙動がモデル化されている。</p> <p>1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握                      事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、CORA 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC-4 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解析等により、その不確かさを把握している。具体的には、第 1.4.8 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.6 APEX                      1.4.6.1 概要                      反応度投入事象解析コード APEX は、熱的現象を断熱としており、炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元 (R-Z) 拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間 (エンタルピステップ) は、出力分布は一定としている。また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p> <p>APEX の入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子束分布、エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。</p> <p>APEX の出力に基づき、単チャンネル熱水力解析を行う場合には、単チャンネル熱水力解析コード SCAT (RIA 用) を用いる。</p> <p>SCAT (RIA 用) は、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと被覆管の間の</p>	<p>重要現象として、原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生、原子炉格納容器内 FP 挙動がモデル化されている。</p> <p>1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握                      事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、CORA 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC-4 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解析等により <b>確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。</b>具体的には、第 1.4.8 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.6 APEX                      1.4.6.1 概要                      反応度投入事象解析コード APEX は、熱的現象を断熱としており、炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元 (R-Z) 拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間 (エンタルピステップ) は、出力分布は一定としている。また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p> <p>APEX の入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子束分布、エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。</p> <p>APEX の出力に基づき、単チャンネル熱水力解析を行う場合には、単チャンネル熱水力解析コード SCAT (RIA 用) を用いる。</p> <p>SCAT (RIA 用) は、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと<b>燃料被覆管の</b></p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗,設備変更,運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充,適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>空隙部であるギャップ部,燃料被覆管で構成し,ノード毎に径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び燃料被覆管には,径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料棒内の温度分布を計算し,チャンネル内冷却材には,質量,運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることにより,燃料棒の除熱量を求める。</p> <p>SCAT (RIA用)の入力は,APEXの出力から得られた炉心平均出力変化,炉心出力分布に加え,燃料集合体幾何条件,燃料集合体熱水力データ,燃料物性データ,ギャップ熱伝達係数,ペレット径方向出力分布,局所出力ピーキング係数等であり,出力として,非断熱燃料エンタルピーの時間変化が求められる。</p> <p>1.4.6.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて,炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には,以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については,重要現象として,核分裂出力,出力分布変化,反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果がモデル化されている。</p> <p>燃料については,重要現象として,燃料棒内温度変化,燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p> <p>1.4.6.3 検証/妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証/妥当性確認を実施している。具体的には,SPERT-III E炉心実験,実効共鳴積分測定に関わるHellstrandの実験式,MISTRAL臨界試験,実機での制御棒価値測定試験により確認している。また,入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて,検証/妥当性確認により,その不確かさを把握している。具体的には,第1.4.9表に示すとおりである。</p>	<p>間の空隙部であるギャップ部,燃料被覆管で構成し,ノードごとに径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び燃料被覆管には,径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料棒内の温度分布を計算し,チャンネル内冷却材には,質量,運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることにより,燃料棒の除熱量を求める。</p> <p>SCAT (RIA用)の入力は,APEXの出力から得られた炉心平均出力変化,炉心出力分布に加え,燃料集合体幾何条件,燃料集合体熱水力データ,燃料物性データ,ギャップ熱伝達係数,ペレット径方向出力分布,局所出力ピーキング係数等であり,出力として,非断熱燃料エンタルピーの時間変化が求められる。</p> <p>1.4.6.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて,炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には,以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については,重要現象として,核分裂出力,出力分布変化,反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果がモデル化されている。</p> <p>燃料については,重要現象として,燃料棒内温度変化,燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p> <p>1.4.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には,SPERT-III E炉心実験,実効共鳴積分測定に関わるHellstrandの実験式,MISTRAL臨界試験,実機での制御棒価値測定試験により確認している。また,入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて,妥当性確認により,その不確かさを把握している。具体的には,第1.4.9表に示すとおりである。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>1.5.1 解析条件設定の考え方</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「1.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。</p> <p>なお、初期条件とは異常状態が発生する前の原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。</p> <p>また、有効性評価においては発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、6号及び7号炉で異なる評価条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。 (添付資料 1.5.1)</p> <p>1.5.2 共通解析条件</p> <p>操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。また、LOCAの破断位置については、原子炉内の保有水量及び流出量等の観点から選定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。 (添付資料 1.5.2)</p>	<p>1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>1.5.1 解析条件設定の考え方</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「1.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。</p> <p>なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。</p> <p>また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、6号及び7号炉で異なる評価条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。 (添付資料 1.5.1)</p> <p>1.5.2 共通解析条件</p> <p>操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置については、原子炉圧力容器内の保有水量、流出量等の観点から選定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。 (添付資料 1.5.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故                      (1) 初期条件</p> <p>a. 初期運転条件                      原子炉熱出力の初期値として, 定格値(3,926MWt), 原子炉圧力(圧力容器ドーム部)の初期値として, 定格値(7.07MPa[gage])を用いるものとする。また, 炉心流量の初期値として, 定格値である100%流量(52.2×10<sup>3</sup>t/h)を用いるものとする。</p> <p>b. 炉心及び燃料                      炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお, 炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡サイクルを想定した値, 燃料ペレット/燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(a) 原子炉停止後の崩壊熱                      原子炉停止後の崩壊熱は, 第1.5.1図に示すANSI/ANS-5.1-1979に基づく崩壊熱曲線を使用する。また, 使用する崩壊熱は燃焼度が高くなるサイクル末期炉心の平均燃焼度に, サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮して10%の保守性を考慮した燃焼度33GWd/tの条件に対応したものとする。</p> <p>(b) 最大線出力密度                      燃料棒の最大線出力密度は, 設計の最大値として, 44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>c. 原子炉圧力容器                      原子炉水位の初期値は, 通常運転水位とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器</p>	<p>1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故                      (1) 初期条件</p> <p>a. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シーケンスグループにおいて用いる条件                      (a) 初期運転条件                      原子炉熱出力の初期値として, 定格値(3,926MWt), 原子炉圧力の初期値として, 定格値(7.07MPa[gage])を用いるものとする。また, 炉心流量の初期値として, 定格値である100%流量(52.2×10<sup>3</sup>t/h)を用いるものとする。</p> <p>(b) 炉心及び燃料                      炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお, 炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡サイクルを想定した値, 燃料ペレット, 燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>a) 原子炉停止後の崩壊熱                      原子炉停止後の崩壊熱は, 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされたANSI/ANS-5.1-1979+2σを最確条件としたANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また, 使用する崩壊熱は燃焼度が高くなるサイクル末期炉心の平均燃焼度に, サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮して10%の保守性を考慮した燃焼度33GWd/tの条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第1.5.1.図に示す。</p> <p>b) 最大線出力密度                      燃料棒の最大線出力密度は, 設計限界値として, 44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>(c) 原子炉圧力容器                      原子炉水位の初期値は, 通常運転水位とする。</p> <p>(d) 原子炉格納容器                      原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。なお, 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」では原子炉格納容器に関する解析条件は用いない。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(a) 容積 格納容器容積について, ドライウェル空間部は, 内部機器, 構造物体積を除く全体積として7,350m<sup>3</sup>, ウェットウェル空間部は, 必要最小空間部体積として5,960m<sup>3</sup>, ウェットウェル液相部は, 必要最小プール水量として3,580m<sup>3</sup>を用いるものとする。</p> <p>(b) 初期温度及び初期圧力 格納容器の初期温度について, ドライウェル空間部温度は57℃, サプレッション・チェンバ・プール水温は35℃を用いるものとする。また, 格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>(c) サプレッション・チェンバ・プールの初期水位 サプレッション・チェンバ・プールの初期水位は, 通常運転時の水位として7.05mを用いるものとする。</p> <p>(d) 真空破壊装置 真空破壊装置の作動条件は, 設計値(3.43kPa(ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧))を用いるものとする。</p> <p>e. 外部水源の温度 外部水源の温度について, 初期温度は50℃とし, 事象発生から12時間以降は45℃, 事象発生から24時間以降は40℃とする。</p> <p>f. 主要機器の形状 原子炉圧力容器, 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管, 格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p>	<p>a) 容積 原子炉格納容器容積について, ドライウェル空間部は, 内部機器, 構造物体積を除く全体積として7,350m<sup>3</sup>, ウェットウェル空間部は, 必要最小空間部体積として5,960m<sup>3</sup>, ウェットウェル液相部は, 必要最小プール水量として3,580m<sup>3</sup>を用いるものとする。</p> <p>b) 初期温度及び初期圧力 原子炉格納容器の初期温度について, ドライウェル空間部温度は57℃, サプレッション・チェンバ・プール水温は35℃を用いるものとする。また, 原子炉格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>c) サプレッション・チェンバ・プールの初期水位 サプレッション・チェンバ・プールの初期水位は, 通常運転時の水位として7.05mを用いるものとする。</p> <p>d) 真空破壊装置 真空破壊装置の作動条件は, 設計値(3.43kPa(ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧))を用いるものとする。</p> <p>(e) 外部水源の温度 外部水源の温度について, 復水貯蔵槽の水温は初期温度を50℃とし, 事象発生から12時間以降は45℃, 事象発生から24時間以降は40℃とする。また, 淡水貯水池の水温は40℃とする。</p> <p>(f) 主要機器の形状 原子炉圧力容器, 原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>b. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件</p> <p>(a) 初期運転条件 原子炉熱出力の初期値として, 定格値(3,926MWt), 原子炉圧力の初期値として, 定格値(7.07MPa[gage])を用いるものとする。また, 炉心流量の初期値として, 定格値である100%流量(52.2×10<sup>3</sup>t/h), 主蒸気流量の初期値として, 定格値(7.64×10<sup>3</sup>t/h)を用いるものとする。</p>	<p>⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<p>(b) 給水温度 給水温度の初期値は 215℃とする。</p> <p>(c) 燃料及び炉心 炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお, 炉心に関する条件は 9×9 燃料 (A 型) を装荷した平衡サイクルを想定した値, 燃料ペレット, 燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>a) 最小限界出力比 燃料の最小限界出力比は, 設計限界値として, 1.22 を用いるものとする。</p> <p>b) 最大線出力密度 燃料棒の最大線出力密度は, 設計限界値として, 44.0kW/m を用いるものとする。</p> <p>c) 核データ 動的ボイド係数はサイクル末期の値の 1.25 倍, 動的ドップラ係数はサイクル末期の値の 0.9 倍を用いるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器 原子炉水位の初期値は, 通常運転水位とする。</p> <p>(e) 原子炉格納容器 原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。</p> <p>a) 容積 原子炉格納容器容積について, ドライウェル空間部は, 内部機器, 構造物体積を除く全体積として 7,350m<sup>3</sup>, ウェットウェル空間部は, 必要最小空間部体積として 5,960m<sup>3</sup>, ウェットウェル液相部は, 必要最小プール水量として 3,580m<sup>3</sup> を用いるものとする。</p> <p>b) 初期温度及び初期圧力 原子炉格納容器の初期温度について, サプレッション・チェンバ・プール水温は 35℃を用いるものとする。また, 原子炉格納容器の初期圧力は 5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>(f) 外部水源の温度 外部水源の温度は 32℃とする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 安全保護系等の設定点</p> <p>原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として, 以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低 (レベル 3)</p> <p style="padding-left: 20px;">セパレータスカート下端から +62cm (遅れ時間 1.05 秒)</p> <p>タービン蒸気加減弁急速閉</p> <p style="padding-left: 20px;">制御油圧低 (4.12MPa[gage]) (遅れ時間 0.08 秒)</p> <p>炉心流量急減</p> <p style="padding-left: 20px;">「第 3 図 炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値」参照</p> <p>工学的安全施設作動回路等の設定点として, 以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低 (原子炉隔離時冷却系 (補給水機能) 起動) 設定点</p> <p style="padding-left: 20px;">セパレータスカート下端から -58cm (レベル 2)</p> <p>原子炉水位低 (高圧炉心注水系起動, 主蒸気隔離弁閉止) 設定点</p> <p style="padding-left: 20px;">セパレータスカート下端から -203cm (レベル 1.5)</p> <p>原子炉水位低 (低圧注水系起動, 自動減圧系作動) 設定点</p> <p style="padding-left: 20px;">セパレータスカート下端から -287cm (レベル 1)</p> <p>原子炉水位低 (再循環ポンプ 4 台トリップ) 設定点</p>	<p>(g) 主要機器の形状</p> <p style="padding-left: 20px;">原子炉压力容器, 原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 安全保護系等の設定点</p> <p>原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として, 以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低 (レベル 3)</p> <p style="padding-left: 20px;">セパレータスカート下端から +62cm</p> <p style="padding-left: 20px;">(有効燃料棒頂部から +380cm) (遅れ時間 1.05 秒)</p> <p>タービン蒸気加減弁急速閉</p> <p style="padding-left: 20px;">制御油圧低 (4.12MPa[gage]) (遅れ時間 0.08 秒)</p> <p>炉心流量急減</p> <p style="padding-left: 20px;">柏崎刈羽原子力発電所原子力規制委員会設置法附則第 23 条第 1 項の届出書 (平成 25 年 9 月 27 日 (平成 26 年 4 月 25 日に一部補正)) の添付書類十の第 3.2.1-1 図「炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値」参照</p> <p>工学的安全施設作動回路等の設定点として, 以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低 (原子炉隔離時冷却系 (補給水機能) 起動) 設定点</p> <p style="padding-left: 20px;">セパレータスカート下端から -58cm</p> <p style="padding-left: 20px;">(有効燃料棒頂部から +260cm) (レベル 2)</p> <p>原子炉水位低 (高圧炉心注水系起動, 主蒸気隔離弁閉止) 設定点</p> <p style="padding-left: 20px;">セパレータスカート下端から -203cm</p> <p style="padding-left: 20px;">(有効燃料棒頂部から +115cm) (レベル 1.5)</p> <p>原子炉水位低 (低圧注水系起動, 自動減圧系作動) 設定点</p> <p style="padding-left: 20px;">セパレータスカート下端から -287cm</p> <p style="padding-left: 20px;">(有効燃料棒頂部から +31cm) (レベル 1)</p> <p>原子炉水位低 (再循環ポンプ 4 台トリップ) 設定点</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>セパレータスカート下端から+62cm (レベル 3)</p> <p>原子炉水位低 (再循環ポンプ 6 台トリップ) 設定点 セパレータスカート下端から-58cm (レベル 2)</p> <p>原子炉圧力高 (再循環ポンプ 4 台トリップ) 設定点 原子炉圧力 7.48MPa[gage]</p> <p>ドライウエル圧力高 (非常用炉心冷却系起動, 自動減圧系作動) 設定点 ドライウエル圧力 13.7kPa[gage]</p> <p>b. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の吹出し圧力及び容量 (吹出し圧力における値) は, 設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>第 1 段 : 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 第 2 段 : 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 第 3 段 : 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 第 4 段 : 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 第 5 段 : 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 第 6 段 : 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個</p> <p>1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件 1.5.2.1(1)に同じ。なお, 「1.5.2.1(1)b. 炉心及び燃料」のうち, 最大線出力密度については, 条件として用いていない。</p>	<p>セパレータスカート下端から+62cm (有効燃料棒頂部から+380cm) (レベル 3)</p> <p>原子炉水位低 (再循環ポンプ 6 台トリップ) 設定点 セパレータスカート下端から-58cm (有効燃料棒頂部から+260cm) (レベル 2)</p> <p>原子炉水位高 (原子炉隔離時冷却系 (補給水機能) トリップ, 高圧炉心注水系注入隔離弁閉止) 設定点 セパレータスカート下端から+166cm (有効燃料棒頂部から+484cm) (レベル 8)</p> <p>原子炉圧力高 (再循環ポンプ 4 台トリップ) 設定点 原子炉圧力 7.48MPa[gage]</p> <p>ドライウエル圧力高 (非常用炉心冷却系起動, 自動減圧系作動) 設定点 ドライウエル圧力 13.7kPa[gage]</p> <p>b. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量 (吹出し圧力における値) は, 設計値として以下の値を用いるものとする。なお, アキュムレータ内の窒素を消費した場合には安全弁機能による原子炉圧力制御となるが, 事象初期に作動する逃がし弁機能による原子炉圧力制御にて代表させる。</p> <p>第 1 段 : 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 第 2 段 : 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 第 3 段 : 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 第 4 段 : 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 第 5 段 : 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 第 6 段 : 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個</p> <p>1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件</p> <p>a. 初期運転条件 原子炉熱出力の初期値として, 定格値 (3,926MWt), 原子炉圧力</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<p>の初期値として, 定格値 (7.07MPa[gage]) を用いるものとする。                  また, 炉心流量の初期値として, 定格値である 100%流量 (52.2×10<sup>3</sup>t/h) を用いるものとする。</p> <p>b. 炉心及び燃料                  炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお, 炉心に関する条件は 9×9 燃料 (A 型) を装荷した平衡サイクルを想定した値, 燃料ペレット, 燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(a) 原子炉停止後の崩壊熱                  原子炉停止後の崩壊熱は, 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされた ANSI/ANS-5.1-1979+2σ を最確条件とした ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また, 使用する崩壊熱は燃焼度が高くなるサイクル末期炉心の平均燃焼度に, サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮して 10%の保守性を考慮した燃焼度 33Gwd/t の条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第 1.5.1. 図に示す。</p> <p>c. 原子炉圧力容器                  原子炉水位の初期値は, 通常運転水位とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器                  原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。なお, 評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度の静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」では以下のうち (e) から (i) は解析条件として用いない。</p> <p>(a) 容積                  原子炉格納容器容積について, ドライウェル空間部は, 内部機器, 構造物体積を除く全体積として 7,350m<sup>3</sup>, ウェットウェル空間部は, 必要最小空間部体積として 5,960m<sup>3</sup>, ウェットウェル液相部は, 必要最小プール水量として 3,580m<sup>3</sup>を用いるものとする。</p> <p>(b) 初期温度及び初期圧力                  原子炉格納容器の初期温度について, ドライウェル空間部温度は 57℃, サプレッション・チェンバ・プール水温は 35℃を用いるものとする。また, 原子炉格納容器の初期圧力は 5.2kPa[gage]</p>	<p>⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件 1.5.2.1(2)に同じ。</p>	<p>を用いるものとする。</p> <p>(c) サプレッション・チェンバ・プールの初期水位 サプレッション・チェンバ・プールの初期水位は, 通常運転時の水位として7.05mを用いるものとする。</p> <p>(d) 真空破壊装置 真空破壊装置の作動条件は, 設計値 (3.43kPa(ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧)) を用いるものとする。</p> <p>(e) 熔融炉心からプール水への熱流束 熔融炉心からプール水への熱流束は, 800kW/m<sup>2</sup>相当 (圧力依存あり) とする。</p> <p>(f) コンクリートの種類 コンクリートの種類は, 玄武岩コンクリートとする。</p> <p>(g) コンクリート以外の構造材の扱い 内側鋼板, 外側鋼板及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないものとする。</p> <p>(h) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い 原子炉圧力容器下部の構造物は, 発熱密度を下げないよう保守的に原子炉格納容器下部に落下する熔融物とは扱わないものとする。</p> <p>(i) 格納容器下部床面積 コリウムシールドで囲まれる部分が広く, 熔融炉心の拡がり面積が狭いことにより, コンクリート侵食量の観点で厳しくなる6号炉の格納容器下部床面積を用いるものとする。</p> <p>e. 外部水源の温度 外部水源の温度は初期温度を50℃とし, 事象発生から12時間以降は45℃, 事象発生から24時間以降は40℃とする。</p> <p>f. 主要機器の形状 原子炉圧力容器, 原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量 (吹出し圧力</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故                      (1) 初期条件                      a. 燃料崩壊熱                      使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に, 原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日) で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して, 使用済燃料プールの崩壊熱は約 11MW を用いるものとする。                      b. 使用済燃料プール水温                      使用済燃料プールの初期水温は, 運用上許容される上限温度である 65℃を用いるものとする。                      c. 使用済燃料プールのプールゲートの状態                      保有水量を厳しく見積もるため, 使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは閉状態とする。                      d. 主要機器の形状                      使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。                      (添付資料 1.5.3)</p>	<p>における値) は, 設計値として以下の値を用いるものとする。                      第 1 段 : 7.51MPa[gage] × 1 個, 363t/h/個                      第 2 段 : 7.58MPa[gage] × 1 個, 367t/h/個                      第 3 段 : 7.65MPa[gage] × 4 個, 370t/h/個                      第 4 段 : 7.72MPa[gage] × 4 個, 373t/h/個                      第 5 段 : 7.79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個                      第 6 段 : 7.86MPa[gage] × 4 個, 380t/h/個</p> <p>1.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故                      (1) 初期条件                      a. 崩壊熱                      使用済燃料プールには貯蔵燃料のほかに, 原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日) で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して, 使用済燃料プールの崩壊熱は約 11MW を用いるものとする。                      b. 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温                      使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし, この時の使用済燃料プール保有水量は, 保有水量を厳しく見積もるため使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し, 約 2,093m<sup>3</sup> とする。また, 使用済燃料プールの初期水温は, 運用上許容される上限の 65℃とする。                      c. 主要機器の形状                      使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。                      (添付資料 1.5.3)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>
<p>1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故                      (1) 初期条件 (事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)</p>	<p>1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故                      (1) 初期条件 (事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)</p>	<p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 崩壊熱                      原子炉停止後の崩壊熱は, 第 1.5.1 図に示す ANSI/ANS-5.1-1979 に基づく崩壊熱曲線を使用し, 崩壊熱を厳しく見積もるために, 原子炉停止 1 日後の崩壊熱として約 22MW を用いるものとする。</p> <p>b. 原子炉圧力                      水位低下量を厳しく見積もるために, 原子炉圧力の初期値は大気圧とし, 事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</p> <p>c. 原子炉水温                      残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードでの炉水側の設定温度として, 原子炉水温の初期値は 52℃とする。</p> <p>d. 主要機器の形状                      原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>1.6 解析の実施方針                      有効性評価における解析は, 評価項目となるパラメータの推移のほか, 事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し, 事象進展が適切に解析されていることを確認し, その結果を明示する。                      なお, 事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ, 解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ, 評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p>	<p>a. 崩壊熱                      原子炉停止後の崩壊熱は, 第 1.5.1 図に示す ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用し, 崩壊熱を厳しく見積もるために, 原子炉停止 1 日後の崩壊熱として約 22MW を用いるものとする。</p> <p>b. 原子炉初期水位及び原子炉初期水温                      原子炉初期水位は通常運転水位とする。また, 原子炉初期水温は 52℃とする。</p> <p>c. 原子炉圧力                      原子炉圧力の初期値は大気圧とし, 水位低下量を厳しく見積もるために, 事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</p> <p>d. 外部水源の温度                      外部水源の温度は 50℃とする。</p> <p>e. 主要機器の形状                      原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>1.6 解析の実施                      有効性評価における解析は, 評価項目となるパラメータの推移のほか, 事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し, 事象進展が適切に解析されていることを確認し, その結果を明示する。                      なお, 事象進展の特徴, 厳しさ等を踏まえ, 解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ, 評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。ここで、操作の不確かさの影響とは、運転員等操作に対する不確かさ要因である、認知、要員配置、移動、操作所要時間、他の並列操作有無及び操作の確実さに起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、有効性評価の成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.1)</p> <p>1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第 1.7.1 表から第 1.7.3 表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、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を確認する。</p> <p>1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、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を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、操作の不確かさ要因に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変</p>	<p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.1)</p> <p>1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第 1.7.1 表から第 1.7.3 表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、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を確認する。</p> <p>1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、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を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>動が、操作開始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を確認する。</p> <p>1.7.3 操作時間余裕の把握                      解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針                      1.8.1 必要な要員の評価                      発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、時間外、休日（夜間）における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>1.8.2 必要な資源の評価                      発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>所要時間」, 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、操作開始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を確認する。</p> <p>1.7.3 操作時間余裕の把握                      解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針                      1.8.1 必要な要員の評価                      発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>1.8.2 必要な資源の評価                      発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>2.1 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>2.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ②「過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ③「通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ④「通常停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ⑤「サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗」及び⑥「サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (LOCA を除く) の発生後, 高圧注水機能が喪失し, 原子炉減圧には成功するが, 低圧注水機能が喪失することを想定する。このため, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。また, 低圧注水機能喪失を想定することから, 併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失を想定する。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 原子炉圧力容器内への高圧及び低圧の注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 高圧注水機能又は低圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, 高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状況を想定すると, 事象発生後, 重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも, 高圧注水に期待せず, 原子炉の減圧後, 低圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合の方が, 原子炉の減圧により原子炉</p>	<p>2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>2.1 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>2.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ②「過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ③「通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ④「通常停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ⑤「サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗」及び⑥「サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (LOCA を除く) の発生後, 高圧注水機能が喪失し, 原子炉減圧には成功するが, 低圧注水機能が喪失することを想定する。このため, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。また, 低圧注水機能喪失を想定することから, <b>あわせて</b>残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 原子炉圧力容器内への高圧・低圧注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, <b>高圧・低圧注水機能</b>に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, 高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状況を想定すると, 事象発生後, 重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも, 高圧注水に期待せず, 原子炉を<b>減圧し</b>, 低圧注水に<b>移行</b>して炉心損傷を防止する場合の方が, 原子炉の減圧により原子炉</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位がより早く低下することから、事故対応として厳しいと考えられる。このことから、本事故シーケンスグループに対しては、高圧の注水機能に期待しない対策の有効性を評価することとする。なお、高圧及び低圧の注水機能喪失が生じ、重大事故等対処設備の注水手段としては高圧注水のみを期待可能な事故シーケンスとして、全交流動力電源喪失時の原子炉隔離時冷却系喪失がある。これについては、2.3.2において主に高圧代替注水系の有効性を確認している。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧し、減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図2.1.1から図2.1.3に、手順の概要を図2.1.4に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表2.1.1に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計24名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1</p>	<p>圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位がより早く低下することから、事故対応として厳しいと考えられる。このことから、本事故シーケンスグループにおいては、高圧注水機能に期待せず、原子炉の減圧後、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する対策の有効性を評価することとする。なお、高圧・低圧注水機能喪失が生じ、重大事故等対処設備の高圧注水機能のみに期待する事故シーケンスとしては、全交流動力電源喪失時の原子炉隔離時冷却系喪失があり、「2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」において主に高圧代替注水系の有効性を確認している。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持することで、低圧代替注水系（常設）による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.1.1図から第2.1.3図に、手順の概要を第2.1.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計24名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6</p>	<p>⑤</p> <p>②（代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>名 (6号及び7号炉兼任), 当直副長2名, 運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち, 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名, 緊急時対策要員(現場)は8名である。</p> <p>また, 事象発生10時間以降に追加で必要な要員は, フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員8名である。必要な要員と作業項目について図2.1.5に示す。</p> <p>なお, 重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては, 作業項目を重要事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 24名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認                      運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認                      原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下し続け, 原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系, 原子炉水位低(レベル1.5)で高圧炉心注水系, 原子炉水位低(レベル1)で低圧注水系の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。                      高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は, 各系統の流量指示等である。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      高圧・低圧注水機能喪失を確認後, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備として, 中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を追加起動し, 2台運転とする。また, 原子炉注水に必要な電動弁(残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系洗浄水弁)が開動作可能であることを確認する。</p> <p>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後, 中央制</p>	<p>号及び7号炉兼任), 当直副長2名, 運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち, 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名, 緊急時対策要員(現場)は8名である。</p> <p>また, 事象発生10時間以降に追加で必要な要員は, フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員20名である。必要な要員と作業項目について第2.1.5図に示す。</p> <p>なお, 重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては, 作業項目を重要事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 24名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認                      運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認                      原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下し続け, 原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系, 原子炉水位低(レベル1.5)で高圧炉心注水系, 原子炉水位低(レベル1)で<b>残留熱除去系(低圧注水モード)</b>の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。                      高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は, 各系統の流量指示等である。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      高圧・低圧注水機能喪失を確認後, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備として, 中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を追加起動し, 2台運転とする。また, 原子炉注水に必要な電動弁(残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系洗浄水弁)が開動作可能であることを確認する。<b>低圧代替注水系(常設)のバイパス流防止系統構成のためにタービン建屋負荷遮断弁を全閉にする。</b></p> <p>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後, 中央制</p>	<p>③(要員の運用変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁8個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>d. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位計及び復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 等である。</p> <p>原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。</p> <p>e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が171℃に接近した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力及び復水補給水系流量 (原子炉格納容器) である。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却時に, 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) まで低下した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系を停止し, 原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル8) まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, 代替格納容器スプレイを再開する。</p> <p>f. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として, 原子炉格納容器一次隔離弁を二次格納施設外からの人力操作により開する。</p>	<p>御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁8個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>d. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 等である。</p> <p>原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。</p> <p>e. 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が171℃に接近した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力及び復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) である。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却時に, 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) まで低下した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) を停止し, 原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル8) まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, 格納容器スプレイを再開する。</p> <p>f. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として, 原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作により開する。</p>	<p>② (計器名称の変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (計器名称の変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施しても、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって中間開操作することで、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水位等である。</p> <p>以降、炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行う。</p> <p>なお、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置等により継続的に行う。</p> <p>2.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法                      本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+低圧注水失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との</p>	<p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施しても、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって中間開操作することで、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>以降、炉心冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置等により継続的に行う。</p> <p>2.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法                      本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+低圧注水失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スプレイ冷却, 格納容器ベントが重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER, シビアアクシデント総合解析コード MAAP, 炉心ヒートアップ解析コード CHASTE により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容器温度 (以降, 格納容器温度とは原子炉格納容器気相部の温度を指す。) 等の過渡応答を求める。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心露出時間が長く, 燃料被覆管の最高温度が高くなるため, 輻射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料被覆管の最高温度を詳細に評価する。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 2.1.2 に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として, 給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系, 低圧注水機能として低圧注水系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できるものとする。</p> <p>外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる。</p>	<p>動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スプレイ冷却, 格納容器ベントが重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER, シビアアクシデント総合解析コード MAAP, 炉心ヒートアップ解析コード CHASTE により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容器温度 (以降, 格納容器温度とは原子炉格納容器気相部の温度を指す。) 等の過渡応答を求める。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心露出時間が長く, 燃料被覆管の最高温度が高くなるため, 輻射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料被覆管の最高温度を詳細に評価する。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 2.1.2 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として, 給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系, 低圧注水機能として<b>残留熱除去系 (低圧注水モード)</b>の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できるものとする。</p> <p>外部電源がある場合, 事象発生と同時に<b>原子炉冷却材再循環ポンプ (以下「再循環ポンプ」という。)</b>がトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号によるものとする。</p> <p>(b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能                      原子炉水位の低下に伴い, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号により再循環ポンプ 4 台を自動停止し, 原子炉水位低 (レベル 2) 信号により残りの再循環ポンプ 6 台を自動停止するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (8 個) を使用するものとし, 容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系 (常設)                      逃がし安全弁による原子炉減圧後に, 最大 300m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し, その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水は, 代替格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系                      格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 140m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお, 代替格納容器スプレイは, 原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(f) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開※) にて原子炉格納容器除熱を実施する。                      ※ 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積約 70%相当で中間開するが, 格納容器圧力に低下傾向が確認できない場合は, 増開操作を実施する。なお, 耐圧強化ベント系を用いた場合は, 格納容器圧力逃がし装置を用いた</p>	<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号によるものとする。</p> <p>(b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能                      原子炉水位の低下に伴い, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号により再循環ポンプ 4 台を自動停止し, 原子炉水位低 (レベル 2) 信号により残りの再循環ポンプ 6 台を自動停止するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (8 個) を使用するものとし, 容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系 (常設)                      逃がし安全弁による原子炉減圧後に, 最大 300m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し, その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水は, 格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)                      格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 140m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお, 格納容器スプレイは, 原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(f) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開<sup>※1</sup>) にて原子炉格納容器除熱を実施する。                      ※1 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間開操作するが, 格納容器圧力の低下傾向を確認できない場合は, 増開操作を実施する。なお, 耐圧強化ベント系を用いた場合は, 格納容器圧力逃がし装置を用</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>場合に比較して, 排出流量は大きくなり, 格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成は, 高圧・低圧注水系機能喪失を確認後実施するが, 事象判断の時間を考慮して, 事象発生から10分後に開始するものとし, 操作時間は約4分間とする。</p> <p>(b) 原子炉急速減圧操作は, 中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して, 事象発生から約14分後に開始する。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお, 格納容器スプレイは, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後, 格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(d) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果                      本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図2.1.6から図2.1.11に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図2.1.12から図2.1.17に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッショ</p>	<p>いた場合と比較して, 排出流量は大きくなり, 格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成は, 高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断の時間を考慮して, 事象発生から10分後に開始するものとし, 操作時間は約4分間とする。</p> <p>(b) <b>逃がし安全弁による</b>原子炉急速減圧操作は, 中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して, 事象発生から約14分後に開始する。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系 (<b>常設</b>) による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお, 格納容器スプレイは, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後, 格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(d) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果                      本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※<sup>2</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.1.6図から<b>第2.1.11図</b>に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を<b>第2.1.12図</b>から<b>第2.1.17図</b>に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ン・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図2.1.18から図2.1.21に示す。</p> <p>a. 事象進展                  給水流量の全喪失後, 原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉がスクラムするが, 原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系の起動に失敗し, 原子炉水位低(レベル1.5)で高圧炉心注水系の起動に失敗し, 原子炉水位低(レベル1)で低圧注水系の起動に失敗する。これにより, 低圧注水系の吐出圧力が確保されないため, 自動減圧系についても作動しない。</p> <p>再循環ポンプについては, 原子炉水位低(レベル3)で4台トリップし, 原子炉水位低(レベル2)で残り6台がトリップする。主蒸気隔離弁は, 原子炉水位低(レベル1.5)で全閉する。</p> <p>事象発生から約14分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁8個を手動開することで, 原子炉急速減圧を実施し, 原子炉減圧後に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると, 冷却材の流出により原子炉水位は低下し, 有効燃料棒頂部を下回るが, 低圧代替注水系(常設)による注水が開始されると原子炉水位が回復し, 炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は, 原子炉減圧に</p>	<p>ション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第2.1.18図から第2.1.21図に示す。</p> <p>※2 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で, シュラウド内の水位を示す。シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示す。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計(燃料域)にて監視する。6号炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展                  給水流量の全喪失後, 原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉がスクラムするが, 原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系の起動に失敗し, 原子炉水位低(レベル1.5)で高圧炉心注水系の起動に失敗し, 原子炉水位低(レベル1)で残留熱除去系(低圧注水モード)の起動に失敗する。これにより, 残留熱除去系(低圧注水モード)の吐出圧力が確保されないため, 自動減圧系についても作動しない。</p> <p>再循環ポンプについては, 原子炉水位低(レベル3)で4台トリップし, 原子炉水位低(レベル2)で残り6台がトリップする。主蒸気隔離弁は, 原子炉水位低(レベル1.5)で全閉する。</p> <p>事象発生から約14分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁8個を手動開することで, 原子炉急速減圧を実施し, 原子炉減圧後に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると, 原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し, 有効燃料棒頂部を下回るが, 低圧代替注水系(常設)による注水が開始されると原子炉水位が回復し, 炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は, 原子炉減圧に</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>より, 原子炉水位が低下し, 炉心が露出することから上昇する。その結果, 燃料被覆管は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水により, 燃料の露出と冠水を繰り返すため, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると, 燃料被覆管温度は低下することから, ボイド率は低下し, 熱伝達係数は上昇する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については, 上記に伴い変化する。また, 崩壊熱除去機能を喪失しているため, 原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで, 格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は, 事象発生から約 17 時間経過した時点で実施する。なお, 原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は, 真空破壊装置 (約 14m) 及びベントライン (約 17m) に対して, 十分に低く推移するため, 真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>※炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で, シュラウド内側の水位を示した。シュラウド内側は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外側の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外側の水位であることから, シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は, 図 2.1.12 に示すとおり, 原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し, 約 874℃に到達するが, 1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高</p>	<p>より, 原子炉水位が低下し, 炉心が露出することから上昇する。その結果, 燃料被覆管の<b>伝熱様式</b>は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水により, 燃料の露出と冠水を繰り返すため, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると, ボイド率<b>が</b>低下し, 熱伝達係数<b>が</b>上昇することから, <b>燃料被覆管温度は低下する。</b></p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については, <b>原子炉水位及び原子炉圧力の変化</b>に伴い変化する。崩壊熱除去機能を喪失しているため, 原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで, 格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため, 代替格納容器スプレイ冷却系 (<b>常設</b>) による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は, 事象発生から約 17 時間経過した時点で実施する。なお, 原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は, 真空破壊装置 (約 14m) 及びベントライン (約 17m) に対して, 十分に低く推移するため, 真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は, <b>第 2.1.12 図</b>に示すとおり, 原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し, 約 874℃に到達するが, 1,200℃以下となる。燃料被覆管の最</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、図 2.1.6 に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.51MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.81MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>図 2.1.7 に示すとおり、低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。                      (添付資料 2.1.1)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3 全交流動力電源喪失」の実効線量の評価結果以下となり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p>	<p>高温は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.1.6 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.51MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.81MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第 2.1.7 図に示すとおり、低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。                      (添付資料 2.1.1)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の実効線量の評価結果以下となり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失では、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて10℃～50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果</p>	<p>2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失では、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて<b>+50℃</b>高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び<b>酸化反応に伴う</b>発熱量の評価について保守的な結果を与えるた</p>	<p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.1.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モ</p>	<p>め、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.1.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>デル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.1.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 2.1.2 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さく</p>	<p>デル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.1.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 2.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱より</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>なるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さく</p>	<p>りも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>なるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、格納容器圧力上昇は遅くなるが、格納容器圧力上昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保される。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.1.2)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p>りも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給される。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.1.2)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 14 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、高圧・低圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備の操作時間は、余裕時間を含めて設定されていることから、その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも若干早まる可能性があり、原子炉注水の開始時間を早める。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.18MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、原子炉注水を優先するため、原子炉水位高（レベル 8）到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切替えることとしており、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力 0.18MPa [gage] 付近となるが、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力 0.31MPa [gage]）に到達するのは、事象発生約 17 時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら予め操作が可能である。また、格納容器ベント操作の操作所要時間は余裕時間を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約 20 分程度操作開始時間が遅</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 14 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、高圧・低圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備の操作時間は、<b>時間</b>余裕を含めて設定していることから、その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも若干早まる可能性があり、原子炉への注水開始時間も早まることから、<b>運転員等操作時間に与える影響も小さい。</b></p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.18MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、原子炉注水を優先するため、原子炉水位高（レベル 8）到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ<b>冷却系（常設）へ切り替えること</b>としており、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力 0.18MPa [gage] 付近となるが、操作開始時間に与える影響は小さい<b>ことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</b>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、<b>原子炉注水との切替え操作であるため</b>、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力 0.31MPa [gage]）に到達するのは、事象発生約 17 時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら<b>あらかじめ実施</b>可能である。また、格納容器ベントの操作時間は<b>時間</b>余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい<b>ことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</b>ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>れる可能性があるが、格納容器限界圧力は 0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力 0.18MPa [gage] 付近となるが、格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイの開始時間が早くなる場合、遅くなる場合の何れにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約 20 分程度操作開始時間が遅れる可能性があり、格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は 0.31MPa [gage] より若干上昇する。評価項目となるパラメータに影響を与えるが、格納容器限界圧力は 0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。</p>	<p>応するため、20 分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、<b>原子炉</b>格納容器の限界圧力は 0.62MPa [gage] <b>であることから</b>、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（<b>原子炉急速減圧操作を含む</b>）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなる<b>ことから</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力 0.18MPa [gage] 付近となるが、格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイの開始時間が早くなる場合、遅くなる場合の<b>いずれ</b>においても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である<b>ことから</b>、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約 20 分程度操作開始時間が遅れる可能性<b>がある</b>。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は 0.31MPa [gage] より若干上昇する<b>ため</b>、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、<b>原子炉格納容器の限界圧力は 0.62MPa [gage] であることから</b>、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">(添付資料2.1.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作については, 事象発生から約19分後 (操作開始時間の5分程度の時間遅れ) までに低圧代替注水系 (常設) による注水が開始できれば, 燃料被覆管の最高温度は約944℃となり1,200℃以下となるため, 炉心の著しい損傷は発生せず, 評価項目を満足する。また, ドライウェルのベントラインを経由した耐圧強化ベント系による格納容器ベントをしても敷地境界線量は約1.4mSvであり, 5mSvを下回る。事象発生から約24分後 (操作開始時間の10分程度の時間遅れ) では, 炉心の著しい損傷は発生せず, 評価項目を満足するが, ドライウェルのベントラインを経由した耐圧強化ベント系による格納容器ベントをすると敷地境界線量は5mSvを超える。この場合, 格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS) により炉心損傷の判断を行い, 格納容器圧力0.62MPa [gage] にて格納容器ベントすることとなるため, 重大事故での対策の範囲となる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作については, 代替格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約10時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については, 格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約17時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。また, 遠隔操作の失</p>	<p style="text-align: center;">(添付資料2.1.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>第2.1.22図から第2.1.24図に示すとおり, 操作条件の低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作については, 事象発生から約19分後 (操作開始時間5分程度の遅れ) までに低圧代替注水系 (常設) による注水が開始できれば, 燃料被覆管の最高温度は約944℃となり1,200℃以下となることから, 炉心の著しい損傷は発生せず, 評価項目を満足することから時間余裕がある。また, ウェットウェルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の敷地境界線量は約<math>4.3 \times 10^{-2}</math>mSv, ドライウェルのベントラインを経由した耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界線量は約1.4mSvであり, 5mSvを下回る。事象発生から約24分後 (操作開始時間10分程度の遅れ) では, 炉心の著しい損傷は発生せず, 評価項目を満足することから時間余裕がある。また, ウェットウェルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の敷地境界線量は約1.3mSvとなり, また, ドライウェルのベントラインを経由した耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界線量は約36mSvであり, 5mSvを超える。この場合, 格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS) により炉心損傷の判断を行い, 格納容器圧力0.62MPa [gage] に至るまでに格納容器ベントすることとなることから, 重大事故での対策の範囲となる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作については, 格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約10時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については, 格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約17時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。また, 遠隔操作</p>	<p>⑤</p> <p>③ (敷地境界線量評価の追加)</p> <p>③ (注水遅れを考慮した感度解析の追記)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>敗により, 格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても, 格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが, 格納容器圧力の上昇傾向は緩やかである。格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間であり, 約20時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。</p> <p>(添付資料2.1.2, 2.1.3)</p> <p>(4) まとめ                  解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.1.4 必要な要員及び資源の評価                  (1) 必要な要員の評価                  事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は, 「2.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり24名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。                  また, 事象発生10時間以降に必要な参集要員は8名であり, 発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p>	<p>の失敗により, 格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても, 格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが, 格納容器圧力の上昇は緩やかであるため, 原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間後であり, 約20時間以上の準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>(添付資料2.1.2, 2.1.3)</p> <p>(4) まとめ                  解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.1.4 必要な要員及び資源の評価                  (1) 必要な要員の評価                  事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は, 「2.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり24名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。                  また, 事象発生10時間以降に必要な参集要員は20名であり, 発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である</p>	<p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約5,200m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約10,400m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し、防火水槽から可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。                      (添付資料2.1.4)</p> <p>b. 燃料</p> <p>可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉 合計 約1,601kL)</p>	<p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約5,300m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約10,600m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（<b>A-2級</b>）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。                      (添付資料2.1.4)</p> <p>b. 燃料</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（<b>A-2級</b>）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（<b>A-2級</b>）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。<b>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</b>及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる(6号及び7号炉合計約1,549kL)。</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>③ (水源評価における単位換算時の水温の条件変更)</p> <p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③ (燃費試験結果の反映)</p> <p>④ (燃費修正)</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL (6号及び7号炉合計 約2,040kL) の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水, 非常用ディーゼル発電機による電源供給, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.1.5)</p> <p>c. 電源                      本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが, 仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても, 6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.1.5 結論                      事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では, 高圧注水機能が喪失し, 原子炉減圧には成功するが, 低圧注水機能が喪失することで, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として低圧代替注水系 (常設) 及び逃がし安全弁による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」の重要事故シーケ</p>	<p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL (6号及び7号炉合計約2,040kL) の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への給水, 非常用ディーゼル発電機による電源供給, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.1.5)</p> <p>c. 電源                      本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが, 仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても, 6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.1.5 結論                      事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では, 高圧注水機能が喪失し, 原子炉減圧には成功するが, 低圧注水機能が喪失することで, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として低圧代替注水系 (常設) 及び逃がし安全弁による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」の重要事故シーケ</p>	<p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

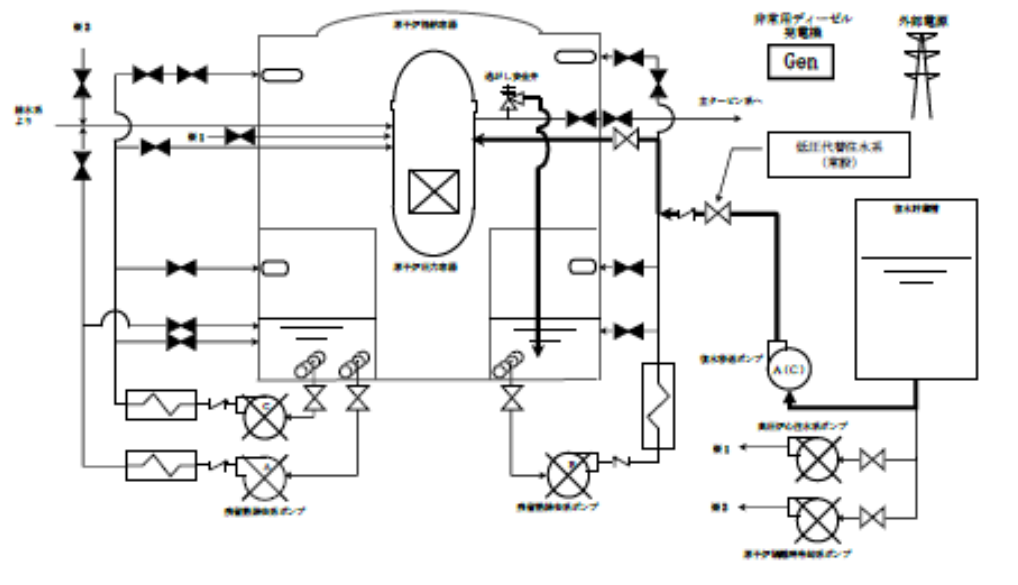
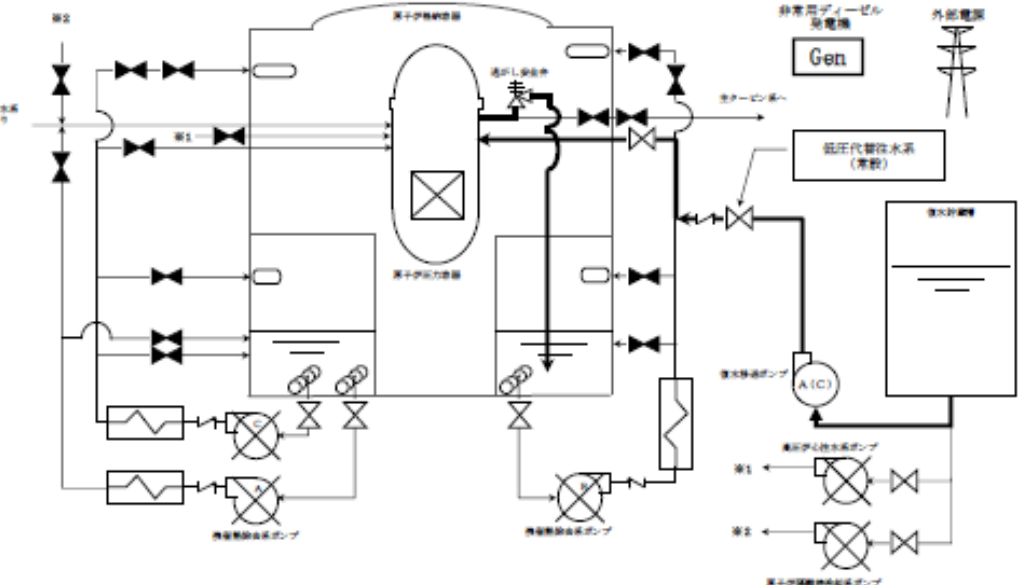
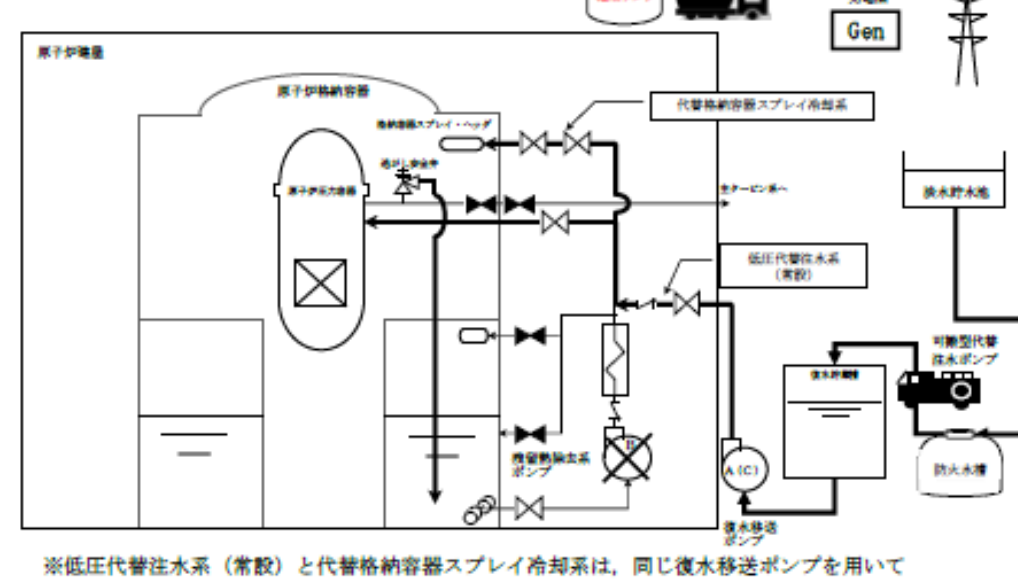
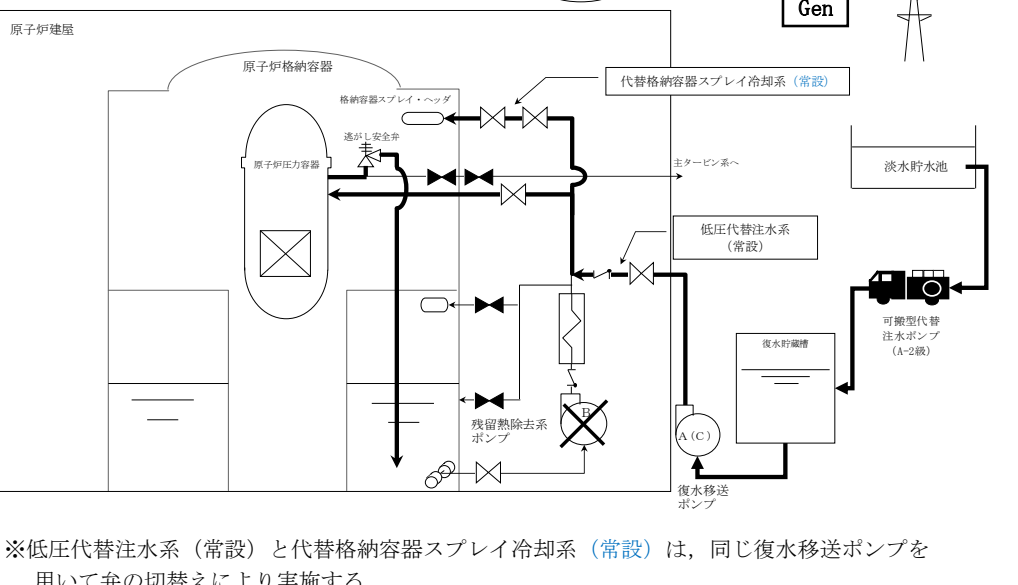
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>ンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

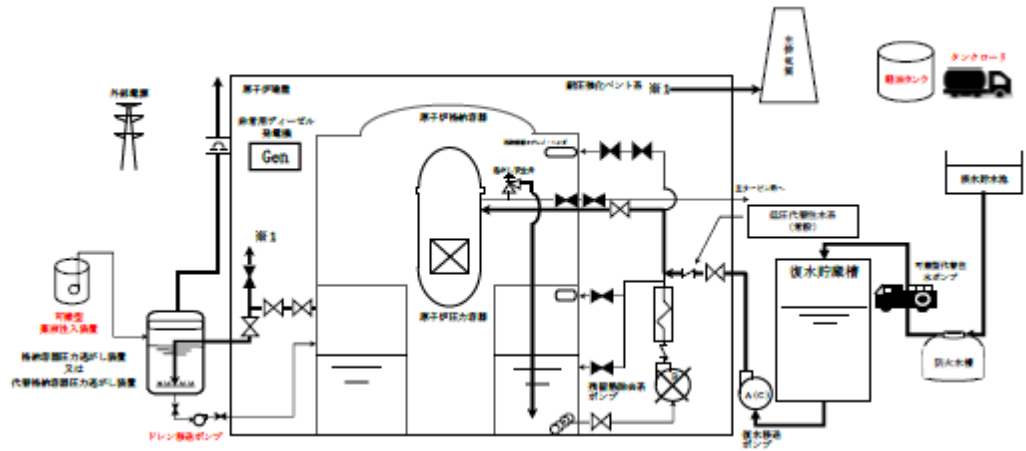
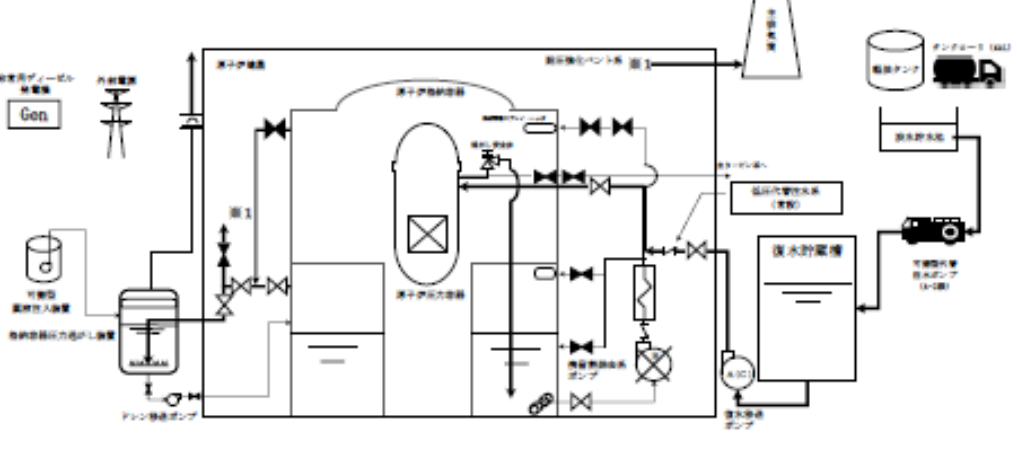
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/3) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p>	 <p>第 2.1.1 図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p>	<p>⑤</p>
 <p>※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレイ冷却系は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p> <p>図 2.1.2 高圧・低圧注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p>	 <p>※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p> <p>第 2.1.2 図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p>	<p>② (送水ラインの変更) ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

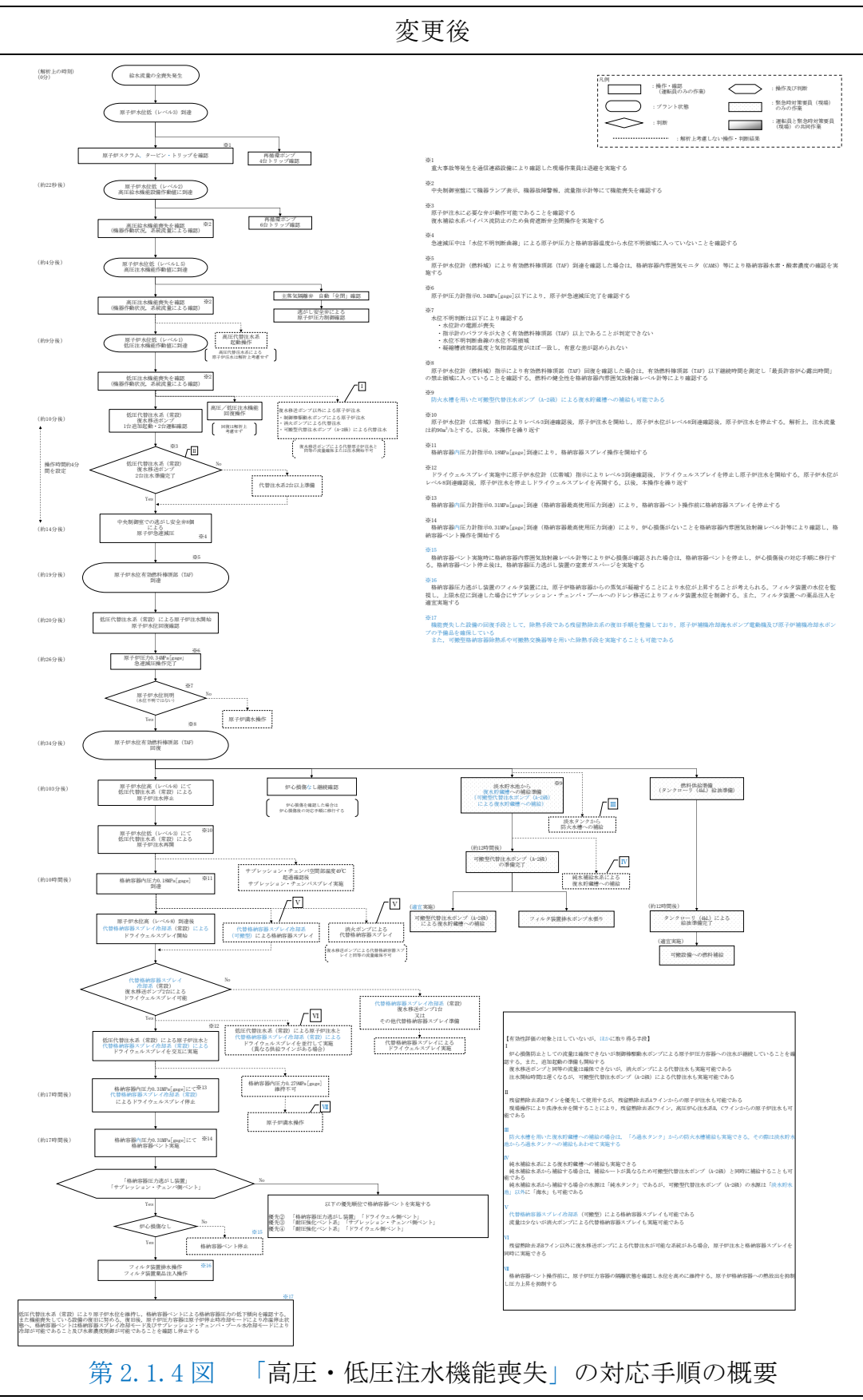
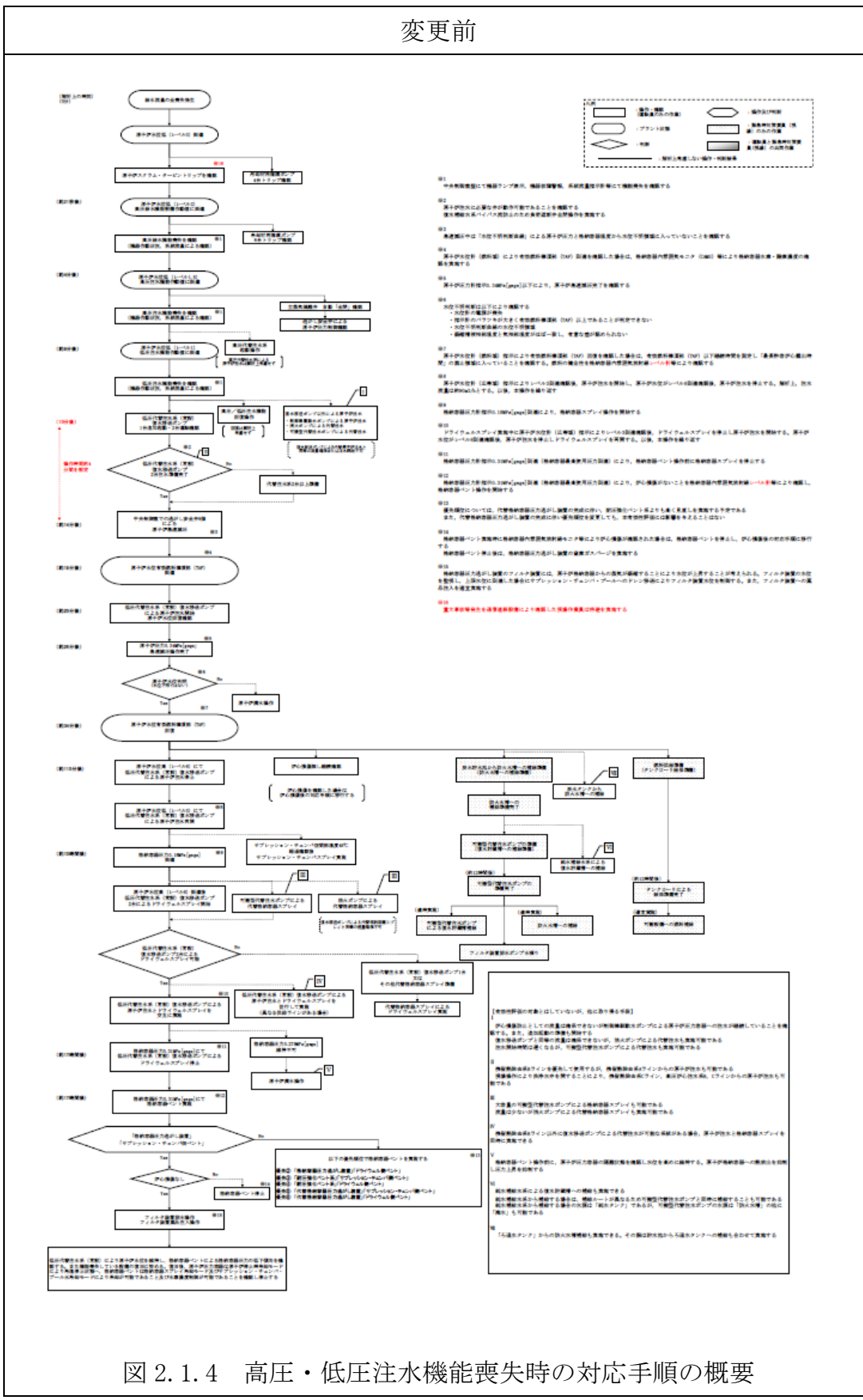
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.1.3 高圧・低圧注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図                      (3/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	 <p>第 2.1.3 図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図                      (3/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>② (送水ラインの変更)                      ② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)                      ⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表  
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正



変更理由

② (送水ラインの変更)

② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)

⑤

まとめ資料変更前後比較表  
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

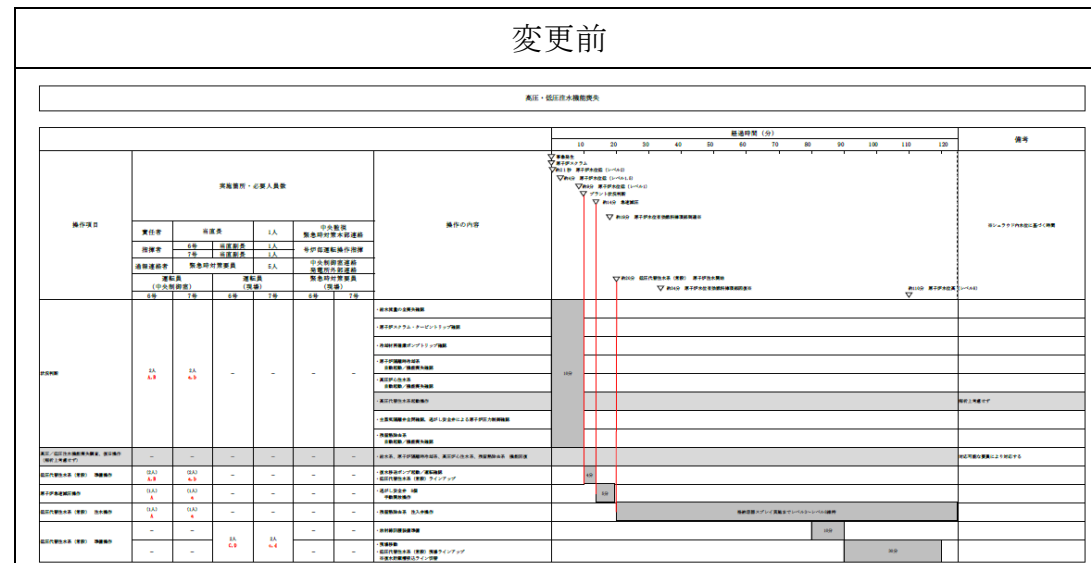
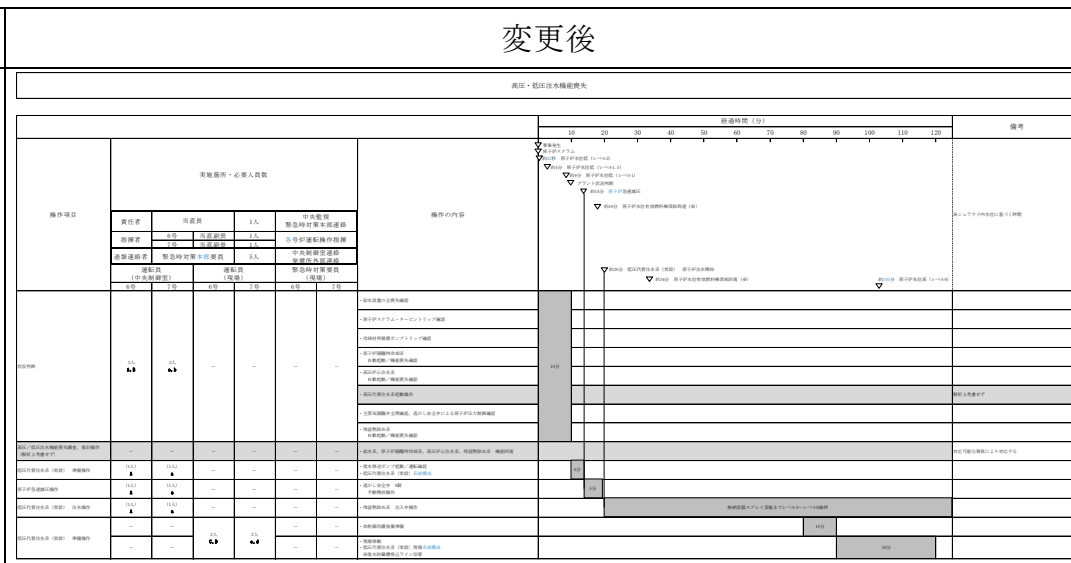


図 2.1.5 高圧・低圧注水機能喪失時の作業と所要時間 (1/2)



第 2.1.5 図 「高圧・低圧注水機能喪失」の作業と所要時間 (1/2)

⑤

- ② (送水ラインの変更による作業時間の見直し)
- ② (格納容器ベント準備作業内容追加による作業時間の見直し)
- ② (給油準備作業時間の見直し)
- ⑤

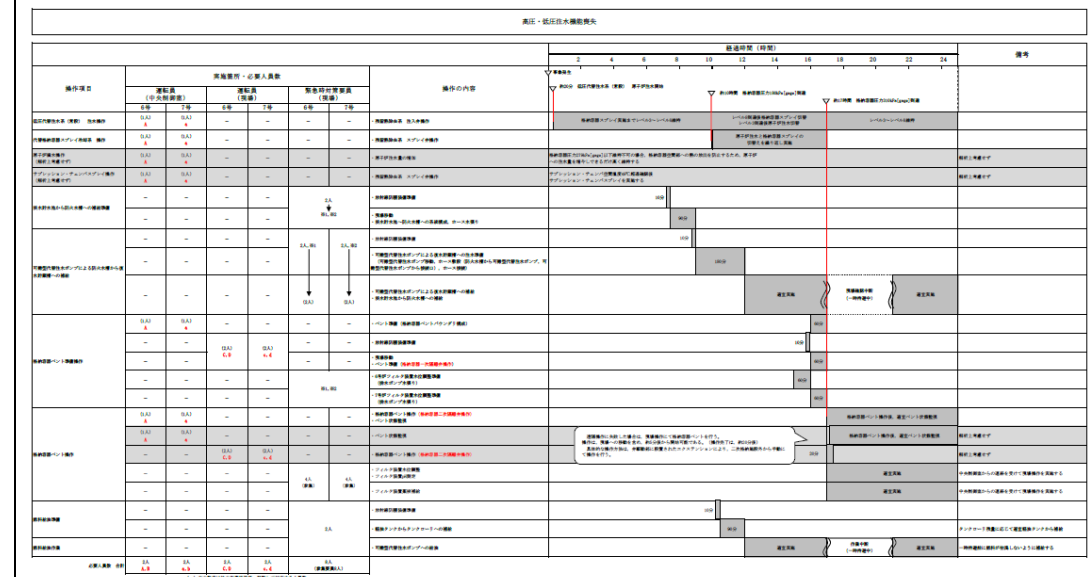
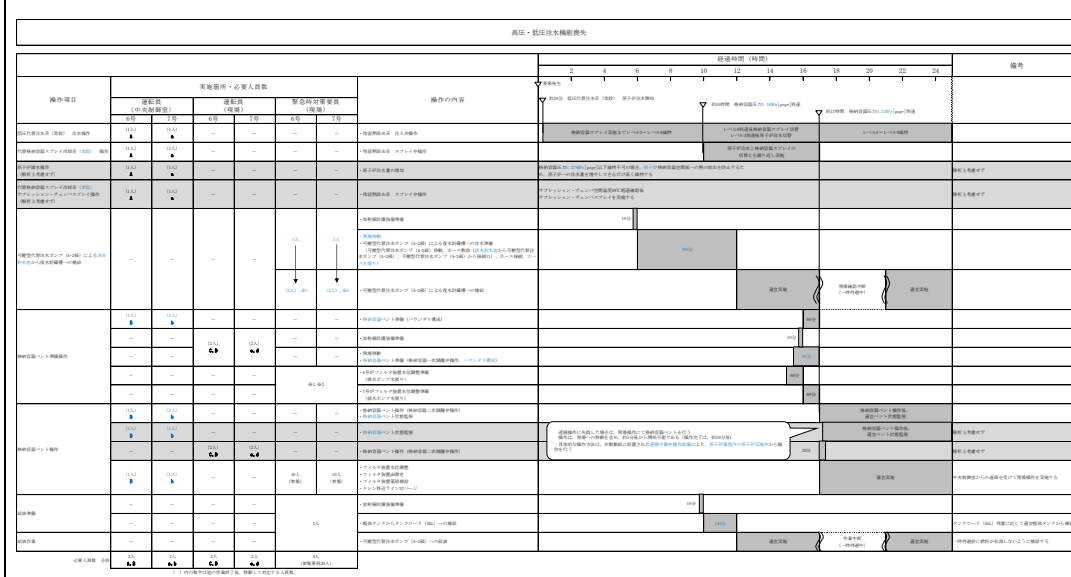


図 2.1.5 高圧・低圧注水機能喪失時の作業と所要時間 (2/2)

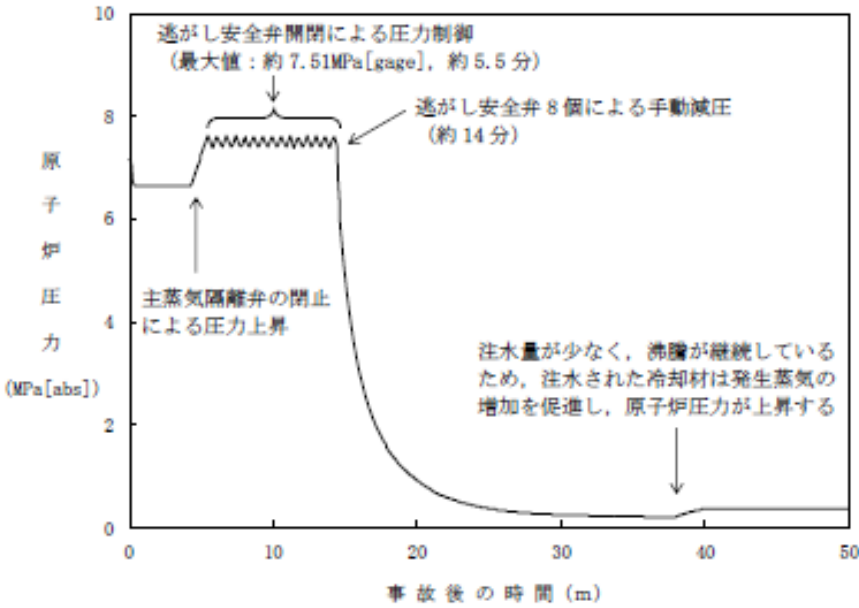
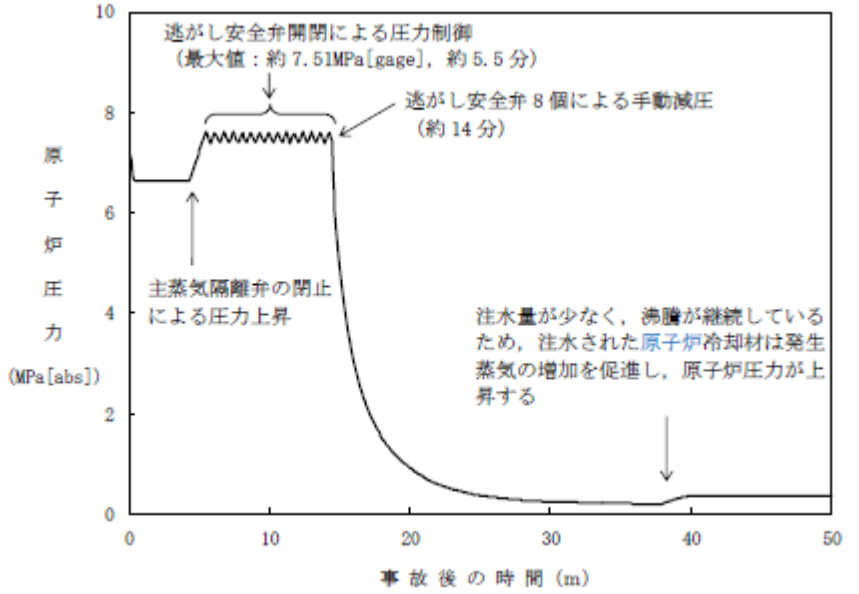


第 2.1.5 図 「高圧・低圧注水機能喪失」の作業と所要時間 (2/2)

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.1.6 原子炉圧力の推移</p>	 <p>第 2.1.6 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

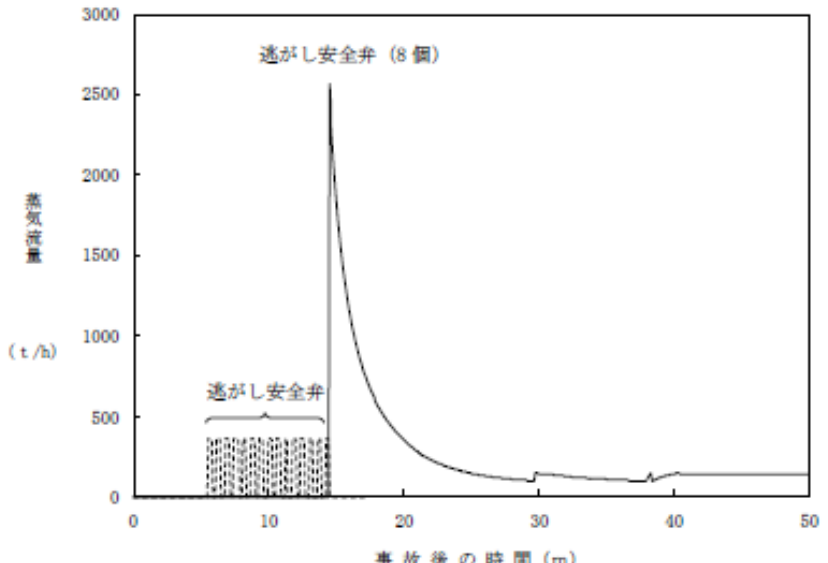
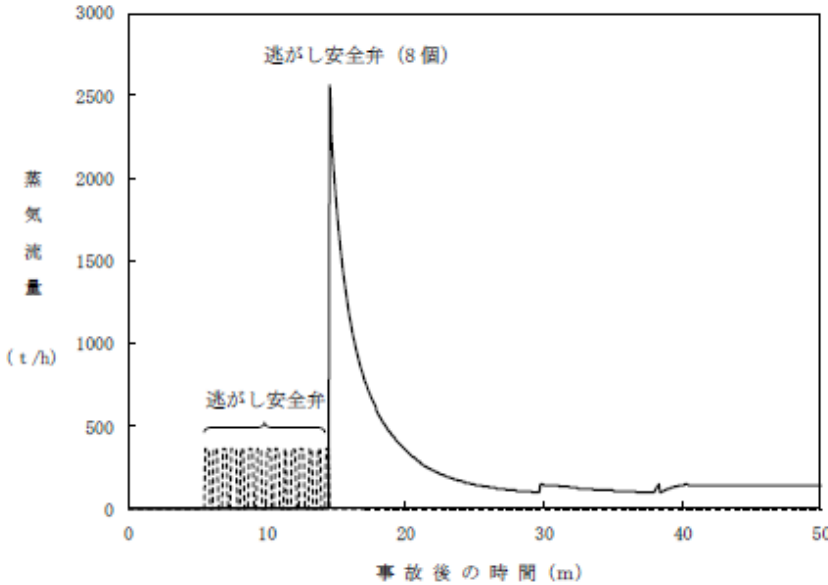
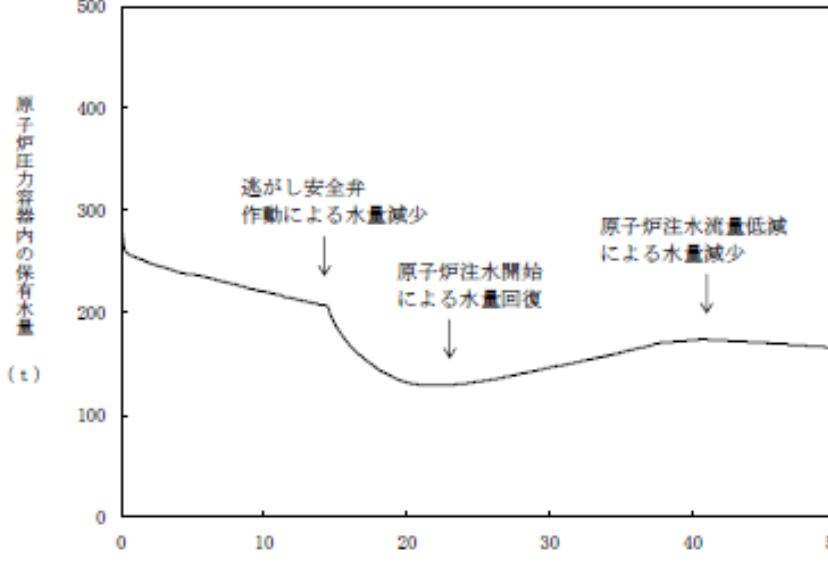
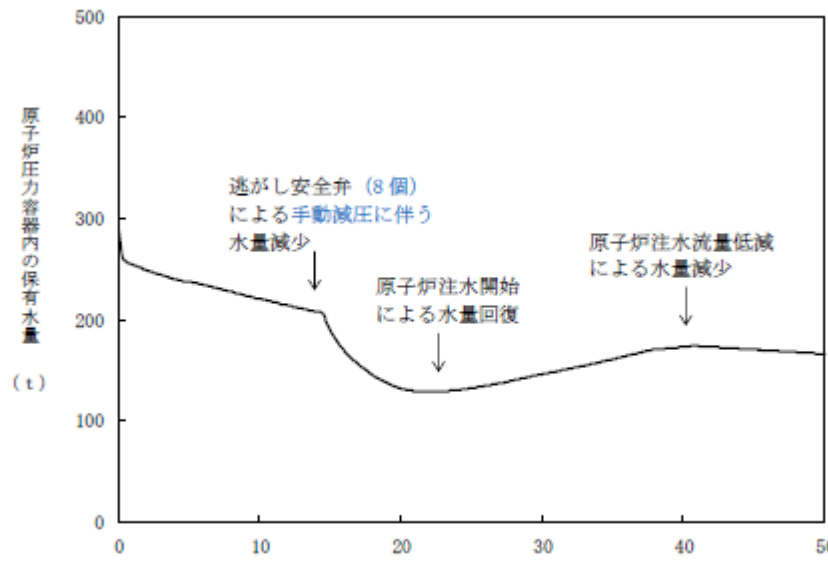
変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.1.7 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移<sup>※2</sup></p> <p>※1 SAFER では、炉心シュラウド内側を下から炉心下部プレナム、炉心、炉心上部プレナムの領域に分け水位を計算している。ここでは、炉心上部プレナムについては下限の水位(ノード内水位なしの状態)、高出力燃料集合体及び炉心下部プレナムについては、上限の水位(ノード内の満水状態)が示されている。例えば、炉心上部プレナムの水位を「下限の水位」と表現しているのは、その領域の冷却材が完全になくなった状態を示し、炉心部または高出力燃料集合体と炉心下部プレナムの水位を「上限の水位」と表現しているのは、各々の領域が満水となっている状態を示している。          なお、図の点線は炉心上部プレナム、実線は高出力燃料集合体、一点破線は炉心下部プレナムのそれぞれの領域の水位を示す。</p> <p>※2 シュラウド内外水位はボイドを含む二相水位を示しており、二相水位評価の範囲としてボイド率を0.9と制限している。(蒸気単相を仮定している蒸気ドームを除く各領域では、水と蒸気の質量及び二相混合相のボイド率が計算され、二相混合体積から二相水位を求めている。ボイド率が1.0となるまで二相混合体積を計算し続けると、水がほぼ無い状態でも、二相混合体積(水位)として扱われるため水位を高めに評価することとなる。)</p> <p>※3 高出力燃料集合体とは、「燃料被覆管温度計算の観点から、集合体初期出力を保守的な設定とした燃料集合体」をいう。(付録3 重大事故等対策の有効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1部 SAFERコード 3.3 解析モデル 3.3.1 熱水力モデル (1)ノード分割 ⑨ノード9: 高出力燃料集合体 参照)</p>	<p>第 2.1.7 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移<sup>※2</sup></p> <p>※1 SAFER では、炉心シュラウド内側を下から炉心下部プレナム、炉心、炉心上部プレナムの領域に分け水位を計算している。ここでは、炉心上部プレナムについては下限の水位(ノード内水位なしの状態)、高出力燃料集合体及び炉心下部プレナムについては、上限の水位(ノード内の満水状態)が示されている。例えば、炉心上部プレナムの水位を「下限の水位」と表現しているのは、その領域の冷却材が完全になくなった状態を示し、炉心部又は高出力燃料集合体と炉心下部プレナムの水位を「上限の水位」と表現しているのは、各々の領域が満水となっている状態を示している。          なお、図の点線は炉心上部プレナム、実線は高出力燃料集合体、一点破線は炉心下部プレナムのそれぞれの領域の水位を示す。</p> <p>※2 シュラウド内外水位はボイドを含む二相水位を示しており、二相水位評価の範囲としてボイド率を0.9と制限している。(蒸気単相を仮定している蒸気ドームを除く各領域では、水と蒸気の質量及び二相混合相のボイド率が計算され、二相混合体積から二相水位を求めている。ボイド率が1.0となるまで二相混合体積を計算し続けると、水がほぼ無い状態でも、二相混合体積(水位)として扱われるため水位を高めに評価することとなる。)</p> <p>※3 高出力燃料集合体とは、「燃料被覆管温度計算の観点から、集合体初期出力を保守的な設定とした燃料集合体」をいう。(付録3 重大事故等対策の有効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1部 SAFERコード 3.3 解析モデル 3.3.1 熱水力モデル (1)ノード分割 ⑨ノード9: 高出力燃料集合体 参照)</p>	<p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.1.8 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>第 2.1.8 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.1.9 注水流量の推移</p>	<p>第 2.1.9 図 注水流量の推移</p>	<p>⑤</p>

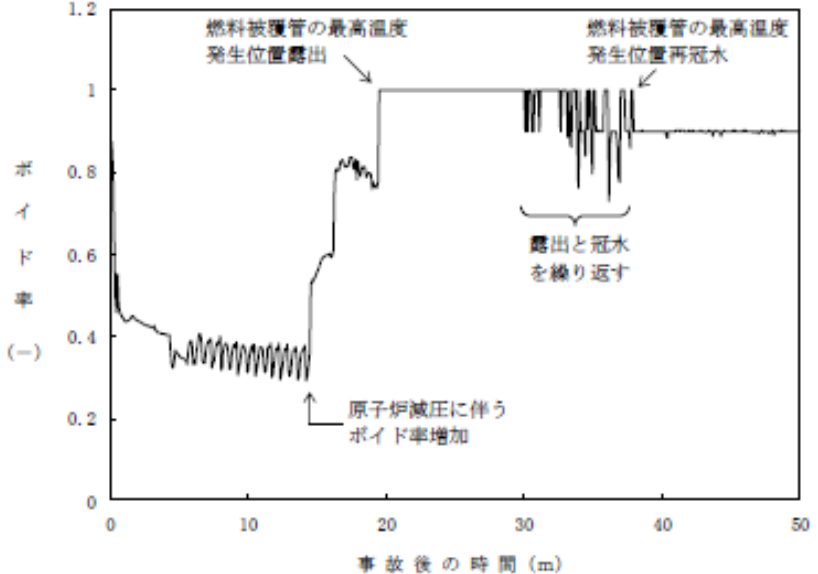
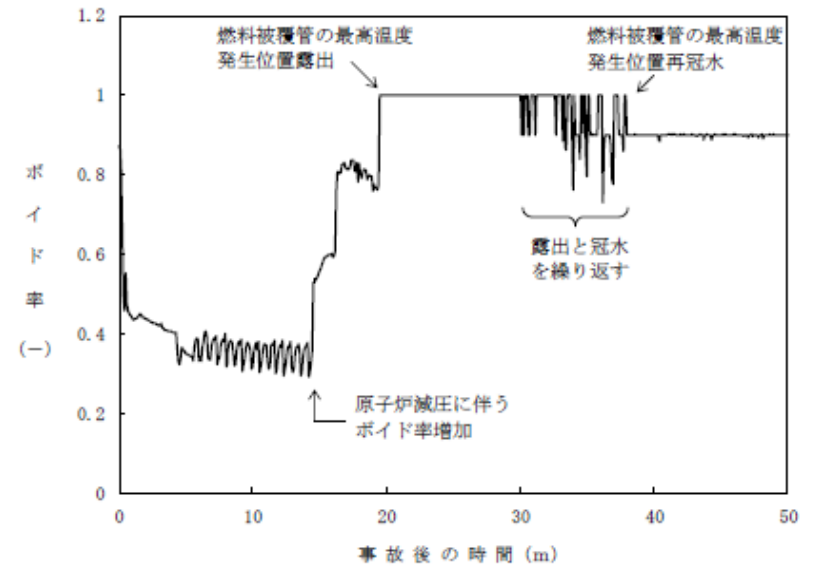
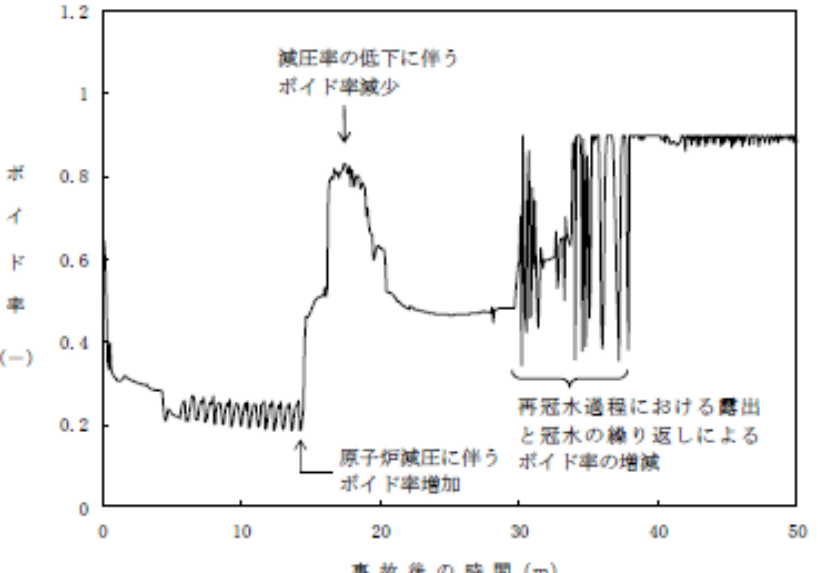
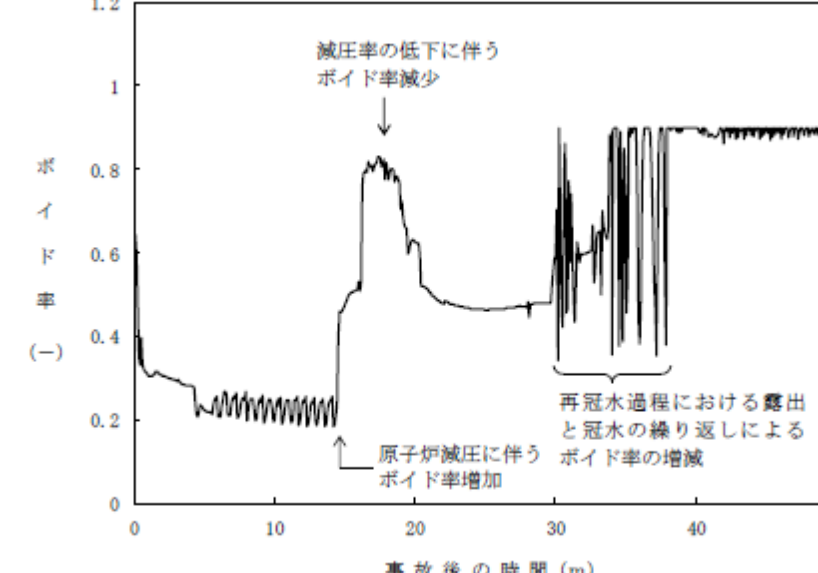
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.1.10 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	 <p>第 2.1.10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>図 2.1.11 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	 <p>第 2.1.11 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.1.12 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2.1.12 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>⑤</p>
		<p>⑤</p>
<p>図 2.1.13 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	<p>第 2.1.13 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

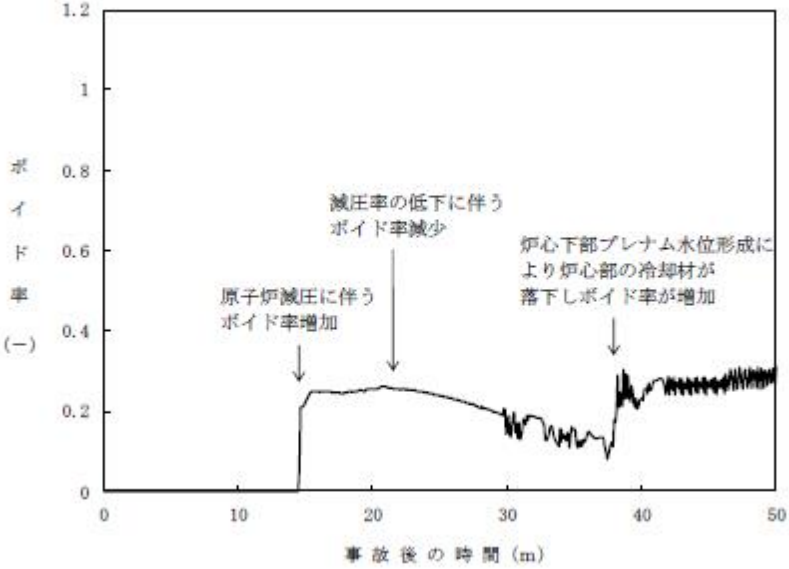
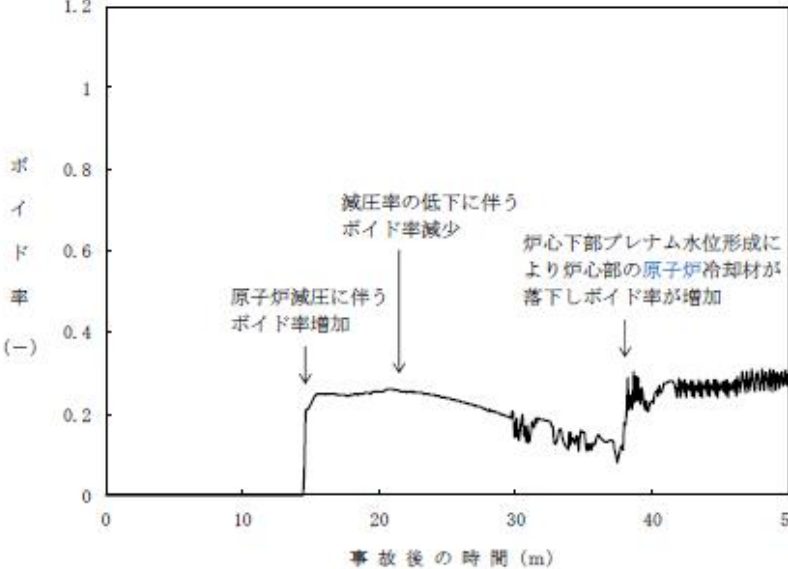
変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.1.14 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	 <p>第 2.1.14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>図 2.1.15 高出力燃料集合体のボイド率の推移※</p> <p>※ 高出力燃料集合体内に水位があることから, 二相水位以下のボイド率を示している。</p>	 <p>第 2.1.15 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移※</p> <p>※ 高出力燃料集合体内に水位があることから, 二相水位以下のボイド率を示している。</p>	<p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.1.16 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	 <p>第 2.1.16 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表  
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.1.17 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	<p>第 2.1.17 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 2.1.18 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 2.1.18 図 格納容器圧力の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

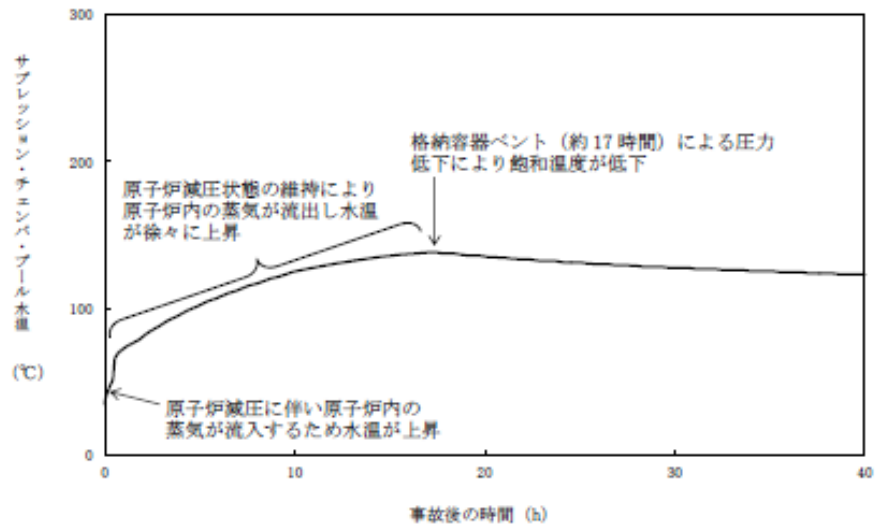
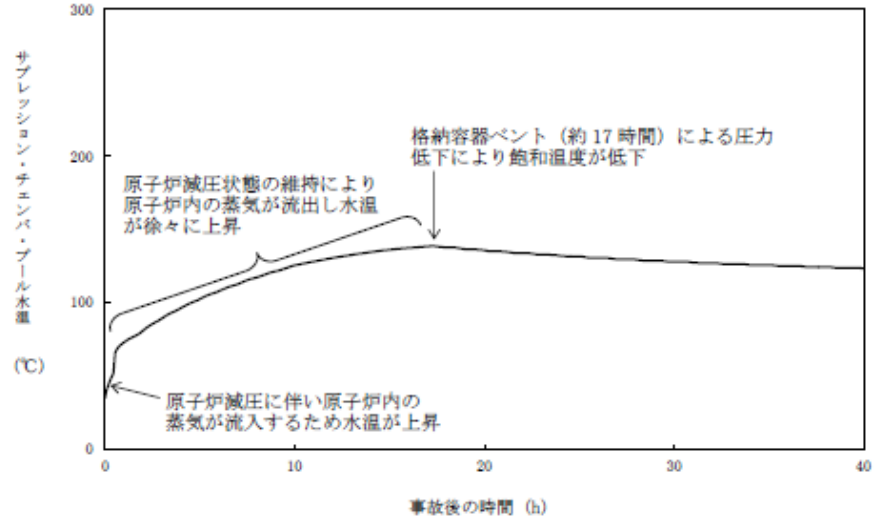
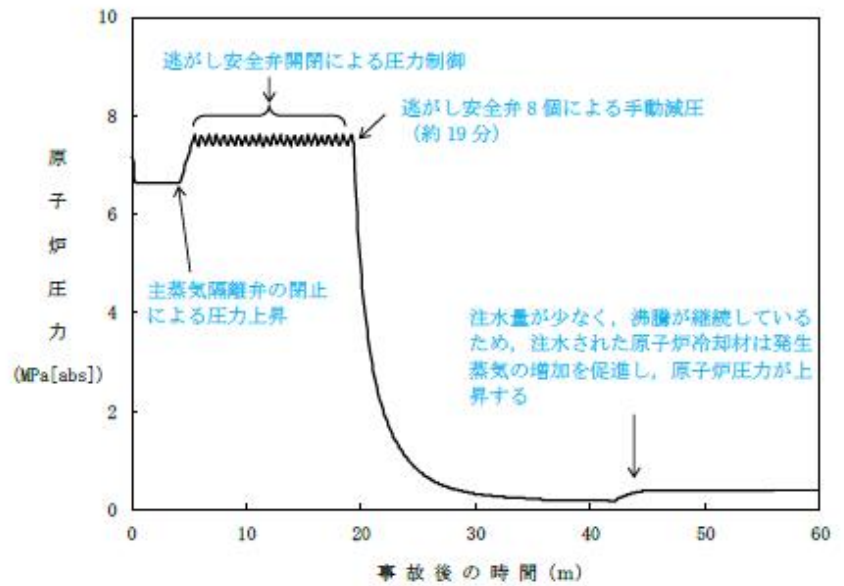
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.1.19 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 2.1.19 図 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.1.20 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 2.1.20 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.1.21 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	 <p>第 2.1.21 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>  <p>第 2.1.22 図 操作開始時間 5 分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移</p>	<p>⑤</p> <p>③ (注水遅れを考慮した感度解析の追記)</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<div style="text-align: center;"> </div> <p>第 2.1.23 図 操作開始時間 5 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p>第 2.1.24 図 操作開始時間 5 分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移</p>	<p>③ (注水遅れを考慮した感度解析の追記)</p> <p>③ (注水遅れを考慮した感度解析の追記)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前				変更後				変更理由
表 2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失時における重大事故等対策について				第 2.1.1 表 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策について				② (計器名称の変更) ⑤
判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対称設備		判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対称設備		
		常設設備	可搬設備			常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	-	-	高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】
高圧代替注水による原子炉水位回復	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系統を起動し原子炉水位を回復する。	-	-	高圧代替注水による原子炉水位回復	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系統を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
逃がし安全弁による原子炉急減圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧代替注水系統 (常設) を 2 台運転とし、中央制御室にて逃がし安全弁を全開し、原子炉急減圧を実施する。	-	-	逃がし安全弁による原子炉急減圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧代替注水系統 (常設) を 2 台運転とし、中央制御室にて逃がし安全弁を全開し、原子炉急減圧を実施する。	復水移送ポンプ 逃がし安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水 (常設) による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急減圧により、低圧代替注水系統 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	-	-	低圧代替注水 (常設) による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急減圧により、低圧代替注水系統 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 復水供給水系統流量 (BOR-B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)
代替格納容器スプレッド冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレッド冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。代替格納容器スプレッド中に原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は、代替格納容器スプレッドを停止し原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで回復後、原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレッドを再開する。	-	-	代替格納容器スプレッド冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレッド冷却系 (常設) により原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器スプレッド中に原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は、格納容器スプレッドを停止し原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで回復後、原子炉注水を停止し、格納容器スプレッドを再開する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水供給水系統流量 (BOR-B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	-	-	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 副圧強化ベント系	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放熱レベル (D/W) 格納容器内蒸気放熱レベル (S/C) フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ差圧

【 】: 重大事故等対称設備 (設計基準仕様)  
 有効性評価上考慮しない操作

表 2.1.2 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	原子炉側: SAFER, CHASTE 原子炉格納容器側: MAAP	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	9×9 燃料 (A 型)	熱平衡計算による値
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35°C	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

第 2.1.2 表 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	原子炉側: SAFER, CHASTE 原子炉格納容器側: MAAP	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 10°C	熱平衡計算による値
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
最大線出力密度	44.0kW/m	設計限界値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35°C	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由																																																		
表 2.1.2 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (2/4)			第 2.1.2 表 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (2/4)			⑤																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">事故条件</td> <td>起回事象</td> <td>給水流量の全喪失</td> <td>原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>高圧注水機能及び低圧注水機能喪失</td> <td>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">事故条件</td> <td>起回事象</td> <td>給水流量の全喪失</td> <td>原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>高圧注水機能及び低圧注水機能喪失</td> <td>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる	⑤																								
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																						
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定																																																					
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定																																																					
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる																																																					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																						
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定																																																					
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定																																																					
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる																																																					
表 2.1.2 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (3/4)			第 2.1.2 表 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (3/4)			⑤																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">重大事故等対策に関連する機器条件</td> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)</td> <td>安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ</td> <td>原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380 t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 &lt;原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係&gt; </td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 &lt;原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係&gt; </td> <td>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>最大 300m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御</td> <td>設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ2台による注水特性</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系</td> <td>140m³/h にて原子炉格納容器内へスプレィ</td> <td>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し, 設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等</td> <td>格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱</td> <td>格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380 t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	低圧代替注水系 (常設)	最大 300m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ2台による注水特性	代替格納容器スプレィ冷却系	140m³/h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し, 設定	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">重大事故等対策に関連する機器条件</td> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)</td> <td>安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ</td> <td>原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380 t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 &lt;原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係&gt; </td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 &lt;原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係&gt; </td> <td>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>最大 300m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御</td> <td>設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ2台による注水特性</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)</td> <td>140m³/h にて原子炉格納容器内へスプレィ</td> <td>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し, 設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等</td> <td>格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱</td> <td>格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380 t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	低圧代替注水系 (常設)	最大 300m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ2台による注水特性	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)	140m³/h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し, 設定	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																						
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定																																																					
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定																																																					
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380 t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定																																																					
	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定																																																					
	低圧代替注水系 (常設)	最大 300m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ2台による注水特性																																																					
	代替格納容器スプレィ冷却系	140m³/h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し, 設定																																																					
格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定																																																						
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																						
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定																																																					
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定																																																					
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380 t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定																																																					
	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定																																																					
	低圧代替注水系 (常設)	最大 300m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ2台による注水特性																																																					
	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)	140m³/h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し, 設定																																																					
格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定																																																						



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 2.1.2 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (4/4)			第 2.1.2 表 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (4/4)			⑤
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成	事象発生から 10 分後	高圧・低圧注水系機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 10 分後に開始し, 操作時間は約 4 分間として設定	低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成	事象発生から 10 分後	高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 10 分後に開始し, 操作時間は約 4 分間として設定
	原子炉急速減圧操作	事象発生から約 14 分後	中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から約 14 分後	中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage] 到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage] 到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.2 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>2.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ②「過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ③「通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ④「通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ⑤「サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」及び⑥「サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (LOCA を除く) の発生後, 高圧注水機能が喪失し, かつ, 原子炉減圧機能が喪失することを想定する。このため, 原子炉注水ができず, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 原子炉が高圧のまま減圧できずに炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 高圧注水機能又は原子炉減圧機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, 高圧注水・減圧機能喪失が生じた際の状況を想定すると, 事象発生後, 重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも, 高圧注水に期待せず, 設計基準事故対処設備による減圧にも失敗した後に, 重大事故等対処設備によって減圧し, 低圧注水に移行して炉心損傷を防止する場合の方が, 原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位がより早く低下することから, 事故対応として厳しいと考えられる。このことから, 本事故シーケンスグループに対しては, 高圧の注水機能に期待しない対策及び減</p>	<p>2.2 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>2.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ②「過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ③「通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ④「通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ⑤「サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」及び⑥「サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (LOCA を除く) の発生後, 高圧注水機能が喪失し, かつ, 原子炉減圧機能 (自動減圧機能) が喪失することを想定する。このため, 原子炉注水ができず, 逃がし安全弁による圧力制御 (逃がし弁機能) に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 原子炉が減圧できず高圧のまま炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 高圧注水機能又は原子炉減圧機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, 高圧注水・減圧機能喪失が生じた際の状況を想定すると, 事象発生後, 重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも, 高圧注水に期待せず, 設計基準事故対処設備による原子炉減圧にも失敗した後に, 重大事故等対処設備によって原子炉を減圧し, 低圧注水に移行して炉心損傷を防止する場合の方が, 原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位がより早く低下することから, 事故対応として厳しいと考えられる。このことから, 本事故シーケンスグループにおいては, 高圧注水機能に期待せず,</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>圧機能の有効性を評価することとする。なお、高圧注水及び減圧機能喪失が生じ、重大事故等対処設備の注水手段としては高圧注水のみ期待可能な事故シーケンスとして、全交流動力電源喪失時の直流電源喪失がある。これについては、2.3.3において主に高圧代替注水系の有効性を確認している。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧を行い、減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧手段、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図2.2.1から図2.2.2に、手順の概要を図2.2.3に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表2.2.1に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計16名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名で</p>	<p><b>原子炉減圧機能に対する対策</b>の有効性を評価することとする。なお、高圧注水及び<b>原子炉減圧機能喪失</b>が生じ、重大事故等対処設備の注水手段としては高圧注水のみ期待<b>する</b>事故シーケンスとして、全交流動力電源喪失時の直流電源喪失<b>があり</b>、「2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源+DG喪失）+直流電源喪失」において主に高圧代替注水系の有効性を確認している。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧を行い、<b>原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）</b>により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（<b>原子炉停止時冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</b>）による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧手段<b>及び</b>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備し、<b>安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持することで、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心冷却を継続する。</b>また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（<b>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</b>）による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を<b>第2.2.1図から第2.2.2図</b>に、手順の概要を<b>第2.2.3図</b>に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を<b>第2.2.1表</b>に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの<b>重要事故シーケンス</b>において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計16名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ある。必要な要員と作業項目について図 2.2.4 に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、16 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認                      運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧注水機能喪失確認                      原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低（レベル1.5）で高圧炉心注水系の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。                      高圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。                      原子炉水位はさらに低下し、原子炉水位低（レベル 1）で残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動する。</p> <p>c. 代替自動減圧ロジック動作確認                      原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、逃がし安全弁4個が自動で開放し、原子炉が急速減圧される。                      原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力等である。</p> <p>d. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水                      代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。                      残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び残留熱除去系系統流量等である。</p>	<p>必要な要員と作業項目について第 2.2.4 図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、16 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認                      運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧注水機能喪失確認                      原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低（レベル1.5）で高圧炉心注水系の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。                      高圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。                      原子炉水位は更に低下し、原子炉水位低（レベル1）で残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動する。</p> <p>c. 代替自動減圧ロジック動作確認                      原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、逃がし安全弁4個が自動で開放し、原子炉が急速減圧される。                      原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> <p>d. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水                      代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。                      残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び残留熱除去系系統流量等である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。</p> <p>e. 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位維持を確認後, 異なる残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の運転を確認するために必要な計装設備は, サプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>f. 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の運転により, プール水温が静定することを確認後, サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切替える。これにより原子炉は冷温停止状態に移行する。 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の運転を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系熱交換器入口温度等である。</p> <p>2.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 過渡事象 (原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定) を起因事象とし, 逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象 (給水流量の全喪失) + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗」である。 本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸</p>	<p>原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。</p> <p>e. 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位維持を確認後, 異なる残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の運転を確認するために必要な計装設備は, サプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>f. 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の運転により, サプレッション・チェンバ・プール水温が静定することを確認後, サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。これにより原子炉は冷温停止状態に移行する。 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の運転を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系熱交換器入口温度等である。 以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 過渡事象 (原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定) を起因事象とし, 逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象 (給水流量の全喪失) + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗」である。 本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果, 原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む) 並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER, シビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 2.2.2 に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として, 給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系, 原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できるものとする。</p> <p>外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号</p> <p>原子炉スクラムは, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号によるものとす</p>	<p>騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果, 原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む) 並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER, シビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 2.2.2 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として, 給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系, 原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できるものとする。</p> <p>外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号</p> <p>原子炉スクラムは, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号によるものとす</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>る。</p> <p>(b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能                      原子炉水位の低下に伴い, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号により再循環ポンプ 4 台を自動停止し, 原子炉水位低 (レベル 2) 信号により残りの再循環ポンプ 6 台を自動停止するものとする。</p> <p>(c) 原子炉減圧機能                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 逃がし安全弁による原子炉手動減圧に失敗することを想定する。代替自動減圧ロジックを用いた自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧は, 原子炉水位低 (レベル 1) 到達から 10 分後に開始し, 自動減圧機能付き逃がし安全弁 4 個により原子炉減圧する。容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(d) 残留熱除去系 (低圧注水モード)                      原子炉水位低 (レベル 1) 到達後, 残留熱除去系 (低圧注水モード) が自動起動し, 逃がし安全弁による原子炉減圧後に, 954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) にて原子炉注水する。</p> <p>(e) 残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード)                      伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サプレッション・チェンバのプール水温又は原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において) とする。                      以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作は, 原子炉水位高 (レベル 8) を確認後, 開始する。</p> <p>(b) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転操作は, 原子炉圧力が 0.93MPa[gage]まで低下したことを確認後, 事象発生 12 時間後に開始する。</p>	<p>る。</p> <p>(b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能                      原子炉水位の低下に伴い, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号により再循環ポンプ 4 台を自動停止し, 原子炉水位低 (レベル 2) 信号により残りの再循環ポンプ 6 台を自動停止するものとする。</p> <p>(c) 原子炉減圧機能                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 逃がし安全弁による原子炉手動減圧に失敗することを想定する。代替自動減圧ロジックを用いた自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧は, 原子炉水位低 (レベル 1) 到達から 10 分後に開始し, 自動減圧機能付き逃がし安全弁 4 個により原子炉減圧する。容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(d) 残留熱除去系 (低圧注水モード)                      原子炉水位低 (レベル 1) 到達後, 残留熱除去系 (低圧注水モード) が自動起動し, 逃がし安全弁による原子炉減圧後に, 954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) にて原子炉注水する。</p> <p>(e) 残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード)                      伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サプレッション・チェンバ・プール水温又は原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作は, 原子炉水位高 (レベル 8) を確認後, 開始する。</p> <p>(b) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転操作は, 原子炉圧力が 0.93MPa[gage]まで低下したことを確認後, 事象発生 12 時間後に開始する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: right;">(添付資料2.2.1)</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図2.2.5から図2.2.10に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図2.2.11から図2.2.16に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図2.2.17から図2.2.20に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>給水流量の全喪失後, 原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低 (レベル3) 信号が発生して原子炉がスクラムするが, 原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系の起動に失敗し, 原子炉水位低 (レベル1.5) で高圧炉心注水系の起動に失敗し, 原子炉水位低 (レベル1) で残留熱除去系 (低圧注水モード) が起動する。原子炉水位低 (レベル1) 到達の10分後に代替自動減圧ロジックにより, 逃がし安全弁4個が開き, 原子炉が急速減圧される。減圧後に, 残留熱除去系 (低圧注水モード) に</p>	<p style="text-align: right;">(添付資料2.2.1)</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※<sup>1</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.2.5図から第2.2.10図に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.2.11図から第2.2.16図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第2.2.17図から第2.2.20図に示す。</p> <p>※1 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で, シュラウド内の水位を示す。シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示す。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>給水流量の全喪失後, 原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低 (レベル3) 信号が発生して原子炉がスクラムするが, 原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系の起動に失敗し, 原子炉水位低 (レベル1.5) で高圧炉心注水系の起動に失敗し, 原子炉水位低 (レベル1) で残留熱除去系 (低圧注水モード) が起動する。原子炉水位低 (レベル1) 到達の10分後に代替自動減圧ロジックにより, 逃がし安全弁4個が開き, 原子炉が急速減圧される。原子炉減圧後に, 残留熱除去系 (低圧注水モー</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>よる原子炉注水が開始される。</p> <p>再循環ポンプについては、原子炉水位低（レベル3）で4台トリップし、原子炉水位低（レベル2）で残り6台がトリップする。主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル1.5）で全閉する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水により、燃料の露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、燃料被覆管温度は低下することから、ボイド率は低下し、熱伝達係数は上昇する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、上記に伴い変化する。また、炉心が再冠水した以降は、残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>※炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内側の水位を示した。シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外側の水位であることから、シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を、7号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。</p> <p>b. 評価項目等</p>	<p>ド) による原子炉注水が開始される。</p> <p>再循環ポンプについては、原子炉水位低（レベル3）で4台トリップし、原子炉水位低（レベル2）で残り6台がトリップする。主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル1.5）で全閉する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始されると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水により、燃料の露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、ボイド率が低下し、熱伝達係数が上昇することから、燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。また、炉心が再冠水した以降は、残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 評価項目等</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>燃料被覆管の最高温度は、図 2.2.11 に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約761℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、図 2.2.5 に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.07MPa[gage]及び約101℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>図 2.2.6 に示すとおり、残留熱除去系（低圧注水モード）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、12時間後に残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。 (添付資料 2.2.2)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>高圧注水・減圧機能喪失では、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作とする。</p>	<p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.2.11 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約761℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.2.5 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.07MPa[gage]及び約101℃に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第 2.2.6 図に示すとおり、残留熱除去系（低圧注水モード）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、12時間後に残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。 (添付資料 2.2.2)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>高圧注水・減圧機能喪失では、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作とする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて 10℃～50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉注水は代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（冠水後の流量調整操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さく、格</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉注水は代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（冠水後の流量調整操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さく、また、格</p>	<p>⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料 2.2.3)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料 2.2.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 2.2.2 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、</p>	<p>納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料 2.2.3)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料 2.2.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 2.2.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、原子炉注水は代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなるが、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）への移行は冠水後の操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）は、本解析条件の不</p>	<p>は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約<b>42kW/m</b>以下であり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件とした場合<b>は</b>、燃料被覆管温度の上昇<b>は</b>緩和されるが、原子炉注水は代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はない<b>ことから</b>、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件<b>とした場合は</b>、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下<b>は</b>緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力<b>及び温度</b>の上昇が遅くなるが、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）への移行は冠水後の操作である<b>ことから</b>、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力<b>及び</b>格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を<b>与え得る</b>が、事象進展に与える影響は<b>小さいことから</b>、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が<b>供給</b>されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）は、<b>解析</b>条件の不確</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料2.2.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなることから, 原子炉水位の低下が緩和され, また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力上昇が遅くなり, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 事故条件の外部電源の有無については, 炉心冷却上厳しくする観点から, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は, 外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため, 原子炉水位の低下が遅くなり, 炉心露出時間も短くなるため, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお, 外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保される。</p>	<p>かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料2.2.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 事故条件の外部電源の有無については, 炉心冷却上厳しくする観点から, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は, 外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため, 原子炉水位の低下が遅くなり, 炉心露出時間も短くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお, 外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給される。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料2.2.3)</p> <p>b. 操作条件                      操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位高（レベル8）到達時（事象発生から約50分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、複数の残留熱除去系を用いて低圧注水モードによる原子炉水位維持操作とサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転操作を同じ運転員が操作することから、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの操作開始時間は変動しうるが、その時間は短く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であることから、他の操作に与える影響はない。                      (添付資料2.2.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評</p>	<p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）は、<b>解析条件の不確かさ</b>として、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、<b>原子炉水位の回復が早くなることから</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料2.2.3)</p> <p>b. 操作条件                      操作条件の不確かさとして、<b>操作の不確かさ</b>を「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位高（レベル8）<b>到達後</b>（事象発生から約<b>60</b>分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、複数の残留熱除去系を用いて低圧注水モードによる原子炉水位維持操作とサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転操作を同じ運転員が<b>行うことから</b>、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの操作開始時間は変動<b>し得る</b>が、その時間は短く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい<b>ことから</b>、<b>運転員等操作時間に与える影響も小さい</b>。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であることから、他の操作に与える影響はない。                      (添付資料2.2.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料2.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                      操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。                      操作条件の残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転操作については, サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転開始までの時間は事象発生から約50分後であり, 運転操作が遅れる場合においても, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達するまでの時間は, 事象進展が同様となる「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」に示すとおり約17時間であり, 約16時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。また, 格納容器限界圧力0.62MPa [gage]に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生から約38時間であり, 約37時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。 (添付資料2.2.3)</p> <p>(4) まとめ                      解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.2.4 必要な要員及び資源の評価                      (1) 必要な要員の評価                      事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は, 「2.2.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり16名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可</p>	<p style="text-align: center;">価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料2.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                      操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。                      操作条件の残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転操作については, サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転開始までの時間は事象発生から約60分後であり, 操作開始が遅れる場合においても, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達するまでの時間は, 事象進展が同様となる「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」に示すとおり約17時間であり, 約16時間以上の時間余裕がある。また, 原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage]に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間後であり, 約37時間以上の時間余裕がある。 (添付資料2.2.3)</p> <p>(4) まとめ                      解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.2.4 必要な要員及び資源の評価                      (1) 必要な要員の評価                      事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に<b>おける</b>必要な要員は, 「2.2.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり16名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員, 緊急時対策要員等の72名で対</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、サブレーション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。 なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料 本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉 合計 約1,581kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉 合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料 2.2.4)</p> <p>c. 電源 本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>	<p>処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、サブレーション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の注水継続実施が可能である。 なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料 本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,519kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料 2.2.4)</p> <p>c. 電源 本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>	<p>⑤</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>④（燃費修正）</p> <p>⑤</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

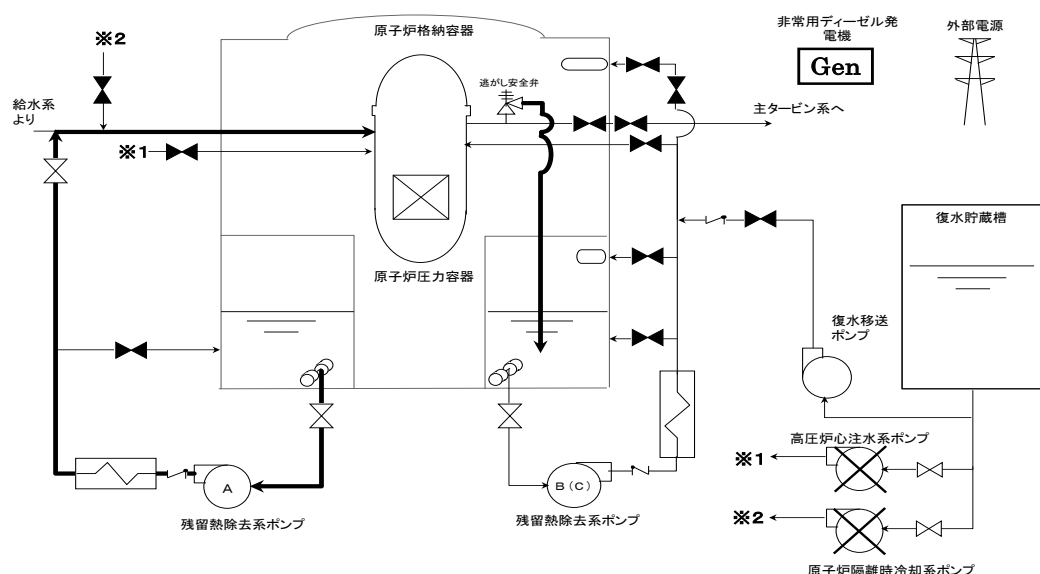
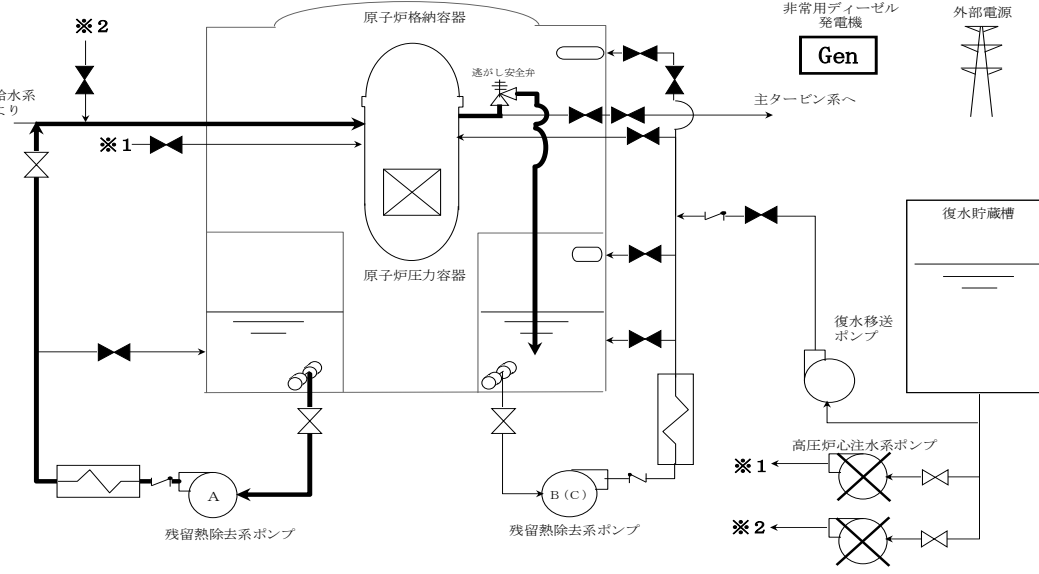
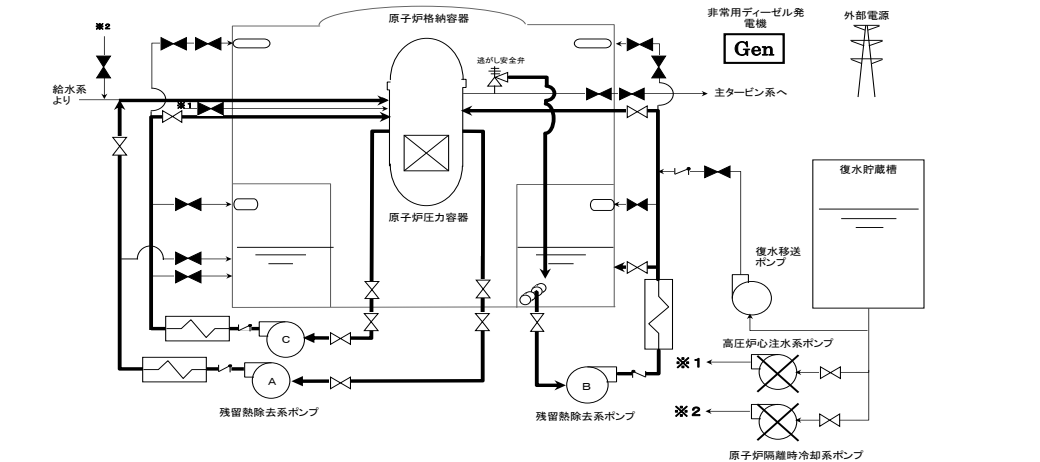
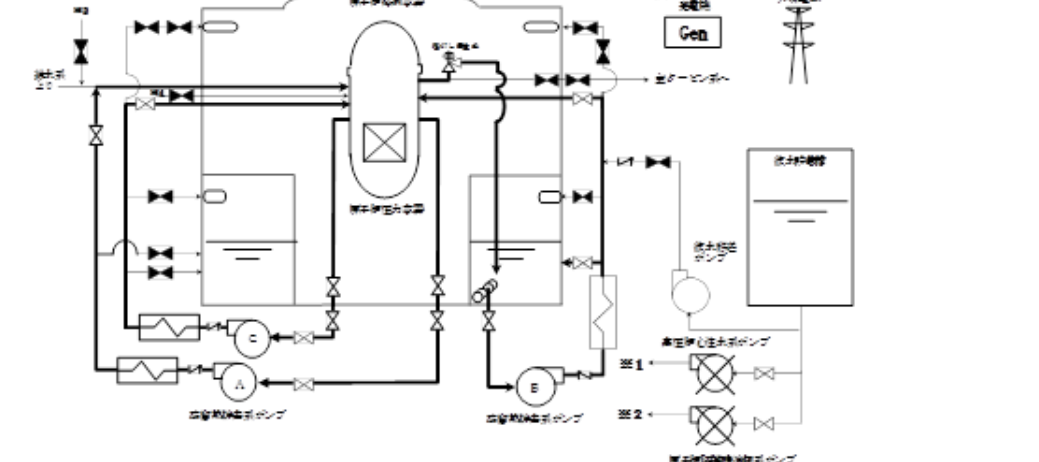
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧手段、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水、残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水等の炉心損傷防止</p>	<p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧手段、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格</p>	<p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対して有効である。</p> 	<p>納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対して有効である。</p> 	<p>⑤</p>
<p>図 2.2.1 高圧注水・減圧機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p> 	<p>第 2.2.1 図 「高圧注水・減圧機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p> 	<p>⑤</p>
<p>図 2.2.2 高圧注水・減圧機能喪失時の重大事故等対策の概略系統 (2/2) (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)</p>	<p>第 2.2.2 図 「高圧注水・減圧機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】          制御機能喪失が継続し原子炉压力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する</p> <p>【有効性評価の対象とはしていないが、緊急時対応要員(現場)のみの作業】</p> <p>【有効性評価の対象とはしていないが、緊急時対応要員(現場)の共同作業】</p> <p>⑤ ⑥</p>	<p>【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】          制御機能喪失が継続し原子炉压力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する</p> <p>【有効性評価の対象とはしていないが、緊急時対応要員(現場)のみの作業】</p> <p>【有効性評価の対象とはしていないが、緊急時対応要員(現場)の共同作業】</p> <p>⑤ ⑥</p>	<p>⑤ ⑥</p>

図 2.2.3 高压注水・減圧機能喪失時の対応手順の概要

第 2.2.3 図 「高压注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前										変更後										変更理由																																																																																		
高圧注水・減圧機能喪失										高圧注水・減圧機能喪失										⑤ ⑥																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">作業項目</th> <th colspan="4">実施箇所・必要人員数</th> <th rowspan="2">作業の内容</th> <th colspan="2">経過時間(分)</th> <th colspan="2">経過時間(時間)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>責任者</th> <th>当班員</th> <th>2人</th> <th>中央監視</th> <th>10</th> <th>20</th> <th>10</th> <th>12</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急時対応要員</td> <td>6名</td> <td>3名</td> <td>1人</td> <td>1人</td> <td>緊急時対応要員</td> <td>10</td> <td>20</td> <td>10</td> <td>12</td> <td>緊急時対応要員が中心となる作業となる</td> </tr> <tr> <td>運転員(中央制御室)</td> <td>6名</td> <td>3名</td> <td>1人</td> <td>1人</td> <td>運転員</td> <td>10</td> <td>20</td> <td>10</td> <td>12</td> <td>運転員が中心となる作業となる</td> </tr> </tbody> </table>										作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)			備考	責任者	当班員	2人	中央監視	10	20	10	12	緊急時対応要員	6名	3名	1人	1人	緊急時対応要員	10	20	10	12	緊急時対応要員が中心となる作業となる	運転員(中央制御室)	6名	3名	1人	1人	運転員	10	20	10	12	運転員が中心となる作業となる	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">作業項目</th> <th colspan="4">実施箇所・必要人員数</th> <th rowspan="2">作業の内容</th> <th colspan="2">経過時間(分)</th> <th colspan="2">経過時間(時間)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>責任者</th> <th>当班員</th> <th>2人</th> <th>中央監視</th> <th>10</th> <th>20</th> <th>10</th> <th>12</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急時対応要員</td> <td>6名</td> <td>3名</td> <td>1人</td> <td>1人</td> <td>緊急時対応要員</td> <td>10</td> <td>20</td> <td>10</td> <td>12</td> <td>緊急時対応要員が中心となる作業となる</td> </tr> <tr> <td>運転員(中央制御室)</td> <td>6名</td> <td>3名</td> <td>1人</td> <td>1人</td> <td>運転員</td> <td>10</td> <td>20</td> <td>10</td> <td>12</td> <td>運転員が中心となる作業となる</td> </tr> </tbody> </table>										作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)		備考	責任者	当班員	2人	中央監視	10	20	10	12	緊急時対応要員	6名	3名	1人	1人	緊急時対応要員	10	20	10	12	緊急時対応要員が中心となる作業となる	運転員(中央制御室)	6名	3名	1人	1人	運転員	10	20	10	12	運転員が中心となる作業となる
作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)			備考																																																																																											
	責任者	当班員	2人	中央監視		10	20	10	12																																																																																													
緊急時対応要員	6名	3名	1人	1人	緊急時対応要員	10	20	10	12	緊急時対応要員が中心となる作業となる																																																																																												
運転員(中央制御室)	6名	3名	1人	1人	運転員	10	20	10	12	運転員が中心となる作業となる																																																																																												
作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)		備考																																																																																												
	責任者	当班員	2人	中央監視		10	20	10	12																																																																																													
緊急時対応要員	6名	3名	1人	1人	緊急時対応要員	10	20	10	12	緊急時対応要員が中心となる作業となる																																																																																												
運転員(中央制御室)	6名	3名	1人	1人	運転員	10	20	10	12	運転員が中心となる作業となる																																																																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">作業項目</th> <th colspan="4">実施箇所・必要人員数</th> <th rowspan="2">作業の内容</th> <th colspan="2">経過時間(分)</th> <th colspan="2">経過時間(時間)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>責任者</th> <th>当班員</th> <th>2人</th> <th>中央監視</th> <th>10</th> <th>20</th> <th>10</th> <th>12</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急時対応要員</td> <td>6名</td> <td>3名</td> <td>1人</td> <td>1人</td> <td>緊急時対応要員</td> <td>10</td> <td>20</td> <td>10</td> <td>12</td> <td>緊急時対応要員が中心となる作業となる</td> </tr> <tr> <td>運転員(中央制御室)</td> <td>6名</td> <td>3名</td> <td>1人</td> <td>1人</td> <td>運転員</td> <td>10</td> <td>20</td> <td>10</td> <td>12</td> <td>運転員が中心となる作業となる</td> </tr> </tbody> </table>										作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)		備考	責任者	当班員	2人	中央監視	10	20	10	12	緊急時対応要員	6名	3名	1人	1人	緊急時対応要員	10	20	10	12	緊急時対応要員が中心となる作業となる	運転員(中央制御室)	6名	3名	1人	1人	運転員	10	20	10	12	運転員が中心となる作業となる	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">作業項目</th> <th colspan="4">実施箇所・必要人員数</th> <th rowspan="2">作業の内容</th> <th colspan="2">経過時間(分)</th> <th colspan="2">経過時間(時間)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>責任者</th> <th>当班員</th> <th>2人</th> <th>中央監視</th> <th>10</th> <th>20</th> <th>10</th> <th>12</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急時対応要員</td> <td>6名</td> <td>3名</td> <td>1人</td> <td>1人</td> <td>緊急時対応要員</td> <td>10</td> <td>20</td> <td>10</td> <td>12</td> <td>緊急時対応要員が中心となる作業となる</td> </tr> <tr> <td>運転員(中央制御室)</td> <td>6名</td> <td>3名</td> <td>1人</td> <td>1人</td> <td>運転員</td> <td>10</td> <td>20</td> <td>10</td> <td>12</td> <td>運転員が中心となる作業となる</td> </tr> </tbody> </table>										作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)		備考	責任者	当班員	2人	中央監視	10	20	10	12	緊急時対応要員	6名	3名	1人	1人	緊急時対応要員	10	20	10	12	緊急時対応要員が中心となる作業となる	運転員(中央制御室)	6名	3名	1人	1人	運転員	10	20	10	12	運転員が中心となる作業となる	
作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)			備考																																																																																											
	責任者	当班員	2人	中央監視		10	20	10	12																																																																																													
緊急時対応要員	6名	3名	1人	1人	緊急時対応要員	10	20	10	12	緊急時対応要員が中心となる作業となる																																																																																												
運転員(中央制御室)	6名	3名	1人	1人	運転員	10	20	10	12	運転員が中心となる作業となる																																																																																												
作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)		備考																																																																																												
	責任者	当班員	2人	中央監視		10	20	10	12																																																																																													
緊急時対応要員	6名	3名	1人	1人	緊急時対応要員	10	20	10	12	緊急時対応要員が中心となる作業となる																																																																																												
運転員(中央制御室)	6名	3名	1人	1人	運転員	10	20	10	12	運転員が中心となる作業となる																																																																																												

図 2.2.4 高圧注水・減圧機能喪失時の作業と所要時間

第 2.2.4 図 「高圧注水・減圧機能喪失」の作業と所要時間



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>逃がし安全弁開閉による圧力制御 (最大値: 約 7.52MPa[gage], 約 15分)</p> <p>代替自動減圧ロジックを用いた 逃がし安全弁 4 個による 自動減圧 (約 19分)</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止 による圧力上昇</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水モード) により大量の冷却材が注水され、 沸騰が停止し原子炉圧力は低下</p> <p>原子炉圧力 (MPa[abs])</p> <p>事故後の時間 (m)</p>	<p>逃がし安全弁開閉による圧力制御 (最大値: 約 7.52MPa[gage], 約 15分)</p> <p>代替自動減圧ロジックを用いた 逃がし安全弁 4 個による 自動減圧 (約 19分)</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止 による圧力上昇</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水モード) により大量の原子炉冷却材が注水 され、沸騰が停止し原子炉圧力は 低下</p> <p>原子炉圧力 (MPa[abs])</p> <p>事故後の時間 (m)</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.2.5 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 2.2.5 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>自動減圧に伴う減圧沸騰 による水位上昇</p> <p>炉心上部プレナム</p> <p>原子炉減圧による蒸気流出 により水位低下</p> <p>高出力燃料集合体</p> <p>炉心下部プレナム</p> <p>注水開始後、 徐々に水位が回復</p> <p>原子炉水位 (シュラウド内水位) (m)</p> <p>事故後の時間 (m)</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>有効燃料棒底部</p>	<p>自動減圧に伴う減圧沸騰 による水位上昇</p> <p>炉心上部プレナム</p> <p>原子炉減圧による蒸気流出 により水位低下</p> <p>高出力燃料集合体</p> <p>炉心下部プレナム</p> <p>注水開始後、 徐々に水位が回復</p> <p>原子炉水位 (シュラウド内水位) (m)</p> <p>事故後の時間 (m)</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>有効燃料棒底部</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.2.6 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	<p>第 2.2.6 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.2.7 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>第 2.2.7 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.2.8 注水流量の推移</p>	<p>第 2.2.8 図 注水流量の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.2.9 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>第 2.2.9 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.2.10 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>第 2.2.10 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

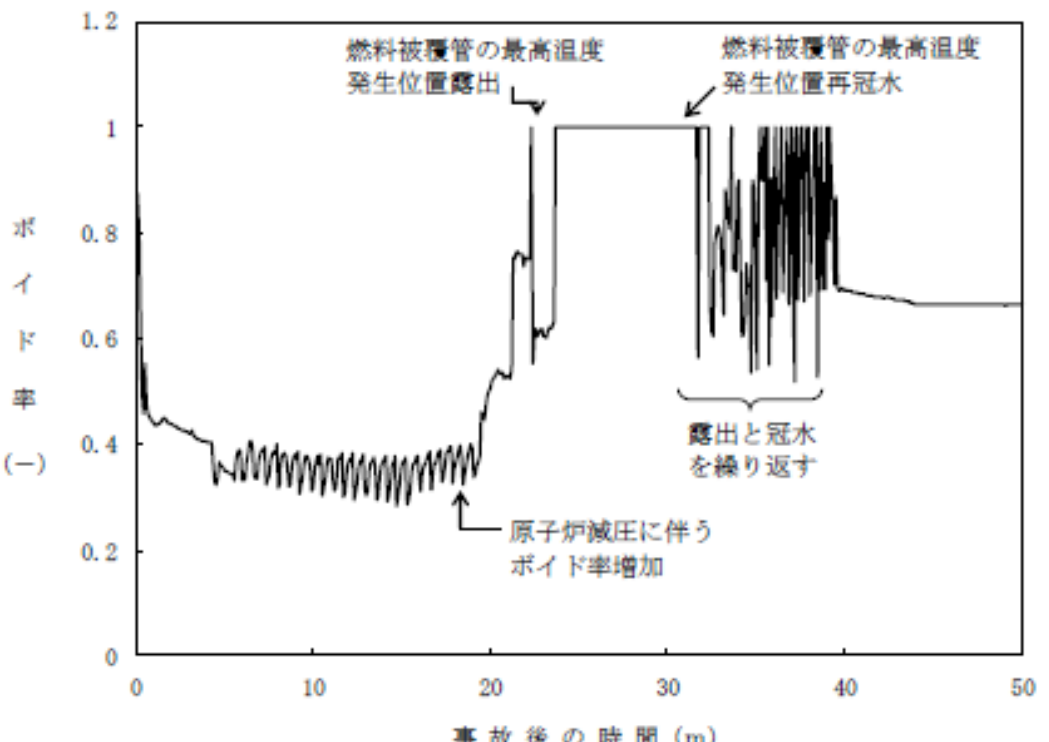
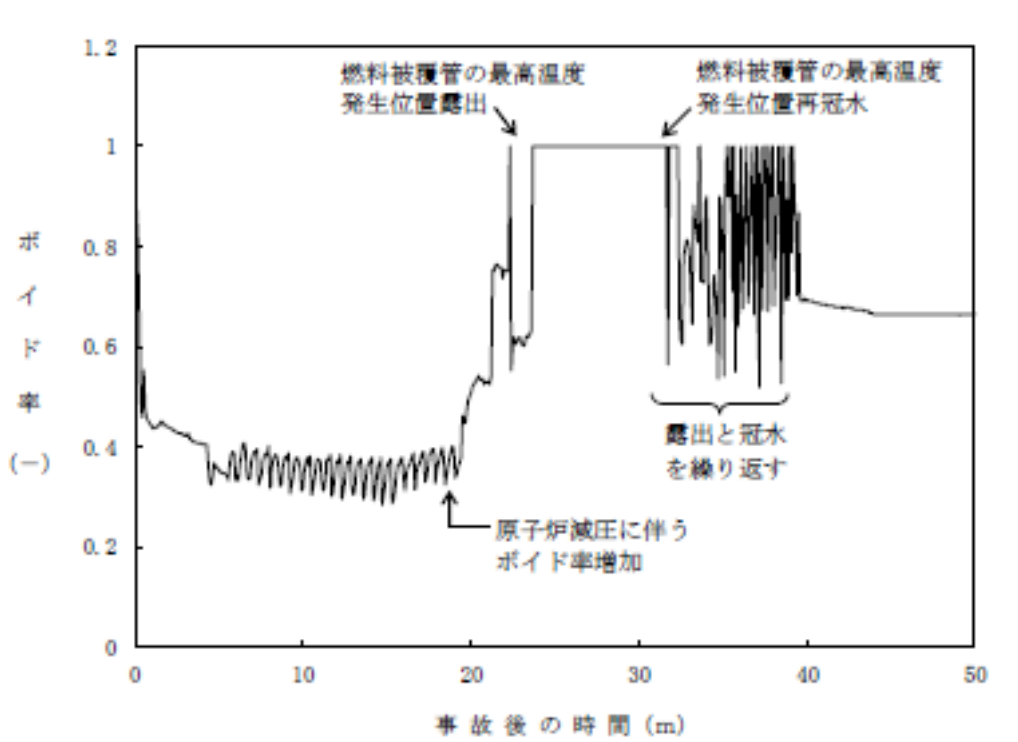
変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.2.11 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2.2.11 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>⑤</p>
		<p>⑤</p>
<p>図 2.2.12 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	<p>第 2.2.12 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	<p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		⑤
図 2.2.13 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移	第 2.2.13 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.2.14 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>第 2.2.14 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>
		<p>⑤</p>
<p>図 2.2.15 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>第 2.2.15 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.2.16 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	<p>第 2.2.16 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 2.2.17 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 2.2.17 図 格納容器圧力の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.2.18 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 2.2.18 図 格納容器気相部温度の推移</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 2.2.19 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 2.2.19 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																					
<p>図 2.2.20 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>第 2.2.20 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>⑤</p>																																																																																					
<p>表 2.2.1 高圧注水・減圧機能喪失時における重大事故等対策について</p>	<p>第 2.2.1 表 「高圧注水・減圧機能喪失」の重大事故等対策について</p>	<p>⑤</p>																																																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム確認</td> <td>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>高圧注水機能喪失確認</td> <td>原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧注水機能喪失を確認する。残留熱除去系（低圧注水モード）は原子炉水位低（レベル1）にて自動起動するが、原子炉圧力が高いため原子炉注水はできない</td> <td>【残留熱除去系（低圧注水モード）】</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水による原子炉注水</td> <td>高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水を起動し原子炉水位を回復する</td> <td>高圧代替注水系統 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>代替自動減圧ロジック動作確認</td> <td>原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、過剰し安全弁4個が開き、原子炉急減圧する</td> <td>過剰し安全弁 代替自動減圧ロジック</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</td> <td>原子炉圧力の急減圧により、残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する</td> <td>【残留熱除去系（低圧注水モード）】</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 【残留熱除去系系統流量】</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転</td> <td>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位維持を確認後、異なる残留熱除去系によりサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転を開始する</td> <td>【残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）】</td> <td>-</td> <td>【残留熱除去系系統流量】 サプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転</td> <td>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転により、プール水温度が安定することを確認後、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切り替える</td> <td>【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 有効性評価上考慮しない操作</p>	判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する	-	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	高圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧注水機能喪失を確認する。残留熱除去系（低圧注水モード）は原子炉水位低（レベル1）にて自動起動するが、原子炉圧力が高いため原子炉注水はできない	【残留熱除去系（低圧注水モード）】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】	高圧代替注水による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水を起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水系統 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)	代替自動減圧ロジック動作確認	原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、過剰し安全弁4個が開き、原子炉急減圧する	過剰し安全弁 代替自動減圧ロジック	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉圧力の急減圧により、残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する	【残留熱除去系（低圧注水モード）】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 【残留熱除去系系統流量】	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位維持を確認後、異なる残留熱除去系によりサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転を開始する	【残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）】	-	【残留熱除去系系統流量】 サプレッション・チェンバ・プール水温度	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転により、プール水温度が安定することを確認後、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切り替える	【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム確認</td> <td>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>高圧注水機能喪失確認</td> <td>原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧注水機能喪失を確認する。残留熱除去系（低圧注水モード）は原子炉水位低（レベル1）にて自動起動するが、原子炉圧力が高いため原子炉注水はできない。</td> <td>【残留熱除去系（低圧注水モード）】</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【原子炉隔離時冷却系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系系統流量】</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水による原子炉注水</td> <td>高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水を起動し原子炉水位を回復する。</td> <td>高圧代替注水系統 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>代替自動減圧ロジック動作確認</td> <td>原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、過剰し安全弁4個が開き、原子炉急減圧する。</td> <td>過剰し安全弁 代替自動減圧ロジック</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</td> <td>原子炉圧力の急減圧により、残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</td> <td>【残留熱除去系（低圧注水モード）】</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転</td> <td>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位維持を確認後、異なる残留熱除去系によりサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転を開始する。</td> <td>【残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）】</td> <td>-</td> <td>【残留熱除去系系統流量】 サプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転</td> <td>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転により、サプレッション・チェンバ・プール水温度が安定することを確認後、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。</td> <td>【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 有効性評価上考慮しない操作</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	高圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧注水機能喪失を確認する。残留熱除去系（低圧注水モード）は原子炉水位低（レベル1）にて自動起動するが、原子炉圧力が高いため原子炉注水はできない。	【残留熱除去系（低圧注水モード）】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【原子炉隔離時冷却系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系系統流量】	高圧代替注水による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系統 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)	代替自動減圧ロジック動作確認	原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、過剰し安全弁4個が開き、原子炉急減圧する。	過剰し安全弁 代替自動減圧ロジック	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉圧力の急減圧により、残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。	【残留熱除去系（低圧注水モード）】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位維持を確認後、異なる残留熱除去系によりサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転を開始する。	【残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）】	-	【残留熱除去系系統流量】 サプレッション・チェンバ・プール水温度	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転により、サプレッション・チェンバ・プール水温度が安定することを確認後、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。	【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】
判断及び操作			操作	有効性評価上期待する事故対処設備																																																																																			
	常設設備	可搬型設備		計装設備																																																																																			
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する	-	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																																			
高圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧注水機能喪失を確認する。残留熱除去系（低圧注水モード）は原子炉水位低（レベル1）にて自動起動するが、原子炉圧力が高いため原子炉注水はできない	【残留熱除去系（低圧注水モード）】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】																																																																																			
高圧代替注水による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水を起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水系統 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																			
代替自動減圧ロジック動作確認	原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、過剰し安全弁4個が開き、原子炉急減圧する	過剰し安全弁 代替自動減圧ロジック	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																																			
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉圧力の急減圧により、残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する	【残留熱除去系（低圧注水モード）】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 【残留熱除去系系統流量】																																																																																			
残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位維持を確認後、異なる残留熱除去系によりサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転を開始する	【残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）】	-	【残留熱除去系系統流量】 サプレッション・チェンバ・プール水温度																																																																																			
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転により、プール水温度が安定することを確認後、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切り替える	【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】																																																																																			
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備																																																																																					
		常設設備	可搬型設備	計装設備																																																																																			
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																																			
高圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧注水機能喪失を確認する。残留熱除去系（低圧注水モード）は原子炉水位低（レベル1）にて自動起動するが、原子炉圧力が高いため原子炉注水はできない。	【残留熱除去系（低圧注水モード）】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【原子炉隔離時冷却系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系系統流量】																																																																																			
高圧代替注水による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系統 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																			
代替自動減圧ロジック動作確認	原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、過剰し安全弁4個が開き、原子炉急減圧する。	過剰し安全弁 代替自動減圧ロジック	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																																			
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉圧力の急減圧により、残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。	【残留熱除去系（低圧注水モード）】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																																			
残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位維持を確認後、異なる残留熱除去系によりサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転を開始する。	【残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）】	-	【残留熱除去系系統流量】 サプレッション・チェンバ・プール水温度																																																																																			
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転により、サプレッション・チェンバ・プール水温度が安定することを確認後、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。	【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】																																																																																			

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

表 2.2.2 主要解析条件 (高压注水・減圧機能喪失) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータ スカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエールサブプレッ ション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定

表 2.2.2 主要解析条件 (高压注水・減圧機能喪失) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高压注水機能及び減圧機能喪失	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を, 減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる

第 2.2.2 表 主要解析条件 (高压注水・減圧機能喪失) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータ スカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
最大線出力密度	44.0kW/m	設計限界値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエールサブ プレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定

第 2.2.2 表 主要解析条件 (高压注水・減圧機能喪失) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高压注水機能及び原子炉減圧機能喪失	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を, 原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早いため, 炉心冷却上厳しくなる

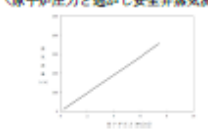
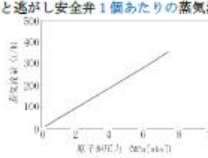
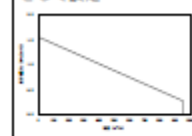
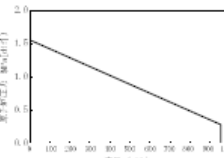
⑤

⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由	
表 2.2.2 主要解析条件 (高压注水・減圧機能喪失) (3/4)			第 2.2.2 表 主要解析条件 (高压注水・減圧機能喪失) (3/4)			⑤	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定	
	原子炉減圧機能	逃がし弁機能 7.51 MPa [gage] ×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] ×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] ×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] ×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] ×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] ×4 個, 380 t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	原子炉減圧機能	逃がし弁機能 7.51 MPa [gage] ×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] ×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] ×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] ×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] ×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] ×4 個, 380 t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	
		代替自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁の4個開による原子炉急速減圧 作動時間: 原子炉水位低 (レベル1) 到達から10分後 作動数: 4個 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定		代替自動減圧ロジックにより自動減圧機能付き逃がし安全弁の4個を開することによる原子炉急速減圧 作動時間: 原子炉水位低 (レベル1) 到達から10分後 作動数: 4個 <原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	
表 2.2.2 主要解析条件 (高压注水・減圧機能喪失) (4/4)			第 2.2.2 表 主要解析条件 (高压注水・減圧機能喪失) (4/4)			⑤	
重大事故等対策に関連する機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード)	原子炉水位低 (レベル1) にて自動起動 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa [dif] において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 	重大事故等対策に関連する機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード)	原子炉水位低 (レベル1) にて自動起動 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa [dif] において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 
	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード)	熱交換器1基あたり約8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温又は原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	熱交換器1基あたり約8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温又は原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定
	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	原子炉水位高 (レベル8) 到達時	原子炉水位制御 (レベル3~レベル8) を踏まえ, 原子炉注水による炉心冠水確認後の操作として設定	重大事故等対策に関連する操作条件	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	原子炉水位高 (レベル8) 到達後	原子炉水位制御 (レベル3~レベル8) を踏まえ, 原子炉注水による炉心冠水確認後の操作として設定
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転操作	事象発生から12時間後	運転停止後の原子炉停止時冷却モードの運転開始時間の実績に基づき設定		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転操作	事象発生から12時間後	運転停止後の原子炉停止時冷却モードの運転開始時間の実績に基づき設定



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.3 全交流動力電源喪失</p> <p>2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)</p> <p>2.3.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」では, 全交流動力電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの, その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定する。このため, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失した状態において, 直流電源が枯渇した以降の原子炉圧力容器内への注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 直流電源及び交流電源供給機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 所内蓄電式直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって事象発生 24 時間後まで炉心を冷却し, 常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系 (低圧注水モード), 低圧代替注水系 (常設) による注水の準備が完了したところで逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原子炉減圧後に残留熱除去系 (低圧注水モード) により炉心を冷却することによって, 炉心損傷の防止を図る。また, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系, 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>2.3 全交流動力電源喪失</p> <p>2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)</p> <p>2.3.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) (蓄電池枯渇後 RCIC 停止)」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」では, 全交流動力電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの, その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定する。このため, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失した状態において, 直流電源が枯渇した以降の原子炉圧力容器内への注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 直流電源及び交流電源供給機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 所内蓄電式直流電源設備から電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって事象発生 24 時間後まで炉心を冷却し, 常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系 (低圧注水モード), 低圧代替注水系 (常設) による注水の準備が完了したところで逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原子炉減圧後に残留熱除去系 (低圧注水モード) により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実</p>	<p>⑤</p> <p>② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>し装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 2.3.1.1 から図 2.3.1.4 に、手順の概要を図 2.3.1.5 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 2.3.1.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は10名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員34名である。必要な要員と作業項目について図2.3.1.6に示す。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認</p> <p>外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原</p>	<p>施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持することで、低圧代替注水系（常設）による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 2.3.1.1 図から第 2.3.1.4 図に、手順の概要を第 2.3.1.5 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 2.3.1.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計28名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は8名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員46名である。必要な要員と作業項目について第2.3.1.6図に示す。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認</p> <p>外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原</p>	<p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水                      原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量等である。                      原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備                      中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p> <p>d. 直流電源切替                      原子炉隔離時冷却系で使用している直流電源の枯渇を防止するため、事象発生から8時間経過するまでに所内蓄電式直流電源設備切替（蓄電池Aから蓄電池A-2に切替）を実施する。事象発生から、19時間経過するまでに所内蓄電式直流電源設備切替（蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池に切替）を実施することにより24時間にわたって直流電源の供給を行う。なお、所内蓄電式直流電源設備の切替操作を実施する際には、時間的裕度を確保するため、原子炉水位高（レベル8）近傍まで原子炉水位を上昇させた後、原子炉隔離時冷却系を停止し、切替操作を実施する。</p>	<p>子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水                      原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位、原子炉隔離時冷却系系統流量等である。                      原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備                      中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p> <p>d. 直流電源切替                      原子炉隔離時冷却系で使用している直流電源の枯渇を防止するため、事象発生から8時間経過するまでに所内蓄電式直流電源設備切替（蓄電池Aから蓄電池A-2に切り替え）を実施する。事象発生から、19時間経過するまでに所内蓄電式直流電源設備切替（蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池に切り替え）を実施することにより24時間にわたって直流電源の供給を行う。なお、所内蓄電式直流電源設備の切替操作を実施する際には、時間的裕度を確保するため、原子炉水位高（レベル8）近傍まで原子炉水位を上昇させた後、原子炉隔離時冷却系を停止し、切替操作を実施する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>e. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱 崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が上昇する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器一次隔離弁を二次格納施設外からの人力操作により開する。</p> <p>格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器二次隔離弁を二次格納施設外からの人力操作によって中間開操作することで、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p> <p>サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等の原子炉格納容器ベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備はサプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系ポンプ1台を手動起動する。代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水の準備が完了した後、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p>	<p>e. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱 崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が上昇する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作により開する。</p> <p>格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器二次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作によって中間開操作することで、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p> <p>サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系ポンプ1台を手動起動する。代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水の準備が完了した後、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>g. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び残留熱除去系系統流量である。</p>	<p>g. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び残留熱除去系系統流量である。</p>	⑤
<p>h. 残留熱除去系（格納容器スプレイモード）による原子炉格納容器除熱</p> <p>原子炉水位を原子炉水位高（レベル 8）まで上昇させた後, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系を低圧注水モードから格納容器スプレイモード（ドライウェル側のみ）に切替えるとともに, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱が行われている場合は, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を停止する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイモード）による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系系統流量等である。</p>	<p>h. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱</p> <p>原子炉水位を原子炉水位高（レベル 8）まで上昇させた後, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系を低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モード（ドライウェル側のみ）に切り替えるとともに, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱が行われている場合は, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を停止する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系系統流量等である。</p>	⑤ ⑤
<p>i. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイモード（ドライウェル側のみ）への切替え後は, 低圧代替注水系（常設）を用いて原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び復水補給水系流量（原子炉圧力容器）等である。</p> <p>以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系により継続的に行う。</p>	<p>i. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モード（ドライウェル側のみ）への切替え後は, 低圧代替注水系（常設）を用いて原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）等である。</p> <p>以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系により継続的に行う。</p>	⑤ ②（計器名称の変更） ⑤



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.3.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、外部電源喪失を起因事象とし、全ての非常用ディーゼル発電機を喪失することで原子炉隔離時冷却系を除く注水機能を喪失する「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表2.3.1.2に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p>	<p>2.3.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、外部電源喪失を起因事象とし、全ての非常用ディーゼル発電機を喪失することで原子炉隔離時冷却系を除く注水機能を喪失する「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）（蓄電池枯渇後 RCIC 停止）」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.3.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。起回事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d) 残留熱除去系（低圧注水モード） 残留熱除去系（低圧注水モード）は事象発生から24時間後に手動起動し、954m<sup>3</sup>/h（0.27MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(e) 残留熱除去系（格納容器スプレイモード） 逃がし安全弁による原子炉減圧後、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に手動起動し、954m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サプレッション・チェンバのプール水温52℃、海水温</p>	<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 <b>起回事象として</b>、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。起回事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d) 残留熱除去系（低圧注水モード） 残留熱除去系（低圧注水モード）は事象発生から24時間後に手動起動し、954m<sup>3</sup>/h（0.27MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(e) 残留熱除去系（格納容器<b>スプレイ冷却モード</b>） 逃がし安全弁による原子炉減圧後、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に手動起動し、954m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サプレッション・チェンバ・プール水温52℃、海水温</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>度30℃において) とする。</p> <p>(f) 低圧代替注水系 (常設)                      残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイモード (ドライウエル側のみ) への切替え後に, 崩壊熱相当量で原子炉注水し, その後は炉心を冠水維持する。</p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開<sup>*</sup>) にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>※ 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を 50%開にて開始するが, 格納容器圧力に低下傾向が確認できない場合は, 増開操作を実施する。解析においては, 操作手順の考え方を踏まえ, 中間開操作 (流路面積約 70%開) とする。</p> <p>(h) 代替原子炉補機冷却系                      伝熱容量は約 23MW (サプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件は, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は24時間使用できないものとし, 事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(c) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は, 事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(d) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) の起動操作は, 事象発生24時間後に開始する。</p>	<p>度30℃において) とする。</p> <p>(f) 低圧代替注水系 (常設)                      残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モード (ドライウエル側のみ) への切替え後に, 約 90m<sup>3</sup>/h にて崩壊熱相当量で原子炉注水し, その後は炉心を冠水維持する。</p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開<sup>*1</sup>) にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>※<sup>1</sup> 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間開操作するが, 格納容器圧力の低下傾向を確認できない場合は, 増開操作を実施する。なお, 耐圧強化ベント系を用いた場合は, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合と比較して, 排出流量は大きくなり, 格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>(h) 代替原子炉補機冷却系                      伝熱容量は約 23MW (サプレッション・チェンバ・プール水温 100℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は24時間使用できないものとし, 事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(c) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は, 事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(d) 代替原子炉補機冷却系運転操作は, 事象発生から24時間後に開始する。</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(e) 低圧代替注水系（常設）起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。なお、サプレッション・チェンバ・プールの水位が真空破壊装置-1mに到達した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</p> <p>(f) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイモード）の起動操作は、事象発生から約25時間後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件                      本重要事故シーケンスでは炉心損傷は起こらず、燃料被覆管の破裂も発生していないため、放射性物質の放出を評価する際は、設計基準事故時の評価手法を採用することで保守性が確保される。このため、敷地境界での実効線量評価にあたっては、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（原子力安全委員会 平成2年8月30日）に示されている評価手法を参照した。具体的な評価条件を以下に示す。</p> <p>(a) 事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事故発生時に冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 <math>1.3 \times 10^{12}</math>Bq となる。</p> <p>(b) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値<sup>※1</sup>である <math>3.7 \times 10^{13}</math>Bq とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについては <math>\gamma</math> 線実効エネルギー0.5MeV換算値で約 <math>9.9 \times 10^{14}</math>Bq、よう素についてはI-131等価量で約 <math>6.5 \times 10^{13}</math>Bq となる。</p> <p>※1 過去に実測されたI-131追加放出量から、全希ガス漏洩率（f値）1mCi/s（<math>3.7 \times 10^7</math>Bq/s）あたりの追加放出量を用いて算出している。全希ガス漏洩率が <math>3.7 \times 10^9</math>Bq/s（100mCi/s）の場合、全希ガス漏洩率あたりのI-131の追加放出量の平均値にあたる値は <math>1.4 \times 10^{12}</math>Bq（37Ci）であり、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の線量評価で用いるI-131追加放出量は、これに余裕を見込んだ <math>3.7 \times 10^{13}</math>Bq</p>	<p>(e) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）の起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(f) 低圧代替注水系（常設）起動操作は、事象発生から24時間後に開始する。なお、サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</p> <p>(g) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の起動操作は、事象発生から約25時間後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件                      本重要事故シーケンスでは炉心損傷は起こらず、燃料被覆管の破裂も発生していないため、放射性物質の放出を評価する際は、設計基準事故時の評価手法を採用することで保守性が確保される。このため、敷地境界での実効線量評価に当たっては、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（原子力安全委員会 平成2年8月30日）に示されている評価手法を参照した。具体的な評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 事象発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事象発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 <math>1.3 \times 10^{12}</math>Bq となる。</p> <p>b. 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値<sup>※2</sup>である <math>3.7 \times 10^{13}</math>Bq とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについては <math>\gamma</math> 線実効エネルギー0.5MeV換算値で約 <math>9.9 \times 10^{14}</math>Bq、よう素についてはI-131等価量で約 <math>6.5 \times 10^{13}</math>Bq となる。</p> <p>※2 過去に実測されたI-131追加放出量から、全希ガス漏えい率（f値）1mCi/s（<math>3.7 \times 10^7</math>Bq/s）あたりの追加放出量を用いて算出している。全希ガス漏えい率が <math>3.7 \times 10^9</math>Bq/s（100mCi/s）の場合、全希ガス漏えい率あたりのI-131の追加放出量の平均値にあたる値は <math>1.4 \times 10^{12}</math>Bq（37Ci）であり、6号及び7号炉の線量評価で用いるI-131追加放出量は、これに余裕を見込んだ <math>3.7 \times 10^{13}</math>Bq（1000Ci）を条件としている。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(1000Ci) を条件としている。(1Ci = 3.7×10<sup>10</sup>Bq/s)</p> <p>出典元</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」(TLR-032)</li> <li>・「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」(HLR-021)</li> </ul> <p>(c) 燃料棒から追加放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし, 残りの96%は無機よう素とする。</p> <p>(d) 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち, 希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち, 10%は瞬時に気相部に移行するものとし, 残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素, 無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p>(e) 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は, 逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気に同伴し, 原子炉格納容器内に移行するものとする。この場合, 希ガス及び有機よう素は全量が, 無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</p> <p>(f) サプレッション・チェンバの無機よう素は, スクラビング等により除去されなかったものが原子炉格納容器の気相部へ移行するものとする。希ガス及び有機よう素については, スクラビングの効果を考えない。また, 核分裂生成物の自然減衰は, 格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</p> <p>(g) 敷地境界における実効線量は, 内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算し, よう素の内部被ばくによる実効線量は, 主蒸気隔離弁閉止後のよう素の内部被ばくによる実効線量を求める以下の式(1)で, また, 希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量は, 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量を求める以下の式(2)で計算する。</p>	<p>(1Ci = 3.7×10<sup>10</sup>Bq)</p> <p>出典元</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」(TLR-032)</li> <li>・「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」(HLR-021)</li> </ul> <p>c. 燃料棒から追加放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし, 残りの96%は無機よう素とする。</p> <p>d. 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち, 希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち, 10%は瞬時に気相部に移行するものとし, 残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p>e. 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は, 逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気に同伴し, 原子炉格納容器内に移行するものとする。この場合, 希ガス及び有機よう素は全量が, 無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</p> <p>f. サプレッション・チェンバの無機よう素は, スクラビング等により除去されなかったものが原子炉格納容器の気相部へ移行するものとする。希ガス及び有機よう素については, スクラビングの効果を考えない。また, 核分裂生成物の自然減衰は, 格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</p> <p>g. 敷地境界における実効線量は, 内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算し, よう素の内部被ばくによる実効線量は, 主蒸気隔離弁閉止後のよう素の内部被ばくによる実効線量を求める以下の式(1)で, また, 希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量は, 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量を求める以下の式(2)で計算する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p><math>H_{I2} = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (1)</math>  <math>R</math> : 呼吸率 (<math>m^3/s</math>)                      呼吸率Rは, 事故期間が比較的短いことを考慮し, 小児の呼吸率(活動時) <math>0.31m^3/h</math>を秒当たりに換算して用いる。  <math>H_{\infty}</math> : よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の小児の実効線量 (<math>1.6 \times 10^{-7} Sv/Bq</math>)  <math>\chi / Q</math> : 相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q_I</math> : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)                      (I-131等価量-小児実効線量係数換算)</p> <p><math>H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma} \dots \dots \dots (2)</math>  <math>K</math> : 空気吸収線量から実効線量当量への換算係数 (<math>K=1Sv/Gy</math>)  <math>D / Q</math> : 相対線量 (<math>Gy/Bq</math>)  <math>Q_{\gamma}</math> : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)                      (<math>\gamma</math>線実効エネルギー <math>0.5MeV</math> 換算値)</p> <p>(h) 大気拡散条件については, 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は, 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置排気管からの放出, 実効放出継続時間 1 時間の値として, 相対濃度 (<math>\chi / Q</math>) を <math>1.2 \times 10^{-5} (s/m^3)</math>, 相対線量 (<math>D / Q</math>) を <math>1.9 \times 10^{-19} (Gy/Bq)</math> とし, 耐圧強化ベント系を用いる場合は, 主排気筒放出, 実効放出継続時間 1 時間の値として, 相対濃度 (<math>\chi / Q</math>) は <math>6.2 \times 10^{-6} (s/m^3)</math>, 相対線量 (<math>D / Q</math>) は <math>1.2 \times 10^{-19} (Gy/Bq)</math> とする。</p> <p>(i) サプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数は 10, 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置による除染係数は 1,000, 排気ガスに含まれるよう素を除去するためのよう素フィルタによる除染係数は 50 とする。                      (添付資料 2.3.1.1)</p>	<p><math>H_I = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (1)</math>  <math>R</math> : 呼吸率 (<math>m^3/s</math>)                      呼吸率Rは, 事故期間が比較的短いことを考慮し, 小児の呼吸率(活動時) <math>0.31m^3/h</math>を秒当たりに換算して用いる。  <math>H_{\infty}</math> : よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の小児の実効線量 (<math>1.6 \times 10^{-7} Sv/Bq</math>)  <math>\chi / Q</math> : 相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q_I</math> : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)                      (I-131等価量-小児実効線量係数換算)</p> <p><math>H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma} \dots \dots \dots (2)</math>  <math>K</math> : 空気吸収線量から実効線量当量への換算係数 (<math>K=1Sv/Gy</math>)  <math>D / Q</math> : 相対線量 (<math>Gy/Bq</math>)  <math>Q_{\gamma}</math> : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)                      (<math>\gamma</math>線実効エネルギー <math>0.5MeV</math> 換算値)</p> <p>h. 大気拡散条件については, 格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は, 格納容器圧力逃がし装置排気管からの放出, 実効放出継続時間 1 時間の値として, 相対濃度 (<math>\chi / Q</math>) を <math>1.2 \times 10^{-5} (s/m^3)</math>, 相対線量 (<math>D / Q</math>) を <math>1.9 \times 10^{-19} (Gy/Bq)</math> とし, 耐圧強化ベント系を用いる場合は, 主排気筒放出, 実効放出継続時間 1 時間の値として, 相対濃度 (<math>\chi / Q</math>) は <math>6.2 \times 10^{-6} (s/m^3)</math>, 相対線量 (<math>D / Q</math>) は <math>1.2 \times 10^{-19} (Gy/Bq)</math> とする。</p> <p>i. サプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数は 10, 格納容器圧力逃がし装置による除染係数は 1,000, 排気ガスに含まれるよう素を除去するためのよう素フィルタによる除染係数は 50 とする。                      (添付資料 2.3.1.1)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②(代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>②(代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) <sup>※2</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図2.3.1.7から図2.3.1.12に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を図2.3.1.13から図2.3.1.15に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図2.3.1.16から図2.3.1.19に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>全交流動力電源喪失後, タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし, また, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに10台全てがトリップする。</p> <p>所内蓄電式直流電源設備は, 負荷切離しを行わずに8時間, その後は不要な負荷の切離し及び直流電源切替 (蓄電池Aから蓄電池A-2) を実施し, 加えて事象発生から19時間経過するまで直流電源切替 (蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池) を実施することにより, 更に16時間の合計24時間にわたり, 重大事故等の対応に必要な設備に電源を供給できるものとする。この間, 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低 (レベル2) での自動起動及び原子炉水位高 (レベル8) でのトリップを繰り返すことによって, 原子炉水位は適切に維持される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.2, 2.3.1.3)</p>	<p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) <sup>※3</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.3.1.7図から第2.3.1.12図に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を第2.3.1.13図から第2.3.1.15図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第2.3.1.16図から第2.3.1.19図に示す。</p> <p><b>※3</b> シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示す。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>全交流動力電源喪失後, タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし, また, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに10台全てがトリップする。</p> <p>所内蓄電式直流電源設備は, 負荷切離しを行わずに8時間, その後は不要な負荷の切離し及び直流電源切替 (蓄電池Aから蓄電池A-2) を実施し, 加えて事象発生から19時間経過するまで直流電源切替 (蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池) を実施し, 更に16時間の合計24時間にわたり, 重大事故等の対応に必要な設備に電源を供給する。この間, 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低 (レベル2) での自動起動及び原子炉水位高 (レベル8) でのトリップを繰り返すことによって, 原子炉水位は適切に維持される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.2, 2.3.1.3)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>事象発生から24時間経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁2個を手動開することで、原子炉の急速減圧を実施し、原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始されると原子炉水位が回復する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約16時間経過した時点で実施する。また、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約14m）及びベントライン（約17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の機能は維持される。この点と、蒸気の流入によってサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇することを考慮し、その確実な運転継続を確保する観点から、原子炉隔離時冷却系の水源は復水貯蔵槽とする。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は、ベントラインを閉じて、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。</p> <p>※2 シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外側の水位であることから、シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を、7号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。</p>	<p>事象発生から24時間経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁2個を手動開することで、原子炉の急速減圧を実施し、原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約16時間経過した時点で実施する。なお、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約14m）及びベントライン（約17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。この点と、蒸気の流入によってサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇することを考慮し、その確実な運転継続を確保する観点から、原子炉隔離時冷却系の水源は復水貯蔵槽とする。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は、ベントラインを閉じて、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、図 2.3.1.13 に示すとおり、初期値(約 310℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、図 2.3.1.7 に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>図 2.3.1.8 に示すとおり、原子炉隔離時冷却系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始し、さらに代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。                      (添付資料 2.3.1.5)</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、<b>第 2.3.1.13 図</b>に示すとおり、初期値を<b>わずかに上回る約 311℃</b>となるが、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<b>第 2.3.1.7 図</b>に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に<b>抑えられ</b>、原子炉格納容器の<b>限界圧力及び限界温度</b>を下回る。                      (添付資料 2.3.1.4)</p> <p><b>第 2.3.1.8 図</b>に示すとおり、原子炉隔離時冷却系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始し、さらに代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。                      (添付資料 2.3.1.5)</p>	<p>⑤ ⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置によるベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 <math>9.9 \times 10^{-3}</math> mSv であり, 5mSv を下回る。また, 耐圧強化ベント系によるベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 <math>4.9 \times 10^{-2}</math> mSv であり, 5mSv を下回る。いずれの場合も周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.3.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」では, 全交流動力電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの, その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 所内蓄電式直流電源設備切替操作(A→A-2), 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作, 所内蓄電式直流電源設備切替操作(A-2→AM)及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり, それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 <math>9.9 \times 10^{-3}</math> mSv であり, 5mSv を下回る。また, 耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 <math>4.9 \times 10^{-2}</math> mSv であり, 5mSv を下回る。いずれの場合も周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.3.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)では, 全交流動力電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの, その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 所内蓄電式直流電源設備切替操作(A→A-2), 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作, 所内蓄電式直流電源設備切替操作(A-2→AM)及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり, それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p>	<p>② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて 10℃～50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.6)</p>	<p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.6)</p>	<p>⑤ ⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.6)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 2.3.1.2 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たって</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価するが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値をわずかに上回る約 311℃となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め評価するが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値をわずかに上回る約 311℃となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.6)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 2.3.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たって</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、操作手順（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.1.6)</p>	<p>は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件とした場合<b>は</b>、燃料被覆管温度の上昇<b>は</b>緩和されるが、操作手順（<b>原子炉</b>減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件<b>とした場合</b>は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は<b>少なくなり</b>、原子炉水位の低下<b>は</b>緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力<b>及び温度</b>の上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力<b>及び</b>格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を<b>与え得る</b>が、事象進展に与える影響は<b>小さいことから</b>、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）は、<b>解析</b>条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作である<b>ことから</b>、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.1.6)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されると考えられるが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約310℃)を上回ることにはないことから、上記の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり、格納容器圧力の上昇は遅くなるが、格納容器圧力の上昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる                      (添付資料2.3.1.6)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件とした場合<b>は</b>、燃料被覆管温度の上昇<b>は</b>緩和されるが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を<b>わずかに上回る約311℃</b>となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件<b>とした場合</b>は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は<b>少なくなり</b>、原子炉水位の低下<b>は</b>緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり、格納容器圧力<b>及び温度</b>の上昇は遅くなるが、格納容器圧力<b>及び温度</b>の上昇は格納容器ベントにより抑制される<b>ことから</b>、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が<b>早くなることから</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料2.3.1.6)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の<b>不確かさ</b>を「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価</p>	<p>⑤ ⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替操作 (A→A-2) は、解析上の操作開始時間として事象発生から8時間経過するまでを設定している。運転員等操作時間に与える影響として、本操作は停電切替操作であり、負荷である原子炉隔離時冷却系の停止操作が必要となることから、原子炉水位の状況により切替操作の操作開始時間は変動する可能性があるが、炉心は冠水維持されるため問題とならない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準 (格納容器圧力0.31MPa [gage]) に到達するのは、事象発生の約16時間後であり、格納容器ベント準備操作は格納容器圧力上昇の傾向を監視しながら予め実施可能である。また、格納容器ベント操作も同様に格納容器圧力の上昇の傾向を監視しながら予め準備が可能である。よって、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。操作開始時間が遅れた場合においても、格納容器限界圧力は0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解析コード及び解析条件 (操作条件を除く) の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員及び緊急時対策要員を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替操作 (A-2→AM) は、解析上の操作開始時間として事象発生から19時間経過するまでを設定している。運転員等操作時間に与える影響として、本操作は停電切替操作であり、負荷である原子炉隔離時冷却系の停止操作が必要となることから、原子炉水位の状況により切替操作の操作開始</p>	<p>項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替操作 (A→A-2) は、解析上の操作開始時間として事象発生から8時間経過するまでを設定している。運転員等操作時間に与える影響として、本操作は停電切替操作であり、負荷である原子炉隔離時冷却系の停止操作が必要となることから、原子炉水位の状況により切替操作の操作開始時間は変動する可能性があるが、炉心は冠水維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準 (格納容器圧力0.31MPa [gage]) に到達するのは、事象発生の約16時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力及び温度の上昇の傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベント操作も同様に格納容器圧力の上昇の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。よって、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。操作開始時間が遅れた場合においても、原子炉格納容器の限界圧力は0.62MPa [gage] であることから、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解析コード及び解析条件 (操作条件を除く) の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員 (現場) を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替操作 (A-2→AM) は、解析上の操作開始時間として事象発生から19時間経過するまでを設定している。運転員等操作時間に与える影響として、本操作は停電切替操作であり、負荷である原子炉隔離時冷却系の停止操作が必要となることから、原子炉水位の状況により切替操作の操作開始</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>変動する可能性があるが、炉心は冠水維持されるため問題とならない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替操作 (A→A-2) は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から変動する可能性があるが、直流電源設備は原子炉注水等のサポート設備であり、操作開始時間が変動しても、枯渇しなければ評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替操作 (A-2→AM) は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から変動する可能性があるが、直流電源設備は原子炉注水等のサポート設備であり、操作開始時間が変動しても、枯渇しなければ評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から早まる可能性がある。この場合、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後に制限する場合、代替原子炉補機冷却系運転操作開始時間のみが早まったとしても、常設代替交流電源設備から受電する設備を</p>	<p>時間は変動する可能性があるが、炉心は冠水維持されることから、<b>運転員等操作時間に与える影響はない。</b></p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する<b>ことで</b>操作開始時間が早まる可能性がある<b>ことから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</b></p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.1.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備<b>切替え</b>操作 (A→A-2) は、運</p> <p>転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から変動する可能性があるが、直流電源設備は原子炉注水等のサポート設備であり、操作開始時間が変動しても、枯渇しなければ評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備<b>切替え</b>操作 (A-2→AM) は、</p> <p>運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から変動する可能性があるが、直流電源設備は原子炉注水等のサポート設備であり、操作開始時間が変動しても、枯渇しなければ評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間</p> <p>に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から<b>早まり</b>、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性<b>があること</b>から、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後に制限する場合、代替原子炉補機冷却系運転操作開始時間のみが早まったとしても、常設代替交流電源設備から受電する設備を運転できないた</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">運転できないため, 評価項目となるパラメータに影響しない。 (添付資料2.3.1.6)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替操作 (A→A-2) については, 原子炉水位高 (レベル8) 到達後に原子炉隔離時冷却系が停止した際に切替操作を実施するが, 原子炉水位高 (レベル8) から有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するには約1時間以上あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については, 格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約16時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。また, 格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても, 格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが, 格納容器圧力の上昇の傾向は緩やかである。格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間であり, 約20時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替操作 (A-2→AM) については, 原子炉水位高 (レベル8) 到達後に原子炉隔離時冷却系が停止した際に切替操作を実施するが, 原子炉水位高 (レベル8) から有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するには約1時間以上あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については, 事象想定として常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後としており, 4時間程度の準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。 (添付資料2.3.1.6)</p>	<p style="text-align: center;">め, 評価項目となるパラメータに影響しない。 (添付資料2.3.1.6)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替え操作 (A→A-2) については, 原子炉水位高 (レベル8) 到達後に原子炉隔離時冷却系が停止した際に切替え操作を実施するが, 原子炉水位高 (レベル8) から有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するには約1時間以上あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については, 格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約16時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。また, 格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても, 格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが, 格納容器圧力の上昇は緩やかであるため, 原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間後であり, 約20時間以上の準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の所内蓄電式直流電源設備切替え操作 (A-2→AM) については, 原子炉水位高 (レベル8) 到達後に原子炉隔離時冷却系が停止した際に切替え操作を実施するが, 原子炉水位高 (レベル8) から有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するには約1時間以上あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については, 事象想定として常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後としており, 代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から24時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。 (添付資料2.3.1.6)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.3.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.3.1.1 (3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は34名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.3.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.3.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は46名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.7)</p>	<p>⑤</p> <p>③(要員の運用変更)</p> <p>③(要員の運用変更)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水については, 7日間の対応を考慮すると, 号炉あたり約1,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると, 合計約3,200m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として, 各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより, 6号及び7号炉の同時被災を考慮しても, 必要な水源は確保可能である。また, 事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し, 防火水槽から可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水を行うことで, 復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで, 復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが, これは, 可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても, その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.7)</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約860kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水については, 保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。また, 代替原子炉補機冷却系専用の電源車については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の可搬型大容量送水ポンプについては, 保守的に事象発生直後からの可搬型大容量送水ポンプの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉合計 約1,093kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク (約1,020kL) 及びガスタービン発電機</p>	<p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水については, 7日間の対応を考慮すると, 号炉あたり約1,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると, 合計約3,200m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として, 各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより, 6号及び7号炉の同時被災を考慮しても, 必要な水源は確保可能である。また, 事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) により復水貯蔵槽へ給水することで, 復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで, 復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが, これは, 可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても, その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約504kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への給水については, 保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系専用の電源車については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) については, 保守的に事象発生直後からの大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約11kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる (6号及び7号炉合計約643kL)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク (約1,020kL) 及びガスタービン発電機</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③ (燃費試験結果の反映)</p> <p>④ (燃費修正)</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

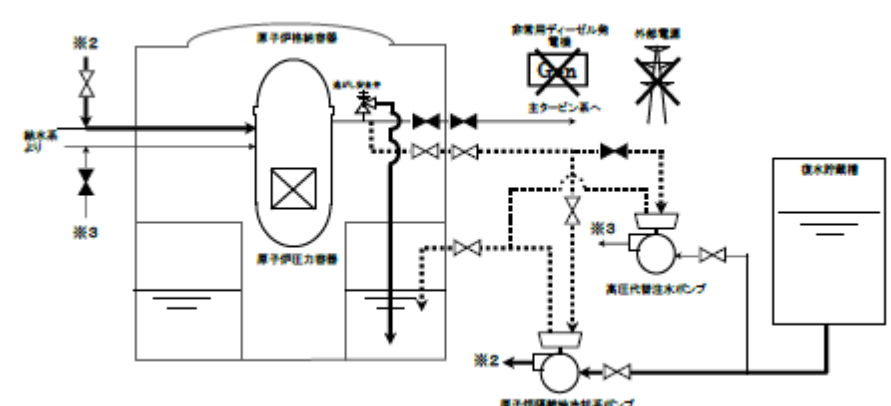
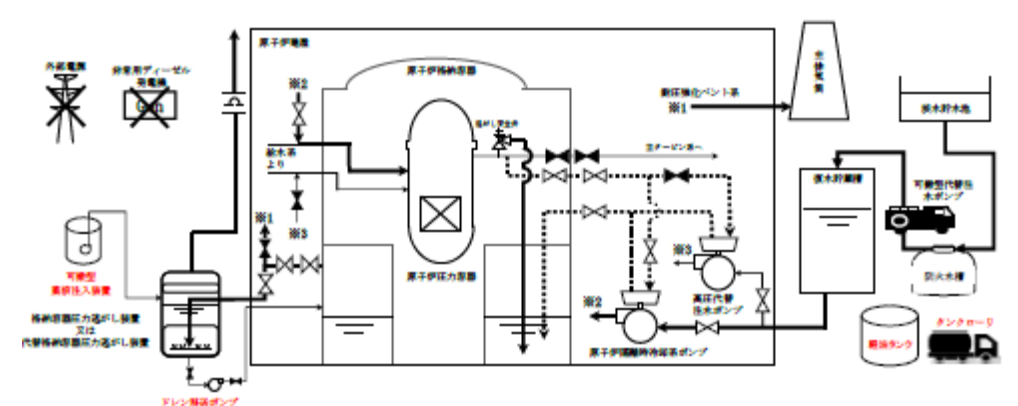
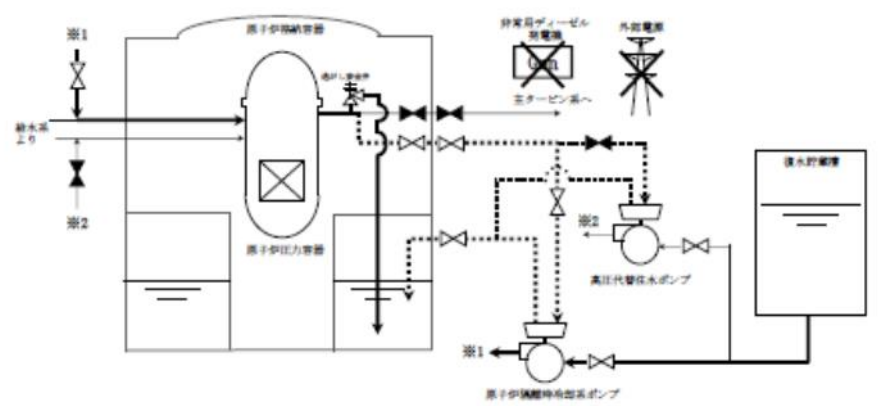
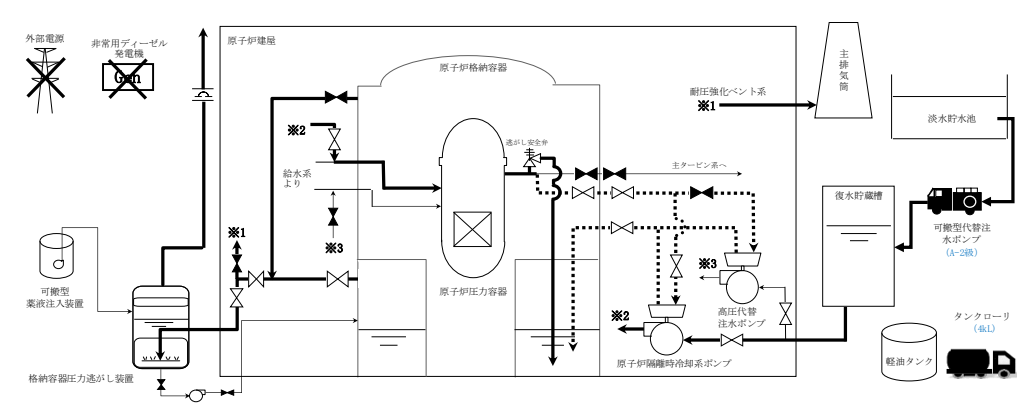
変更前	変更後	変更理由
<p>用燃料タンク (約 200kL) にて合計約 2,240kL の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 常設代替交流電源設備による電源供給, 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水, 代替原子炉補機冷却系の運転, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.8)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策に必要な負荷として, 6号及び7号炉で約2,342kW (6号炉: 約1,159kW, 7号炉: 約1,183kW) 必要となるが, 常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対して電源供給が可能である。</p> <p>蓄電池の容量については, 交流電源が復旧しない場合を想定しても, 不要な直流負荷の切離し及び蓄電池の切替等を行うことにより, 事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.2, 2.3.1.9)</p> <p>2.3.1.5 結論</p> <p>事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)」では, 全交流動力電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの, その期間を超えた後に蓄電池が枯渇して原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水手段, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p>	<p>機用燃料タンク (約 100kL) にて合計約 2,140kL の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 常設代替交流電源設備による電源供給, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への給水, 代替原子炉補機冷却系の運転, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.8)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策に必要な負荷として, 6号炉で約1,284kW, 7号炉で約1,294kW必要となるが, 常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対して電源供給が可能である。</p> <p>蓄電池の容量については, 交流電源が復旧しない場合を想定しても, 不要な直流負荷の切離し, 蓄電池の切替え等を行うことにより, 事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.1.2, 2.3.1.9)</p> <p>2.3.1.5 結論</p> <p>事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)」では, 全交流動力電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの, その期間を超えた後に蓄電池が枯渇して原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水手段, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器除熱手段及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p>	<p>② (第二GTGの位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③ (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>② (常設代替交流電源設備の負荷修正)</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」の重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、蓄電池の容量増強に伴う原子炉隔離時冷却系の長時間運転、逃がし安全弁による原子炉減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイモード）による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」において、原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認で</p>	<p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」の重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」について有効性評価を行った。  <span style="color: blue;">（蓄電池枯渇後RCIC停止）</span></p> <p>上記の場合においても、蓄電池の容量増強に伴う原子炉隔離時冷却系の長時間運転、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」に対して</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>き, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」に対して有効である。</p>  <p>図 2.3.1.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) 時の重大事故等対処設備の概略系統図 (1/4) (原子炉注水)</p>  <p>図 2.3.1.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) 時の重大事故等対処設備の概略系統図 (2/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>有効である。</p>  <p>第 2.3.1.1 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」の重大事故等対策の概略系統図 (1/4) (原子炉注水)</p>  <p>第 2.3.1.2 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>⑤</p> <p>② (送水ラインの変更)                  ② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)                  ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>※残留熱除去系は、原子炉水位がレベル8に到達した時点で、低圧注水モードから格納容器スプレイモードに運転を切替える。</p>	<p>※残留熱除去系は、原子炉水位がレベル8に到達した時点で、低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モードに運転を切り替える。</p>	<p>② (送水ラインの見直し) ⑤</p>
<p>図 2.3.1.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) 時の重大事故等対処設備の概略系統図 (3/4) (原子炉急速減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.3.1.3 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」 の重大事故等対策の概略系統図 (3/4) (原子炉急速減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	
<p>※残留熱除去系の低圧注水モードとサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切替えて、原子炉水位をレベル3～レベル8の範囲で維持する。</p>	<p>※残留熱除去系の低圧注水モードとサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切り替えて、原子炉水位をレベル3～レベル8の範囲で維持する。</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.3.1.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) 時の重大事故等対処設備の概略系統図 (4/4) (原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.3.1.4 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」 の重大事故等対策の概略系統図 (4/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	





まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<ul style="list-style-type: none"> <li>② (送水ラインの変更による作業時間の見直し)</li> <li>② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正)</li> <li>② (格納容器ベント準備作業内容追加による作業時間の見直し)</li> <li>② (給油準備作業時間の見直し)</li> <li>⑤</li> </ul>
<p>図 2.3.1.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) 時の作業と所要時間 (1/2)</p>	<p>第 2.3.1.6 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」の作業と所要時間 (1/2)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

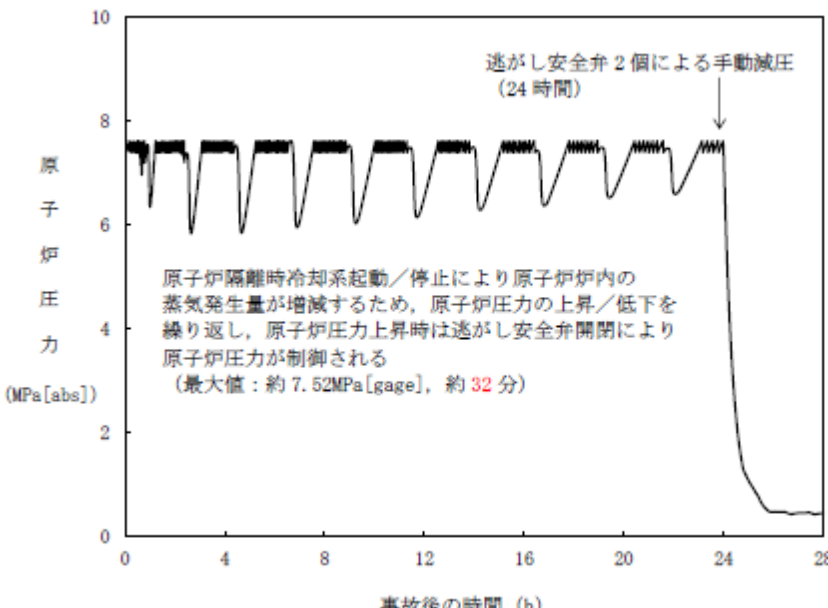
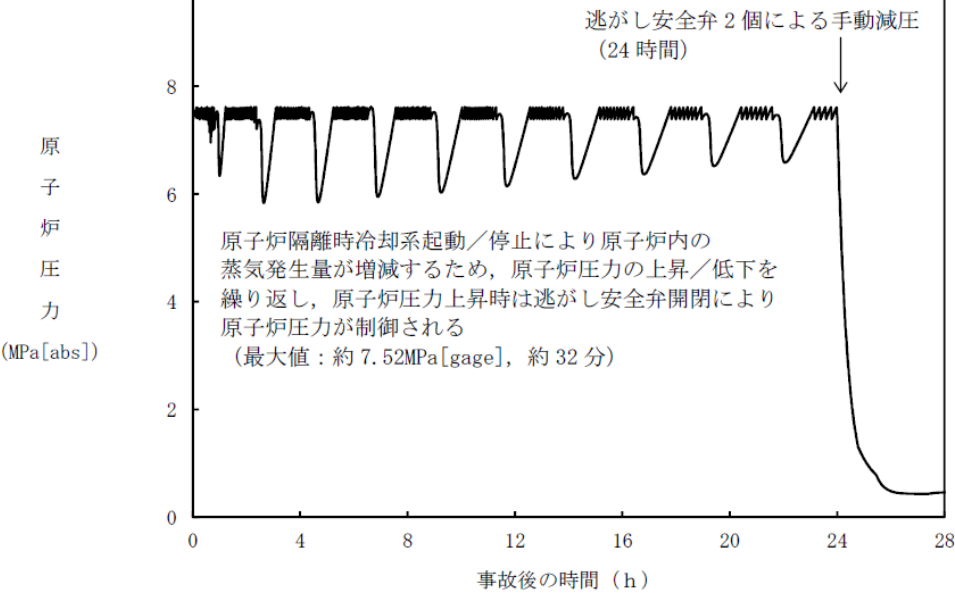
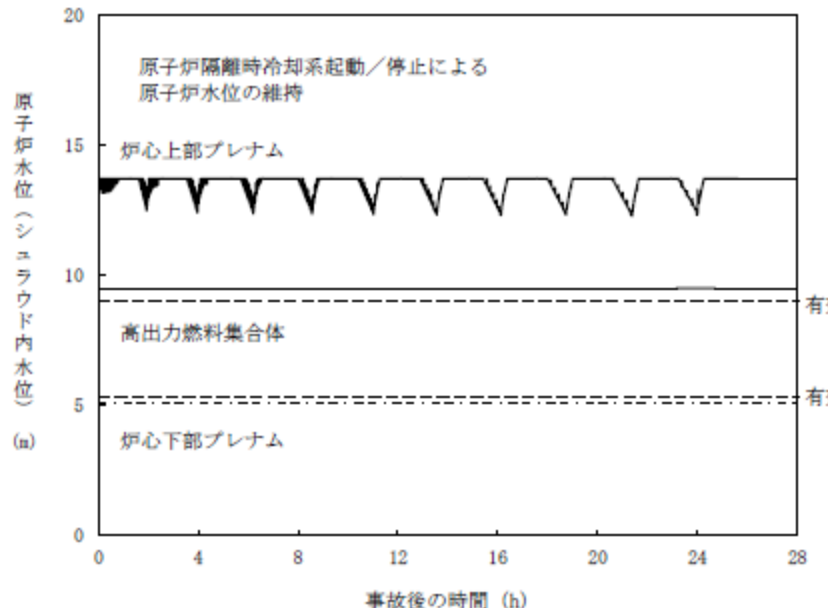
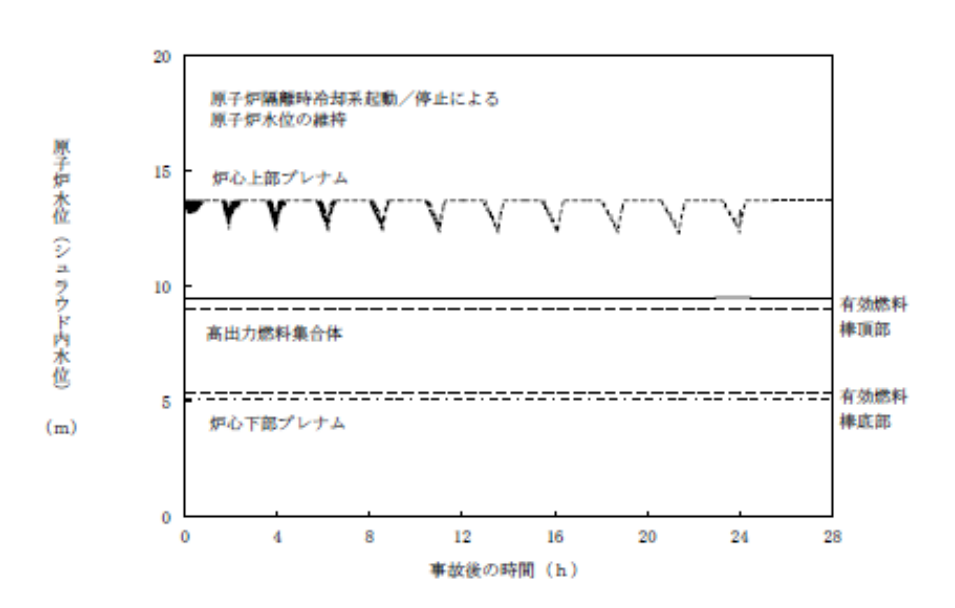
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正)</p> <p>② (給油準備作業時間の見直し)</p> <p>② (格納容器ベント後作業の必要要員数の見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>図 2.3.1.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) 時の作業と所要時間 (2/2)</p>	<p>第 2.3.1.6 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」 の作業と所要時間 (2/2)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.3.1.7 原子炉圧力の推移</p>	 <p>第 2.3.1.7 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
 <p>図 2.3.1.8 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	 <p>第 2.3.1.8 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

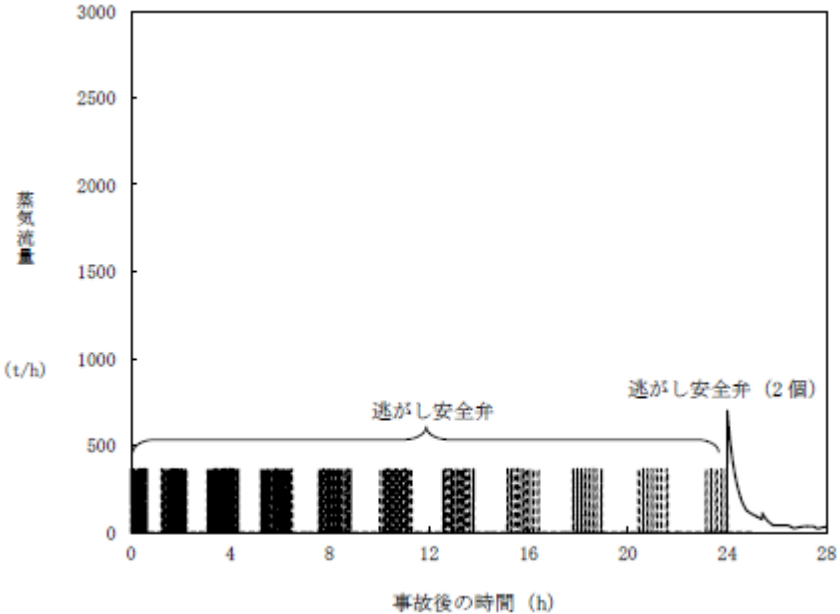
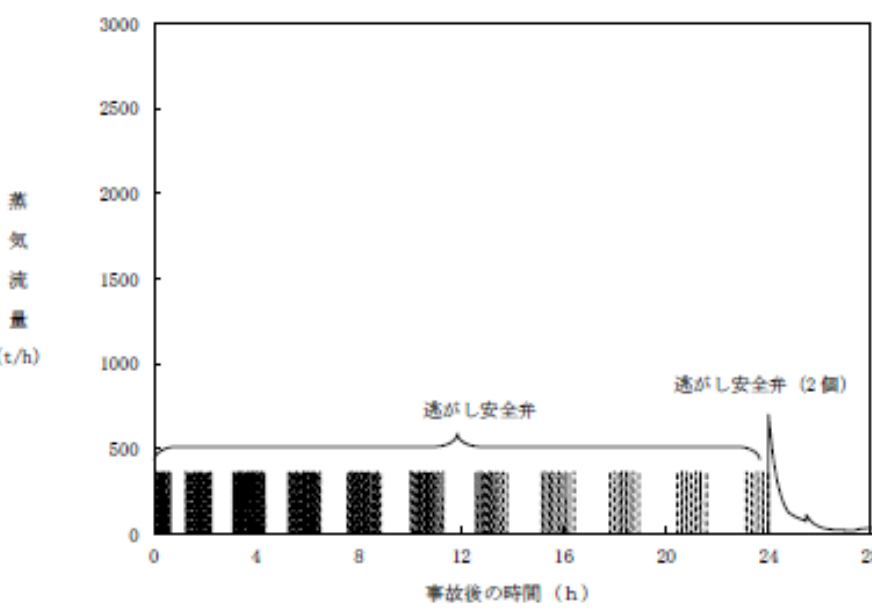
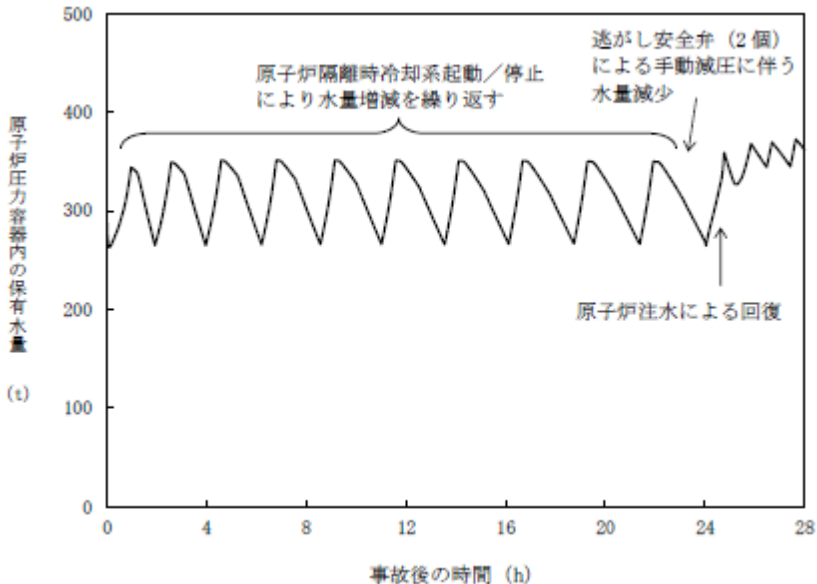
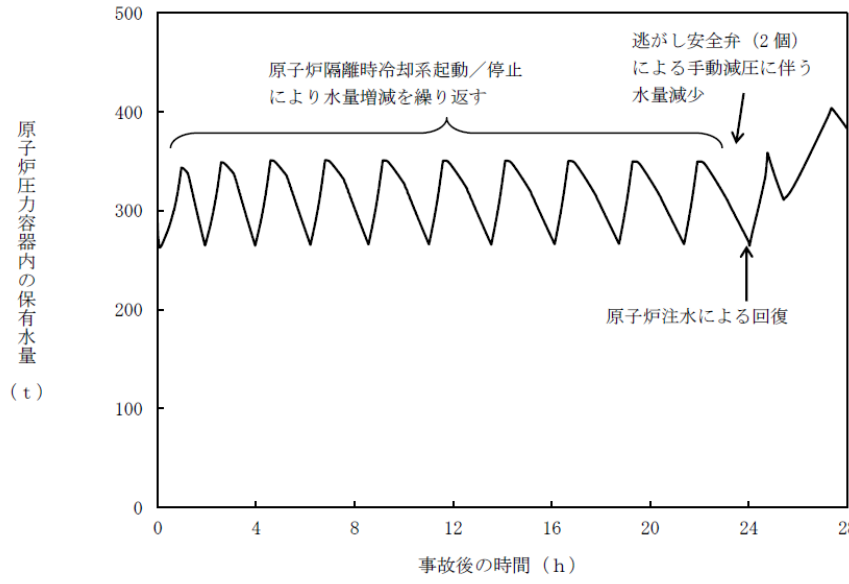
変更前	変更後	変更理由
<p>原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>注水流量の推移</p>	<p>注水流量の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.3.1.11 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	 <p>第 2.3.1.11 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
 <p>図 2.3.1.12 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	 <p>第 2.3.1.12 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

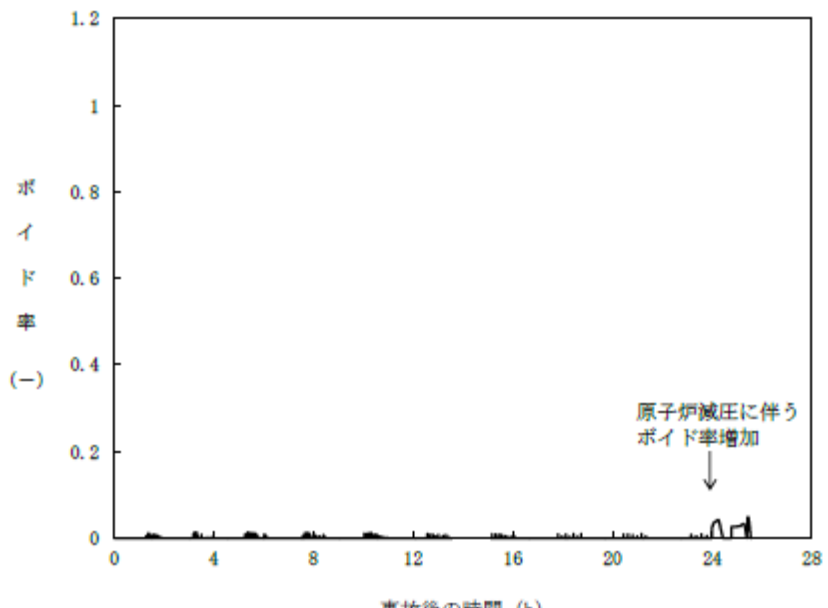
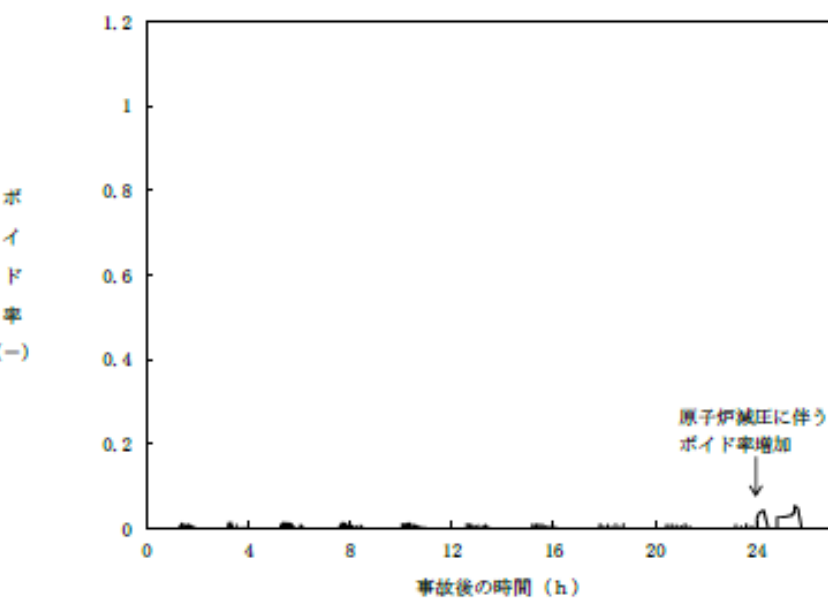
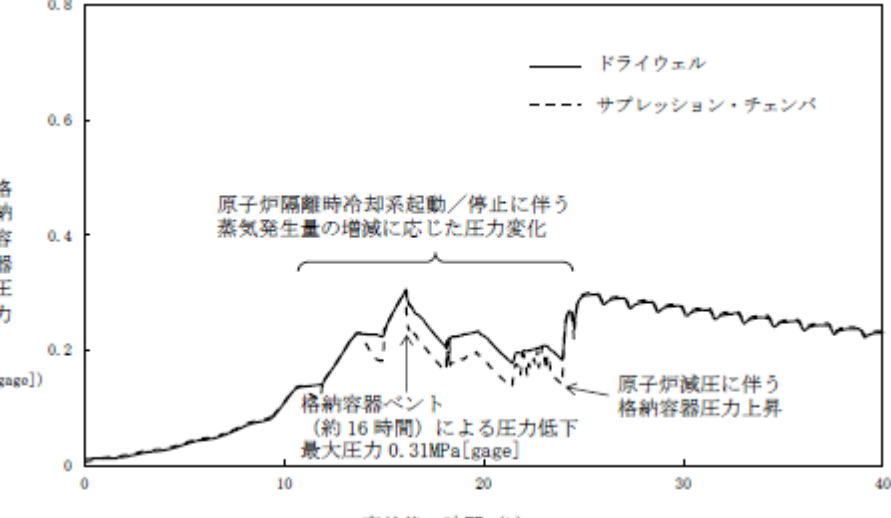
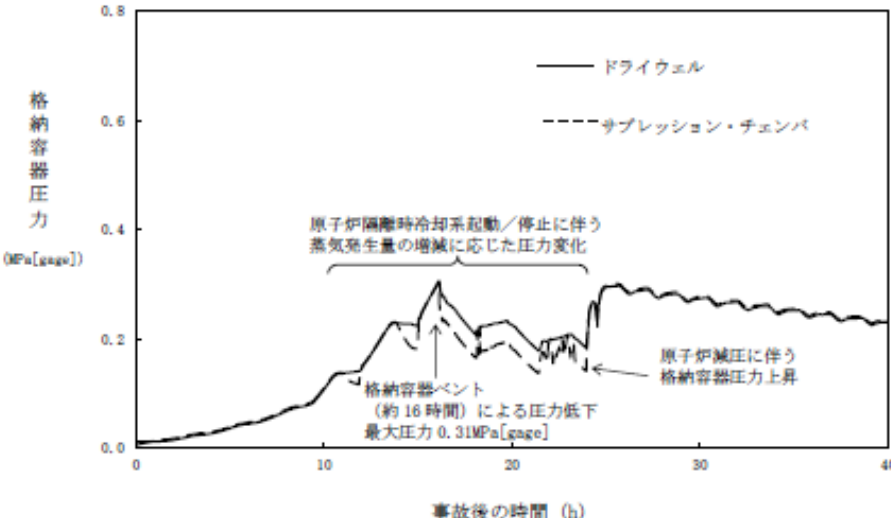
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.3.1.13 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2.3.1.13 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p>
<p>図 2.3.1.14 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>第 2.3.1.14 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.3.1.15 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	 <p>第 2.3.1.15 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
 <p>図 2.3.1.16 格納容器圧力の推移</p>	 <p>第 2.3.1.16 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ドライウェル温度は以下により初期温度から急激に上昇する              ・主蒸気隔離弁の閉止により、原子炉圧力及び原子炉内飽和温度が上昇する              ・ドライウェル冷却系の停止              格納容器ペント (約16時間) による温度低下              最高温度: 約144°C (約25時間)              原子炉減圧に伴うサブプレッション・チェンバ気相部温度上昇              原子炉隔離時冷却系起動/停止に伴う蒸気発生量の増減に応じて原子炉圧力容器から流出する蒸気の凝縮に伴う温度上昇</p>	<p>ドライウェル温度は以下により初期温度から急激に上昇する              ・主蒸気隔離弁の閉止により、原子炉圧力及び原子炉内飽和温度が上昇する              ・ドライウェル冷却系の停止              格納容器ペント (約16時間) による温度低下              最高温度: 約144°C (約25時間)              原子炉減圧に伴うサブプレッション・チェンバ気相部温度上昇              原子炉隔離時冷却系起動/停止に伴う蒸気発生量の増減に応じて原子炉圧力容器から流出する蒸気の凝縮に伴う温度上昇              (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)              ⑤</p>
<p>ベントライン (約17m)              真空破壊装置 (約14m)              格納容器ペント (約16時間) による水位低下              原子炉内の蒸気が流入するため水位が上昇</p>	<p>ベントライン (約17m)              真空破壊装置 (約14m)              格納容器ペント (約16時間) による水位低下              原子炉内の蒸気が流入するため水位が上昇              (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)              ⑤</p>

図 2.3.1.17 格納容器気相部温度の推移

第 2.3.1.17 図 格納容器気相部温度の推移

図 2.3.1.18 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

第 2.3.1.18 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

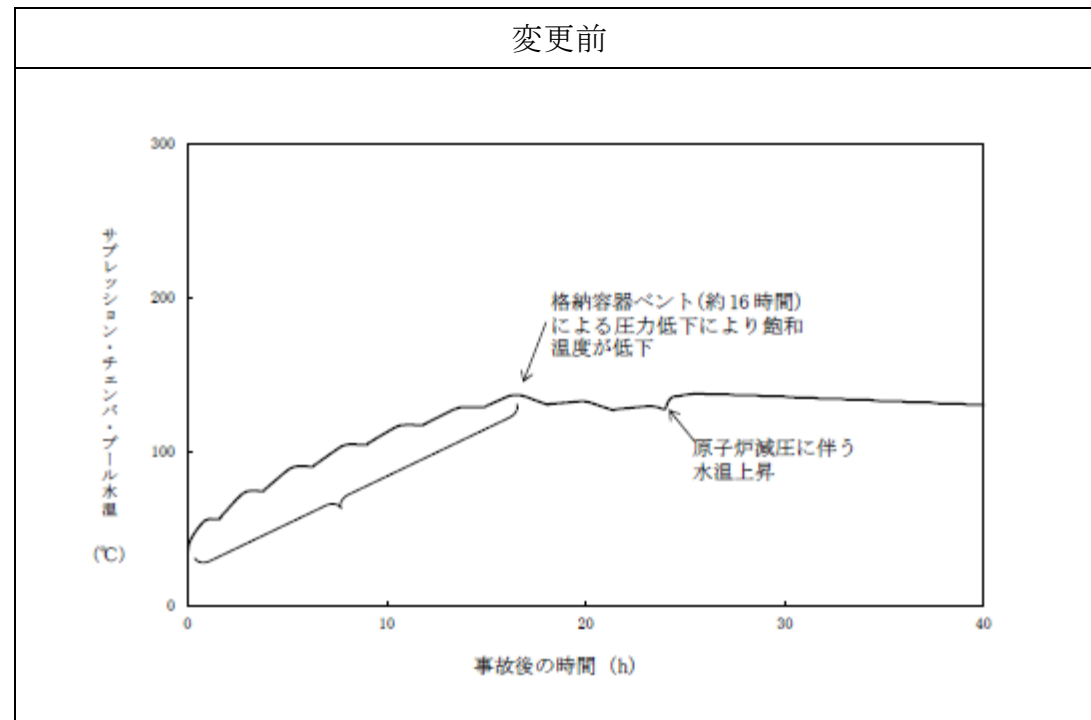
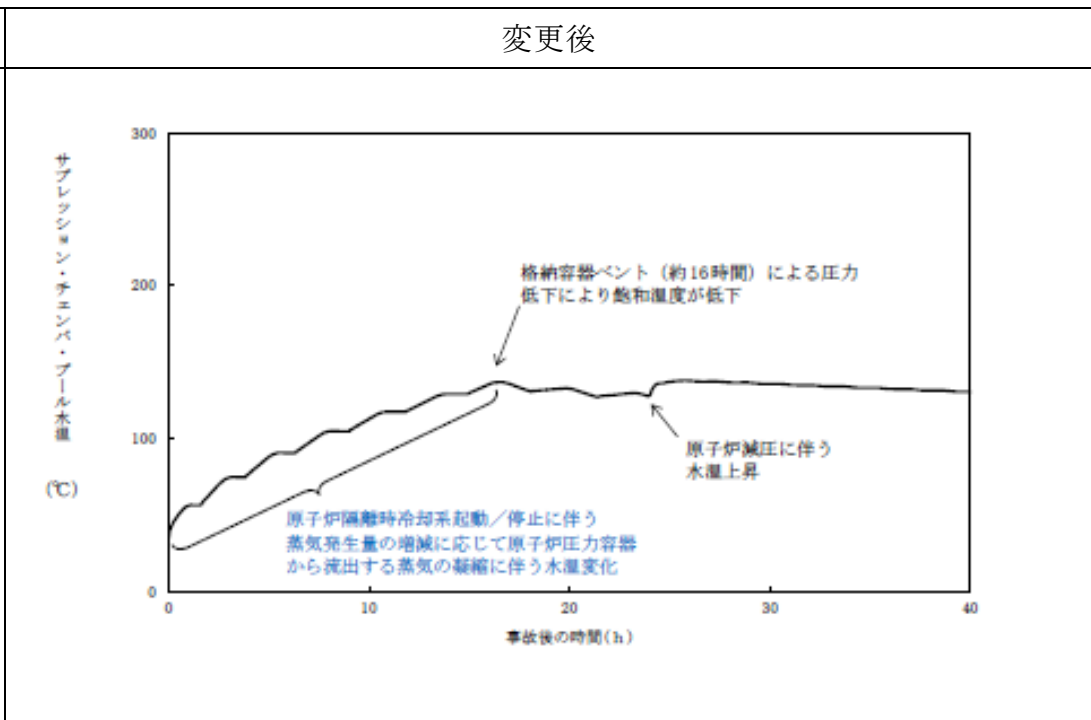


図 2.3.1.19 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



第 2.3.1.19 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

表 2.3.1.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) 時における重大事故等対策について

実施及び操作	操作	有効性評価と関係する事故防止対策		
		実効対策	可搬性対策	許容対策
全交流動力電源喪失及び原子炉スタック閉鎖	内装電線断線と炉管冷却ポンプの故障が全て発生した場合に全交流動力電源喪失となり、原子炉がスタックしたことを検知する	炉内電機式交流電源装置	-	平均出力電圧モニター 起動警報モニター
原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却	原子炉水位 (レベル 2) 検知により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉冷却を開始する。これにより原子炉水位は制御し、以後原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する	【原子炉隔離時冷却系】 淡水貯蔵槽 炉内電機式交流電源装置 淡水貯蔵槽水位 (SA)	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系監視】 淡水貯蔵槽水位 (SA)
高圧代替冷却系による原子炉冷却	高圧冷却ポンプの故障検出後、高圧代替冷却系を自動起動し原子炉水位を制御する	高圧代替冷却系 淡水貯蔵槽 炉内電機式交流電源装置	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替冷却系監視装置 淡水貯蔵槽水位 (SA)
交流電源故障	原子炉隔離時冷却系で稼働している交流電源の故障を防止するため、警報発生の発生を要し 24 時間において交流電源の供給を行う	炉内電機式交流電源装置	-	-
格納容器内圧力過剰による原子炉隔離時冷却系動作	格納容器内圧力が 0.18MPa(gag) に到達した場合、格納容器内圧力過剰による原子炉隔離時冷却系動作を実施する	格納容器内圧力 (SA) 格納容器内圧力 (SC) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内圧力監視装置 (レベル) (SA) 炉内電機式交流電源装置	-	格納容器内圧力 (SA) 格納容器内圧力 (SC) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内圧力監視装置 (レベル) (SA) 炉内電機式交流電源装置
過剰安全弁による原子炉冷却	高圧代替冷却電源装置による交流電源故障後、高圧冷却系が動作し安全弁が閉鎖し、過剰安全弁による原子炉冷却を行う	高圧代替冷却電源装置 過剰安全弁 【高圧冷却系 (高圧冷却モード)】 監視タンク	タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位
高圧冷却系 (高圧冷却モード) による原子炉冷却	原子炉水位検出により、高圧冷却系の高圧冷却力を下げる。代替原子炉隔離時冷却系を併用した高圧冷却系 (高圧冷却モード) による原子炉冷却を実施する	高圧代替冷却電源装置 【高圧冷却系 (高圧冷却モード)】 監視タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧冷却系監視装置】 淡水貯蔵槽水位 (SA)
高圧冷却系 (格納容器スプレイモード) による原子炉隔離時冷却系動作	高圧代替冷却電源装置による交流電源故障後、格納容器内圧力が 0.18MPa(gag) に到達した場合、高圧冷却系 (格納容器スプレイモード) による原子炉隔離時冷却系動作を実施する	高圧代替冷却電源装置 【高圧冷却系 (格納容器スプレイモード)】 監視タンク	タンクローリ	格納容器内圧力 (SA) 格納容器内圧力 (SC) サプレッション・チェンバ・プール水位 【高圧冷却系監視装置】 淡水貯蔵槽水位 (SA)
高圧代替冷却系 (冷却) による原子炉冷却	高圧冷却系 (冷却) による原子炉冷却後、高圧冷却系が動作し安全弁が閉鎖し、過剰安全弁による原子炉冷却を実施する	高圧代替冷却電源装置 過剰安全弁 淡水貯蔵槽 監視タンク	タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧冷却系監視装置 (冷却モード) 淡水貯蔵槽水位 (SA)

第 2.3.1.1 表 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)」 の重大事故等対策について

実施及び操作	中核	有効性評価と関係する事故防止対策		
		実効対策	可搬性対策	許容対策
全交流動力電源喪失及び原子炉スタック閉鎖	内装電線断線と炉管冷却ポンプの故障が全て発生した場合に全交流動力電源喪失となり、原子炉がスタックしたことを検知する	炉内電機式交流電源装置	-	平均出力電圧モニター 起動警報モニター
原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却	原子炉水位 (レベル 2) 検知により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉冷却を開始する。これにより原子炉水位は制御し、以後原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する	【原子炉隔離時冷却系】 淡水貯蔵槽 炉内電機式交流電源装置 淡水貯蔵槽水位 (SA)	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系監視】 淡水貯蔵槽水位 (SA)
高圧代替冷却系による原子炉冷却	高圧冷却ポンプの故障検出後、高圧代替冷却系を自動起動し原子炉水位を制御する	高圧代替冷却系 淡水貯蔵槽 炉内電機式交流電源装置	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替冷却系監視装置 淡水貯蔵槽水位 (SA)
交流電源故障	原子炉隔離時冷却系で稼働している交流電源の故障を防止するため、警報発生の発生を要し 24 時間において交流電源の供給を行う	炉内電機式交流電源装置	-	-
格納容器内圧力過剰による原子炉隔離時冷却系動作	格納容器内圧力が 0.18MPa(gag) に到達した場合、格納容器内圧力過剰による原子炉隔離時冷却系動作を実施する	格納容器内圧力 (SA) 格納容器内圧力 (SC) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内圧力監視装置 (レベル) (SA) 炉内電機式交流電源装置	-	格納容器内圧力 (SA) 格納容器内圧力 (SC) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内圧力監視装置 (レベル) (SA) 炉内電機式交流電源装置
過剰安全弁による原子炉冷却	高圧代替冷却電源装置による交流電源故障後、高圧冷却系が動作し安全弁が閉鎖し、過剰安全弁による原子炉冷却を行う	高圧代替冷却電源装置 過剰安全弁 【高圧冷却系 (高圧冷却モード)】 監視タンク	タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位
高圧冷却系 (高圧冷却モード) による原子炉冷却	原子炉水位検出により、高圧冷却系の高圧冷却力を下げる。代替原子炉隔離時冷却系を併用した高圧冷却系 (高圧冷却モード) による原子炉冷却を実施する	高圧代替冷却電源装置 【高圧冷却系 (高圧冷却モード)】 監視タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧冷却系監視装置】 淡水貯蔵槽水位 (SA)
高圧冷却系 (格納容器スプレイモード) による原子炉隔離時冷却系動作	高圧代替冷却電源装置による交流電源故障後、格納容器内圧力が 0.18MPa(gag) に到達した場合、高圧冷却系 (格納容器スプレイモード) による原子炉隔離時冷却系動作を実施する	高圧代替冷却電源装置 【高圧冷却系 (格納容器スプレイモード)】 監視タンク	タンクローリ	格納容器内圧力 (SA) 格納容器内圧力 (SC) サプレッション・チェンバ・プール水位 【高圧冷却系監視装置】 淡水貯蔵槽水位 (SA)
高圧代替冷却系 (冷却) による原子炉冷却	高圧冷却系 (冷却) による原子炉冷却後、高圧冷却系が動作し安全弁が閉鎖し、過剰安全弁による原子炉冷却を実施する	高圧代替冷却電源装置 過剰安全弁 淡水貯蔵槽 監視タンク	タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧冷却系監視装置 (冷却モード) 淡水貯蔵槽水位 (SA)

③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)

⑤

② (計器名称の変更)

⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

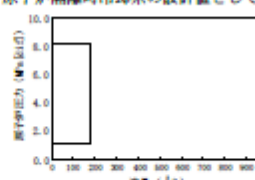
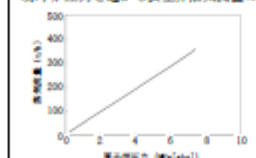
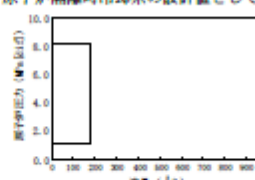
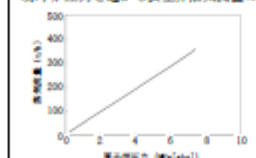
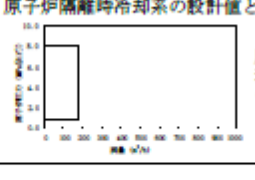
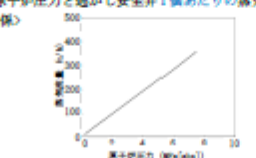
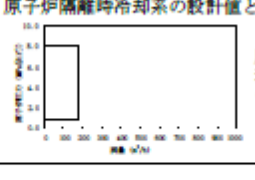
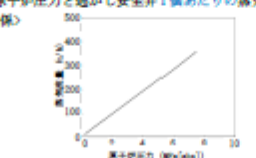
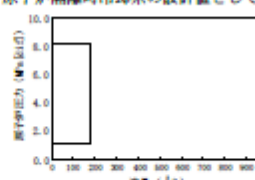
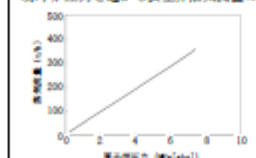
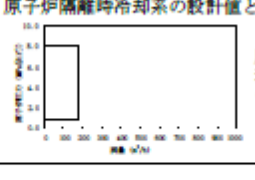
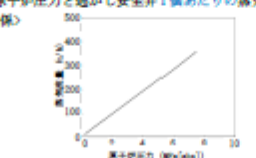
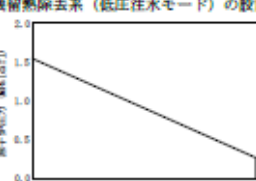
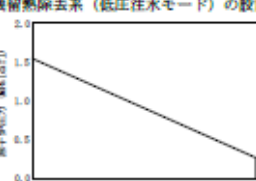
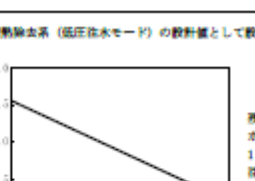
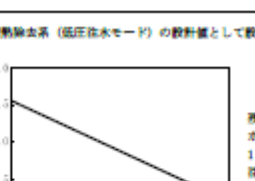
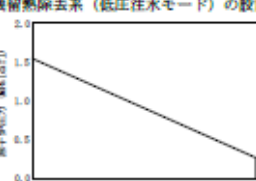
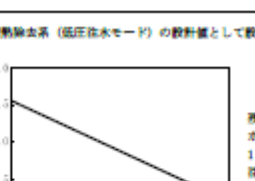
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 2.3.1.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (1/5)			第 2.3.1.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (1/5)			⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	
初期条件			初期条件			
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定	原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定	
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-	燃料	9×9 燃料 (A 型)	-	
最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定	最大線出力密度	44.0kW/m	設計線出力として設定	
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定	
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエールサブプレッション・チェンバ(閉塞))	真空破壊装置の設定値	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエールサブプレッション・チェンバ(閉塞))	真空破壊装置の設定値	
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	
表 2.3.1.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (2/5)			第 2.3.1.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (2/5)			⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件			初期条件			
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定	
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	
事故条件			事故条件			
起回事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源を喪失するものとして設定	起回事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源を喪失するものとして設定	
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定	
外部電源	外部電源なし	起回事象として, 外部電源を喪失するものとして設定	外部電源	外部電源なし	起回事象として, 外部電源を喪失するものとして設定	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由																																			
表 2.3.1.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (3/5)			第 2.3.1.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (3/5)			⑤																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)</td> <td>安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水</td> <td>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定   </td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開放することによる原子炉急減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係)   </td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方		原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開放することによる原子炉急減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)</td> <td>安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水</td> <td>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定   </td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開放することによる原子炉急減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係)   </td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開放することによる原子炉急減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定											
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																							
原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定																																							
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 																																							
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開放することによる原子炉急減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定																																							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																							
原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定																																							
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 																																							
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開放することによる原子炉急減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定																																							
表 2.3.1.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (4/5)			第 2.3.1.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (4/5)			③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード)</td> <td>事象発生 24 時間後に手動起動し, 954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[diff]において) にて注水</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定   </td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>炉心を冠水維持可能な注水量で注水</td> <td>崩壊熱相当量の注水量として設定</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (格納容器スプレイモード)</td> <td>・原子炉減圧後, 原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 8) まで上昇させた後に手動起動し, 954m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において)</td> <td>残留熱除去系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等</td> <td>格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱</td> <td>格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系</td> <td>約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)</td> <td>代替原子炉補機冷却系の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	残留熱除去系 (低圧注水モード)	事象発生 24 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[diff]において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 	低圧代替注水系 (常設)	炉心を冠水維持可能な注水量で注水	崩壊熱相当量の注水量として設定	残留熱除去系 (格納容器スプレイモード)	・原子炉減圧後, 原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 8) まで上昇させた後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード)</td> <td>事象発生 24 時間後に手動起動し, 954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[diff]において) にて注水</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定   </td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>炉心を冠水維持可能な注水量で注水</td> <td>約 90m<sup>3</sup>/h にて崩壊熱相当量を注水するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)</td> <td>・原子炉減圧後, 原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 8) まで上昇させた後に手動起動し, 954m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において)</td> <td>残留熱除去系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等</td> <td>格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱</td> <td>格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系</td> <td>約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)</td> <td>代替原子炉補機冷却系の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	残留熱除去系 (低圧注水モード)	事象発生 24 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[diff]において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 	低圧代替注水系 (常設)	炉心を冠水維持可能な注水量で注水	約 90m <sup>3</sup> /h にて崩壊熱相当量を注水するものとして設定	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	・原子炉減圧後, 原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 8) まで上昇させた後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																							
残留熱除去系 (低圧注水モード)	事象発生 24 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[diff]において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 																																							
低圧代替注水系 (常設)	炉心を冠水維持可能な注水量で注水	崩壊熱相当量の注水量として設定																																							
残留熱除去系 (格納容器スプレイモード)	・原子炉減圧後, 原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 8) まで上昇させた後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定																																							
格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定																																							
代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定																																							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																							
残留熱除去系 (低圧注水モード)	事象発生 24 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[diff]において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 																																							
低圧代替注水系 (常設)	炉心を冠水維持可能な注水量で注水	約 90m <sup>3</sup> /h にて崩壊熱相当量を注水するものとして設定																																							
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	・原子炉減圧後, 原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 8) まで上昇させた後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定																																							
格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定																																							
代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定																																							



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																
<p>表 2.3.1.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (5/5)</p> <table border="1" data-bbox="305 417 1142 940"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>本事故シーケンスの前提条件として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時</td> <td>格納容器最高使用圧力を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設) 起動操作</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) 運転操作</td> <td>事象発生約 25 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	低圧代替注水系 (常設) 起動操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) 運転操作	事象発生約 25 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	<p>第 2.3.1.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)) (5/5)</p> <table border="1" data-bbox="1270 417 2226 890"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設代替交流電源設備からの受電</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>本事故シーケンスの前提条件として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時</td> <td>格納容器最高使用圧力を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設) 起動操作</td> <td>事象発生 24 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 運転操作</td> <td>事象発生約 25 時間後</td> <td>常設代替交流電源設備からの受電後として設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	低圧代替注水系 (常設) 起動操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 運転操作	事象発生約 25 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	<p>⑤</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																
常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定																																																
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定																																																
逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
低圧代替注水系 (常設) 起動操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) 運転操作	事象発生約 25 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																
常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定																																																
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定																																																
逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
低圧代替注水系 (常設) 起動操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 運転操作	事象発生約 25 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定																																																



変更前	変更後	変更理由
<p>2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗</p> <p>2.3.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することを想定する。このため, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失した状態において, 唯一の原子炉注水手段である原子炉隔離時冷却系が機能喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 直流電源及び交流電源の電源供給機能に加えて高圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 所内蓄電式直流電源設備より電源を給電した高圧代替注水系による原子炉注水によって 24 時間後まで炉心を冷却し, 常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）, 低圧代替注水系（常設）による注水の準備が完了したところで, 逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって, 炉心損傷の防止を図る。また, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系, 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p>	<p>2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗</p> <p>2.3.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗（RCIC 本体の機能喪失）」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することを想定する。このため, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失した状態において, 唯一の原子炉注水手段である原子炉隔離時冷却系が機能喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 直流電源及び交流電源の電源供給機能に加えて高圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 直流電源設備から電源を給電した高圧代替注水系による原子炉注水によって 24 時間後まで炉心を冷却し, 常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）, 低圧代替注水系（常設）による注水の準備が完了したところで, 逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）, 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p>	<p>⑤</p> <p>②(代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧代替注水系による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 2.3.2.1 から図 2.3.2.4 に、手順の概要を図 2.3.2.5 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 2.3.2.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は10名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員34名である。必要な要員と作業項目について図2.3.2.6に示す。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認</p> <p>外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し、設計基準事故対処設備の注水機能を全て喪失する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備</p>	<p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧代替注水系による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持することで、低圧代替注水系（常設）による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 2.3.2.1 図から第 2.3.2.4 図に、手順の概要を第 2.3.2.5 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 2.3.2.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計28名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は8名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員46名である。必要な要員と作業項目について第2.3.2.6図に示す。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認</p> <p>外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し、設計基準事故対処設備の注水機能を全て喪失する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備</p>	<p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>は, 原子炉隔離時冷却系系統流量計である。</p> <p>b. 高压代替注水系による原子炉注水 原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下するが, 中央制御室からの遠隔操作によって高压代替注水系を手動起動し, 原子炉注水を開始することにより, 原子炉水位が回復する。 原子炉水位回復後は, 運転員による高压代替注水系の蒸気入口弁の手動開閉操作によって炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。なお, 原子炉水位の制御に必要な弁の電源は常設代替直流電源設備から供給される。事象発生から 24 時間にわたって常設代替直流電源設備により直流電源の供給は可能である。 高压代替注水系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び高压代替注水系系統流量等である。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備 早期の電源回復不能判断及び対応準備については, 2.3.1.1 (3) c と同じ。</p> <p>d. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱については, 2.3.1.1 (3) e と同じ。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 逃がし安全弁による原子炉急速減圧については, 2.3.1.1 (3) f と同じ。</p> <p>f. 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水については, 2.3.1.1 (3) g と同じ。</p> <p>g. 残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器除熱 残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器除熱については, 2.3.1.1 (3) h と同じ。</p> <p>h. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水については, 2.3.1.1 (3)</p>	<p>は, 原子炉隔離時冷却系系統流量計である。</p> <p>b. 高压代替注水系による原子炉注水 原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下するが, 中央制御室からの遠隔操作によって高压代替注水系を手動起動し, 原子炉注水を開始することにより, 原子炉水位が回復する。 原子炉水位回復後は, 運転員による高压代替注水系の蒸気入口弁の手動開閉操作によって炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。なお, 原子炉水位の制御に必要な弁の電源は常設代替直流電源設備から供給される。事象発生から 24 時間にわたって常設代替直流電源設備により直流電源の供給は可能である。 高压代替注水系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 高压代替注水系系統流量等である。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備 早期の電源回復不能判断及び対応準備については, 「2.3.1.1(3)c. <a href="#">早期の電源回復不能判断及び対応準備</a>」と同じ。</p> <p>d. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱については, 「2.3.1.1(3)e. <a href="#">格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</a>」と同じ。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 逃がし安全弁による原子炉急速減圧については, 「2.3.1.1(3)f. <a href="#">逃がし安全弁による原子炉急速減圧</a>」と同じ。</p> <p>f. 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水については, 「2.3.1.1(3)g. <a href="#">残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水</a>」と同じ。</p> <p>g. <a href="#">残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)</a> による原子炉格納容器除熱 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器除熱については, 「2.3.1.1(3)h. <a href="#">残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器除熱</a>」と同じ。</p> <p>h. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水については,</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>iと同じ。</p> <p>2.3.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、外部電源喪失を起因事象とし、全ての非常用ディーゼル発電機を喪失することで原子炉隔離時冷却系を除く注水機能を喪失し、その上、原子炉隔離時冷却系を喪失し、全ての注水機能を喪失する「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、冷却材放出(臨界流・差圧流)、ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表2.3.2.2に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p>	<p>「2.3.1.1(3)i. 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水」と同じ。</p> <p>2.3.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、外部電源喪失を起因事象とし、全ての非常用ディーゼル発電機を喪失することで原子炉隔離時冷却系を除く注水機能を喪失し、その上、原子炉隔離時冷却系を喪失し、全ての注水機能を喪失する「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗 (RCIC 本体の機能喪失)」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、冷却材放出(臨界流・差圧流)、ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.3.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。同時に、原子炉隔離時冷却系についても機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムはタービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(b) 高圧代替注水系 運転員による高圧代替注水系の蒸気入口弁の遠隔での手動開閉操作によって注水する。本評価では設計値である 182m<sup>3</sup>/h (8.12MPa[dif]において) ~114m<sup>3</sup>/h (1.03MPa[dif]において) に対し、保守的に 20%減の流量で注水するものとした。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (2個) を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 残留熱除去系 (低圧注水モード) は事象発生から24時間後に手動起動し、954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(e) 残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) 逃がし安全弁による原子炉減圧後、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 8) まで上昇させた後に手動起動し、954m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海</p>	<p><b>起因事象として</b>、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。<b>さらに</b>、原子炉隔離時冷却系についても機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(b) 高圧代替注水系 運転員による高圧代替注水系の蒸気入口弁の遠隔での手動開閉操作によって注水する。本評価では設計値である 182m<sup>3</sup>/h (8.12MPa[dif]において) ~114m<sup>3</sup>/h (1.03MPa[dif]において) に対し、保守的に 20%減の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (2個) を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 残留熱除去系 (低圧注水モード) は事象発生から24時間後に手動起動し、954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>(e) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ<b>冷却</b>モード) 逃がし安全弁による原子炉減圧後、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 8) まで上昇させた後に手動起動し、954m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納<b>容器内</b>にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃,</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>水温度 30℃において) とする。</p> <p>(f) 低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイモード (ドライウエル側のみ) への切替え後に, 崩壊熱相当量で原子炉注水し, その後は炉心を冠水維持する。</p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置等 格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開<sup>*</sup>) にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>※ 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を 50%開にて開始するが, 格納容器圧力に低下傾向が確認できない場合は, 増開操作を実施する。解析においては, 操作手順の考え方を踏まえ, 中間開操作 (流路面積約 70%開) とする。</p> <p>(h) 代替原子炉補機冷却系 伝熱容量は約 23MW (サプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件は, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 高圧代替注水系による原子炉注水操作は, 事象判断の時間を考慮して事象発生から10分後に開始するものとし, 操作時間は, 原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず, 直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間余裕を考慮して15分間とする。</p> <p>(b) 交流電源は24時間使用できないものとし, 事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p>	<p>海水温度 30℃において) とする。</p> <p>(f) 低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系の低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モード (ドライウエル側のみ) への切替え後に, 約 90m<sup>3</sup>/h にて崩壊熱相当量で原子炉注水し, その後は炉心を冠水維持する。</p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置等 格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開<sup>*1</sup>) にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>※1 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間開操作するが, 格納容器圧力の低下傾向を確認できない場合は, 増開操作を実施する。なお, 耐圧強化ベント系を用いた場合は, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合と比較して, 排出流量は大きくなり, 格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>(h) 代替原子炉補機冷却系 伝熱容量は約 23MW (サプレッション・チェンバ・プール水温 100℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 高圧代替注水系による原子炉注水操作は, 事象判断の時間を考慮して事象発生から10分後に開始するものとし, 操作時間は, 原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず, 直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間余裕を考慮して15分間とする。</p> <p>(b) 交流電源は24時間使用できないものとし, 事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(d) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は, 事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(e) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) の起動操作は, 事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(f) 低圧代替注水系 (常設) 起動操作は, 事象発生から24時間後に開始する。なお, サプレッション・チェンバ・プールの水位が真空破壊装置-1mに到達した場合, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止する。</p> <p>(g) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) の起動操作は, 事象発生から約25時間後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価 (敷地境界での実効線量評価) の条件                      有効性評価 (敷地境界での実効線量評価) の条件は, 2.3.1.2(3)と同じ。</p> <p>(4) 有効性評価の結果                      本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) *, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図2.3.2.7から図2.3.2.12に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を図2.3.2.13から図2.3.2.15に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図2.3.2.16から図2.3.2.19に示す。</p>	<p>(d) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は, 事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(e) 代替原子炉補機冷却系 <b>運転</b> 操作は, 事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(f) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) の起動操作は, 事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(g) 低圧代替注水系 (常設) 起動操作は, 事象発生から24時間後に開始する。なお, サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達した場合, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止する。</p> <p>(h) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイ <b>冷却</b> モード) の起動操作は, 事象発生から約25時間後に開始する。                      (添付資料 2.3.2.1)</p> <p>(3) 有効性評価 (敷地境界での実効線量評価) の条件                      有効性評価 (敷地境界での実効線量評価) の条件は, 「2.3.1.2(3) <b>有効性評価 (敷地境界での実効線量評価) の条件</b>」と同じ。</p> <p>(4) 有効性評価の結果                      本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※2, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を <b>第2.3.2.7図から第2.3.2.12図</b> に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を <b>第2.3.2.13図から第2.3.2.15図</b> に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を <b>第2.3.2.16図から第2.3.2.19図</b> に示す。                      ※2 シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示す。なお,</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 事象進展</p> <p>全交流動力電源喪失後, タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし, また, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗した後, 高圧代替注水系を手動起動することにより原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに 10 台全てがトリップする。</p> <p>事象発生から 24 時間経過した時点で, 常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, その後, 中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を手動開することで, 原子炉の急速減圧を実施し, 原子炉減圧後に残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると, 原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下するが, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水が開始されると原子炉水位が回復する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため, 原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで, 格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は, 事象発生から約 16 時間経過した時点で実施する。なお, 原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は, 真空破壊装置 (約 14m) 及びベントライン (約 17m) に対して, 十分に低く推移するため, 真空破壊装置の健全性は維持される。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は, ベントラインを閉じて, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。</p> <p>※ シュラウド内側は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外側の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確</p>	<p>水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6 号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7 号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>全交流動力電源喪失後, タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし, また, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗した後, 高圧代替注水系を手動起動することにより原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに 10 台全てがトリップする。</p> <p>事象発生から 24 時間経過した時点で, 常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, その後, 中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を手動開することで, 原子炉の急速減圧を実施し, 原子炉減圧後に残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると, 原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下するが, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため, 原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで, 格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は, 事象発生から約 16 時間経過した時点で実施する。なお, 原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は, 真空破壊装置 (約 14m) 及びベントライン (約 17m) に対して, 十分に低く推移するため, 真空破壊装置の健全性は維持される。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は, ベントラインを閉じて, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は，シュラウド外側の水位であることから，シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお，水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には，原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を，7号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は，図 2.3.2.13 に示すとおり，初期値（約 310℃）を上回ることなく，1,200℃以下となる。また，燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり，15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は，図 2.3.2.7 に示すとおり，逃がし安全弁の作動により，約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても，約 7.82MPa[gage]以下であり，最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また，崩壊熱除去機能を喪失しているため，原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって，格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は，約 0.31MPa[gage]及び約 146℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>図 2.3.2.8 に示すとおり，高圧代替注水系による注水継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持される。その後は，約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始し，さらに代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し，また，安定状態を維持できる。 (添付資料 2.3.1.5)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置によるベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 <math>9.9 \times 10^{-3}</math>mSv であり，5mSv を下回る。また，耐圧強化ベント系によるベント時の敷地境界で</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は，第 2.3.2.13 図に示すとおり，初期値をわずかに上回る約 311℃となるが，1,200℃以下となる。また，燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり，15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は，第 2.3.2.7 図に示すとおり，逃がし安全弁の作動により，約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても，約 7.82MPa[gage]以下であり，最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また，崩壊熱除去機能を喪失しているため，原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって，格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は，約 0.31MPa[gage]及び約 146℃に抑えられ，原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第 2.3.2.8 図に示すとおり，高圧代替注水系による注水継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持される。その後は，約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始し，さらに代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し，また，安定状態を維持できる。 (添付資料 2.3.1.5)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は，事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使</p>	<p>⑤</p> <p>⑤ ⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>の実効線量の評価結果は約 <math>4.9 \times 10^{-2} \text{mSv}</math> であり, 5mSv を下回る。いずれの場合も周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 高圧代替注水系による原子炉注水操作, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおける解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価については, 「2.3.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同じ。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.2.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>本重要事故シーケンスにおける初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に係る不確かさの影響評価については, 「2.3.1.3(2) a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同じ。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.2.2)</p>	<p>用までの時間が本事象と同等である「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」の実効線量の評価結果と同等となり, 5mSv を下回ることから, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗では, 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 高圧代替注水系による原子炉注水操作, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおける解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価については, 「2.3.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同じ。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.2.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第2.3.2.2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤ (不確かさ評価として, 原子炉隔離時冷却系の場合と同じ旨記載省略していたが, 高圧代替注水系としての記載として追記)</p>

変更前	変更後	変更理由
	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが, 操作手順(格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の高圧代替注水系は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧代替注水系(常設)は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.2.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが, 原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく, 炉心は冠水維持されるため, 燃料被覆管の最高温度は初期値をわずかに上回る約311℃となることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり, 格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが, 格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の高圧代替注水系は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復が早くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧代替注水系(常設)は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復が早くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.2.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確かさ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず、直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間として設定されていることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉注水の開始時間を早める。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.31MPa [gage]）に到達するのは、事象発生の約16時間後であり、格納容器ベント準備操作は格納容器圧力上昇の傾向を監視しながら予め操作が可能である。また、格納容器ベント操作も同様に格納容器圧力上昇の傾向を監視しながら予め準備が可能である。よって、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。また、操作開始時間が遅れた場合においても、格納容器限界圧力は0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員及び緊急時対策要員を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確かさ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず、直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間として設定していることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉注水の開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.31MPa [gage]）に到達するのは、事象発生の約16時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力及び温度の上昇の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、格納容器ベント操作も同様に格納容器圧力及び温度の上昇の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。よって、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。操作開始時間が遅れた場合においても、原子炉格納容器の限界圧力は0.62MPa [gage] であることから、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.2.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があるが、操作開始時間が早くなった場合においても原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回らないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から早まる可能性がある。この場合、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後に制限する場合、代替原子炉補機冷却系運転操作開始時間のみが早まったとしても、常設代替交流電源設備から受電する設備を運転できないため、評価項目となるパラメータに影響しない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.2.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作については、事象発</p>	<p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、<b>運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</b></p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.2.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があるが、操作開始時間が早くなった場合においても原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回らないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から<b>早まり</b>、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後に制限する場合、代替原子炉補機冷却系運転操作開始時間のみが早まったとしても、常設代替交流電源設備から受電する設備を運転できないため、評価項目となるパラメータに影響しない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.2.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p><b>操作開始時間の遅れ</b>による影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作については、事象発</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>生から50分後（操作開始時間の25分程度の時間遅れ）までに高压代替注水系による注水が開始できれば、燃料被覆管の最高温度は約859℃となり1,200℃を下回るため、炉心の著しい損傷は発生しない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約16時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇の傾向は緩やかである。格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約38時間であり、約20時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については、事象想定として常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後としており、4時間程度の準備時間が確保できるため、時間余裕がある。 (添付資料2.3.2.2)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時にお</p>	<p>生から50分後（操作開始時間の25分程度の時間遅れ）までに高压代替注水系による注水が開始できれば、燃料被覆管の最高温度は約859℃となり1,200℃を下回ることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約16時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。また、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約38時間後であり、約20時間以上の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については、事象想定として常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後としており、代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は、事象発生から24時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。 (添付資料2.3.2.2)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時にお</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ける事象発生10時間までに必要な要員は、「2.3.2.1 (3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は34名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>高压代替注水系、低压代替注水系（常設）による原子炉注水に必要な水量は、2.3.1.4(2) a. 「水源」の必要水量とほぼ同じであり、必要な水源は確保可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>2.3.1.4(2) b. 「燃料」と同じであり、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水、代替原子炉補機冷却系の運転、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要な負荷として、6号及び7号炉で約2,342kW（6号炉：約1,159kW、7号炉：約1,183kW）必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。</p>	<p>ける事象発生10時間までに必要な要員は、「2.3.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は46名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>高压代替注水系及び低压代替注水系（常設）による原子炉注水に必要な水量は、「2.3.1.4(2)a. 水源」の必要水量とほぼ同じであり、必要な水源は確保可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>「2.3.1.4(2)b. 燃料」と同じであり、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水、代替原子炉補機冷却系の運転、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要な負荷として、6号炉で約1,284kW、7号炉で約1,294kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。</p>	<p>③（要員の運用変更）</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>②（免震重要棟内緊急時対策所の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>②（常設代替交流電源設備の電源負荷修正）</p> <p>②（免震重要棟内緊急時対策所の位置づけ変更に伴う反映）</p>

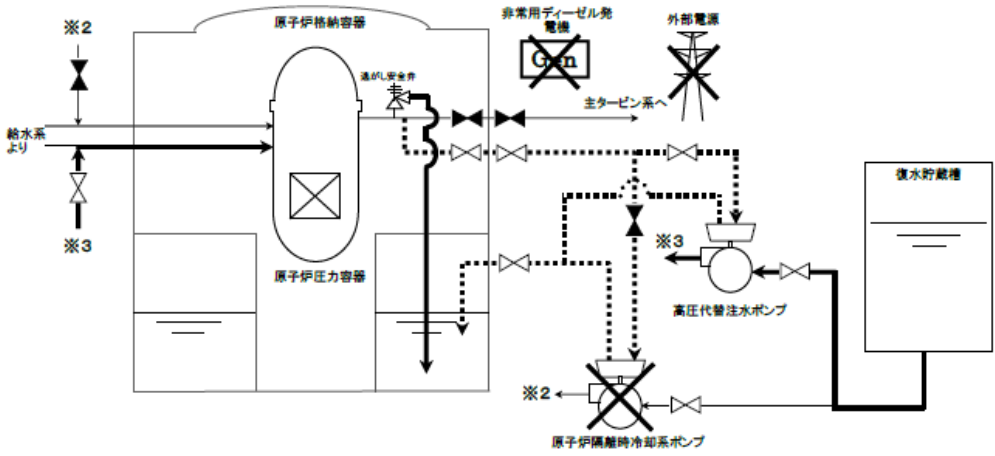
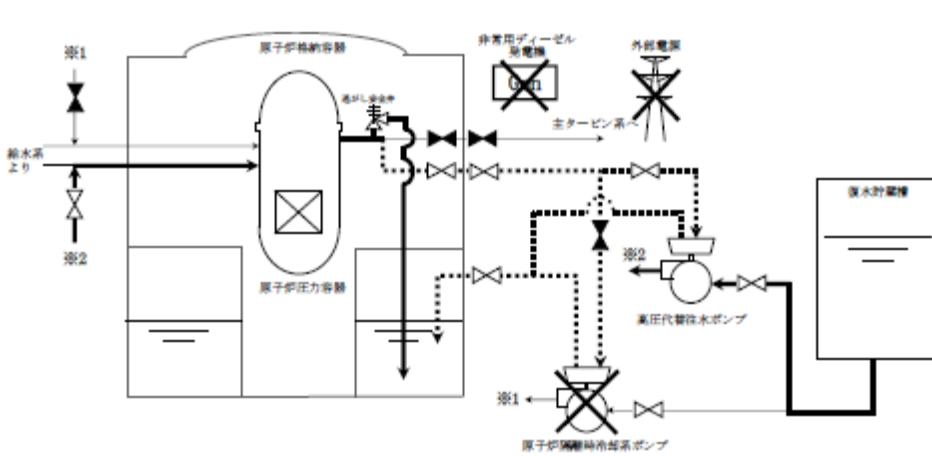


まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(添付資料2.3.1.2, 2.3.1.9)</p> <p>2.3.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」では，全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」に対する炉心損傷防止対策としては，初期の対策として高圧代替注水系による原子炉注水手段，安定状態に向けた対策として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイモード）による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」の重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，高圧代替注水系による原子炉注水，逃がし安全弁による原子炉減圧，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイモード）による原子炉格納容器除熱を実施することにより，炉心損傷することはない。</p> <p>その結果，燃料被覆管温度及び酸化量，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。</p> <p>なお，格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は，周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕につ</p>	<p>(添付資料2.3.1.2, 2.3.1.9)</p> <p>2.3.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」では，全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」に対する炉心損傷防止対策としては，初期の対策として高圧代替注水系による原子炉注水手段，安定状態に向けた対策として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱手段及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」の重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗（RCIC本体の機能喪失）」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，高圧代替注水系による原子炉注水，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，逃がし安全弁による原子炉減圧，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより，炉心損傷することはない。</p> <p>その結果，燃料被覆管温度及び酸化量，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。</p> <p>なお，格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は，周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕につ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>いて確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗」において, 高压代替注水系等による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗」に対して有効である。</p>  <p>図 2.3.2.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗時の重大事故等対処設備の概略系統図(1/4) (原子炉注水)</p>	<p>いて確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 高压代替注水系等による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗」に対して有効である。</p>  <p>第 2.3.2.1 図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗」の重大事故等対策の概略系統図(1/4) (原子炉注水)</p>	<p>変更理由</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

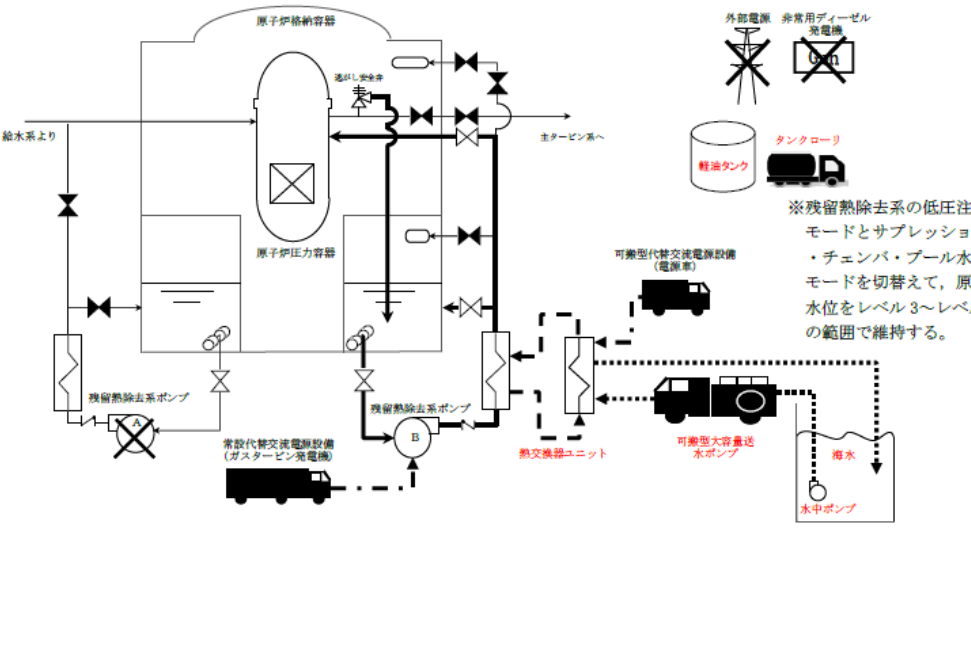
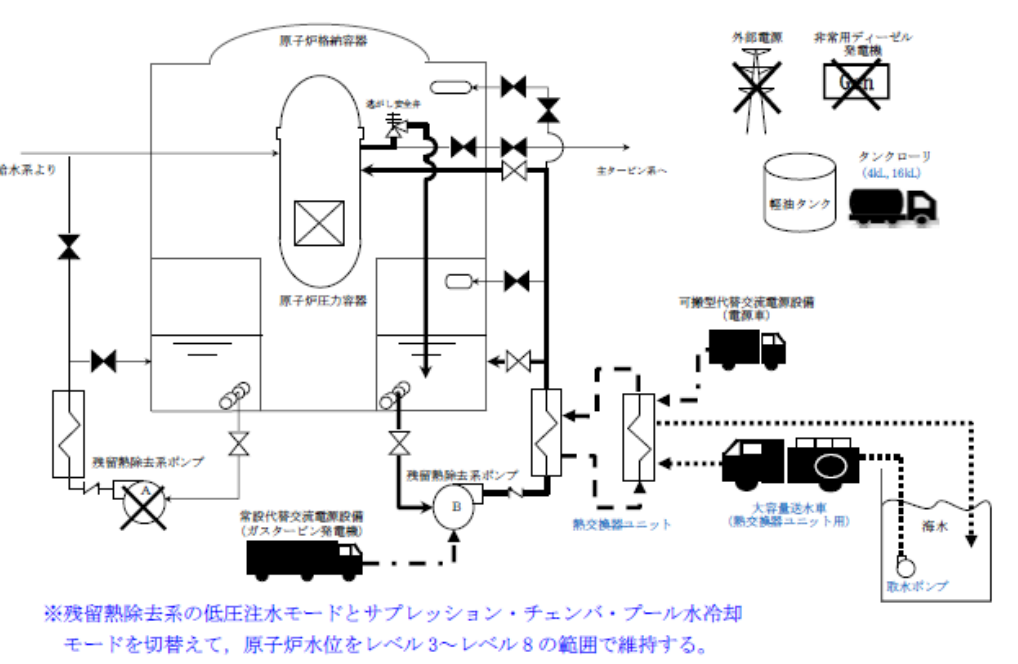
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (送水ラインの変更)                  ② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)                  ⑤</p>
<p>図 2.3.2.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗時の重大事故等対処設備の概略系統図 (2/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.3.2.2 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	
<p>※残留熱除去系は, 原子炉水位がレベル 8 に到達した時点で, 低圧注水モードから格納容器スプレイモードに運転を切替える。</p>	<p>※残留熱除去系は, 原子炉水位がレベル 8 に到達した時点で, 低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モードに運転を切り替える。</p>	<p>② (送水ラインの変更)                  ⑤</p>
<p>図 2.3.2.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗時の重大事故等対処設備の概略系統図 (3/4)                  (原子炉急速減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.3.2.3 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4)                  (原子炉急速減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>※残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切替えて, 原子炉水位をレベル3～レベル8の範囲で維持する。</p> <p>図 2.3.2.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗時の重大事故等対処設備の概略系統図 (4/4)              (原子炉格納容器除熱)</p>	 <p>※残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切替えて, 原子炉水位をレベル3～レベル8の範囲で維持する。</p> <p>第 2.3.2.4 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (4/4)              (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.3.2.5 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗時の対応手順概要</p>	<p>第 2.3.2.5 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗」の対応手順の概要</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由
				② (送水ラインの変更による作業時間の見直し) ② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正) ② (格納容器ベント準備作業内容追加による作業時間の見直し) ② (給油準備作業時間の見直し) ⑤
<p>図 2.3.2.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗時の作業と所要時間 (1/2)</p>		<p>第 2.3.2.6 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗」の作業と所要時間 (1/2)</p>		

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

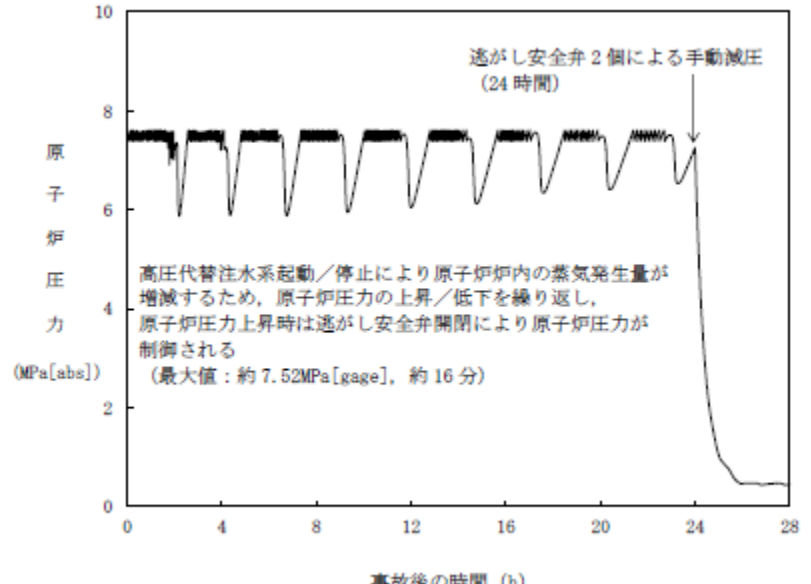
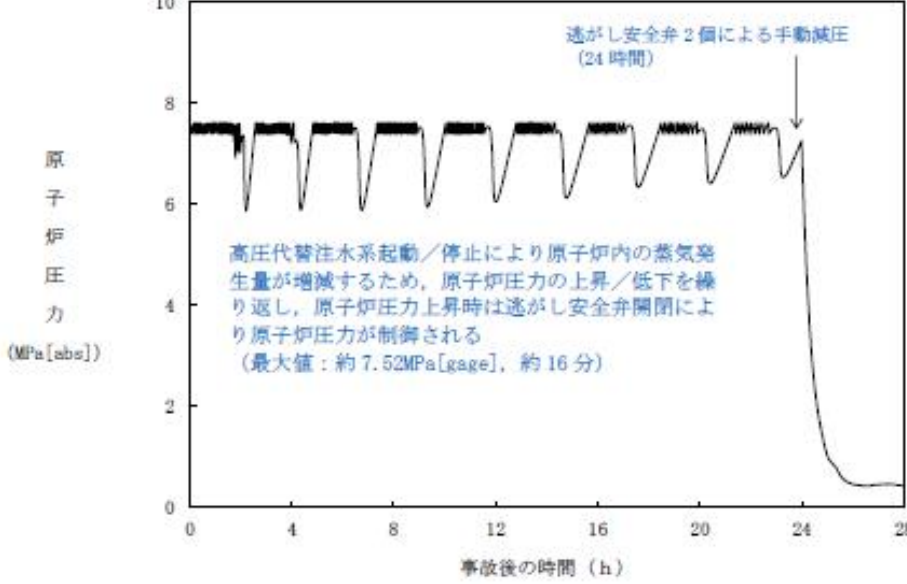
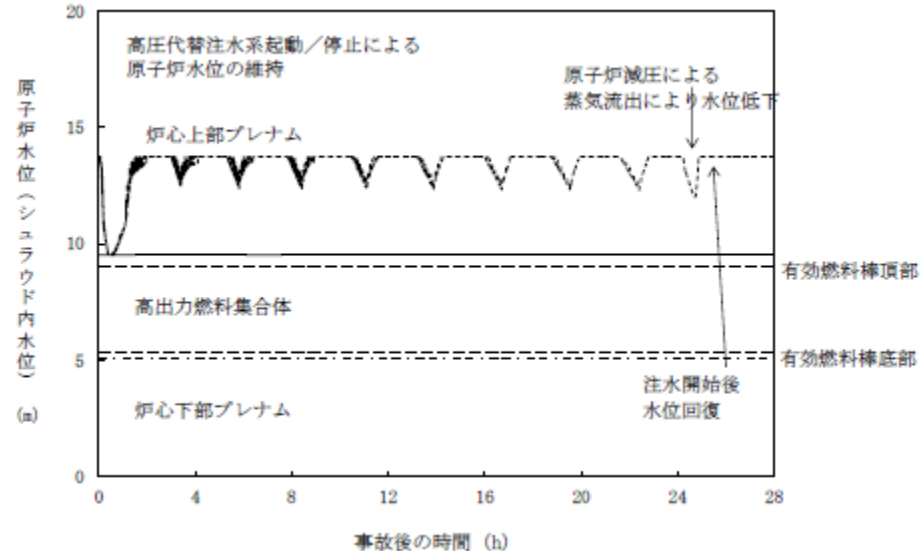
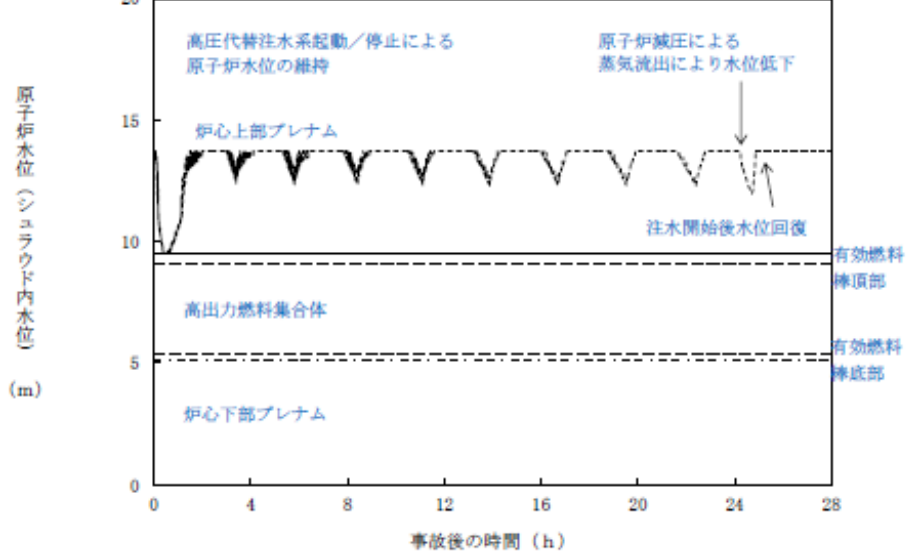
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前										変更後										変更理由
																				② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正) ② (給油準備作業時間の見直し) ② (格納容器ベント後作業の必要要員数の見直し) ⑤
図 2.3.2.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗時の作業と所要時間 (2/2)										第 2.3.2.6 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗」の作業と所要時間 (2/2)										

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.3.2.7 原子炉圧力の推移</p>	 <p>第 2.3.2.7 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
 <p>図 2.3.2.8 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	 <p>第 2.3.2.8 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

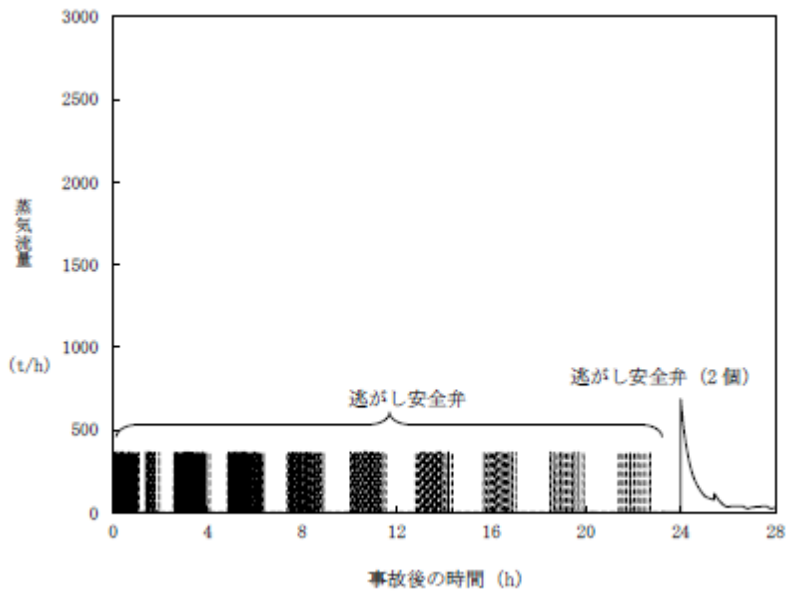
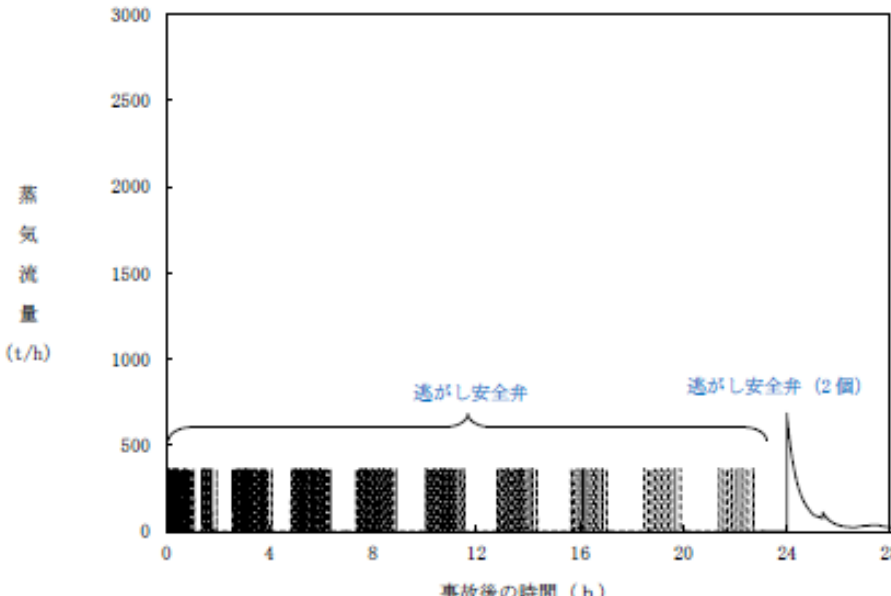
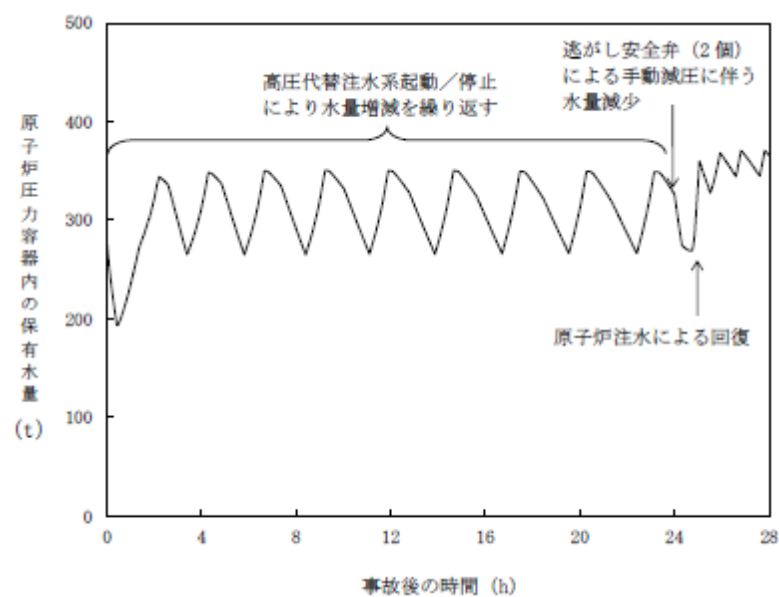
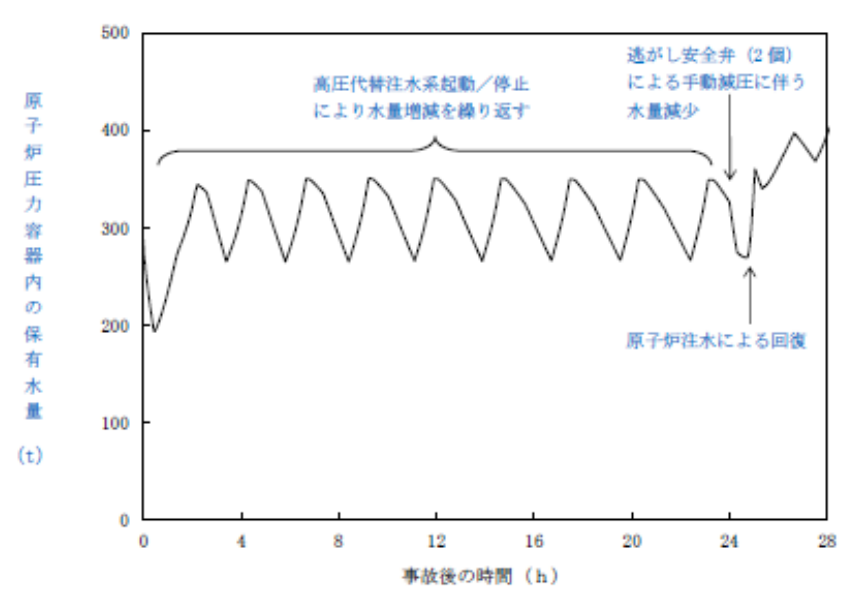


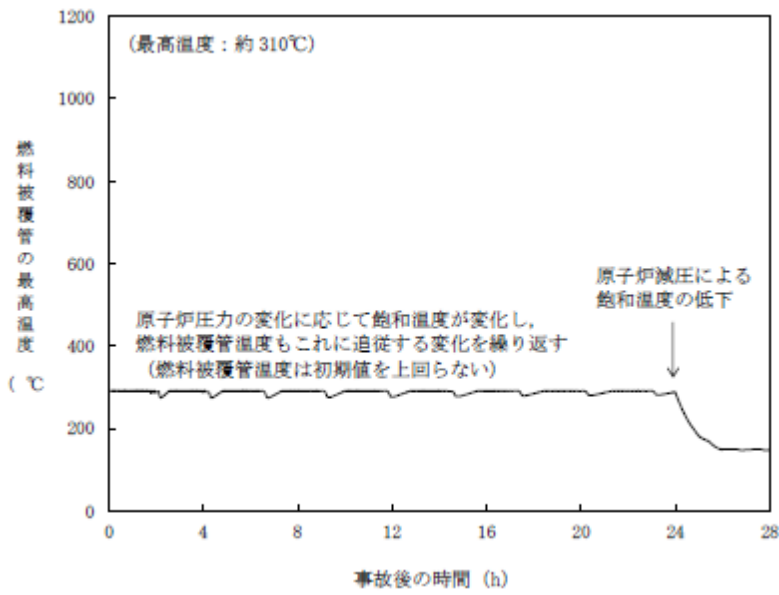
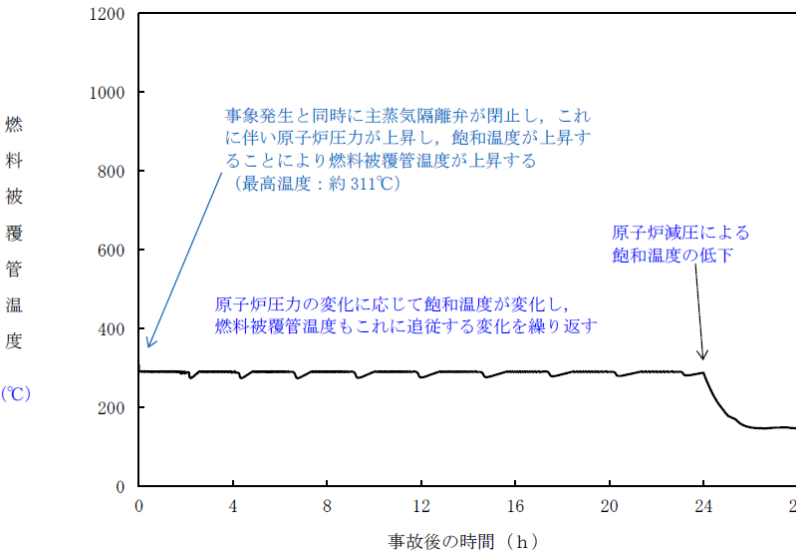
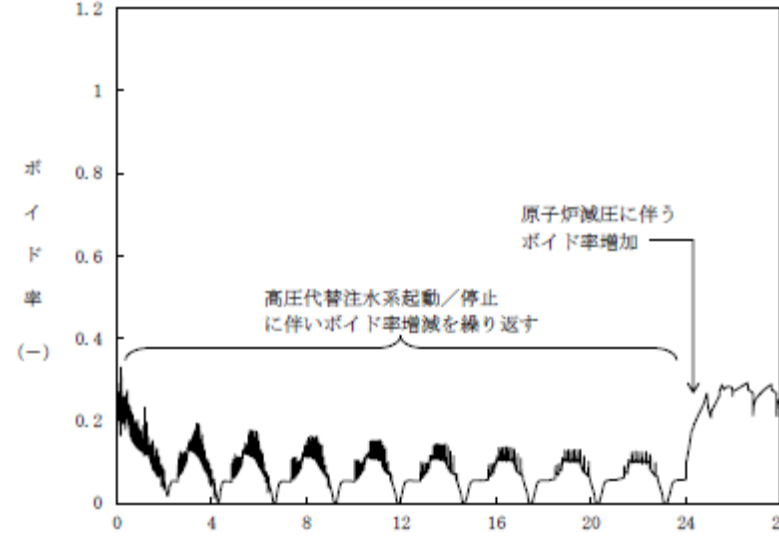
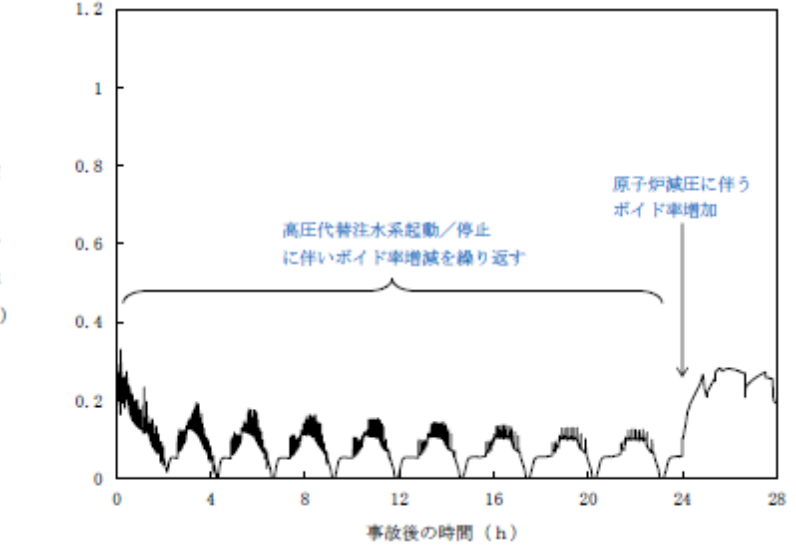
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.3.2.9 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	<p>第 2.3.2.9 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>図 2.3.2.10 注水流量の推移</p>	<p>第 2.3.2.10 図 注水流量の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

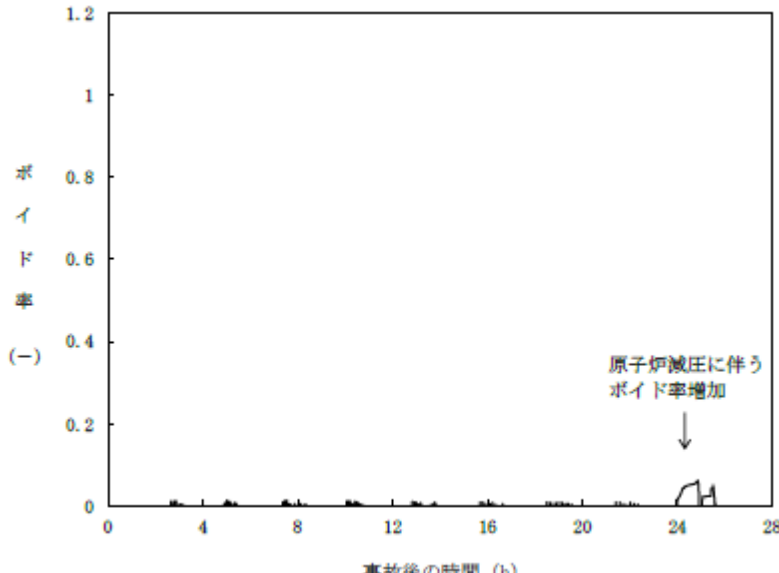
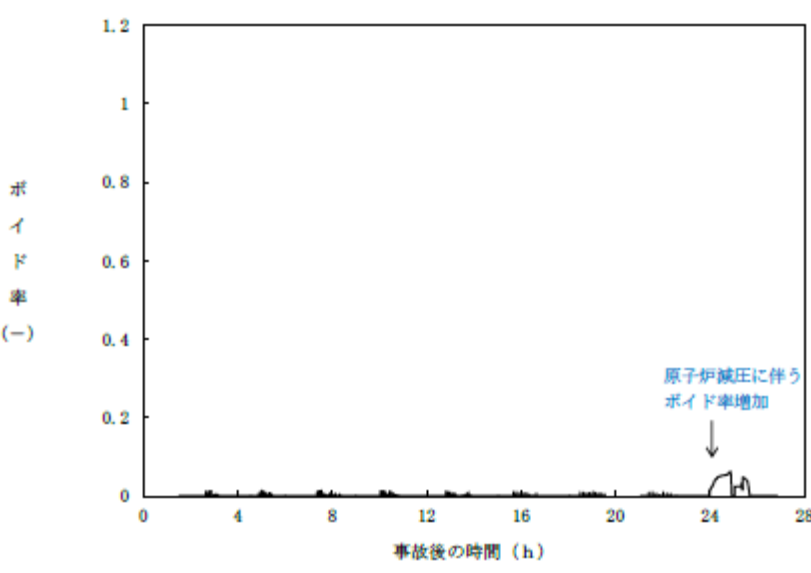
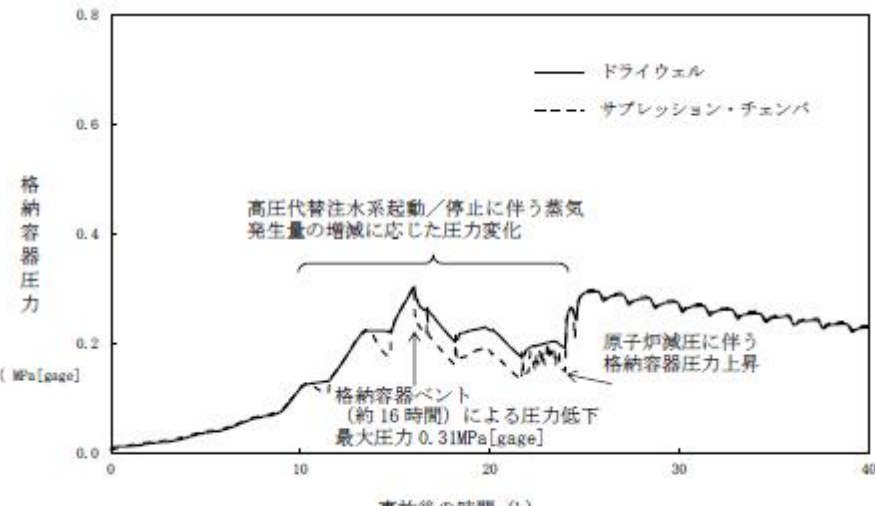
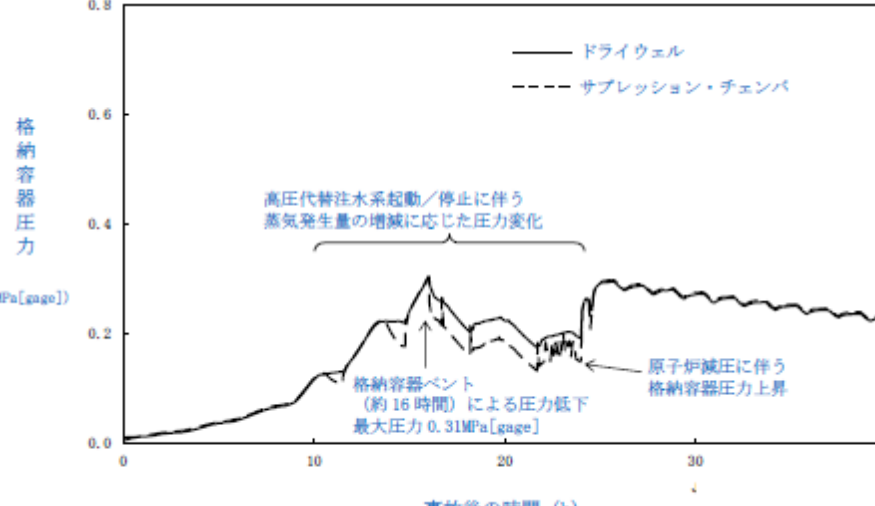
変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.3.2.11 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	 <p>第 2.3.2.11 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
 <p>図 2.3.2.12 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	 <p>第 2.3.2.12 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.3.2.13 燃料被覆管温度の推移</p>	 <p>第 2.3.2.13 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p>
 <p>図 2.3.2.14 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	 <p>第 2.3.2.14 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.3.2.15 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	 <p>第 2.3.2.15 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
 <p>図 2.3.2.16 格納容器圧力の推移</p>	 <p>第 2.3.2.16 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.3.2.17 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 2.3.2.17 図 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>図 2.3.2.18 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 2.3.2.18 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																					
<p>図 2.3.2.19 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>第 2.3.2.19 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)                  ⑤</p>																																																																																					
<p>表 2.3.2.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗時における重大事故等対策について</p>	<p>第 2.3.2.1 表 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗」の重大事故等対策について</p>	<p>⑤</p>																																																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対応設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全交流動力電源喪失及び原子炉システム故障</td> <td>外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する</td> <td>所内蓄電式直流電源設備</td> <td>-</td> <td>平均出力監視モータ 起動監視モータ</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水による原子炉注水</td> <td>事故発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後炉心を注水維持可能な範囲に制御する。</td> <td>高圧代替注水 復水の確保 所内蓄電式直流電源設備</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水の確保水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力過剰による原子炉格納容器閉鎖</td> <td>格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合、格納容器圧力過剰防止装置等による原子炉格納容器閉鎖を実施する。</td> <td>格納容器圧力過剰防止装置 副圧強化ベント系 代替格納容器圧力過剰防止装置 所内蓄電式直流電源設備</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蓄電式放射線レベル (D/W) 格納容器内蓄電式放射線レベル (S/C) フィルタ設置水位 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ遮断</td> </tr> <tr> <td>過剰安全弁による原子炉急速減圧</td> <td>常設代替交流電源設備による交流電源供給後、機留熱除去ポンプを手動起動し、過剰安全弁 2 個による手動減圧を行う。</td> <td>常設代替交流電源設備 過剰安全弁 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク</td> <td>タンクローリ</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水</td> <td>原子炉急速減圧により、機留熱除去系の圧力を下回ると、代替原子炉隔離時冷却系を介した機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を実施する。</td> <td>常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【機留熱除去系系統流量】</td> </tr> <tr> <td>機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖</td> <td>常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.19MPa[gage] に到達した場合、機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖を実施する。</td> <td>常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (格納容器スプレイモード)】 軽油タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル蓄電式温度 サブプレッション・チェンバ<sup>(1)</sup>気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水 (常設) による原子炉注水</td> <td>機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位回復後、低圧代替注水 (常設) による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 6) の間で維持する。</td> <td>常設代替交流電源設備 過剰安全弁 復水移送ポンプ 復水の確保 軽油タンク</td> <td>タンクローリ</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水供給系統流量 (原子炉圧力容器) 復水の確保水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 1 】: 重大事故等対策設備 (設計基準拡張)</p>	判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対応設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	全交流動力電源喪失及び原子炉システム故障	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する	所内蓄電式直流電源設備	-	平均出力監視モータ 起動監視モータ	高圧代替注水による原子炉注水	事故発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後炉心を注水維持可能な範囲に制御する。	高圧代替注水 復水の確保 所内蓄電式直流電源設備	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水の確保水位 (SA)	格納容器圧力過剰による原子炉格納容器閉鎖	格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合、格納容器圧力過剰防止装置等による原子炉格納容器閉鎖を実施する。	格納容器圧力過剰防止装置 副圧強化ベント系 代替格納容器圧力過剰防止装置 所内蓄電式直流電源設備	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蓄電式放射線レベル (D/W) 格納容器内蓄電式放射線レベル (S/C) フィルタ設置水位 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ遮断	過剰安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、機留熱除去ポンプを手動起動し、過剰安全弁 2 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 過剰安全弁 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉急速減圧により、機留熱除去系の圧力を下回ると、代替原子炉隔離時冷却系を介した機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【機留熱除去系系統流量】	機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.19MPa[gage] に到達した場合、機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖を実施する。	常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (格納容器スプレイモード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル蓄電式温度 サブプレッション・チェンバ <sup>(1)</sup> 気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	低圧代替注水 (常設) による原子炉注水	機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位回復後、低圧代替注水 (常設) による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 6) の間で維持する。	常設代替交流電源設備 過剰安全弁 復水移送ポンプ 復水の確保 軽油タンク	タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水供給系統流量 (原子炉圧力容器) 復水の確保水位 (SA)	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対応設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全交流動力電源喪失及び原子炉システム故障</td> <td>外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。</td> <td>所内蓄電式直流電源設備</td> <td>-</td> <td>平均出力監視モータ 起動監視モータ</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水による原子炉注水</td> <td>事故発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後炉心を注水維持可能な範囲に制御する。</td> <td>高圧代替注水 復水の確保 常設代替交流電源設備</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水の確保水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力過剰による原子炉格納容器閉鎖</td> <td>格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合、格納容器圧力過剰防止装置等による原子炉格納容器閉鎖を実施する。</td> <td>格納容器圧力過剰防止装置 副圧強化ベント系 所内蓄電式直流電源設備</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蓄電式放射線レベル (D/W) 格納容器内蓄電式放射線レベル (S/C) フィルタ設置水位 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ遮断</td> </tr> <tr> <td>過剰安全弁による原子炉急速減圧</td> <td>常設代替交流電源設備による交流電源供給後、機留熱除去ポンプを手動起動し、過剰安全弁 2 個による手動減圧を行う。</td> <td>常設代替交流電源設備 過剰安全弁 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水</td> <td>原子炉急速減圧により、機留熱除去系の圧力を下回ると、代替原子炉隔離時冷却系を介した機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を実施する。</td> <td>常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【機留熱除去系系統流量】</td> </tr> <tr> <td>機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖</td> <td>常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.19MPa[gage] に到達した場合、機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖を実施する。</td> <td>常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (格納容器スプレイモード)】 軽油タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>【機留熱除去系系統流量】 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル蓄電式温度 サブプレッション・チェンバ<sup>(1)</sup>気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水 (常設) による原子炉注水</td> <td>機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位回復後、低圧代替注水 (常設) による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 6) の間で維持する。</td> <td>常設代替交流電源設備 過剰安全弁 復水移送ポンプ 復水の確保 軽油タンク</td> <td>タンクローリ</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水供給系統流量 (低圧注水モード) 復水の確保水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 1 】: 重大事故等対策設備 (設計基準拡張)</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対応設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	全交流動力電源喪失及び原子炉システム故障	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	-	平均出力監視モータ 起動監視モータ	高圧代替注水による原子炉注水	事故発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後炉心を注水維持可能な範囲に制御する。	高圧代替注水 復水の確保 常設代替交流電源設備	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水の確保水位 (SA)	格納容器圧力過剰による原子炉格納容器閉鎖	格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合、格納容器圧力過剰防止装置等による原子炉格納容器閉鎖を実施する。	格納容器圧力過剰防止装置 副圧強化ベント系 所内蓄電式直流電源設備	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蓄電式放射線レベル (D/W) 格納容器内蓄電式放射線レベル (S/C) フィルタ設置水位 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ遮断	過剰安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、機留熱除去ポンプを手動起動し、過剰安全弁 2 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 過剰安全弁 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉急速減圧により、機留熱除去系の圧力を下回ると、代替原子炉隔離時冷却系を介した機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【機留熱除去系系統流量】	機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.19MPa[gage] に到達した場合、機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖を実施する。	常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (格納容器スプレイモード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	【機留熱除去系系統流量】 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル蓄電式温度 サブプレッション・チェンバ <sup>(1)</sup> 気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	低圧代替注水 (常設) による原子炉注水	機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位回復後、低圧代替注水 (常設) による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 6) の間で維持する。	常設代替交流電源設備 過剰安全弁 復水移送ポンプ 復水の確保 軽油タンク	タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水供給系統流量 (低圧注水モード) 復水の確保水位 (SA)
判断及び操作			操作	有効性評価上期待する事故対応設備																																																																																			
	常設設備	可搬型設備		計装設備																																																																																			
全交流動力電源喪失及び原子炉システム故障	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する	所内蓄電式直流電源設備	-	平均出力監視モータ 起動監視モータ																																																																																			
高圧代替注水による原子炉注水	事故発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後炉心を注水維持可能な範囲に制御する。	高圧代替注水 復水の確保 所内蓄電式直流電源設備	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水の確保水位 (SA)																																																																																			
格納容器圧力過剰による原子炉格納容器閉鎖	格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合、格納容器圧力過剰防止装置等による原子炉格納容器閉鎖を実施する。	格納容器圧力過剰防止装置 副圧強化ベント系 代替格納容器圧力過剰防止装置 所内蓄電式直流電源設備	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蓄電式放射線レベル (D/W) 格納容器内蓄電式放射線レベル (S/C) フィルタ設置水位 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ遮断																																																																																			
過剰安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、機留熱除去ポンプを手動起動し、過剰安全弁 2 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 過剰安全弁 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力																																																																																			
機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉急速減圧により、機留熱除去系の圧力を下回ると、代替原子炉隔離時冷却系を介した機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【機留熱除去系系統流量】																																																																																			
機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.19MPa[gage] に到達した場合、機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖を実施する。	常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (格納容器スプレイモード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル蓄電式温度 サブプレッション・チェンバ <sup>(1)</sup> 気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																																																																			
低圧代替注水 (常設) による原子炉注水	機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位回復後、低圧代替注水 (常設) による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 6) の間で維持する。	常設代替交流電源設備 過剰安全弁 復水移送ポンプ 復水の確保 軽油タンク	タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水供給系統流量 (原子炉圧力容器) 復水の確保水位 (SA)																																																																																			
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対応設備																																																																																					
		常設設備	可搬型設備	計装設備																																																																																			
全交流動力電源喪失及び原子炉システム故障	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	-	平均出力監視モータ 起動監視モータ																																																																																			
高圧代替注水による原子炉注水	事故発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動が確認できない場合、高圧代替注水を手動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後炉心を注水維持可能な範囲に制御する。	高圧代替注水 復水の確保 常設代替交流電源設備	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水の確保水位 (SA)																																																																																			
格納容器圧力過剰による原子炉格納容器閉鎖	格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合、格納容器圧力過剰防止装置等による原子炉格納容器閉鎖を実施する。	格納容器圧力過剰防止装置 副圧強化ベント系 所内蓄電式直流電源設備	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蓄電式放射線レベル (D/W) 格納容器内蓄電式放射線レベル (S/C) フィルタ設置水位 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ遮断																																																																																			
過剰安全弁による原子炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、機留熱除去ポンプを手動起動し、過剰安全弁 2 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 過剰安全弁 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力																																																																																			
機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉急速減圧により、機留熱除去系の圧力を下回ると、代替原子炉隔離時冷却系を介した機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【機留熱除去系系統流量】																																																																																			
機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、格納容器圧力が 0.19MPa[gage] に到達した場合、機留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器閉鎖を実施する。	常設代替交流電源設備 【機留熱除去系 (格納容器スプレイモード)】 軽油タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	【機留熱除去系系統流量】 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル蓄電式温度 サブプレッション・チェンバ <sup>(1)</sup> 気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																																																																			
低圧代替注水 (常設) による原子炉注水	機留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉水位回復後、低圧代替注水 (常設) による原子炉注水を実施する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 6) の間で維持する。	常設代替交流電源設備 過剰安全弁 復水移送ポンプ 復水の確保 軽油タンク	タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水供給系統流量 (低圧注水モード) 復水の確保水位 (SA)																																																																																			

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

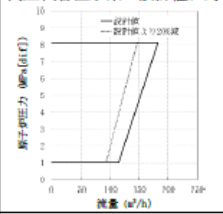
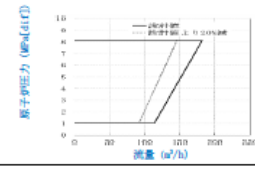
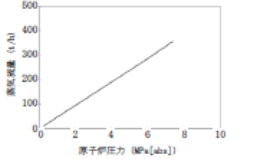
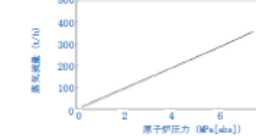
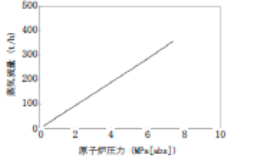
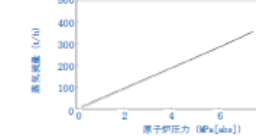
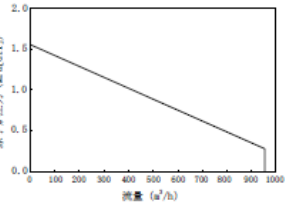
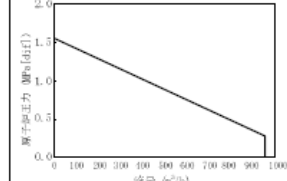
変更前			変更後			変更理由
表 2.3.2.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (1/6)			第 2.3.2.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (1/6)			⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	
初期条件			初期条件			
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-	燃料	9×9 燃料 (A 型)	-	
最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定	最大線出力密度	44.0kW/m	設計限界値として設定	
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定	
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ開差圧)	真空破壊装置の設定値	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ開差圧)	真空破壊装置の設定値	
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	
表 2.3.2.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (2/6)			第 2.3.2.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (2/6)			⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件			初期条件			
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定	
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	
起回事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源を喪失するものとして設定	起回事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源を喪失するものとして設定	
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定	
	原子炉隔離時冷却系機能喪失	本事故シーケンスにおける前提条件		原子炉隔離時冷却系機能喪失	本事故シーケンスにおける前提条件	
外部電源	外部電源なし	起回事象として, 外部電源を喪失するものとして設定	外部電源	外部電源なし	起回事象として, 外部電源を喪失するものとして設定	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 2.3.2.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (3/6)			第 2.3.2.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (3/6)			⑤
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	高圧代替注水系	原子炉水位低 (レベル2) にて手動起動, 原子炉水位高 (レベル8) にて手動停止 設計値である 182m <sup>3</sup> /h (8.12MPa[dif]において) ~114m <sup>3</sup> /h (1.03MPa[dif]において) に対し, 保守的に 20%減の流量にて注水	高圧代替注水系の設計値に対し, 保守的に 20%減の流量を設定 	高圧代替注水系	事象発生 25 分後に手動起動し, 設計値である 182m <sup>3</sup> /h (8.12MPa[dif]において) ~114m <sup>3</sup> /h (1.03MPa[dif]において) に対し, 保守的に 20%減の流量にて注水	高圧代替注水系の設計値に対し, 保守的に 20%減の流量を設定 
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	
表 2.3.2.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (4/6)			第 2.3.2.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (4/6)			③ (24時間後以降の注水を実態に見合った注水量に変更した解析に見直し)
重大事故等対策に関連する機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード)	事象発生 24 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[dif]において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 	残留熱除去系 (低圧注水モード)	事象発生 24 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[dif]において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 
	低圧代替注水系 (常設)	炉心を冠水維持可能な注水量で注水	崩壊熱相当量の注水量として設定	低圧代替注水系 (常設)	炉心を冠水維持可能な注水量で注水	約 90m <sup>3</sup> /h にて崩壊熱相当量を注水するものとして設定
	残留熱除去系 (格納容器スプレイモード)	・原子炉減圧後, 原子炉水位を原子炉水位高 (レベル8) まで上昇させた後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h にてスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	・原子炉減圧後, 原子炉水位を原子炉水位高 (レベル8) まで上昇させた後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 2.3.2.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (5/6)			第 2.3.2.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (5/6)			⑤
目 項	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定
	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定
表 2.3.2.2 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (6/6)			第 2.3.2.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗) (6/6)			⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	高圧代替注水系の起動操作	事象発生 25 分後	事象判断の時間を考慮して事象発生から 10 分後に開始するものとし, 操作時間は, 原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず, 直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間余裕を考慮して 15 分間を設定	高圧代替注水系による原子炉注水操作	事象発生 25 分後	事象判断の時間を考慮して事象発生から 10 分後に開始するものとし, 操作時間は, 原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず, 直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間余裕を考慮して 15 分間を設定
	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定
	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定
	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定
	代替原子炉補機冷却系準備操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定
	低圧代替注水系 (常設) 起動操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	低圧代替注水系 (常設) 起動操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) 運転操作	事象発生約 25 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) 運転操作	事象発生約 25 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失</p> <p>2.3.3.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「外部電源喪失+直流電源喪失」<sup>※1</sup>である。</p> <p>※1 全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから, 「外部電源喪失+直流電源喪失」により, 必然的に全交流動力電源喪失となる。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」では, 全交流動力電源喪失と同時に直流電源が失われることを想定する。このため, 直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失した状態において, 直流電源喪失により原子炉隔離時冷却系が機能喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 直流電源及び交流電源の電源供給機能に加えて高圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 所内蓄電式直流電源設備より電源を給電した高圧代替注水系による原子炉注水によって24時間後まで炉心を冷却し, 常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）, 低圧代替注水系（常設）による注水の準備が完了したところで逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原子</p>	<p>2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失</p> <p>2.3.3.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「<b>全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）</b>+直流電源喪失」<sup>※1</sup>である。</p> <p>※1 全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから, 「外部電源喪失+直流電源喪失」により, 必然的に全交流動力電源喪失となる。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」では, 全交流動力電源喪失と同時に直流電源が<b>喪失</b>することを想定する。このため, 直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失した状態において, 直流電源喪失により<b>唯一の原子炉注水手段である</b>原子炉隔離時冷却系が機能喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 直流電源及び交流電源の電源供給機能に加えて高圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, <b>常設代替</b>直流電源設備<b>から</b>電源を給電した高圧代替注水系による原子炉注水によって24時間後まで炉心を冷却し, 常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）, 低圧代替注水系（常設）による注水の準備が完了したところで逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原子炉</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって、炉心損傷の防止を図る。また、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧代替注水系による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図2.3.3.1から図2.3.3.4に、手順の概要を図2.3.3.5に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表2.3.3.1に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は10名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員34名である。必要な要員と作業項目について図2.3.3.6に示す。</p>	<p>減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧代替注水系による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持することで、低圧代替注水系（常設）による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.3.3.1図から第2.3.3.4図に、手順の概要を第2.3.3.5図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.3.3.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計28名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は8名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員46名である。必要な要員と作業項目について第2.3.3.6図に示す。</p>	<p>②（代替格納容器圧力逃がし装置位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認<sup>※2</sup></p> <p>外部電源が喪失するとともに, 全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失<sup>※3</sup>する。これにより所内高圧系統 (6.9kV) の母線が使用不能となり, 全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムする。同時に直流電源が機能喪失し, これによって原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで, 設計基準事故対処設備の注水機能を全て喪失する。</p> <p>※2 直流電源喪失時には平均出力領域モニタ等による原子炉スクラムの確認はできないが, 直流電源が失われることで, スクラムパイロット弁が無励磁となるため原子炉のスクラムに至る。また, 原子炉スクラムに失敗している場合には逃がし安全弁によるサプレッション・チェンバへの蒸気放出が頻繁に発生するため, その動作状況から原子炉スクラム失敗を推定できるものとする。</p> <p>※3 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは 2.3.3.2 の通り, 「外部電源喪失+直流電源喪失」であるが, 全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから, 「外部電源喪失+直流電源喪失」により, 必然的に全交流動力電源喪失となる。</p> <p>b. 高圧代替注水系による原子炉注水</p> <p>高圧代替注水系による原子炉注水については, 2.3.2.1 (3) b と同じ。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</p> <p>直流電源喪失により各種制御電源を喪失し, 中央制御室からの電源回復が困難となるため, 早期の交流電源回復不可と判断する。これにより, 常設代替交流電源設備, 代替原子炉補機冷却系, 低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する。</p> <p>d. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱については, 2.3.1.1 (3) e と同じ。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p>	<p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認<sup>※2</sup></p> <p>外部電源が喪失するとともに, 全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失<sup>※3</sup>する。これにより所内高圧系統 (6.9kV) の母線が使用不能となり, 全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムする。同時に直流電源が機能喪失し, これによって原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで, 設計基準事故対処設備の注水機能を全て喪失する。</p> <p>※2 直流電源喪失時には平均出力領域モニタ等による原子炉スクラムの確認はできないが, 直流電源が失われることで, スクラムパイロット弁が無励磁となるため原子炉のスクラムに至る。また, 原子炉スクラムに失敗している場合には逃がし安全弁によるサプレッション・チェンバへの蒸気放出が頻繁に発生するため, その動作状況から原子炉スクラム失敗を推定できるものとする。</p> <p>※3 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは「2.3.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価」のとおり, 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +直流電源喪失」であるが, 全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから, 「外部電源喪失+直流電源喪失」により, 必然的に全交流動力電源喪失となる。</p> <p>b. 高圧代替注水系による原子炉注水</p> <p>高圧代替注水系による原子炉注水については, 「2.3.2.1(3)b. 高圧代替注水系による原子炉注水」と同じ。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</p> <p>直流電源喪失により各種制御電源を喪失し, 中央制御室からの電源回復が困難となるため, 早期の交流電源回復不可と判断する。これにより, 常設代替交流電源設備, 代替原子炉補機冷却系, 低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する。</p> <p>d. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱については, 「2.3.1.1(3)e. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱」と同じ。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧については, 2.3.1.1 (3) f と同じ。</p> <p>f. 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水                      残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水については, 2.3.1.1 (3) g と同じ。</p> <p>g. 残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器除熱                      残留熱除去系 (格納容器スプレイモード) による原子炉格納容器除熱については, 2.3.1.1 (3) h と同じ。</p> <p>h. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水                      低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水については, 2.3.1.1 (3) i と同じ。</p> <p>2.3.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法                      本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 外部電源喪失を起因事象とし, 全ての直流電源を喪失することにより全ての非常用ディーゼル発電機及び全ての注水機能を喪失する「外部電源喪失+直流電源喪失」である。                      本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果, 原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む) 並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スプレイ冷却, 格納容器ベント, サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER, シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力,</p>	<p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧については, 「2.3.1.1(3)f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧」と同じ。</p> <p>f. 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水                      残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水については, 「2.3.1.1(3)g. 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水」と同じ。</p> <p>g. 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器除熱                      残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器除熱については, 「2.3.1.1(3)h. 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器除熱」と同じ。</p> <p>h. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水                      低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水については, 「2.3.1.1(3)i. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水」と同じ。</p> <p>2.3.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法                      本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 外部電源喪失を起因事象とし, 全ての直流電源を喪失することにより全ての非常用ディーゼル発電機及び全ての注水機能を喪失する「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +直流電源喪失」である。                      本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果, 原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む) 並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スプレイ冷却, 格納容器ベント, サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER, シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>格納容器温度等の過渡応答を求める。                      また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本重要事故シーケンスに対する解析条件は表2.3.2.2と同じ。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件                      (a) 起回事象                      送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。                      (b) 安全機能の喪失に対する仮定                      全ての直流電源が機能喪失するものとする。これにより、全ての非常用ディーゼル発電機及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものとする。                      (c) 外部電源                      外部電源は使用できないものと仮定する。起回事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件                      重大事故等対策に関連する機器条件は、2.3.2.2 (2) bと同じ。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      重大事故等対策に関連する操作条件は、2.3.2.2 (2) cと同じ。</p> <p>(3) 有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件                      有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件は、2.3.1.2 (3)と同じ。</p>	<p>器温度等の過渡応答を求める。                      また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件は第2.3.2.2表と同じ。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件                      (a) 起回事象                      起回事象として、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。                      (b) 安全機能の喪失に対する仮定                      全ての直流電源が機能喪失するものとする。これにより、全ての非常用ディーゼル発電機及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものとする。                      (c) 外部電源                      外部電源は使用できないものと仮定する。起回事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件                      重大事故等対策に関連する機器条件は、「2.3.2.2(2)b. 重大事故等対策に関連する機器条件」と同じ。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      重大事故等対策に関連する操作条件は、「2.3.2.2(2)c. 重大事故等対策に関連する操作条件」と同じ。</p> <p>(3) 有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件                      有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件は、「2.3.1.2(3) 有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件」と同じ。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(4) 有効性評価の結果 有効性評価の結果は, 2.3.2.2 (4)と同じ。</p> <p>2.3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間の余裕を評価するものとする。 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」は, 全交流動力電源喪失と同時に直流電源が機能喪失することが特徴であるが, 対応操作が同様であることから, 不確かさの影響評価の観点では2.3.2.3と同じ。</p> <p>2.3.3.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生10時間までに必要な要員は, 「2.3.3.1 (3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。 また, 事象発生10時間以降に必要な参集要員は34名であり, 発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 必要な資源の評価結果は, 2.3.2.4 (2)と同じ。</p>	<p>(4) 有効性評価の結果 有効性評価の結果は, 「2.3.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じ。</p> <p>2.3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間の余裕を評価するものとする。 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」は, 全交流動力電源喪失と同時に直流電源が機能喪失することが特徴であるが, 対応操作が同様であることから, 不確かさの影響評価の観点では「2.3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同じ。</p> <p>2.3.3.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は, 「2.3.3.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員, 緊急時対策要員等の72名で対処可能である。 また, 事象発生10時間以降に必要な参集要員は46名であり, 発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 必要な資源の評価結果は, 「2.3.2.4(2) 必要な資源の評価」と同じ。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更) ⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p>

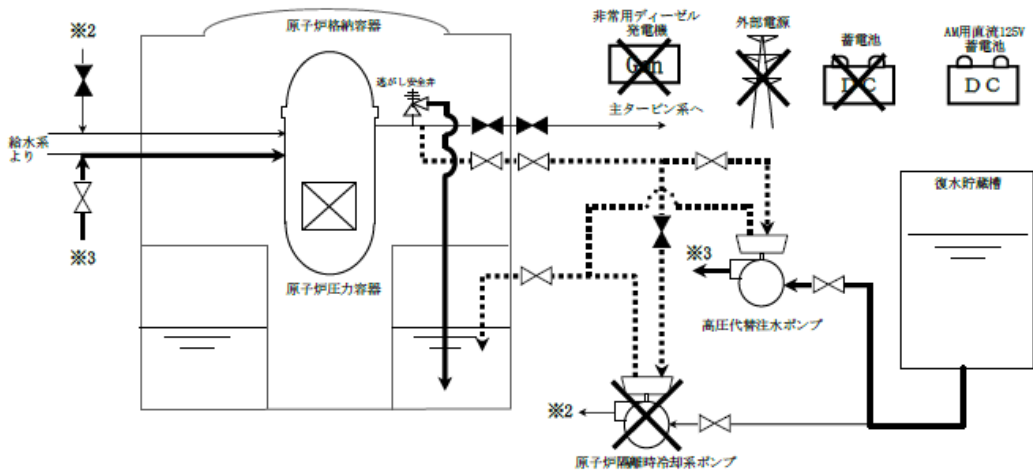
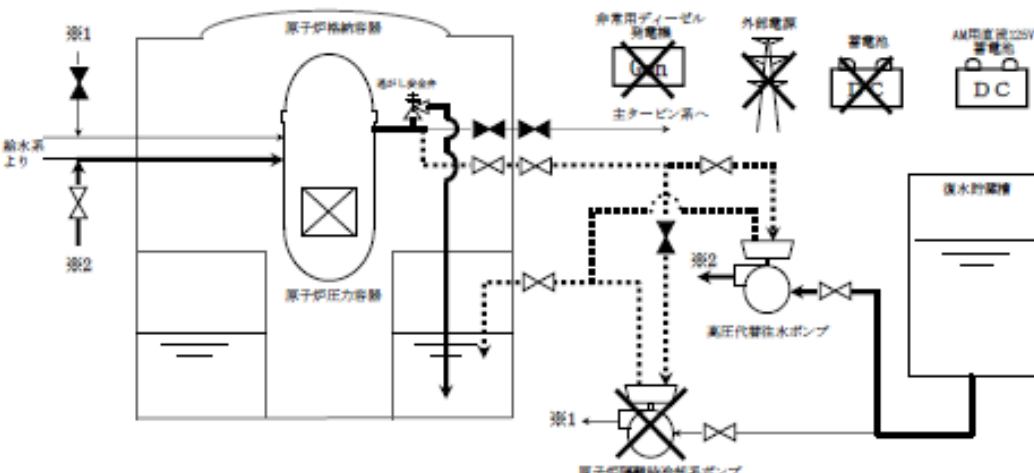
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.3.3.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」では、全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失し、これにより原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として高圧代替注水系による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイモード）による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失+直流電源喪失」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、高圧代替注水系による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイモード）による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、長期的には安定状態を維持できる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p>	<p>2.3.3.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」では、全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失し、これにより原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として高圧代替注水系による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器除熱手段及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」の重要事故シーケンス「<b>全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失</b>」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、高圧代替注水系による原子炉注水、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、逃がし<b>安全弁</b>による<b>原子炉減圧</b>、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（格納容器<b>スプレイ冷却モード</b>）による<b>原子炉格納容器除熱</b>、<b>格納容器圧力逃がし装置等</b>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」において, 高压代替注水系等による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」に対して有効である。</p>  <p>図 2.3.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失時の重大事故等対策設備の概略系統図(1/4) (原子炉注水)</p>	<p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 高压代替注水系等による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」に対して有効である。</p>  <p>第 2.3.3.1 図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図(1/4) (原子炉注水)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

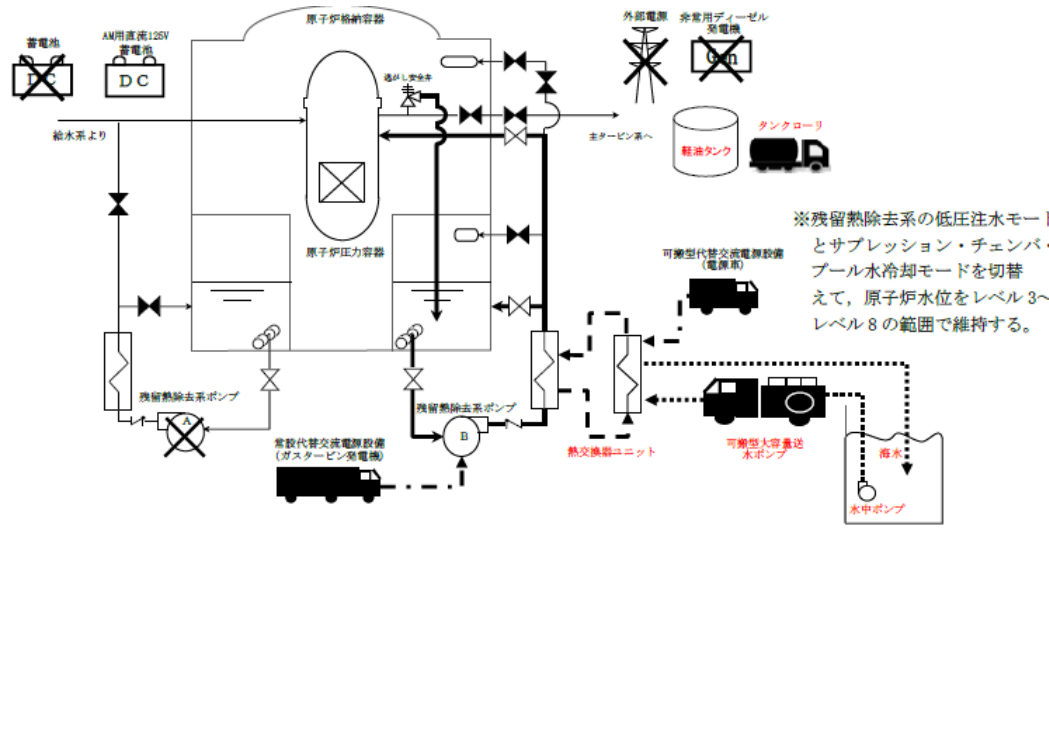
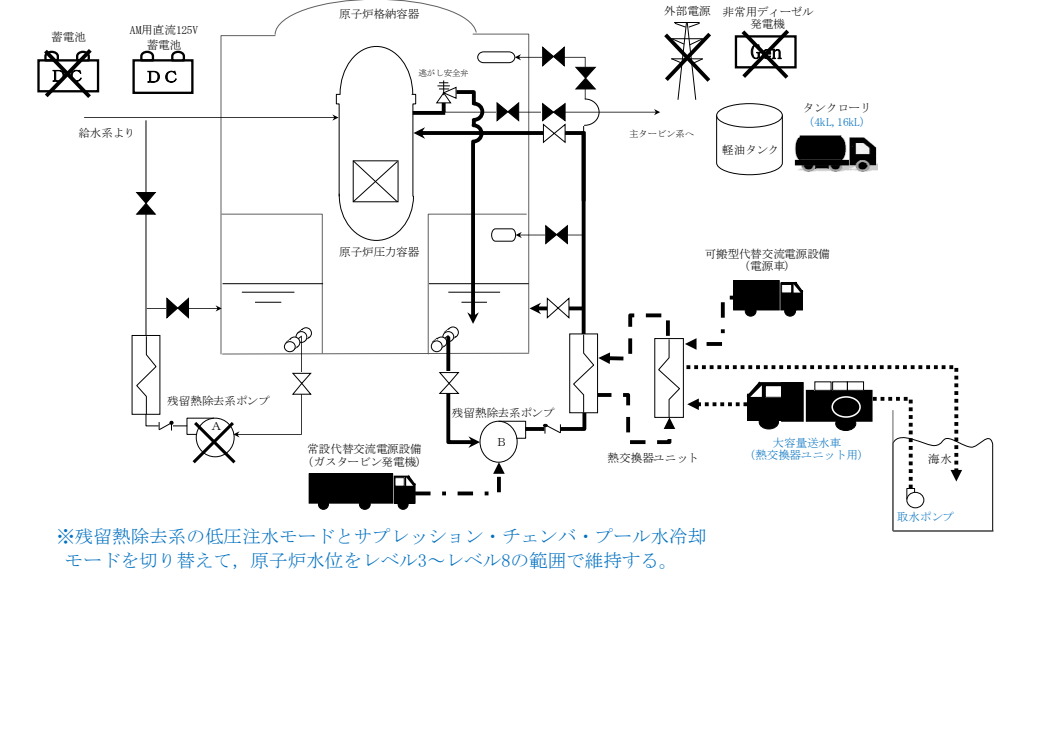
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (送水ラインの見直し)                  ② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)                  ⑤</p>
<p>図 2.3.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + 直流電源喪失時の重大事故等対策設備の概略系統図 (2/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.3.3.2 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + 直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	
<p>※残留熱除去系は、原子炉水位がレベル8に到達した時点で、低圧注水モードから格納容器スプレイモードに運転を切替える。</p>	<p>※残留熱除去系は、原子炉水位がレベル8に到達した時点で、低圧注水モードから格納容器スプレイ冷却モードに運転を切り替える。</p>	<p>② (送水ラインの見直し)                  ⑤</p>
<p>図 2.3.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + 直流電源喪失時の重大事故等対策設備の概略系統図 (3/4)                  (原子炉急速減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.3.3.3 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + 直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4)                  (原子炉急速減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>※残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切替えて、原子炉水位をレベル3～レベル8の範囲で維持する。</p>	 <p>※残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切り替えて、原子炉水位をレベル3～レベル8の範囲で維持する。</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.3.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失時の重大事故等対策設備の概略系統図(4/4)                  (原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.3.3.4 図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図(4/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	

まとめ資料変更前後比較表  
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

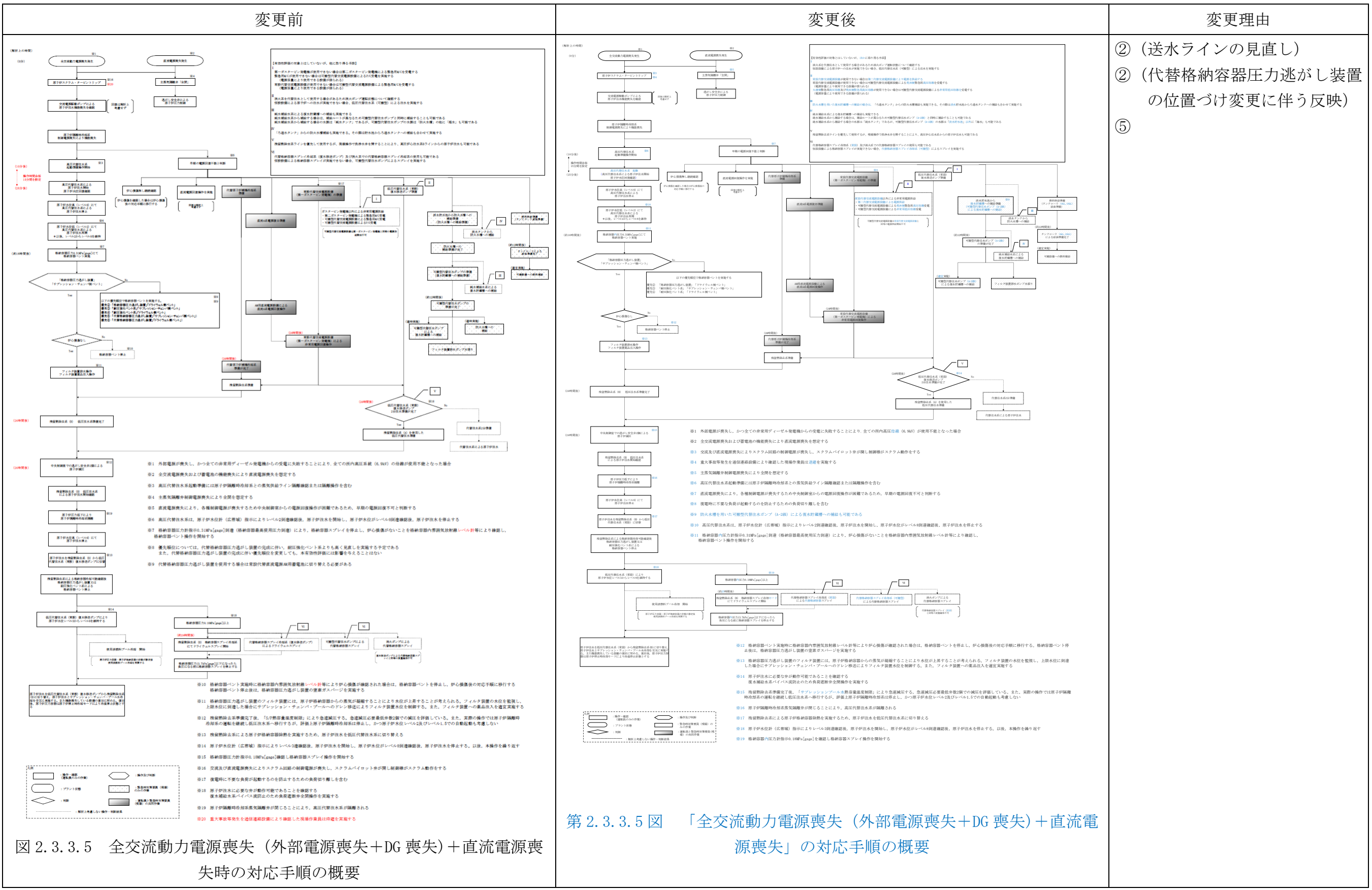


図 2.3.3.5 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失時の対応手順の概要

第 2.3.3.5 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失」の対応手順の概要



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.3.3.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失時の作業と所要時間 (1/2)</p>	<p>第 2.3.3.6 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失」の作業と所要時間 (1/2)</p>	<p>② (送水ラインの変更)                  ② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正)                  ② (格納容器ベント準備作業内容追加による作業時間の見直し)                  ② (給油準備作業時間の見直し)                  ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正)</p> <p>② (給油準備作業時間の見直し)</p> <p>② (格納容器ベント後作業の必要要員数の見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>図 2.3.3.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失時の作業と所要時間 (2/2)</p>	<p>第 2.3.3.6 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失」の作業と所要時間 (2/2)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																															
<p>表 2.3.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失時における重大事故等対策について</p>	<p>第 2.3.3.1 表 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失」の重大事故等対策について</p>	<p>⑤</p>																																																																																															
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">注釈及び備考</th> <th rowspan="2">備考</th> <th colspan="3">有効性評価・対応する事故対応設備</th> </tr> <tr> <th>評価設備</th> <th>対応設備</th> <th>評価設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能</td> <td>外部電源喪失+DG 喪失+直流電源喪失による全交流動力電源喪失時、原子炉スクラム機能により原子炉出力を制限し、原子炉出力の増減及び過剰し安全弁の動作状況等により原子炉の停止状態を確保する。</td> <td>原子炉スクラム機能</td> <td>---</td> <td>原子炉スクラム機能</td> </tr> <tr> <td>高圧代撃保水による原子炉保水</td> <td>事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。</td> <td>高圧代撃保水系</td> <td>---</td> <td>原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。</td> <td>格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置</td> <td>---</td> <td>格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉冷却減圧</td> <td>事故発生後による原子炉冷却減圧による原子炉冷却減圧を行う。</td> <td>原子炉冷却減圧</td> <td>---</td> <td>原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。</td> <td>格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置</td> <td>---</td> <td>格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)</td> </tr> <tr> <td>高圧代撃保水による原子炉保水</td> <td>事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。</td> <td>高圧代撃保水系</td> <td>---</td> <td>原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。</td> <td>格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置</td> <td>---</td> <td>格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)</td> </tr> <tr> <td>高圧代撃保水による原子炉保水</td> <td>事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。</td> <td>高圧代撃保水系</td> <td>---</td> <td>原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table>	注釈及び備考	備考	有効性評価・対応する事故対応設備			評価設備	対応設備	評価設備	全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失+DG 喪失+直流電源喪失による全交流動力電源喪失時、原子炉スクラム機能により原子炉出力を制限し、原子炉出力の増減及び過剰し安全弁の動作状況等により原子炉の停止状態を確保する。	原子炉スクラム機能	---	原子炉スクラム機能	高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)	逃がし安全弁による原子炉冷却減圧	事故発生後による原子炉冷却減圧による原子炉冷却減圧を行う。	原子炉冷却減圧	---	原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)	高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)	高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">現象及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価と対応する事故対応設備</th> </tr> <tr> <th>評価設備</th> <th>対応設備</th> <th>評価設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能</td> <td>外部電源喪失+DG 喪失+直流電源喪失による全交流動力電源喪失時、原子炉スクラム機能により原子炉出力を制限し、原子炉出力の増減及び過剰し安全弁の動作状況等により原子炉の停止状態を確保する。</td> <td>原子炉スクラム機能</td> <td>---</td> <td>原子炉スクラム機能</td> </tr> <tr> <td>高圧代撃保水による原子炉保水</td> <td>事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。</td> <td>高圧代撃保水系</td> <td>---</td> <td>原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。</td> <td>格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置</td> <td>---</td> <td>格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉冷却減圧</td> <td>事故発生後による原子炉冷却減圧による原子炉冷却減圧を行う。</td> <td>原子炉冷却減圧</td> <td>---</td> <td>原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。</td> <td>格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置</td> <td>---</td> <td>格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)</td> </tr> <tr> <td>高圧代撃保水による原子炉保水</td> <td>事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。</td> <td>高圧代撃保水系</td> <td>---</td> <td>原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。</td> <td>格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置</td> <td>---</td> <td>格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)</td> </tr> <tr> <td>高圧代撃保水による原子炉保水</td> <td>事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。</td> <td>高圧代撃保水系</td> <td>---</td> <td>原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table>	現象及び操作	手順	有効性評価と対応する事故対応設備			評価設備	対応設備	評価設備	全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失+DG 喪失+直流電源喪失による全交流動力電源喪失時、原子炉スクラム機能により原子炉出力を制限し、原子炉出力の増減及び過剰し安全弁の動作状況等により原子炉の停止状態を確保する。	原子炉スクラム機能	---	原子炉スクラム機能	高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)	逃がし安全弁による原子炉冷却減圧	事故発生後による原子炉冷却減圧による原子炉冷却減圧を行う。	原子炉冷却減圧	---	原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)	高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)	高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)
注釈及び備考			備考	有効性評価・対応する事故対応設備																																																																																													
	評価設備	対応設備		評価設備																																																																																													
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失+DG 喪失+直流電源喪失による全交流動力電源喪失時、原子炉スクラム機能により原子炉出力を制限し、原子炉出力の増減及び過剰し安全弁の動作状況等により原子炉の停止状態を確保する。	原子炉スクラム機能	---	原子炉スクラム機能																																																																																													
高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																													
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)																																																																																													
逃がし安全弁による原子炉冷却減圧	事故発生後による原子炉冷却減圧による原子炉冷却減圧を行う。	原子炉冷却減圧	---	原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能																																																																																													
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)																																																																																													
高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																													
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)																																																																																													
高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																													
現象及び操作	手順	有効性評価と対応する事故対応設備																																																																																															
		評価設備	対応設備	評価設備																																																																																													
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失+DG 喪失+直流電源喪失による全交流動力電源喪失時、原子炉スクラム機能により原子炉出力を制限し、原子炉出力の増減及び過剰し安全弁の動作状況等により原子炉の停止状態を確保する。	原子炉スクラム機能	---	原子炉スクラム機能																																																																																													
高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																													
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)																																																																																													
逃がし安全弁による原子炉冷却減圧	事故発生後による原子炉冷却減圧による原子炉冷却減圧を行う。	原子炉冷却減圧	---	原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能 原子炉スクラム機能																																																																																													
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)																																																																																													
高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																													
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等により原子炉格納容器を冷却する。	格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力逃がし装置	---	格納容器内圧力 (SU/N) 格納容器内圧力 (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/N) 格納容器内冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C) 原子炉冷却水タンクレベル (SU/C)																																																																																													
高圧代撃保水による原子炉保水	事故発生後に原子炉冷却炉の自動運転が機能できない場合、高圧代撃保水系を起動し原子炉を冷却する。これにより原子炉水位は回復し、以降炉心を冷水維持可能な範囲に制御する。	高圧代撃保水系	---	原子炉水位 (SA) 高圧代撃保水系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																													

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗</p> <p>2.3.4.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」では, 全交流動力電源喪失後と同時に逃がし安全弁 1 個が開状態のまま固着し, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで, 原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため, 開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失した状態において, 逃がし安全弁 1 個が開固着したことによって, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで原子炉注水機能を喪失し, 炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 直流電源及び交流電源供給機能に加えて高圧注水機能及び低圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 逃がし安全弁 1 個の開固着によって, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は, 所内蓄電式直流電源設備から電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し, 原子炉隔離時冷却系による注水停止後は, 低圧代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後, 逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原子炉減圧後に低圧代替注水系（可搬型）により炉心を冷却し, 常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）による注水の準備が完了した以</p>	<p>2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗</p> <p>2.3.4.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の<b>基本的</b>考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」では, 全交流動力電源<b>喪失</b>と同時に逃がし安全弁 1 個が開状態のまま固着し, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで, 原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため, 開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失した状態において, 逃がし安全弁 1 個が開<b>固着し</b>, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで原子炉注水機能を喪失<b>したことによ</b>って炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 直流電源及び交流電源供給機能に加えて高圧注水機能及び低圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 逃がし安全弁 1 個の開固着によって, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は, 所内蓄電式直流電源設備<b>より</b>電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し, 原子炉隔離時冷却系による注水停止後は, 低圧代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後, 逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原子炉減圧後に低圧代替注水系（可搬型）により炉心を冷却し, 常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）による注水の準備が完了した以</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>降は残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって、炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.3.4.1図から第2.3.4.4図に、手順の概要を第2.3.4.5図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.3.4.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は10名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員46名である。必要な要員と作業項目について第2.3.4.6図に示す。</p>	<p>降は残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.3.4.1図から第2.3.4.4図に、手順の概要を第2.3.4.5図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.3.4.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計32名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は12名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員46名である。必要な要員と作業項目について第2.3.4.6図に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認                      外部電源が喪失するとともに, 全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより, 所内高圧系統 (6.9kV) の母線が使用不能となり, 全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水                      原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下するが, 原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 原子炉注水を開始することにより, 原子炉水位が回復する。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量である。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水は, 逃がし安全弁1個の開固着によって, 原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備                      中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず, 非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合, 早期の電源回復不能と判断する。これにより, 常設代替交流電源設備, 代替原子炉補機冷却系の準備を開始する。                      また, 逃がし安全弁1個の開固着により原子炉圧力が低下し, 原子炉隔離時冷却系による継続した原子炉水位維持が困難となることが想定されることから, 低圧代替注水系 (可搬型) の準備を開始する。                      逃がし安全弁開固着による原子炉圧力低下を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>d. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備                      低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備として, 建屋内操作にて原子炉注水に必要な電動弁 (残留熱除去系注入弁) の手動開操作, バイパス流防止弁の閉操作及び接続口内側隔離弁の開操作を実</p>	<p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認                      外部電源が喪失するとともに, 全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより, 所内高圧系統 (6.9kV) の母線が使用不能となり, 全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水                      原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下するが, 原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 原子炉注水を開始することにより, 原子炉水位が回復する。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 原子炉隔離時冷却系系統流量等である。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水は, 逃がし安全弁1個の開固着によって, 原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備                      中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず, 非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合, 早期の電源回復不能と判断する。これにより, 常設代替交流電源設備, 代替原子炉補機冷却系の準備を開始する。                      また, 逃がし安全弁1個の開固着により原子炉圧力が低下し, 原子炉隔離時冷却系による継続した原子炉水位維持が困難となることが想定されることから, 低圧代替注水系 (可搬型) の準備を開始する。                      逃がし安全弁開固着による原子炉圧力低下を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>d. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備                      低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備として, 建屋内操作にて原子炉注水に必要な電動弁 (残留熱除去系注入弁) の手動開操作, バイパス流防止弁の閉操作及び接続口内側隔離弁の開操作を実</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>施する。                      屋外操作にて可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の建屋近傍への配置, ホース接続を実施する。また, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の水源である防火水槽への淡水貯水池からの補給及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の燃料給油準備を実施する。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。                      原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>f. 低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水                      逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後, 建屋内操作にて電動弁 (残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁) を手動開し, 屋外操作にて接続口外側隔離弁の開操作を実施することで, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。                      低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 等である。</p> <p>g. 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却                      崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近した場合は, 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却を実施する。                      建屋内操作にて原子炉格納容器冷却に必要な電動弁 (残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁, 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁及び残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁) の手動開操作を実施することで原子炉格納容器冷却が開始される。                      なお, 低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水と代替格納容器</p>	<p>施する。                      屋外操作にて可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の建屋近傍への配置, ホース接続を実施する。また, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の燃料給油準備を実施する。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備が完了後, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。                      原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>f. 低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水                      逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後, 建屋内操作にて電動弁 (残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁) を手動開し, 屋外操作にて接続口外側隔離弁の開操作を実施することで, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。                      低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 等である。</p> <p>g. 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却                      崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近した場合は, 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却を実施する。                      建屋内操作にて原子炉格納容器冷却に必要な電動弁 (残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁, 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁及び残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁) の手動開操作を実施することで原子炉格納容器冷却が開始される。                      なお, 低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水と代替格納容器</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却は, 異なる残留熱除去系の流路を使用し, 同時に実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力, 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)等である。</p> <p>h. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として, 原子炉格納容器一次隔離弁を二次格納施設外からの人力操作により開する。</p> <p>格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合, 原子炉格納容器二次隔離弁を二次格納施設外からの人力操作によって中間開操作することで, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p> <p>サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等の原子炉格納容器ベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備はサプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>i. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却で使用した残留熱除去系の電動弁を待機状態とする。代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備として, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系ポンプ1台を手動起動する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備が完了した時点で, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止し, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去</p>	<p>スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却は, 異なる残留熱除去系の流路を使用し, 同時に実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力, 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)等である。</p> <p>h. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として, 原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作により開する。</p> <p>格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合, 原子炉格納容器二次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作によって中間開操作することで, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は, 格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p> <p>サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は, サプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>i. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却で使用した残留熱除去系の電動弁を待機状態とする。代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備として, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系ポンプ1台を手動起動する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備が完了した時点で, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止し, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>j. 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 運転</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水により, 原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転を開始する。格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱が行われている場合は, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を停止する。</p> <p>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転を確認するために必要な計装設備は, サプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転時に, 原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）まで低下した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転を停止し, 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を実施する。原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, サプレッション・チェンバ・プール水冷却を再開する。</p> <p>以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.3.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 外部電源喪失を起因事象とし, 全ての非常用ディーゼル発電機を喪失することで原子炉隔離時冷却系を除く注水機能を喪失し, 逃がし安全弁の再開</p>	<p>系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>j. 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 運転</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水により, 原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転を開始する。格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱が行われている場合は, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を停止する。</p> <p>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転を確認するために必要な計装設備は, サプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転時に, 原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）まで低下した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転を停止し, 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を実施する。原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, サプレッション・チェンバ・プール水冷却を再開する。</p> <p>以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.3.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 外部電源喪失を起因事象とし, 全ての非常用ディーゼル発電機を喪失することで原子炉隔離時冷却系を除く注水機能を喪失し, 逃がし安全弁の再開</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>失敗により蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下した後は、原子炉隔離時冷却系を喪失し、全ての注水機能を喪失する「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.3.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、逃がし安全弁1個の開固着が発生するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p>	<p>失敗により蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下した後は、原子炉隔離時冷却系を喪失し、全ての注水機能を喪失する「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.3.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p><b>起因事象として</b>、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、逃がし安全弁1個の開固着が発生するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系                      原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12MPa[dif]～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2 個）を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（可搬型）                      原子炉減圧後に、84m<sup>3</sup>/h で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却と併せて行う場合は、40m<sup>3</sup>/h の流量で原子炉注水するものとする。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）                      格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、80m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積 70%開<sup>*</sup>）にて原子炉格納容器除熱を実施する。                      ※ 操作手順においては、原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間開するが、格納容器圧力に低下傾向が確認できない場合は、増開操作を実施する。なお、耐圧強</p>	<p>外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系                      原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2 個）を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（可搬型）                      逃がし安全弁による原子炉減圧後に、84m<sup>3</sup>/h で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却と併せて行う場合は、40m<sup>3</sup>/h の流量で原子炉注水するものとする。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）                      格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、80m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積 70%開<sup>*1</sup>）にて原子炉格納容器除熱を実施する。                      ※1 操作手順においては、原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間開操作するが、格納容器圧力の低下傾向を確認できない場合は、増開操作を実施する。なお、</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>化ベント系を用いた場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合に比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>(g) 代替原子炉補機冷却系 伝熱容量は約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>(h) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>(i) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 残留熱除去系 (低圧注水モード) は、954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水操作は、事象発生4時間後から開始する。</p> <p>(c) 逃がし安全弁による原子炉の急速減圧操作は、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(e) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード)</p>	<p>耐圧強化ベント系を用いた場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合と比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>(g) 代替原子炉補機冷却系 伝熱容量は約 23MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>(h) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>(i) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 残留熱除去系 (低圧注水モード) は、954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水操作は、事象発生4時間後から開始する。</p> <p>(c) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(e) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(f) 代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生から24時間後に開始する。</p> <p>(g) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>の起動操作は, 事象発生から 25.5 時間後に開始する。</p> <p>(f) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の起動操作は, 原子炉水位高 (レベル8) に到達した場合に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流出流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.3.4.7図から第2.3.4.12図に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.3.4.13図から第2.3.4.18図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第2.3.4.19図から第2.3.4.22図に示す。</p> <p>※ 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で, シュラウド内側の水位を示した。シュラウド内側は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外側の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外側の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示した。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>全交流動力電源喪失後, タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし, また, 原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに 10 台全てがトリップする。</p>	<p>の起動操作は, 事象発生から25.5時間後に開始する。</p> <p>(h) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の起動操作は, 原子炉水位高 (レベル8) に到達した場合に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※<sup>2</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.3.4.7図から第2.3.4.12図に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.3.4.13図から第2.3.4.18図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第2.3.4.19図から第2.3.4.22図に示す。</p> <p>※<sup>2</sup> 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で, シュラウド内の水位を示す。シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示す。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>全交流動力電源喪失後, タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし, また, 原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに 10 台全てがトリップする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>逃がし安全弁（1個）が開固着しているため、蒸気の流出が継続し、事象発生から約 1.5 時間が経過した時点で原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲まで原子炉圧力が低下する。このため、原子炉隔離時冷却系が停止する。低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で原子炉急速減圧及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始する。原子炉急速減圧は、中央制御室からの遠隔操作によって、逃がし安全弁 2 個を手動開することで実施する。逃がし安全弁（1個）の開固着及び原子炉急速減圧による原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系（可搬型）による注水が開始されると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧に伴って上昇する。その結果、燃料被覆管は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水により、燃料の露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、燃料被覆管温度は低下することから、ボイド率は低下し、熱伝達係数は上昇する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、上記に伴い変化する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約 18 時間経過した時点で実施する。なお、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約 14m）及びベントライン（約 17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は、事象発生から 25.5 時間後に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水から残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水に切替える。原子炉水位が維持されることを確認した後、ベントラインを閉じて、代替原子</p>	<p>逃がし安全弁（1個）が開固着しているため、蒸気の流出が継続し、事象発生から約 1.5 時間が経過した時点で原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲まで原子炉圧力が低下する。このため、原子炉隔離時冷却系が停止する。低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で原子炉急速減圧及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始する。原子炉急速減圧は、中央制御室からの遠隔操作によって、逃がし安全弁 2 個を手動開することで実施する。逃がし安全弁（1個）の開固着及び原子炉急速減圧による原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系（可搬型）による注水が開始されると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水により、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、ボイド率が低下し、熱伝達係数が上昇することから、燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約 18 時間経過した時点で実施する。なお、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約 14m）及びベントライン（約 17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は、事象発生から 25.5 時間後に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水から残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水に切替える。原子炉水位が維持されることを確認した後、ベントラインを閉じて、代替原子</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.3.4.13 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 805℃ に到達するが、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 2%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.3.4.7 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第 2.3.4.8 図に示すとおり、低圧代替注水系（可搬型）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、25.5 時間後に代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 2.3.4.1)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の実効線量の評価結果以下とな</p>	<p>炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.3.4.13 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 805℃ に到達するが、1,200℃以下となる。<b>燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。</b>また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 2%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.3.4.7 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却<b>及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、</b>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に<b>抑えられ、</b>原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第 2.3.4.8 図に示すとおり、低圧代替注水系（可搬型）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、25.5 時間後に代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 2.3.4.1)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による<b>格納容器ベント時の</b>敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の実効線量</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>り, 5mSv を下回ることから, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗では, 事象発生直後の原子炉隔離時冷却系による炉心冷却には成功するが, 逃がし安全弁の再閉失敗による原子炉圧力の低下により, 原子炉隔離時冷却系の注水機能を喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 逃がし安全弁による原子炉減圧操作, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり, それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして, 解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて 10℃~50℃高めに評価することから, 解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性があ</p>	<p>の評価結果以下となり, 5mSv を下回ることから, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗では, 事象発生直後の原子炉隔離時冷却系による炉心冷却には成功するが, 逃がし安全弁の再閉失敗による原子炉圧力の低下により, 原子炉隔離時冷却系の注水機能を喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 逃がし安全弁による原子炉減圧操作, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり, それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして, 解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから, 解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よ</p>	<p>⑥</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>る。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。                      (添付資料 2.3.4.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響                      炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱</p>	<p>って、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。                      (添付資料 2.3.4.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響                      炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.4.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.3.4.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件</p>	<p>伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.3.4.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.3.4.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなることから, 原子炉水位の低下が緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力上昇が遅くなるが, 操作手順(格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力, 格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが, 事象進展に与える影響は小さく, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧代替注水系(可搬型)は, 本解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.4.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも</p>	<p>とした場合<b>は</b>, 燃料被覆管温度の上昇<b>は</b>緩和されるが, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, <b>解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は</b>, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は<b>少なくなり</b>, 原子炉水位の低下<b>は緩和され</b>, <b>また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され</b>, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力<b>及び温度の上昇</b>が遅くなるが, 操作手順(格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力<b>及び</b>格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を<b>与え得る</b>が, 事象進展に与える影響は<b>小さいことから</b>, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧代替注水系(可搬型)は, <b>解析条件の不確かさとして</b>, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作である<b>ことから</b>, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.4.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, <b>解析条件の不確かさとして</b>, 最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇<b>は</b>緩和されることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, <b>解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は</b>, 解析条件で設定している崩</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり、格納容器圧力の上昇は遅くなるが、格納容器圧力の上昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（可搬型）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる                      （添付資料2.3.4.2）</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から4時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約4時間後を設定している。運転員操作時間に与える影響として、実態の運転操作は約3時間10分で注水準備が可能であり、解析上の注水開始時間は余裕時間</p>	<p>壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（可搬型）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      （添付資料2.3.4.2）</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から4時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から4時間後を設定している。運転員操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作時間に与える影響はない。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（送水ラインの変更）</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>を含めて設定されていることから、原子炉注水の開始時間を早める可能性がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.18MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作時間に与える影響はない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、運転員（現場）は、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.31MPa[gage]）に到達するのは、事象発生の約18時間後であり、格納容器ベント準備操作は格納容器圧力上昇の傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベント操作も同様に格納容器圧力の上昇の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。よって、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。操作開始時間が遅れた場合においても、格納容器限界圧力は0.62MPa[gage]のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員及び緊急時対策要員を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度</p>	<p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.18MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、操作時間に与える影響はない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、運転員（現場）は、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.31MPa[gage]）に到達するのは、事象発生の約18時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力上昇の傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベント操作も同様に格納容器圧力の上昇の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。よって、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、操作開始時間に与える影響も小さい。操作開始時間が遅れた場合においても、原子炉格納容器の限界圧力は0.62MPa[gage]であることから、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了することから、運転員等操作時間に対する</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>を早期に低下させる。                      (添付資料2.3.4.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響                      操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      操作条件の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の運転操作は約3時間10分で注水準備が可能であり, 解析上の注水開始時間は余裕時間を含めて設定されており, 原子炉への注水が早くなる可能性があることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合, 遅くなる場合のいずれにおいても, 事象進展はほぼ変わらないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定から早まる可能性があり, 格納容器圧力, 温度等を早期に低下させる可能性があることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料2.3.4.2)</p>	<p>余裕は大きくなる。                      (添付資料2.3.4.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響                      操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      操作条件の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合, 遅くなる場合のいずれにおいても, 事象進展はほぼ変わらないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定から早まり, 格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお, 常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後に制限する場合, 代替原子炉補機冷却系運転操作開始時間のみが早まったとしても, 常設代替交流電源設備から受電する設備を運転できないため, 評価項目となるパラメータに影響しない。                      (添付資料2.3.4.2)</p>	<p>⑤</p> <p>②(送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>第2.3.4.23図から第2.3.4.25図に示すとおり, 操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作については, 運転員による原子炉隔離時冷却系の再起動を考慮した場合において, 事象発生から5時間10分後(操作開始時間の70分の時間遅れ)までに逃がし安全弁による原子炉減圧を開始し低圧代替注水系(可搬型)による注水が開始できれば, 燃料被覆管の最高温度は約808℃となり1,200℃以下となるため, 炉心の著しい損傷は発生せず, 評価項目を満足する。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作については, 格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約9時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については, 格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約18時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。また, 格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても, 格納容器圧力は0.31MPa[gage]から上昇するが, 格納容器圧力の上昇の傾向は緩やかである。格納容器限界圧力0.62MPa[gage]に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間であり, 約20時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については, 代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から24時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。また, 運転操作が遅れる場合においても, 限界圧力0.62MPa[gage]に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生から約38時間であり, 約12時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.4.2, 2.3.4.3)</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>第2.3.4.23図から第2.3.4.25図に示すとおり, 操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作については, 運転員による原子炉隔離時冷却系の再起動を考慮した場合において, 事象発生から5時間10分後(操作開始時間70分の時間遅れ)までに逃がし安全弁による原子炉減圧操作を開始し低圧代替注水系(可搬型)による注水が開始できれば, 燃料被覆管の最高温度は約808℃となり1,200℃以下となることから, 炉心の著しい損傷は発生せず, 評価項目を満足することから時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作については, 格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約9時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については, 格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約18時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。また, 格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても, 格納容器圧力は0.31MPa[gage]から上昇するが, 格納容器圧力の上昇は緩やかであるため, 原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間後であり, 約20時間以上の準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については, 事象想定として常設代替交流電源設備からの受電を事象発生から24時間後としており, 代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から24時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.3.4.2, 2.3.4.3)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(4)まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.3.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生10時間までに必要な要員は、「2.3.4.1 (3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は46名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約2,100m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約4,200m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生4時</p>	<p>(4)まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.3.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.3.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり32名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は46名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約2,100m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約4,200m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能であり、水源を枯渇させるこ</p>	<p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送することで, 防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした7日間の注水継続が可能となる。                      (添付資料 2.3.4.4)</p> <p>b. 燃料                      常設代替交流電源設備による電源供給については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約860kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉注水及び格納容器スプレイについては, 保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約16kLの軽油が必要となる。また, 代替原子炉補機冷却系専用の電源車については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) については, 保守的に事象発生直後からの大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉合計 約1,105kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク (約1,020kL) 及びガスタービン発電機用燃料タンク (約200kL) にて合計約2,240kLの軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 常設代替交流電源設備による電源供給, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉注水及び格納容器スプレイ, 代替原子炉補機冷却系の運転, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。                      (添付資料2.3.4.5)</p> <p>c. 電源                      常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策に必要な負荷として, 6号及び7号炉で約2,122kW (6号炉: 約1,049kW 7号炉: 約1,073kW) 必要となるが, 常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>となく7日間の注水継続<b>実施</b>が可能である。                      (添付資料 2.3.4.4)</p> <p>b. 燃料                      常設代替交流電源設備による電源供給については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約<b>504kL</b>の軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉注水及び格納容器スプレイについては, 保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約<b>21kL</b>の軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系専用の電源車については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) については, 保守的に事象発生直後からの大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約<b>11kL</b>の軽油が必要となる。<b>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</b>及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に合計約<b>13kL</b>の軽油が必要となる (6号及び7号炉合計約<b>655kL</b>)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク (約1,020kL) 及びガスタービン発電機用燃料タンク (約 <b>100kL</b>) にて合計約 <b>2,140kL</b> の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 常設代替交流電源設備による電源供給, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉注水及び格納容器スプレイ, 代替原子炉補機冷却系の運転, <b>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</b>による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。                      (添付資料2.3.4.5)</p> <p>c. 電源                      常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策に必要な負荷として, 6号炉で約<b>1,174kW</b>, 7号炉で約<b>1,184kW</b>必要となるが, 常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>② (送水ラインの変更)                      ⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)                      ③ (燃費試験結果の反映)                      ④ (燃費修正)                      ⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)                      ② (第二GTGの位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>② (常設代替交流電源設備の負荷修正)</p>

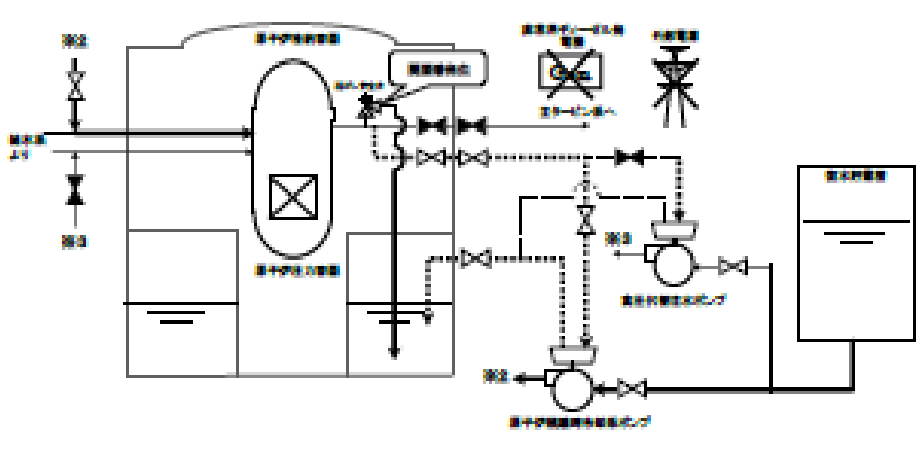
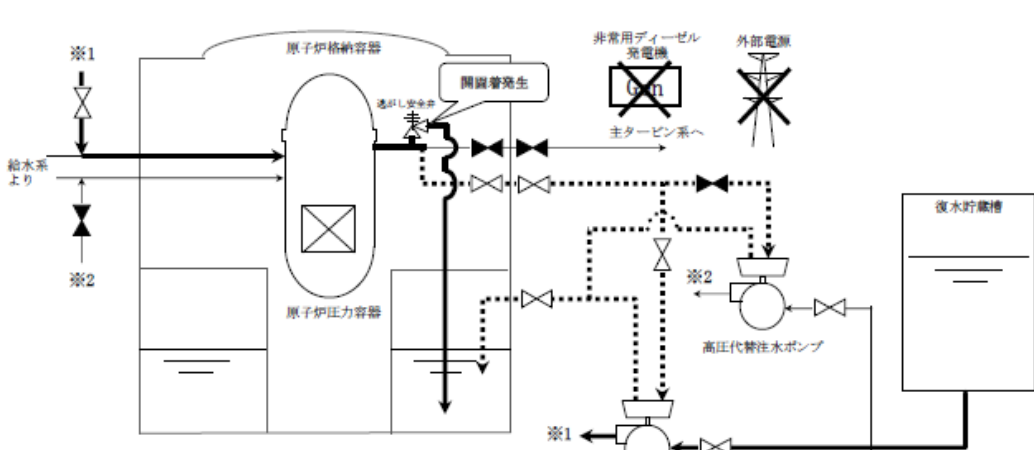
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

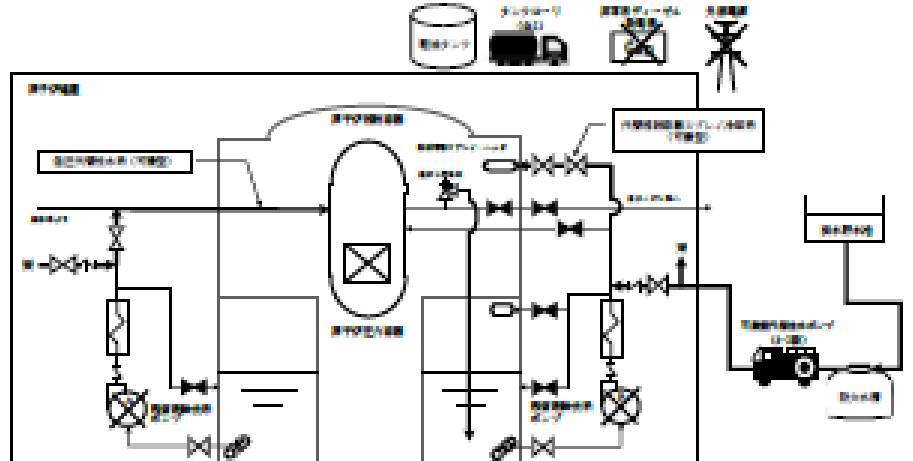
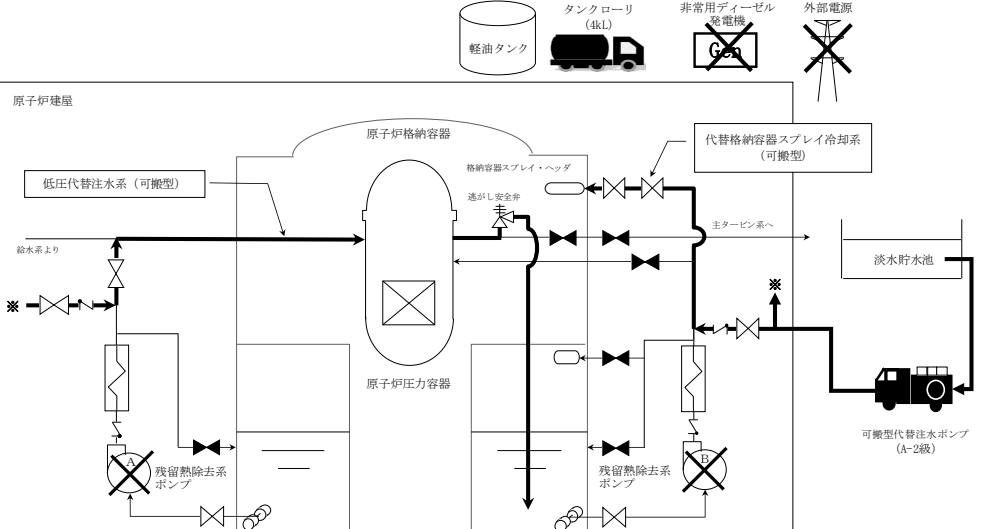
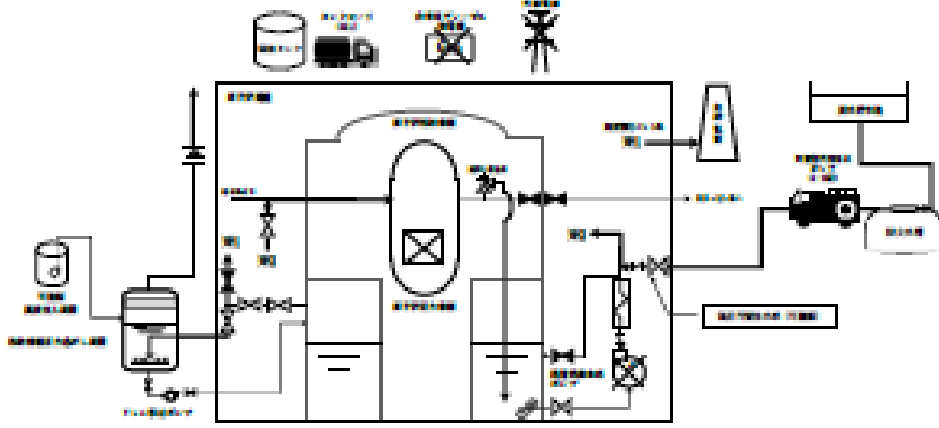
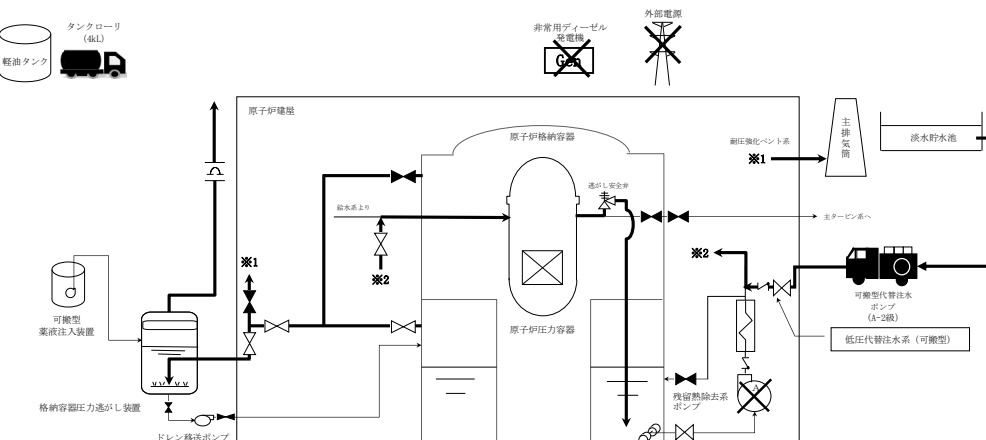
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2. 3. 4. 6)</p> <p>2. 3. 4. 5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで, 原子炉注水機能を喪失し, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として, 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」の重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>なお, 格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量</p>	<p>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2. 3. 4. 6)</p> <p>2. 3. 4. 5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで, 原子炉注水機能を喪失し, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として, 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段, 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」の重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁による原子炉注水, 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>なお, 格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量</p>	<p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

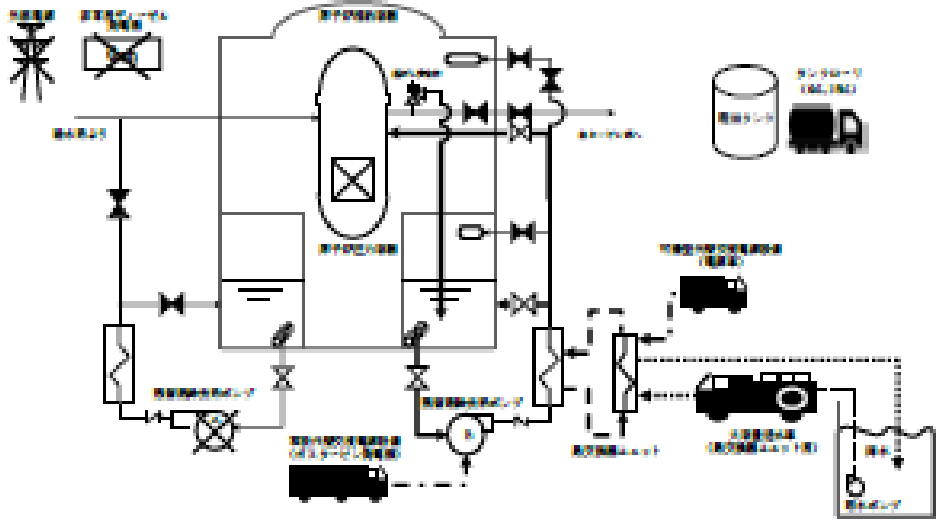
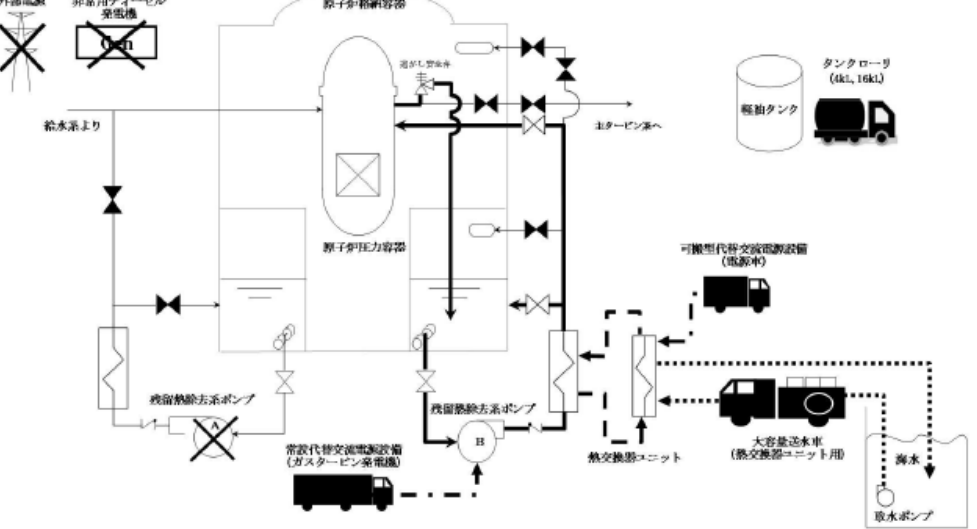
変更前	変更後	変更理由
<p>は, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」において, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系(可搬型)及び逃がし安全弁による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」に対して有効である。</p>  <p>第 2.3.4.1 図 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗時の重大事故等対処設備の概略系統図(1/4) (原子炉注水)</p>	<p>は, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系(可搬型)及び逃がし安全弁による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」に対して有効である。</p>  <p>第 2.3.4.1 図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」の重大事故等対策の概略系統図(1/4) (原子炉注水)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (送水ラインの変更) ⑤</p>
<p>第 2.3.4.2 図 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗時の重大事故等対策設備の概略系統図 (2/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p>	<p>第 2.3.4.2 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p>	
		<p>② (送水ラインの変更) ② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映) ⑤</p>
<p>第 2.3.4.3 図 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗時の重大事故等対策設備の概略系統図 (3/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.3.4.3 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>第 2.3.4.4 図 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再失敗時の重大事故等対策設備の概略系統図（4/4）                  （原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）</p>	 <p>第 2.3.4.4 図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」の重大事故等対策の概略系統図（4/4）                  （原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表  
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.3.4.5 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗時の対応手順の概要</p>	<p>第 2.3.4.5 図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」の対応手順の概要</p>	<p>②（送水ラインの変更） ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由
				② (送水ラインの変更) ② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正) ⑤
<p>図 2.3.4.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗時の作業と所要時間(2/2)</p>		<p>第 2.3.4.6 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗」の作業と所要時間(1/2)</p>		

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正)</p> <p>② (給油準備作業時間の見直し)</p> <p>② (格納容器ベント後作業の必要要員数の見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>図 2.3.4.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV 再閉失敗時の作業と所要時間(2/2)</p>	<p>第 2.3.4.6 図 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV 再閉失敗」の作業と所要時間(2/2)</p>	
<p>第 2.3.4.7 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 2.3.4.7 図 原子炉圧力の推移</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 2.3.4.8 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	<p>第 2.3.4.8 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	
<p>第 2.3.4.9 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>第 2.3.4.9 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

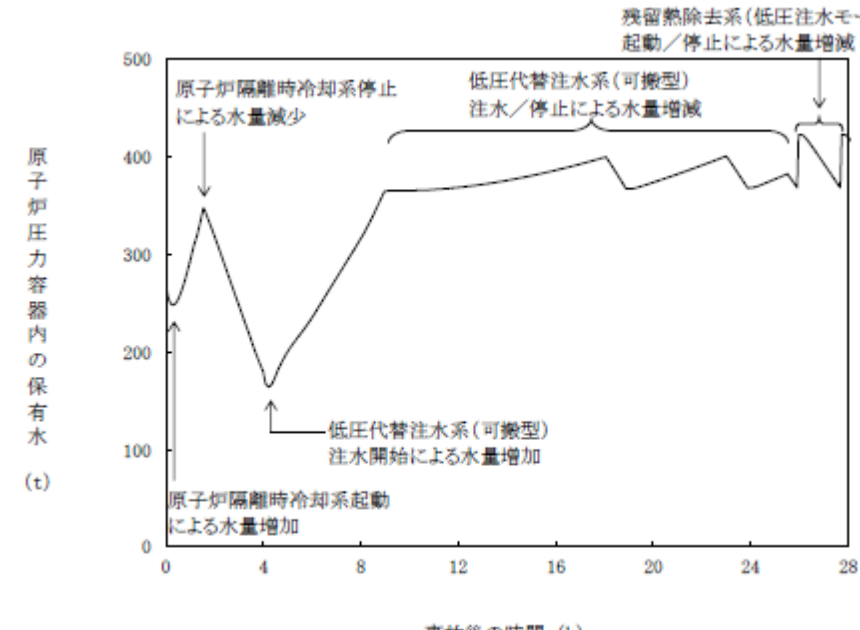
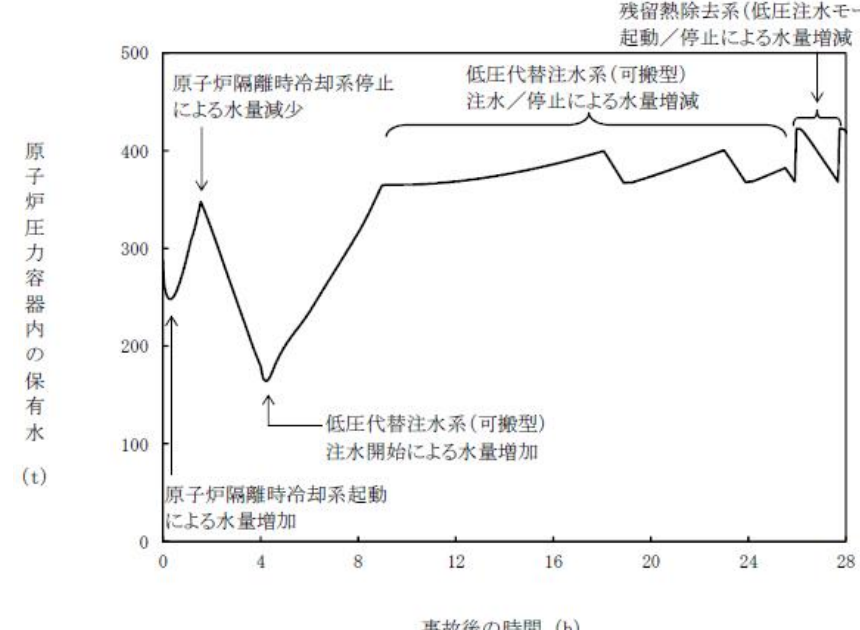
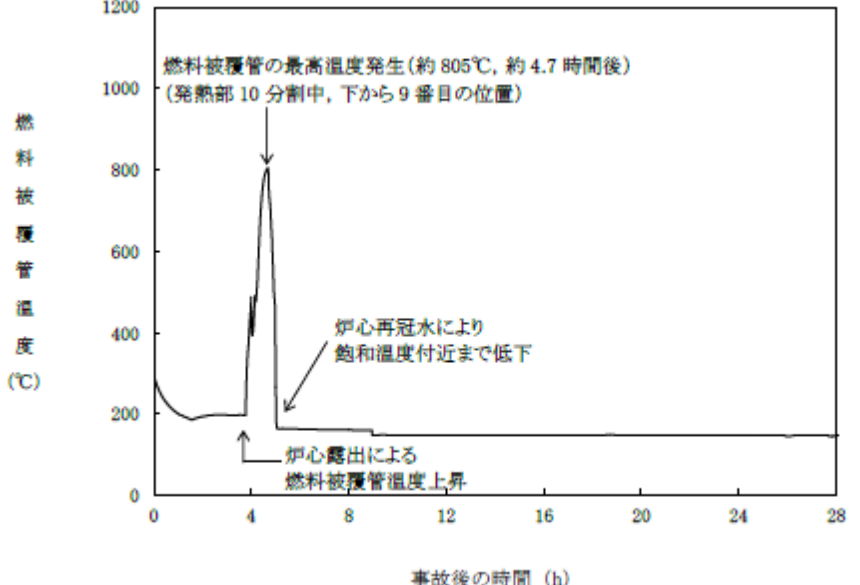
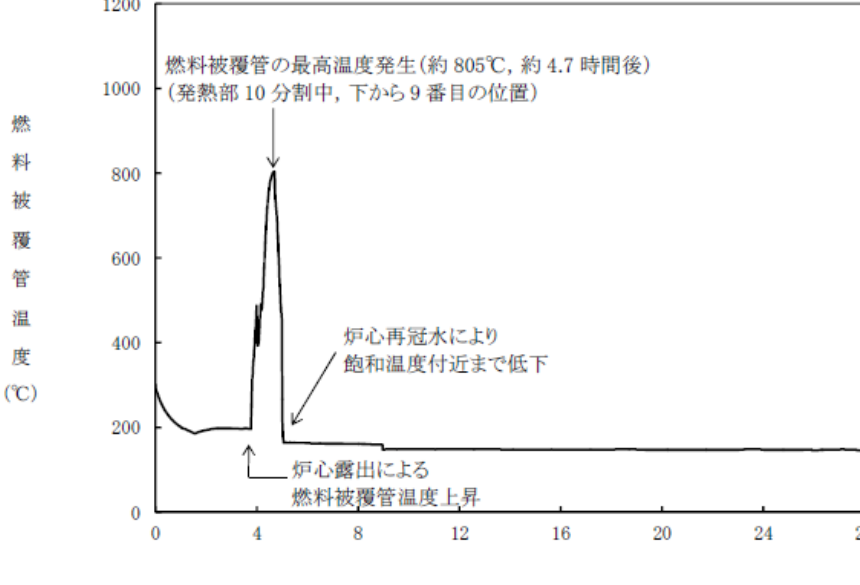
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 2.3.4.10 図 注水流量の推移</p>	<p>第 2.3.4.10 図 注水流量の推移</p>	
<p>第 2.3.4.11 図 逃がし安全弁からの蒸気流出流量の推移</p>	<p>第 2.3.4.11 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		
<p>第 2. 3. 4. 12 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>第 2. 3. 4. 12 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	
		
<p>第 2. 3. 4. 13 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2. 3. 4. 13 図 燃料被覆管温度の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>熱伝達係数 (W/(m<sup>2</sup>·K))</p> <p>核沸騰冷却 (ポイド率に対応した値)</p> <p>核沸騰冷却(再冠水後)</p> <p>遷移沸騰冷却</p> <p>蒸気冷却</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置再冠水</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置露出</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>熱伝達係数 (W/(m<sup>2</sup>·K))</p> <p>核沸騰冷却 (ポイド率に対応した値)</p> <p>核沸騰冷却(再冠水後)</p> <p>遷移沸騰冷却</p> <p>蒸気冷却</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置再冠水</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置露出</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	
<p>第 2.3.4.14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	<p>第 2.3.4.14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	
<p>ボイド率 (-)</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置露出</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置再冠水</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水モード) 起動/停止によるボイド率の増減</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) の注水/停止によるボイド率の増減</p> <p>原子炉減圧による減圧沸騰に伴う水位上昇による一時的なボイド率低下</p> <p>原子炉隔離時冷却系停止に伴うボイド率増加</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>ボイド率 (-)</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置露出</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置再冠水</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水モード) 起動/停止によるボイド率の増減</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) の注水/停止によるボイド率の増減</p> <p>原子炉減圧による減圧沸騰に伴う水位上昇による一時的なボイド率低下</p> <p>原子炉隔離時冷却系停止に伴うボイド率増加</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	
<p>第 2.3.4.15 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	<p>第 2.3.4.15 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 2. 3. 4. 16 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>第 2. 3. 4. 16 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	
<p>第 2. 3. 4. 17 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>第 2. 3. 4. 17 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>燃料被覆管の最高温度及び 円周方向応力の最大値</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p>	<p>燃料被覆管の最高温度及び 円周方向応力の最大値</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p>	
<p>第 2.3.4.18 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	<p>第 2.3.4.18 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	
<p>格納容器圧力 (MPa[gage])</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>格納容器圧力 (MPa[gage])</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	
<p>第 2.3.4.19 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 2.3.4.19 図 格納容器圧力の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

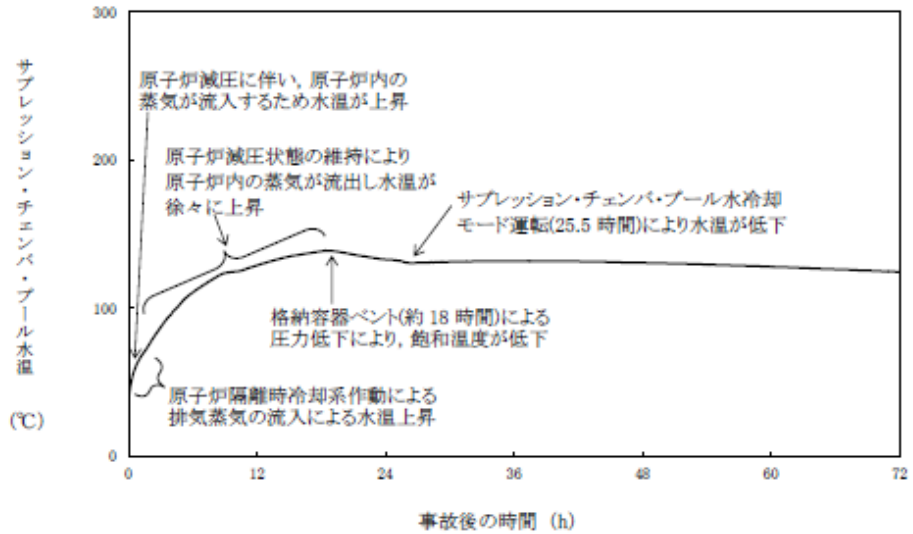
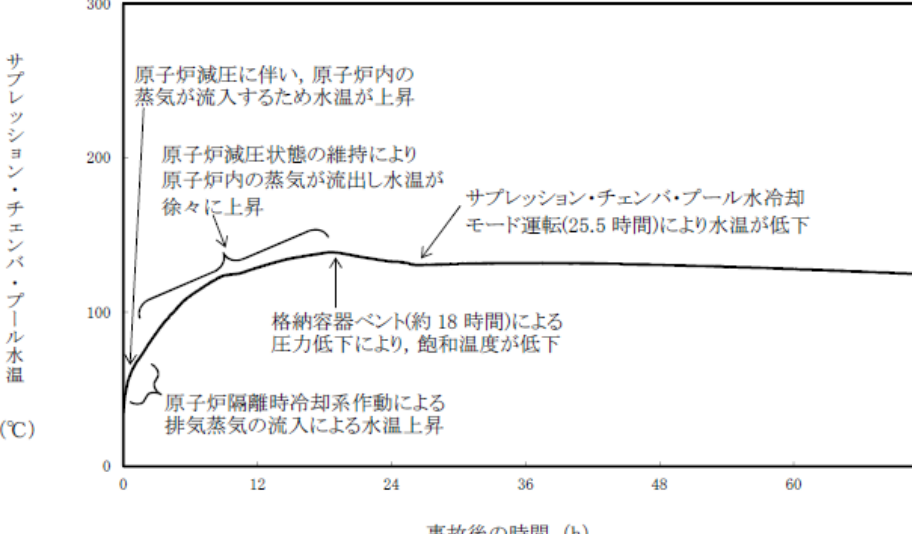
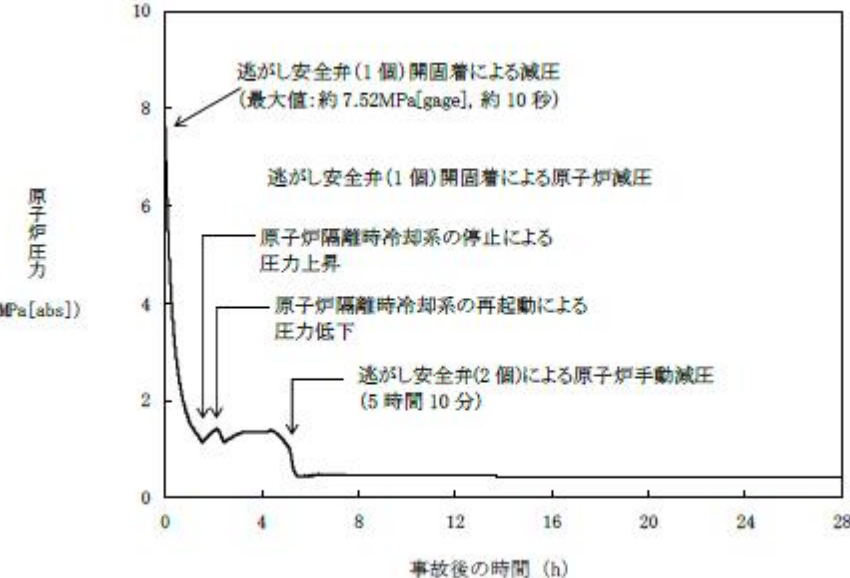
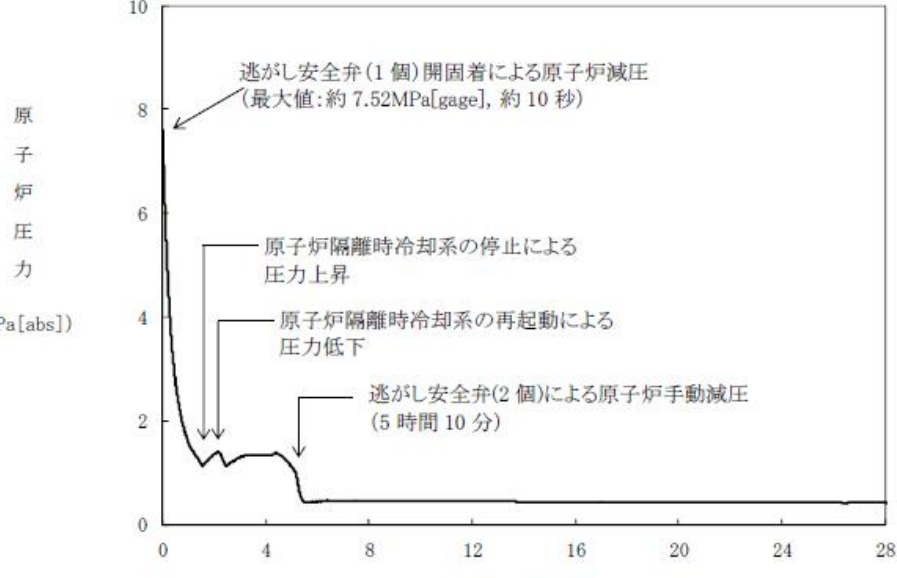
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 2. 3. 4. 20 図 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 2. 3. 4. 20 図 格納容器気相部温度の推移</p>	
<p>第 2. 3. 4. 21 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 2. 3. 4. 21 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

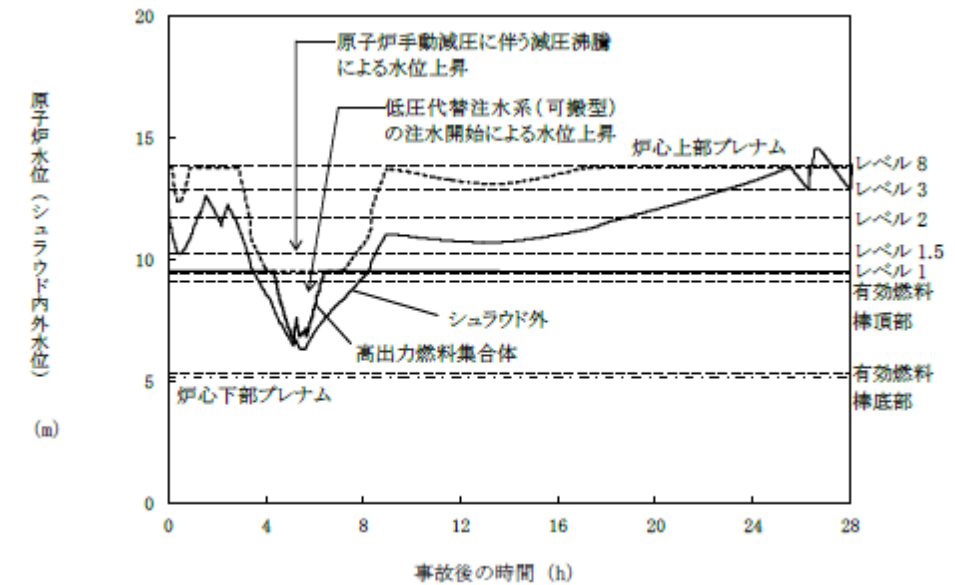
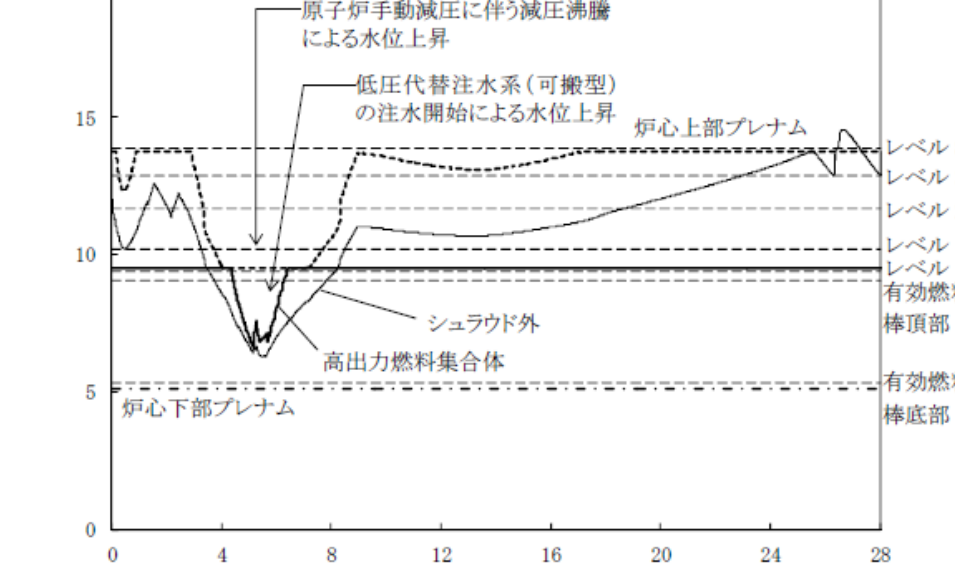
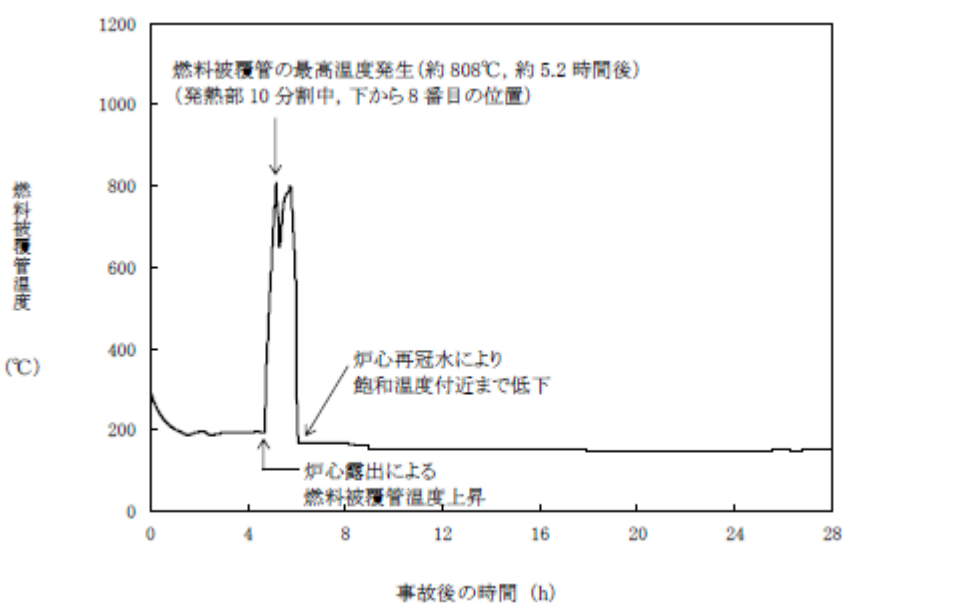
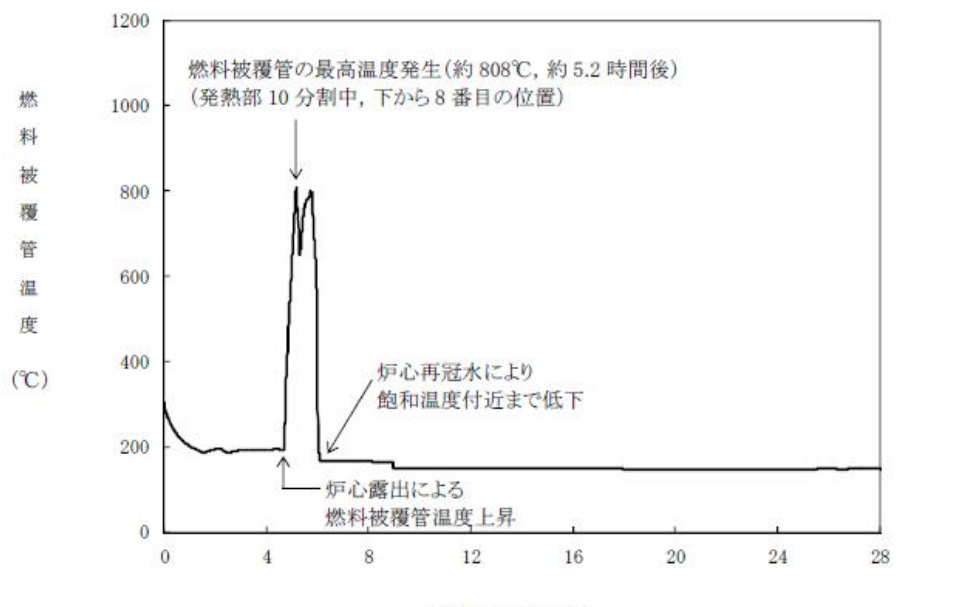
変更前	変更後	変更理由
		
<p>第 2.3.4.22 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>第 2.3.4.22 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	
		<p>⑤</p>
<p>第 2.3.4.23 図 原子炉減圧操作及び低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水操作 70 分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移</p>	<p>第 2.3.4.23 図 操作開始時間 70 分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>第 2.3.4.24 図 原子炉減圧操作及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作 70 分遅れのケースにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	<p>第 2.3.4.24 図 操作開始時間 70 分遅れのケースにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	
		<p>⑤</p>
<p>第 2.3.4.25 図 原子炉減圧操作及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作 70 分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2.3.4.25 図 操作開始時間 70 分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前  
 第 2.3.4.1 表 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉  
 失敗時における重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復する。原子炉注水は、逃がし安全弁 1 個の開閉者によって、動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (SA) 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)
高圧代替注水による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水を手動起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水 復水貯蔵槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水準備	低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水準備として系統構成及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を稼働状態に配置する。可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の水頭への補給及び燃料給油準備を実施する	軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後、逃がし安全弁 2 個による原子炉手動減圧を行う	所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水	原子炉急速減圧操作後、低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水を開始する	軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系統流量 (BWR A 系代替注水流量)
代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa[gage] に到達した場合、代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) により原子炉格納容器冷却を実施する。低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水と代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却は、異なる残留熱除去系の管路を使用し、同時に実施する。	軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	原子炉圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系統流量 (BWR B 系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (BWR A 系代替注水流量)
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する	格納容器圧力逃がし装置 副圧強化ベント系 所内蓄電式直流電源設備	—	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 格納容器内中間気放射線レベル (D/W) 格納容器内中間気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧

【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準記号)  
 □ : 有効性評価上考慮しない操作

第 2.3.4.1 表 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉  
 失敗時における重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉注水を開始する	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転	残留熱除去系 (低圧注水モード) により原子炉水位が高 (レベル 8) まで原子炉水位が回復した後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	【残留熱除去系系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度

【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準記号)

変更後  
 第 2.3.4.1 表 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復する。原子炉注水は、逃がし安全弁 1 個の開閉者によって、動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)
高圧代替注水による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水を手動起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水 復水貯蔵槽 常設代替交流電源設備	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水準備	低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水準備として系統構成及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を稼働状態に配置する。可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の水頭への補給及び燃料給油準備を実施する。	軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後、逃がし安全弁 2 個による原子炉手動減圧を行う。	所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水	原子炉急速減圧操作後、低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水を開始する。	軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系統流量 (BWR A 系代替注水流量)
代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa[gage] に到達した場合、代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) により原子炉格納容器冷却を実施する。低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水と代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却は、異なる残留熱除去系の管路を使用し、同時に実施する。	軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4kL)	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系統流量 (BWR B 系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (BWR A 系代替注水流量)

【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準記号)  
 □ : 有効性評価上考慮しない操作

第 2.3.4.1 表 「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa[gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 副圧強化ベント系 所内蓄電式直流電源設備	—	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 格納容器内中間気放射線レベル (D/W) 格納容器内中間気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系 (低圧注水モード)】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転	残留熱除去系 (低圧注水モード) により原子炉水位が高 (レベル 8) まで原子炉水位が回復した後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4kL, 16kL)	【残留熱除去系系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度

【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準記号)

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

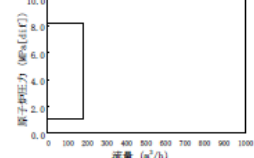
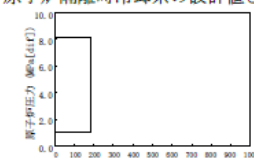
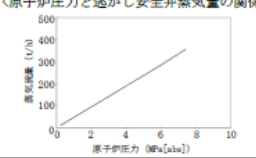
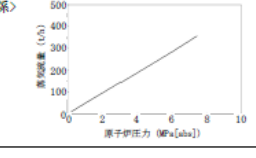
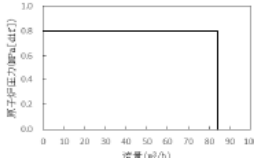

変更前			変更後			変更理由
第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (1/6)			第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (1/6)			⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値
	燃料	9×9 燃料 (A 型)	-	燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
	最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定	最大線出力密度	44.0kW/m	設計限界値として設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度に 10%の保守性を考慮	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
	第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (2/6)			第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (2/6)		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
	格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器圧力	5.2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	外部水源の温度	原子炉隔離時冷却系による注水時: 50℃ 低圧代替注水系 (可搬型) による注水時: 40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定。 淡水貯水池の水温を参考に設定	外部水源の温度	原子炉隔離時冷却系による注水時: 50℃ 低圧代替注水系 (可搬型) による注水時: 40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定。 淡水貯水池の水温を参考に設定
事故条件	起回事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源を喪失するものとして設定	起回事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源を喪失するものとして設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し設定	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し設定
		逃がし安全弁 1 個閉鎖	本事故シーケンスにおける前提条件		逃がし安全弁 1 個閉鎖	本事故シーケンスにおける前提条件
外部電源	外部電源なし	起回事象として, 外部電源を喪失するものとして設定	外部電源	外部電源なし	起回事象として, 外部電源を喪失するものとして設定	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (3/6)			第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (3/6)			⑤
重大事故等対策に関する機器条件	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[dif]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[dif]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	
第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (4/6)			第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (4/6)			⑤
重大事故等対策に関する機器条件	低圧代替注水系 (可搬型)	84m <sup>3</sup> /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定 	低圧代替注水系 (可搬型)	84m <sup>3</sup> /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定 
		40m <sup>3</sup> /h (格納容器スプレイ実施～残留熱除去系による原子炉注水まで) 原子炉水位回復後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	原子炉水位回復及び原子炉水位制御に必要な注水流量を考慮して設定		40m <sup>3</sup> /h (格納容器スプレイ実施～残留熱除去系による原子炉注水まで) 原子炉水位回復後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	原子炉水位回復及び原子炉水位制御に必要な注水流量を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	80m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し設定	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	80m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し設定
	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定
	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (5/6)			第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (5/6)			⑤
重大事故等対策に関連する機器条件	項目 残留熱除去系 (低圧注水モード)	主要解析条件 事象発生 25.5 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[dif]) にて注水	条件設定の考え方 残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 	項目 残留熱除去系 (低圧注水モード)	主要解析条件 事象発生 25.5 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[dif]) にて注水	条件設定の考え方 残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 
	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定
第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (6/6)			第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (6/6)			⑤
重大事故等対策に関連する操作条件	項目 常設代替交流電源設備からの受電	主要解析条件 事象発生 24 時間後	条件設定の考え方 本事故シーケンスの前提条件として設定	項目 常設代替交流電源設備からの受電	主要解析条件 事象発生 24 時間後	条件設定の考え方 本事故シーケンスの前提条件として設定
	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水操作	事象発生 4 時間後	低圧代替注水系 (可搬型) の準備時間を考慮して設定	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水操作	事象発生 4 時間後	低圧代替注水系 (可搬型) の準備時間を考慮して設定
	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後 (事象発生から 4 時間後)	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後として設定	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後 (事象発生から 4 時間後)	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage] 到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage] 到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定
	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	事象発生 25.5 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後, 代替原子炉補機冷却系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱機能回復を踏まえて設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	事象発生 25.5 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱機能回復を踏まえて設定
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 25.5 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉注水の準備時間を踏まえて設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 25.5 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉注水の準備時間を踏まえて設定

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.4 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>2.4.1 取水機能が喪失した場合</p> <p>2.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」, ②「過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ③「通常停止+崩壊熱除去失敗」, ④「通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑤「サポート系喪失+崩壊熱除去失敗」, ⑥「サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑦「小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗」, ⑧「中破断 LOCA+RHR 失敗」及び⑨「大破断 LOCA+RHR 失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」では, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (LOCA を除く) の発生後, 炉心冷却には成功するが, 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため, 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が原子炉格納容器に放出され, 格納容器圧力が上昇することから, 緩和措置がとられない場合には, 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。また, 取水機能の喪失を想定することから, 併せて非常用ディーゼル発電機も機能喪失する。ここで, 対応がより厳しい事故シーケンスとする観点から, 外部電源の喪失を設定し, 全交流動力電源喪失が生じるものとした。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 取水機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 取水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ, 常設代替</p>	<p>2.4 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>2.4.1 取水機能が喪失した場合</p> <p>2.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」, ②「過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ③「通常停止+崩壊熱除去失敗」, ④「通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑤「サポート系喪失+崩壊熱除去失敗」, ⑥「サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑦「小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗」, ⑧「中破断 LOCA+RHR 失敗」及び⑨「大破断 LOCA+RHR 失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」では, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (LOCA を除く) の発生後, 炉心冷却には成功するが, 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため, 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が<b>逃がし安全弁により</b>原子炉格納容器に放出され, 格納容器圧力が上昇することから, 緩和措置がとられない場合には, 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。また, 取水機能の喪失を想定することから, <b>あわせて</b>非常用ディーゼル発電機も機能喪失する。ここで, 対応がより厳しい事故シーケンスとする観点から, 外部電源の喪失を設定し, 全交流動力電源喪失が生じるものとした。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 取水機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 取水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ, 常設代替</p>	<p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>交流電源設備による給電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したところで、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図2.4.1.1から図2.4.1.4に、手順の概要を図2.4.1.5に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表2.4.1.1に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生10時間までの6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員12名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は10名である。</p>	<p>交流電源設備による給電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したところで、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、<b>原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）</b>により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（<b>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</b>）による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）、<b>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）</b>及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備し、<b>安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持することで、低圧代替注水系（常設）による炉心冷却を継続する。</b>また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却手段、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（<b>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</b>）による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を<b>第 2.4.1.1 図から第 2.4.1.4 図</b>に、手順の概要を<b>第 2.4.1.5 図</b>に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を<b>第 2.4.1.1 表</b>に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの<b>重要事故シーケンス</b>において、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計<b>28</b>名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は<b>8</b>名である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>また、事象発生10時間以降に追加で必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業を行うための参集要員26名である。必要な要員と作業項目について図2.4.1.6に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認                      外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより、所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水                      原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量等である。                      原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備                      中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧系統（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p> <p>d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を手動起動する。また、原子炉注水に必要な電動弁（残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系洗浄水</p>	<p>また、事象発生10時間以降に追加で必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業を行うための参集要員26名である。必要な要員と作業項目について第2.4.1.6図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、28名で対処可能である。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認                      外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより、所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水                      原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量等である。                      原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備                      中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p> <p>d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を手動起動する。また、原子炉注水に必要な電動弁（残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系洗浄水</p>	<p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>弁) が開動作可能であることを確認する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水停止を確認し, サプレッション・チェンバ・プール水熱容量温度制限により, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計測設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>e. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 等である。</p> <p>原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力及び復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 等である。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却時に, 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系を停止し, 原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, 代替格納容器スプレイを再開する。</p>	<p>弁) が開動作可能であることを確認する。低圧代替注水系 (常設) のバイパス流防止系統構成のためにタービン建屋負荷遮断弁を全閉にする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水停止を確認し, サプレッション・チェンバのプール水の熱容量温度制限により, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計測設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>e. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 等である。</p> <p>原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が 13.7kPa[gage]到達後に, 原子炉水位が原子炉水位高 (レベル 8) に到達した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力, 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 等である。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却時に, 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) を停止し, 原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, 格納容器スプレイを再開する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (計器名称の変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (計器名称の変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>g. 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後，中央制御室からの遠隔操作によりサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を確認するために必要な計装設備は，サブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>h. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は，原子炉水位及び残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>原子炉水位回復後は，原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。原子炉水位高（レベル8）まで原子炉水位が回復した後，原子炉注水を停止し，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を再開する。</p> <p>以降，炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は，残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.4.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，過渡事象（原子炉水位の低下の観点で厳しい給水流量の全喪失）を起因とし，逃がし安全弁再開失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）+崩壊熱除去失敗」である。</p> <p>なお，取水機能を喪失することで，非常用ディーゼル発電機も機能喪失することから，本評価では，より厳しい条件とする観点から外部電源の喪失も設定し，取水機能喪失に全交流動力電源喪失が重畳する</p>	<p>g. 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後，中央制御室からの遠隔操作により<b>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</b>運転を開始する。</p> <p><b>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</b>運転を確認するために必要な計装設備は，サブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>h. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は，原子炉水位及び残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>原子炉水位回復後は，原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。原子炉水位高（レベル8）まで原子炉水位が回復した後，原子炉注水を停止し，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を再開する。</p> <p>以降，炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は，残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.4.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を<b>選定</b>）を起因<b>事象</b>とし，逃がし安全弁再開失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）+崩壊熱除去失敗」である。</p> <p>なお，取水機能を喪失することで，非常用ディーゼル発電機も機能喪失することから，本評価では，より厳しい条件とする観点から外部電源の喪失も設定し，取水機能喪失に全交流動力電源喪失が重畳する</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ものとして, 取水機能喪失時の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果, 原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む) 並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スプレイ冷却, サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER, シビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表2.4.1.2に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として, 給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は以下の観点により使用できないものと仮定する。</p> <p>a) 事象の進展に対する影響</p> <p>外部電源がある場合, 再循環ポンプは, 事象発生と同時にトリップせず, 原子炉水位低の信号でトリップするた</p>	<p>ものとして, 取水機能喪失時の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果, 原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む) 並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スプレイ冷却, サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER, シビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.4.1.2表に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として, 給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は以下の観点により使用できないものと仮定する。</p> <p>a) 事象の進展に対する影響</p> <p>外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル 3) に</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>め、外部電源が喪失し、同時に原子炉スクラム及び再循環ポンプが全台トリップする事象に比べ、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。なお、本評価では、初期の炉心冠水維持は原子炉隔離時冷却系にて行うこととなるため、その後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に移行する際の原子炉減圧過程では、崩壊熱は十分減衰しており外部電源の有無の影響は小さい。</p> <p>b) 重大事故等対策に対する影響</p> <p>本解析においては、取水機能の喪失を仮定しており、原子炉隔離時冷却系を除く非常用炉心冷却系及び非常用交流電源設備は使用できない。よって、外部電源なしを仮定することにより、常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要となることから要員及び資源等の観点で厳しい条件となる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号</p> <p>原子炉スクラムはタービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（常設）</p> <p>原子炉減圧後に、最大300m<sup>3</sup>/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、代替格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用</p>	<p>よる原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いため、事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。しかし、本評価では、<b>事故直後から</b>原子炉隔離時冷却系により炉心は冠水維持され、<b>原子炉減圧により炉心は露出するが</b>、低圧代替注水系（常設）により炉心冷却が継続されることから外部電源の有無の影響は小さい。</p> <p>b) 重大事故等対策に対する影響</p> <p>本解析においては、取水機能の喪失を仮定しており、原子炉隔離時冷却系を除く非常用炉心冷却系及び非常用交流電源設備は使用できない。よって、外部電源なしを仮定することにより、常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要となることから要員、資源等の観点で厳しい条件となる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号</p> <p>原子炉スクラムは、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（常設）</p> <p><b>逃がし安全弁による</b>原子炉減圧後に、最大300m<sup>3</sup>/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、代替格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(f) 代替原子炉補機冷却系 伝熱容量は約 23MW（サプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において）とする。</p> <p>(g) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（サプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において）とする。</p> <p>(h) 残留熱除去系（低圧注水モード） 残留熱除去系（低圧注水モード）は、サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置 - 1m に到達した時点で手動起動し、954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、事象発生70分後に常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）起動操作は、事象発生から70分後の常設代替交流電源設備からの給電の直後に開始する。なお、サプレッション・チェンバ・プールの水位が真空破壊装置-1mに到達した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</p> <p>(c) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、事象発生約3時間後に開始する。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却は、原子炉水位高（レベル8）に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、事象発生から約25時間後</p>	<p>移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(f) 代替原子炉補機冷却系 伝熱容量は約 23MW（サプレッション・チェンバ・プール水温 100℃, 海水温度 30℃において）とする。</p> <p>(g) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（サプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において）とする。</p> <p>(h) 残留熱除去系（低圧注水モード） 残留熱除去系（低圧注水モード）は、サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置 - 1m に到達した時点で手動起動し、954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、事象発生から70分後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）起動操作は、事象発生から70分後の常設代替交流電源設備からの給電の直後に開始する。なお、サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。</p> <p>(c) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、<b>低圧代替注水系（常設）起動操作後、原子炉水位がレベル8に到達する事象発生から約3時間後</b>に開始する。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却<b>操作</b>は、原子炉水位高（レベル8）に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、事象発生から約</p>	<p></p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>に停止する。</p> <p>(e) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は, 事象発生20時間後に開始する。</p> <p>(f) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水は, サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図2.4.1.7から図2.4.1.12に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 平均出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図2.4.1.13から図2.4.1.18に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図2.4.1.19から図2.4.1.22に示す。</p>	<p>25時間後に停止する。</p> <p>(e) 代替原子炉補機冷却系運転操作は, 事象発生から20時間後に開始する。</p> <p>(f) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の起動操作は, 事象発生から20時間後に開始する。</p> <p>(g) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水は, サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※<sup>1</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.4.1.7図から第2.4.1.12図に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 平均出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.4.1.13図から第2.4.1.18図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第2.4.1.19図から第2.4.1.22図に示す。</p> <p>※<sup>1</sup> 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で, シュラウド内の水位を示す。シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位をあわせて示す。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 事象進展</p> <p>取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失後、タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし、また、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては、外部電源喪失により、事象発生とともに 10 台全てがトリップする。</p> <p>事象発生から 70 分経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、原子炉急速減圧及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。原子炉急速減圧は、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動開することで実施する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始されると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が行われ、炉心が再冠水すると燃料被覆管温度は低下することから、ボイド率は低下し、熱伝達係数は上昇する。</p> <p>平均出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、上記に伴い変化する。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び事象発生から 20 時間経過した時点での代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行う。</p> <p>※炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内側の水位を示した。シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の自動起動信号となる原子炉水位計</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失後、タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし、また、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては、外部電源喪失により、事象発生とともに 10 台全てがトリップする。</p> <p>事象発生から 70 分経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、原子炉急速減圧及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。原子炉急速減圧は、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動開することで実施する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始されると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、ボイド率が低下し、熱伝達係数が上昇することから、燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>平均出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び事象発生から 20 時間経過した時点での代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行う。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位は, シュラウド外側の水位であることから, シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計(燃料域)にて監視する。6号炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド外を計測している。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は, 図2.4.1.13に示すとおり, 原子炉水位が回復するまでの間に炉心の上部が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し, 約427℃に到達するが, 1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は, 平均出力燃料集合体にて発生している。また, 燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり, 15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は, 図2.4.1.7に示すとおり, 逃がし安全弁の作動により, 約7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は, 原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても, 約7.82MPa[gage]以下であり, 最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。</p> <p>また, 崩壊熱除去機能を喪失しているため, 原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって, 格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は, 約0.30MPa[gage]及び約143℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>図2.4.1.8に示すとおり, 低圧代替注水系(常設)による注水継続により約4時間後に炉心が冠水し, 炉心の冷却が維持される。その後は, 20時間後に代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し, また, 安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.1)</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は, 第2.4.1.13図に示すとおり, 原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し, 約427℃に到達するが, 1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は, 平均出力燃料集合体にて発生している。また, 燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり, 15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は, 第2.4.1.7図に示すとおり, 逃がし安全弁の作動により, 約7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は, 原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても, 約7.82MPa[gage]以下であり, 最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。</p> <p>また, 崩壊熱除去機能を喪失しているため, 原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって, 格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は, 約0.30MPa[gage]及び約143℃に抑えられ, 原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第2.4.1.8図に示すとおり, 低圧代替注水系(常設)による注水継続により約4時間後に炉心が冠水し, 炉心の冷却が維持される。その後は, 20時間後に代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し, また, 安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.1)</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>に示す(1)から(4)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)では, 炉心冷却には成功するが, 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 常設代替交流電源設備からの受電操作, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作, 逃がし安全弁による原子炉減圧操作, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり, それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして, 解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて10℃~50℃高めに評価することから, 解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって, 実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが, 操作手順(減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして, 解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため, 解析結</p>	<p>に示す(1)から(4)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)では, 炉心冷却には成功するが, 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 常設代替交流電源設備からの受電操作, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作, 逃がし安全弁による原子炉減圧操作, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。</p> <p>(1)解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり, それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして, 解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから, 解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって, 実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして, 解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与え</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイに係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイに係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.1.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱</p>	<p>るため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.1.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達の不確かさとして, 格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル) は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度, 格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが, BWR の格納容器内の区画とは異なる等, 実験体系に起因するものと考えられ, 実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし, 全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては, CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しているため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 2.4.1.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 表2.4.1.2に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが, 操作手順 (減圧後速やかに低圧注水に移行すること) に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなることから, 原子炉</p>	<p>伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達の不確かさとして, 格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル) は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度, 格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWR の格納容器内の区画とは異なる等, 実験体系に起因するものと考えられ, 実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし, 全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては, CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認していることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 2.4.1.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第2.4.1.2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが, 操作手順 (原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること) に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>位の低下が緩和され, また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力上昇が遅くなるが, 操作手順 (減圧後速やかに低圧注水に移行すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力, 格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが, 事象進展に与える影響は小さく, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については, 全交流動力電源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源なしを設定している。なお, 外部電源がある場合は, 原子炉水位の低下が早くなるが, 事象発生初期は高圧注水系にて原子炉水位が維持され, その後に低圧注水系による注水に移行する際の急速減圧過程では崩壊熱は十分減衰していることから, 事象進展に影響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系 (常設) は, 本解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなることから, 原子炉水位の低下が緩和され, また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は</p>	<p>水位の低下は緩和され, また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが, 操作手順 (原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については, 全交流動力電源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源がない状態を設定している。なお, 外部電源がある場合は, 原子炉水位の低下が早くなるが, 事象発生初期は原子炉隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され, 原子炉減圧により炉心は露出するものの, 低圧代替注水系 (常設) により炉心冷却が継続されるため, 事象進展に影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系 (常設) は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力上昇が遅くなり, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については, 全交流動力電源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源なしを設定している。なお, 外部電源がある場合は, 原子炉水位の低下が早くなるが, 事象発生初期は高圧注水系にて原子炉水位が維持され, その後に低圧注水系による原子炉注水に移行する際の急速減圧過程では崩壊熱は十分減衰していることから, 事象進展に影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 本解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料2.4.1.2)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして, 操作に係る不確かさを「認知」, 「要員配置」, 「移動」, 「操作所要時間」, 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し, これらの要因が, 運転員等操作時間に与える影響を評価する。また, 運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し, 評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作は, 解析上の操作開始時間として事象発生から70分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 実態の運転操作は, 認知に10分間, 移動に10分間, 操作所要時間に50分間の合計70分間であり,</p>	<p>は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については, 全交流動力電源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源がない状態を設定している。なお, 外部電源がある場合は, 原子炉水位の低下が早くなるが, 事象発生初期は原子炉隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され, 原子炉減圧により炉心は露出するが, 低圧代替注水系(常設)により炉心冷却が継続されるため, 事象進展に影響はないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復が早くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料2.4.1.2)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして, 操作の不確かさを「認知」, 「要員配置」, 「移動」, 「操作所要時間」, 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し, これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また, 運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し, 評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作は, 解析上の操作開始時間として事象発生から70分後に低圧代替注水系(常設)への電源供給が完了することを設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 実態の運転操作は約30分間で完了可能</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②(常設代替交流電源設備の遠隔起動化)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>解析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約3時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、原子炉水位維持を優先するため、原子炉水位高（レベル8）到達後に原子炉隔離時冷却系から低圧代替注水系（常設）に切替えるための原子炉減圧操作を行うこととしており、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の状況により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉水位の維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力13.7kPa [gage] 到達後の原子炉水位高（レベル8）到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては原子炉注水を優先するため、原子炉水位高（レベル8）到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切替えることとしており、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力13.7kPa [gage] 到達後の原子炉水位高（レベル8）到達付近となるが、操作開始時間に与える影響はない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から20時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時</p>	<p>であり、解析上の受電完了時間（70分後）は時間余裕を含めて設定していることから、低圧代替注水系（常設）の起動操作が早まる可能性がある。これにより、逃がし安全弁による原子炉減圧操作が早まる可能性があるが、当該操作は原子炉水位高（レベル8）到達後に、原子炉隔離時冷却系から低圧代替注水系（常設）に切り替えるための減圧操作であり、原子炉水位維持の観点では問題とならない。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約3時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、原子炉水位維持を優先するため、原子炉水位高（レベル8）到達後に原子炉隔離時冷却系から低圧代替注水系（常設）に切り替えるための原子炉減圧操作を行うこととしており、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の状況により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力13.7kPa [gage] 到達後の原子炉水位高（レベル8）到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては原子炉注水を優先するため、原子炉水位高（レベル8）到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系（常設）へ切り替えることとしており、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力13.7kPa [gage] 到達後の原子炉水位高（レベル8）到達付近となるが、運転員等操作時間に与える影響はない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から20時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時</p>	<p>②（常設代替交流電源設備の遠隔起動化）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉減圧時点において崩壊熱は十分減衰していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力13.7kPa[gage]到達後の原子炉水位高（レベル8）到達付近となるが格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合の何れにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度等を早期に低下させる可能性がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.2)</p>	<p>間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、実態の運転操作は約30分で完了可能であり、解析上の受電完了時間（70分後）は時間余裕を含めて設定していることから、低圧代替注水系（常設）の起動操作が早まる可能性がある。これにより、逃がし安全弁による原子炉減圧操作が早まる可能性があるが、当該操作は原子炉水位高（レベル8）到達後に、原子炉隔離時冷却系から低圧代替注水系（常設）に切り替えるための減圧操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉減圧時点において崩壊熱は十分減衰していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力13.7kPa[gage]到達後の原子炉水位高（レベル8）到達付近となるが格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のいずれにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定から早まり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.2)</p>	<p>⑤</p> <p>②（常設代替交流電源設備の遠隔起動化）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作については, 低圧代替注水系 (常設) の運転に必要な常設代替交流電源設備からの受電は, 初期の原子炉隔離時冷却系による注水可能継続時間 (24時間) 内に実施することで炉心損傷を回避することが可能であり, 事象発生から時間余裕がある。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作については, 低圧代替注水系 (常設) への移行は, 初期の原子炉隔離時冷却系による注水可能継続時間 (24時間) 内に実施することで炉心損傷を回避することが可能であり, 事象発生から時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作については, 格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約5時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については, 代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から20時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。また, 操作が遅れる場合においても, 格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間であり, 約18時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.2)</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作については, 低圧代替注水系 (常設) の運転に必要な常設代替交流電源設備からの受電は, 初期の原子炉隔離時冷却系による注水可能継続時間 (24時間) 内に実施することで炉心損傷を回避することが可能であることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作については, 低圧代替注水系 (常設) への移行は, 初期の原子炉隔離時冷却系による注水可能継続時間 (24時間) 内に実施することで炉心損傷を回避することが可能であることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作については, 格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約5時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については, 代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から20時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。また, 操作が遅れる場合においても, 原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は, 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間後であり, 約18時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.4.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生10時間までに必要な要員は、「2.4.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約3,500m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約7,000m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.4.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に<b>おける</b>事象発生10時間までに必要な要員は、「2.4.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり<b>28</b>名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系<b>(常設)</b>による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約3,500m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約7,000m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、</p>	<p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

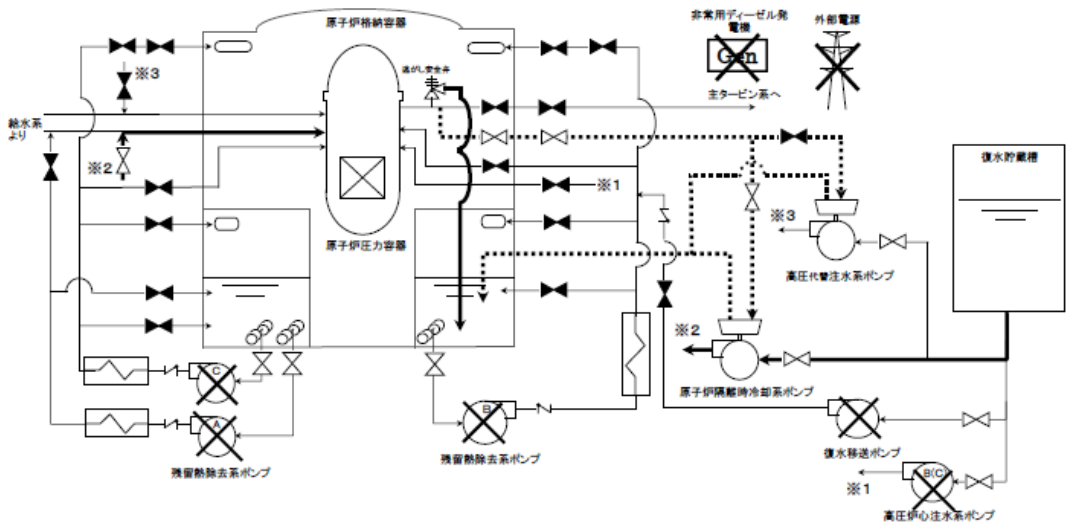
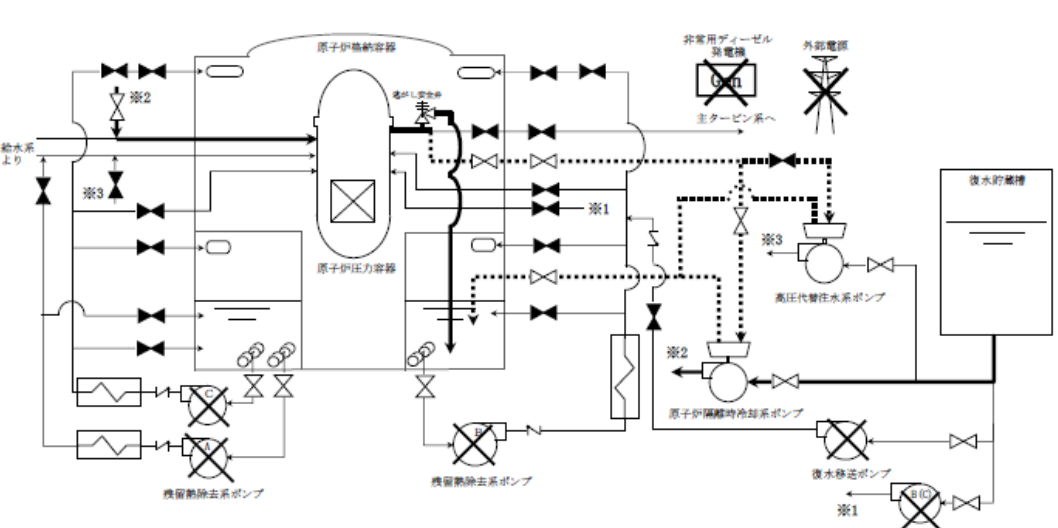
変更前	変更後	変更理由
<p>発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し, 防火水槽から可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水を行うことで, 復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで, 復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが, これは, 可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても, その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.3)</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約860kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水については, 保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系専用の電源車については, 保守的に事象発生直後からの電源車の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の可搬型大容量送水ポンプについては, 保守的に事象発生直後からの可搬型大容量送水ポンプの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉合計 約1,093kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク(約1,020kL)及びガスタービン発電機用燃料タンク(約200kL)で合計約2,240kLの軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 常設代替交流電源設備による電源供給, 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水, 代替原子炉補機冷却系の運転, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.4)</p> <p>c. 電源</p>	<p>事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水貯蔵槽へ給水することで, 復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで, 復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが, これは, 可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても, その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.3)</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約504kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への給水については, 保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系専用の電源車については, 保守的に事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)については, 保守的に事象発生直後からの大容量送水車(熱交換器ユニット用)の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約11kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる(6号及び7号炉合計約643kL)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク(約1,020kL)及びガスタービン発電機用燃料タンク(約100kL)にて合計約2,140kLの軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 常設代替交流電源設備による電源供給, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への給水, 代替原子炉補機冷却系の運転, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1.4)</p> <p>c. 電源</p>	<p>②(送水ラインの変更) ⑤</p> <p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映) ③(燃費試験結果の反映) ④(燃費修正) ⑤</p> <p>②(第二GTGの位置づけ変更に伴う反映) ②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映) ⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策に必要な負荷として, 6号及び7号炉で約2,342kW (6号炉: 約1,159kW 7号炉: 約1,183kW) 必要となるが, 常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.1.5)</p> <p>2.4.1.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」では, 炉心冷却には成功するが, 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失し, 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損し, これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系(常設)及び逃がし安全弁による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系(常設)及び逃がし安全弁による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリに</p>	<p>常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策に必要な負荷として, 6号炉で約1,649kW, 7号炉で約1,615kW必要となるが, 常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.1.5)</p> <p>2.4.1.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」では, 炉心冷却には成功するが, 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失し, 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損し, これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系(常設), 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注水モード)及び逃がし安全弁による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却手段, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系(常設), 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注水モード)及び逃がし安全弁による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p>	<p>②(常設代替交流電源設備の負荷修正)</p> <p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>かかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」において, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系(常設)及び逃がし安全弁による原子炉注水, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」に対して有効である。</p>  <p>図 2.4.1.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の重大事故等対策の概略系統図(1/4) (原子炉注水及び原子炉急速減圧)</p>	<p>かかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 原子炉隔離時冷却系, 低圧代替注水系(常設)及び逃がし安全弁による原子炉注水, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」に対して有効である。</p>  <p>第 2.4.1.1 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策の概略系統図(1/4) (原子炉注水及び原子炉急速減圧)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p>	<p>※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切り替えにより実施する。</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.2 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の重大事故等対策の概略系統図(2/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p>	<p>第 2.4.1.2 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策の概略系統図(2/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p>	
<p>※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p>	<p>※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切り替えにより実施する。</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.3 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の重大事故等対策の概略系統図(3/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.4.1.3 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策の概略系統図(3/4)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>※残留熱除去系の低圧注水モードとサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切替えて、原子炉水位をレベル3からレベル8の範囲で維持する。</p> <p>図 2.4.1.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の重大事故等対策の概略系統図(4/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>※残留熱除去系の低圧注水モードとサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切り替えて、原子炉水位をレベル3からレベル8の範囲で維持する。</p> <p>第 2.4.1.4 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策の概略系統図(4/4) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表  
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (送水ラインの変更) ⑤</p>

図 2.4.1.5 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の対応手順の概要

第 2.4.1.5 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の対応手順の概要

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)</p>	<p>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)</p>	<p>② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正)</p> <p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.6 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の作業と所要時間 (1/2)</p>	<p>第 2.4.1.6 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の作業と所要時間(1/2)</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

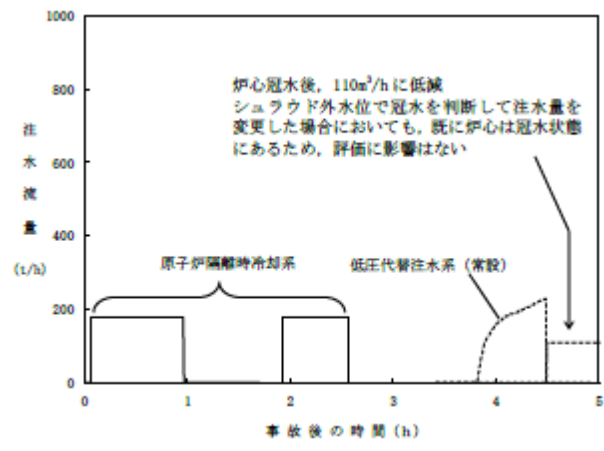
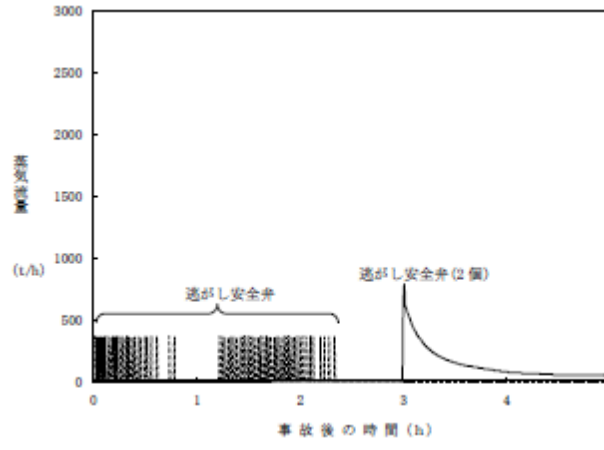
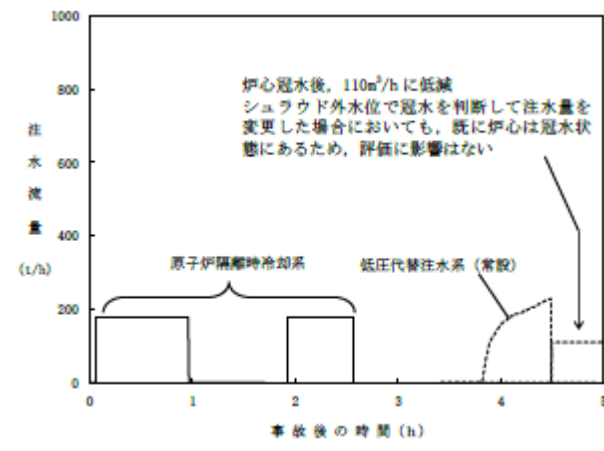
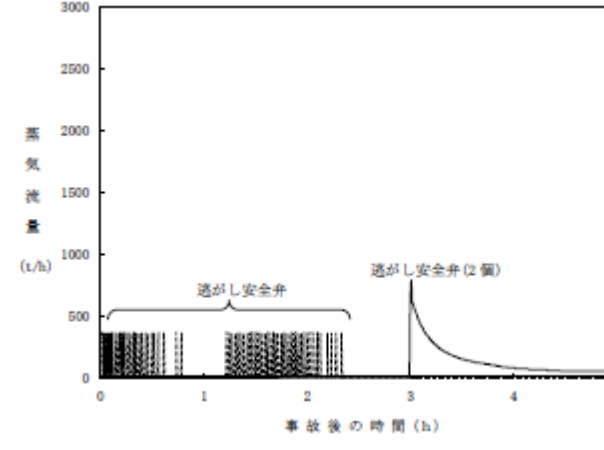
変更前	変更後	変更理由
		<p>② (送水ラインの変更による作業時間の見直し)</p> <p>② (給油準備作業時間の見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.6 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の作業と所要時間 (2/2)</p>	<p>第 2.4.1.6 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の作業と所要時間 (2/2)</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.7 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 2.4.1.7 図 原子炉圧力の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.4.1.8 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移</p>	<p>第 2.4.1.8 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.9 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>第 2.4.1.9 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
 <p data-bbox="519 829 934 871">図 2. 4. 1. 10 注水流量の推移</p>  <p data-bbox="385 1543 1068 1585">図 2. 4. 1. 11 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	 <p data-bbox="1528 829 1944 871">第 2. 4. 1. 10 図 注水流量の推移</p>  <p data-bbox="1394 1543 2077 1585">第 2. 4. 1. 11 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p data-bbox="2270 315 2300 346">⑤</p> <p data-bbox="2270 1029 2300 1060">⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.12 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>第 2.4.1.12 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.13 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2.4.1.13 図 燃料被覆管温度の推移</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.4.1.14 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	<p>第 2.4.1.14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.15 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	<p>第 2.4.1.15 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.4.1.16 平均出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>第 2.4.1.16 図 平均出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.17 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>第 2.4.1.17 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.18 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	<p>第 2.4.1.18 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	
		<p>⑤ (端数処理適正化 [20時間後, 0.292→0.30])</p>
<p>図 2.4.1.19 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 2.4.1.19 図 格納容器圧力の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
		<p>⑤</p>
<p>図 2.4.1.20 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 2.4.1.20 図 格納容器気相部温度の推移</p>	
<p>図 2.4.1.21 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 2.4.1.21 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																
		<p>⑤</p>																																																																																																
<p>図 2.4.1.22 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>第 2.4.1.22 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>																																																																																																	
<p>表 2.4.1.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) における重大事故等対策について</p>	<p>第 2.4.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策について</p>	<p>② (計器名称の変更) ⑤</p>																																																																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故別対応設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計測設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能</td> <td>外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。</td> <td>所内蓄電式直流電源設備</td> <td>—</td> <td>平均出力監視メータ 短絡監視メータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系による原子炉停水</td> <td>原子炉水位 (レベル 2) 異常により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉停水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。</td> <td>【原子炉隔離時冷却系】 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備</td> <td>—</td> <td>原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【原子炉隔離時冷却系系統流量計】 深水分離槽水位計 (SA)</td> </tr> <tr> <td>高圧代替供水系による原子炉停水</td> <td>高圧代替供水系機能喪失後、高圧代替供水系を起動し原子炉水位を回復する。</td> <td>高圧代替供水系 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備</td> <td>—</td> <td>原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 高圧代替供水系系統流量計 深水分離槽水位計 (SA)</td> </tr> <tr> <td>過剰安全弁による原子炉色差減圧</td> <td>高圧代替供水系設備による交流電源供給後、深水分離槽ポンプを起動し、過剰安全弁 2 個による半自動減圧を行う。</td> <td>高圧代替供水系設備 過剰安全弁 深水分離槽ポンプ</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計</td> </tr> <tr> <td>低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水</td> <td>原子炉色差減圧により、低圧代替供水系 (常設) の系統圧力を下回ると、低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水を開始する。原子炉水位は原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。</td> <td>高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (原子炉圧力容器) 深水分離槽水位計 (SA)</td> </tr> <tr> <td>代替熱源容器スプレッド冷却系による原子炉隔離時冷却</td> <td>原子炉水位が、原子炉水位 (レベル 3) に到達した場合は、代替熱源容器スプレッド冷却系により原子炉隔離時冷却を実施する。代替熱源容器スプレッド中に原子炉水位が原子炉水位 (レベル 2) まで低下した場合は、代替スプレッドを停止し原子炉停水を実施する。原子炉水位 (レベル 3) まで回復後、原子炉停水を停止し、代替スプレッドを再開する。</td> <td>高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽</td> <td>—</td> <td>熱源容器内圧力計 (S/W) 熱源容器内圧力計 (S/C) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (原子炉圧力容器) 深水分離槽水位計 (SA)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転</td> <td>高圧代替供水系設備による交流電源供給後、代替原子炉隔離時冷却系を介した廃棄熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。</td> <td>高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)】 熱源タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>【廃棄熱除去系系統流量計】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度計 サブプレッション・チェンバ・プール水位計</td> </tr> <tr> <td>廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位が、真空破壊装置 (a) に到達した場合は、低圧代替供水系 (常設) による停水を停止し、廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水を開始する。</td> <td>高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (低圧放水モード)】 熱源タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 (SA) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【廃棄熱除去系系統流量計】</td> </tr> </tbody> </table>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故別対応設備			常設設備	可搬型設備	計測設備	全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力監視メータ 短絡監視メータ	原子炉隔離時冷却系による原子炉停水	原子炉水位 (レベル 2) 異常により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉停水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【原子炉隔離時冷却系系統流量計】 深水分離槽水位計 (SA)	高圧代替供水系による原子炉停水	高圧代替供水系機能喪失後、高圧代替供水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替供水系 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 高圧代替供水系系統流量計 深水分離槽水位計 (SA)	過剰安全弁による原子炉色差減圧	高圧代替供水系設備による交流電源供給後、深水分離槽ポンプを起動し、過剰安全弁 2 個による半自動減圧を行う。	高圧代替供水系設備 過剰安全弁 深水分離槽ポンプ	—	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計	低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水	原子炉色差減圧により、低圧代替供水系 (常設) の系統圧力を下回ると、低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水を開始する。原子炉水位は原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。	高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽	—	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (原子炉圧力容器) 深水分離槽水位計 (SA)	代替熱源容器スプレッド冷却系による原子炉隔離時冷却	原子炉水位が、原子炉水位 (レベル 3) に到達した場合は、代替熱源容器スプレッド冷却系により原子炉隔離時冷却を実施する。代替熱源容器スプレッド中に原子炉水位が原子炉水位 (レベル 2) まで低下した場合は、代替スプレッドを停止し原子炉停水を実施する。原子炉水位 (レベル 3) まで回復後、原子炉停水を停止し、代替スプレッドを再開する。	高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽	—	熱源容器内圧力計 (S/W) 熱源容器内圧力計 (S/C) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (原子炉圧力容器) 深水分離槽水位計 (SA)	サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転	高圧代替供水系設備による交流電源供給後、代替原子炉隔離時冷却系を介した廃棄熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。	高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)】 熱源タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	【廃棄熱除去系系統流量計】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度計 サブプレッション・チェンバ・プール水位計	廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水	サブプレッション・チェンバ・プール水位が、真空破壊装置 (a) に到達した場合は、低圧代替供水系 (常設) による停水を停止し、廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水を開始する。	高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (低圧放水モード)】 熱源タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 (SA) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【廃棄熱除去系系統流量計】	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故別対応設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計測設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能</td> <td>外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。</td> <td>所内蓄電式直流電源設備</td> <td>—</td> <td>平均出力監視メータ 短絡監視メータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系による原子炉停水</td> <td>原子炉水位 (レベル 2) 異常により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉停水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。</td> <td>【原子炉隔離時冷却系】 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備</td> <td>—</td> <td>原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【原子炉隔離時冷却系系統流量計】 深水分離槽水位計 (SA)</td> </tr> <tr> <td>高圧代替供水系による原子炉停水</td> <td>高圧代替供水系機能喪失後、高圧代替供水系を起動し原子炉水位を回復する。</td> <td>高圧代替供水系 深水分離槽 高圧代替直流電源設備</td> <td>—</td> <td>原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 高圧代替供水系系統流量計 深水分離槽水位計 (SA)</td> </tr> <tr> <td>過剰安全弁による原子炉色差減圧</td> <td>高圧代替供水系設備による交流電源供給後、深水分離槽ポンプを起動し、過剰安全弁 2 個による半自動減圧を行う。</td> <td>高圧代替供水系設備 過剰安全弁 深水分離槽ポンプ</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計</td> </tr> <tr> <td>低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水</td> <td>原子炉色差減圧により、低圧代替供水系 (常設) の系統圧力を下回ると、低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水を開始する。原子炉水位は原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。</td> <td>高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (S/W 系代替供水系) 深水分離槽水位計 (SA)</td> </tr> <tr> <td>代替熱源容器スプレッド冷却系による原子炉隔離時冷却</td> <td>原子炉水位が、原子炉水位 (レベル 3) に到達した場合は、代替熱源容器スプレッド冷却系により原子炉隔離時冷却を実施する。代替熱源容器スプレッド中に原子炉水位が原子炉水位 (レベル 2) まで低下した場合は、代替スプレッドを停止し原子炉停水を実施する。原子炉水位 (レベル 3) まで回復後、原子炉停水を停止し、代替熱源容器スプレッドを再開する。</td> <td>高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽</td> <td>—</td> <td>熱源容器内圧力計 (S/W) 熱源容器内圧力計 (S/C) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (S/W 系代替供水系) 深水分離槽水位計 (SA)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転</td> <td>高圧代替供水系設備による交流電源供給後、代替原子炉隔離時冷却系を介した廃棄熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。</td> <td>高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)】 熱源タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>【廃棄熱除去系系統流量計】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度計 サブプレッション・チェンバ・プール水位計</td> </tr> <tr> <td>廃棄熱除去系の低圧放水モードによる原子炉停水</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位が、真空破壊装置 (a) に到達した場合は、低圧代替供水系 (常設) による停水を停止し、廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水を開始する。</td> <td>高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (低圧放水モード)】 熱源タンク</td> <td>代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ</td> <td>原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 (SA) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【廃棄熱除去系系統流量計】</td> </tr> </tbody> </table>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故別対応設備			常設設備	可搬型設備	計測設備	全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力監視メータ 短絡監視メータ	原子炉隔離時冷却系による原子炉停水	原子炉水位 (レベル 2) 異常により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉停水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【原子炉隔離時冷却系系統流量計】 深水分離槽水位計 (SA)	高圧代替供水系による原子炉停水	高圧代替供水系機能喪失後、高圧代替供水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替供水系 深水分離槽 高圧代替直流電源設備	—	原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 高圧代替供水系系統流量計 深水分離槽水位計 (SA)	過剰安全弁による原子炉色差減圧	高圧代替供水系設備による交流電源供給後、深水分離槽ポンプを起動し、過剰安全弁 2 個による半自動減圧を行う。	高圧代替供水系設備 過剰安全弁 深水分離槽ポンプ	—	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計	低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水	原子炉色差減圧により、低圧代替供水系 (常設) の系統圧力を下回ると、低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水を開始する。原子炉水位は原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。	高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽	—	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (S/W 系代替供水系) 深水分離槽水位計 (SA)	代替熱源容器スプレッド冷却系による原子炉隔離時冷却	原子炉水位が、原子炉水位 (レベル 3) に到達した場合は、代替熱源容器スプレッド冷却系により原子炉隔離時冷却を実施する。代替熱源容器スプレッド中に原子炉水位が原子炉水位 (レベル 2) まで低下した場合は、代替スプレッドを停止し原子炉停水を実施する。原子炉水位 (レベル 3) まで回復後、原子炉停水を停止し、代替熱源容器スプレッドを再開する。	高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽	—	熱源容器内圧力計 (S/W) 熱源容器内圧力計 (S/C) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (S/W 系代替供水系) 深水分離槽水位計 (SA)	サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転	高圧代替供水系設備による交流電源供給後、代替原子炉隔離時冷却系を介した廃棄熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。	高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)】 熱源タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	【廃棄熱除去系系統流量計】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度計 サブプレッション・チェンバ・プール水位計	廃棄熱除去系の低圧放水モードによる原子炉停水	サブプレッション・チェンバ・プール水位が、真空破壊装置 (a) に到達した場合は、低圧代替供水系 (常設) による停水を停止し、廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水を開始する。	高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (低圧放水モード)】 熱源タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 (SA) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【廃棄熱除去系系統流量計】	<p>② (計器名称の変更) ⑤</p>
判断及び操作			手順	有効性評価上期待する事故別対応設備																																																																																														
	常設設備	可搬型設備		計測設備																																																																																														
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力監視メータ 短絡監視メータ																																																																																														
原子炉隔離時冷却系による原子炉停水	原子炉水位 (レベル 2) 異常により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉停水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【原子炉隔離時冷却系系統流量計】 深水分離槽水位計 (SA)																																																																																														
高圧代替供水系による原子炉停水	高圧代替供水系機能喪失後、高圧代替供水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替供水系 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 高圧代替供水系系統流量計 深水分離槽水位計 (SA)																																																																																														
過剰安全弁による原子炉色差減圧	高圧代替供水系設備による交流電源供給後、深水分離槽ポンプを起動し、過剰安全弁 2 個による半自動減圧を行う。	高圧代替供水系設備 過剰安全弁 深水分離槽ポンプ	—	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計																																																																																														
低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水	原子炉色差減圧により、低圧代替供水系 (常設) の系統圧力を下回ると、低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水を開始する。原子炉水位は原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。	高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽	—	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (原子炉圧力容器) 深水分離槽水位計 (SA)																																																																																														
代替熱源容器スプレッド冷却系による原子炉隔離時冷却	原子炉水位が、原子炉水位 (レベル 3) に到達した場合は、代替熱源容器スプレッド冷却系により原子炉隔離時冷却を実施する。代替熱源容器スプレッド中に原子炉水位が原子炉水位 (レベル 2) まで低下した場合は、代替スプレッドを停止し原子炉停水を実施する。原子炉水位 (レベル 3) まで回復後、原子炉停水を停止し、代替スプレッドを再開する。	高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽	—	熱源容器内圧力計 (S/W) 熱源容器内圧力計 (S/C) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (原子炉圧力容器) 深水分離槽水位計 (SA)																																																																																														
サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転	高圧代替供水系設備による交流電源供給後、代替原子炉隔離時冷却系を介した廃棄熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。	高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)】 熱源タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	【廃棄熱除去系系統流量計】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度計 サブプレッション・チェンバ・プール水位計																																																																																														
廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水	サブプレッション・チェンバ・プール水位が、真空破壊装置 (a) に到達した場合は、低圧代替供水系 (常設) による停水を停止し、廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水を開始する。	高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (低圧放水モード)】 熱源タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 (SA) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【廃棄熱除去系系統流量計】																																																																																														
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故別対応設備																																																																																																
		常設設備	可搬型設備	計測設備																																																																																														
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力監視メータ 短絡監視メータ																																																																																														
原子炉隔離時冷却系による原子炉停水	原子炉水位 (レベル 2) 異常により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉停水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 深水分離槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【原子炉隔離時冷却系系統流量計】 深水分離槽水位計 (SA)																																																																																														
高圧代替供水系による原子炉停水	高圧代替供水系機能喪失後、高圧代替供水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替供水系 深水分離槽 高圧代替直流電源設備	—	原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 高圧代替供水系系統流量計 深水分離槽水位計 (SA)																																																																																														
過剰安全弁による原子炉色差減圧	高圧代替供水系設備による交流電源供給後、深水分離槽ポンプを起動し、過剰安全弁 2 個による半自動減圧を行う。	高圧代替供水系設備 過剰安全弁 深水分離槽ポンプ	—	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計																																																																																														
低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水	原子炉色差減圧により、低圧代替供水系 (常設) の系統圧力を下回ると、低圧代替供水系 (常設) による原子炉停水を開始する。原子炉水位は原子炉水位 (レベル 2) から原子炉水位 (レベル 3) の間で維持する。	高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽	—	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (S/W 系代替供水系) 深水分離槽水位計 (SA)																																																																																														
代替熱源容器スプレッド冷却系による原子炉隔離時冷却	原子炉水位が、原子炉水位 (レベル 3) に到達した場合は、代替熱源容器スプレッド冷却系により原子炉隔離時冷却を実施する。代替熱源容器スプレッド中に原子炉水位が原子炉水位 (レベル 2) まで低下した場合は、代替スプレッドを停止し原子炉停水を実施する。原子炉水位 (レベル 3) まで回復後、原子炉停水を停止し、代替熱源容器スプレッドを再開する。	高圧代替供水系設備 深水分離槽ポンプ 深水分離槽	—	熱源容器内圧力計 (S/W) 熱源容器内圧力計 (S/C) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 深水分離槽水位計 (S/W 系代替供水系) 深水分離槽水位計 (SA)																																																																																														
サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転	高圧代替供水系設備による交流電源供給後、代替原子炉隔離時冷却系を介した廃棄熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。	高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)】 熱源タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	【廃棄熱除去系系統流量計】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度計 サブプレッション・チェンバ・プール水位計																																																																																														
廃棄熱除去系の低圧放水モードによる原子炉停水	サブプレッション・チェンバ・プール水位が、真空破壊装置 (a) に到達した場合は、低圧代替供水系 (常設) による停水を停止し、廃棄熱除去系の低圧放水モード運転による原子炉停水を開始する。	高圧代替供水系設備 【廃棄熱除去系 (低圧放水モード)】 熱源タンク	代替原子炉隔離時冷却系 タンクローリ	原子炉圧力計 (SA) 原子炉圧力計 (SA) 原子炉水位計 (SA) 原子炉水位計 【廃棄熱除去系系統流量計】																																																																																														

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 2.4.1.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (1/5)			第 2.4.1.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (1/5)			⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	
初期条件			初期条件			
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	
燃料	9×9 燃料 (A型)	-	燃料	9×9 燃料 (A型)	-	
最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定	最大線出力密度	44.0kW/m	設計限界値として設定	
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定	
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定	
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

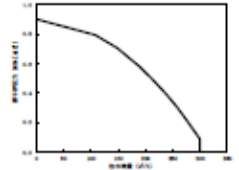
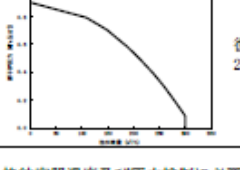
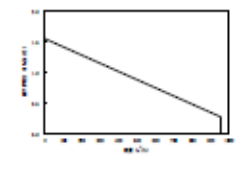

変更前			変更後			変更理由	
表 2.4.1.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (2/5)			第 2.4.1.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (2/5)			⑤	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	
	安全機能の喪失に対する仮定	崩壊熱除去機能喪失	取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとして設定	安全機能の喪失に対する仮定	崩壊熱除去機能喪失	取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとして設定	
	外部電源	外部電源なし	取水機能の喪失により非常用ディーゼル発電機が機能喪失することから, 外部電源なしの場合の方が, 全交流動力電源喪失となり, 要員及び資源等の観点で厳しいことから設定	外部電源	外部電源なし	取水機能の喪失により非常用ディーゼル発電機が機能喪失することから, 外部電源なしの場合の方が, 全交流動力電源喪失となり, 要員, 資源等の観点で厳しいことから設定	
表 2.4.1.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (3/5)			第 2.4.1.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (3/5)			⑤	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間: 0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[dif]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[dif]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 	
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa [gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] × 4 個, 380 t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし弁機能 7.51 MPa [gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] × 4 個, 380 t/h/個	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開することによる原子炉急減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開することによる原子炉急減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開することによる原子炉急減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気流量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定		



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 2.4.1.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (4/5)			第 2.4.1.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (4/5)			⑤
重大事故等対策に関連する機器条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	低圧代替注水系 (常設)	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性	低圧代替注水系 (常設)	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水し, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性
	代替格納容器スプレィ冷却系	140m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し, 設定	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)	140m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し, 設定
	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃, 海水温度 30℃ において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃, 海水温度 30℃ において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定
	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃ において)	残留熱除去系の設計値として設定	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃ において)	残留熱除去系の設計値として設定
残留熱除去系 (低圧注水モード)	サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達した時点で手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[diff]) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定  残留熱除去系ポンプ 1 台による注水特性	残留熱除去系 (低圧注水モード)	サブプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達した時点で手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[diff]) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定  残留熱除去系ポンプ 1 台による注水特性	
表 2.4.1.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (5/5)			第 2.4.1.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)) (5/5)			⑤
重大事故等対策に関連する操作条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	低圧代替注水系 (常設) 起動操作	常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	低圧代替注水系 (常設) 起動操作	常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定
	逃がし安全弁による原子炉減圧操作	事象発生約 3 時間後	低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作後, 原子炉水位がレベル 8 に到達した時点	逃がし安全弁による原子炉減圧操作	事象発生約 3 時間後	低圧代替注水系 (常設) 起動操作後, 原子炉水位がレベル 8 に到達した時点
	代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 13.7kPa[gage] 到達後の原子炉水位高 (レベル 8) 到達時	原子炉水位制御 (レベル 3 からレベル 8) が可能であり, 原子炉格納容器除熱機能が喪失し設計基準事故時の最高圧力に到達することを踏まえて設定	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 13.7kPa[gage] 到達後の原子炉水位高 (レベル 8) 到達時	原子炉水位制御 (レベル 3 からレベル 8) が可能であり, 原子炉格納容器除熱機能が喪失し設計基準事故時の最高圧力に到達することを踏まえて設定
	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転操作	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱機能回復を踏まえて設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転操作	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱機能回復を踏まえて設定
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系の低圧注水モード運転操作	サブプレッション・チェンバ・プール水位が, 真空破壊装置-1m に到達した時点	格納容器圧力抑制機能維持を踏まえて設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系の低圧注水モード運転操作	サブプレッション・チェンバ・プール水位が, 真空破壊装置-1m に到達した時点	格納容器圧力抑制機能維持を踏まえて設定	



変更前	変更後	変更理由
<p>2.4 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>2.4.2 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>2.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」, ②「過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ③「通常停止+崩壊熱除去失敗」, ④「通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑤「サポート系喪失+崩壊熱除去失敗」, ⑥「サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑦「小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗」, ⑧「中破断 LOCA+RHR 失敗」及び⑨「大破断 LOCA+RHR 失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」では, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後, 炉心冷却には成功するが, 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため, 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され, 格納容器圧力が上昇することから, 緩和措置がとられない場合には, 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 残留熱除去系が故障したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 残留熱除去系の有する炉心冷却及び原子炉格納容器除熱機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却, 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系及び更なる信頼性</p>	<p>2.4.2 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>2.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」, ②「過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ③「通常停止+崩壊熱除去失敗」, ④「通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑤「サポート系喪失+崩壊熱除去失敗」, ⑥「サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑦「小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗」, ⑧「中破断 LOCA+RHR 失敗」及び⑨「大破断 LOCA+RHR 失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」では, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後, 炉心冷却には成功するが, 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため, 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され, 格納容器圧力が上昇することから, 緩和措置がとられない場合には, 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 残留熱除去系が故障したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 残留熱除去系の有する炉心冷却及び原子炉格納容器除熱機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却, 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による</p>	<p>⑤</p> <p>②(代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 2.4.2.1 から図 2.4.2.3 に、手順の概要を図 2.4.2.4 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 2.4.2.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 24 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 8 名である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 8 名である。必要な要員と作業項目について図 2.4.2.5 に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、24 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスク</p>	<p>原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持することで、高圧炉心注水系による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 2.4.2.1 図から第 2.4.2.3 図に、手順の概要を第 2.4.2.4 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 2.4.2.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 24 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 8 名である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 20 名である。必要な要員と作業項目について第 2.4.2.5 図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、24 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスク</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>ラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量等である。</p> <p>原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>c. 残留熱除去系機能喪失確認</p> <p>原子炉隔離時冷却系運転により、サブプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを起動するが、残留熱除去系の故障によりサブプレッション・チェンバのプール水の冷却は失敗する。</p> <p>残留熱除去系の故障を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力等である。</p> <p>d. 逃がし安全弁による原子炉減圧</p> <p>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故により、主復水器による原子炉減圧ができないため、中央制御室からの遠隔操作によって主蒸気隔離弁を手動で全閉し、かつ、逃がし安全弁を手動開操作し原子炉を減圧する。</p> <p>原子炉減圧を確認するために必要な計測設備は、原子炉圧力である。</p> <p>e. 高圧炉心注水系による原子炉注水</p> <p>原子炉圧力が低下するため、原子炉隔離時冷却系系統流量が低下し原子炉水位低（レベル1.5）で高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。</p> <p>高圧炉心注水系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、高圧炉心注水系系統流量等である。</p> <p>原子炉水位回復確認後、原子炉隔離時冷却系は停止する。</p> <p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却</p>	<p>ラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量等である。</p> <p>原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル2）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>c. 残留熱除去系機能喪失確認</p> <p>原子炉隔離時冷却系運転により、サブプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを起動するが、残留熱除去系の故障によりサブプレッション・プール冷却は失敗する。</p> <p>残留熱除去系の故障を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力等である。</p> <p>d. 逃がし安全弁による原子炉減圧</p> <p>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故により、主復水器による原子炉減圧ができないため、中央制御室からの遠隔操作によって主蒸気隔離弁を手動で全閉し、かつ、逃がし安全弁を手動開操作し原子炉を減圧する。</p> <p>原子炉減圧を確認するために必要な計測設備は、原子炉圧力である。</p> <p>e. 高圧炉心注水系による原子炉注水</p> <p>原子炉圧力が低下するため、原子炉隔離時冷却系系統流量が低下し原子炉水位低（レベル1.5）で高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。</p> <p>高圧炉心注水系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、高圧炉心注水系系統流量等である。</p> <p>原子炉水位回復確認後、原子炉隔離時冷却系は停止する。</p> <p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却</p>	<p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力及び復水補給水系流量（原子炉格納容器）である。</p> <p>g. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器一次隔離弁を二次格納施設外からの人力操作により開する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を継続しても、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって中間開操作することで、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p> <p>サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サプレッション・チェンバ・プール水位等である。</p> <p>以降、炉心の冷却は、高圧炉心注水系による注水により継続的に行う。</p> <p>なお、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置等により継続的に行う。</p>	<p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）等である。</p> <p>g. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作により開する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を継続しても、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって中間開操作することで、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p> <p>サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>以降、炉心冷却は、高圧炉心注水系による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置等により継続的に行う。</p>	<p>⑤</p> <p>②（計器名称の変更）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>2.4.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象（原子炉水位の低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）+崩壊熱除去失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベントが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表2.4.2.2に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するものとす</p>	<p>2.4.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）+崩壊熱除去失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベントが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.4.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するものとす</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>る。</p> <p>(c)外部電源 外部電源は以下の観点により使用できるものと仮定する。</p> <p>a)事象の進展に対する影響 外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉水位低の信号でトリップするため、外部電源が喪失し、同時にスクラム及び再循環ポンプが全台トリップする事象に比べ、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。なお、本評価では、初期の炉心冠水維持は高圧注水系にて行うこととなるため、その後に低圧注水系の注水に移行する際の減圧過程では、崩壊熱は十分減衰しており外部電源の有無の影響は小さい。</p> <p>b)重大事故等対策に対する影響 本解析においては、残留熱除去系の喪失を仮定しており、非常用交流電源設備は使用可能であることから、外部電源の有無によって、常設代替交流電源設備等更なる重大事故等対策が必要となることはない。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a)原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b)代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</p> <p>(c)原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(d)高圧炉心注水系 高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で自動起動し、727m<sup>3</sup>/h（0.69MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p>	<p>る。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は以下の観点により使用できるものと仮定する。</p> <p>a) 事象の進展に対する影響 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いため、事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。しかし、本評価では、初期の炉心冠水維持は原子炉隔離時冷却系にて行い、その後高圧炉心注水系による注水に移行し、炉心冷却が継続されることから、外部電源の有無の影響は小さい。</p> <p>b) 重大事故等対策に対する影響 本解析においては、残留熱除去系の喪失を仮定しており、非常用交流電源設備は使用可能であることから、外部電源の有無によって、常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要となることはない。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</p> <p>(c) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(d) 高圧炉心注水系 高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で自動起動し、727m<sup>3</sup>/h（0.69MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(e) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (1個) を使用するものとし, 容量として, 1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(f) 代替格納容器スプレイ冷却系                      格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開<sup>※</sup>)にて原子炉格納容器除熱を実施する。                      ※ 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を 50%開にて開始するが, 格納容器圧力に低下傾向が確認できない場合は, 増開操作を実施する。解析においては, 操作手順の考え方を踏まえ, 中間開操作 (流路面積約 70%開) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は, サプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達した場合に実施する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお, 格納容器スプレイは, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後, 格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納</p>	<p>(e) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (1個) を使用するものとし, 容量として, 1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(f) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)                      格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開<sup>※1</sup>)にて原子炉格納容器除熱を実施する。                      ※1 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間開操作するが, 格納容器圧力の低下傾向を確認できない場合は, 増開操作を実施する。なお, 耐圧強化ベント系を用いた場合は, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合と比較して, 排出流量は大きくなり, 格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は, サプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達した場合に実施する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお, 格納容器スプレイは, 格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後, 格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図2.4.2.6から図2.4.2.11に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を図2.4.2.12から図2.4.2.14に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図2.4.2.15から図2.4.2.18に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>給水流量の全喪失後, 原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低 (レベル 3) 信号が発生して原子炉がスクラムし, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動して, 原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>再循環ポンプについては, 原子炉水位低 (レベル 3) で 4 台トリップし, 原子炉水位低 (レベル 2) で残り 6 台がトリップする。</p> <p>原子炉水位が回復した時点で, 残留熱除去系の早期復旧が期待できないことを考慮して, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 1 個を手動開することで, 原子炉を減圧する。原子炉減圧後も原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を継続し, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で高圧炉心注水系が自動起動した後, 原子炉隔離時冷却系を手動停止する。その後は, 高圧炉心注水系による原子炉注水によって, 原子炉水位は適切に維持される。</p>	<p>容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※<sup>2</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.4.2.6図から第2.4.2.11図に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を第2.4.2.12図から第2.4.2.14図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第2.4.2.15図から第2.4.2.18図に示す。</p> <p>※<sup>2</sup> シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示す。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>給水流量の全喪失後, 原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低 (レベル 3) 信号が発生して原子炉がスクラムし, <b>また</b>, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>再循環ポンプについては, 原子炉水位低 (レベル 3) で 4 台トリップし, 原子炉水位低 (レベル 2) で残り 6 台がトリップする。</p> <p>原子炉水位が回復した時点で, 残留熱除去系の早期復旧が期待できないことを考慮して, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 1 個を手動開することで, 原子炉を減圧する。原子炉減圧後も原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を継続し, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で高圧炉心注水系が自動起動した後, 原子炉隔離時冷却系を手動停止する。その後は, 高圧炉心注水系による原子炉注水によって, 原子炉水位は適切に維持される。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>高出力燃料集合体のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、高圧炉心注水系による原子炉注水時に、炉心上部プレナム部の蒸気が凝縮され、原子炉が減圧されることにより、一時的に増加する。</p> <p>炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、高圧炉心注水系による原子炉注水時に原子炉減圧の影響を受け、一時的に増加する。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約22時間経過した時点で実施する。なお、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約14m）及びベントライン（約17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>※シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の自動起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外側の水位であることから、シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を、7号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は、図2.4.2.12に示すとおり初期値（約310℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、図2.4.2.6に示すとおり逃がし安全弁の作動により、</p>	<p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。また、高圧炉心注水系による原子炉注水時に、炉心上部プレナム部の蒸気が凝縮され、原子炉が減圧されることにより、ボイド率が一時的に増加し、ドライアウトが発生する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約22時間経過した時点で実施する。なお、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約14m）及びベントライン（約17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は<b>おおむね</b>有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は<b>おおむね</b>冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は、<b>第2.4.2.12図</b>に示すとおり初期値（約310℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<b>第2.4.2.6図</b>に示すとおり、7.07MPa[gage]以下に抑</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>7. 07MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.37MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約0.31MPa[gage]及び約144℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>図 2.4.2.7 に示すとおり、高圧炉心注水系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約22時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.2.1)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3 全交流動力電源喪失」の実効線量の評価結果以下となり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）では、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する</p>	<p>えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.37MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第 2.4.2.7 図に示すとおり、高圧炉心注水系による注水継続により炉心が<del>おおむね</del>冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約22時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.2.1)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の実効線量の評価結果以下となり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）では、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、逃がし安全弁による原子炉減圧操作、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて10℃～50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1</p>	<p>ことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、逃がし安全弁による原子炉減圧操作、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度</p>	<p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>割程度高めに評価する傾向が確認されているが, BWR の格納容器内の区画とは異なる等, 実験体系に起因するものと考えられ, 実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし, 全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため, 格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては, CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており, その差異は小さいため, 格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.2.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして, 実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し, 有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして, 解析コードでは, 燃料被覆管の酸化について, 酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え, 燃料被覆管温度を高めに評価することから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達の不確かさとして, 格</p>	<p>高めに評価する傾向を確認しているが, BWR の格納容器内の区画とは異なる等, 実験体系に起因するものと考えられ, 実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし, 全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから, 格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては, CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており, その差異は小さいことから, 格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.2.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして, 実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し, 有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価するが, 原子炉水位はおおむね有効燃料棒頂部を下回ることなく, 炉心はおおむね冠水維持されるため, 燃料被覆管の最高温度は初期値(約 310℃)を上回ることはないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして, 解析コードは燃料被覆管の酸化について, 酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え, 燃料被覆管温度を高めに評価するが, 原子炉水位はおおむね有効燃料棒頂部を下回ることなく, 炉心はおおむね冠水維持されるため, 燃料被覆管の最高温度は初期値(約 310℃)を上回ることはないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達の不確かさとして, 格</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度，格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが，BWR の格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし，全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，格納容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては，CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しているため，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.2.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，表2.4.2.2に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は，解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり，本解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合，燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが，原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の自動起動により行われ，燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり，本解析条件の不確かさとして，最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなるこ</p>	<p>納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度，格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが，BWR の格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし，全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，格納容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては，CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.4.2.2)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第2.4.2.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は，解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが，原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の自動起動により行われ，燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>ら, 原子炉水位の低下が緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力の上昇が遅くなるが, 操作手順 (サプレッション・チェンバ・プール水温に応じて原子炉減圧すること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力, 格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが, 事象進展に与える影響は小さく, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については, 炉心冷却上厳しくする観点から, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。なお, 外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機より電源が供給されることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の高圧注水系は, 本解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.2.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇が緩和されると考えられるが, 原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく, 炉心は冠水維持されるため, 燃料被覆管の最高温度は初期値 (約310℃) を上回ることはないことから, 上記の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解</p>	<p>なり, 原子炉水位の低下は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力の上昇が遅くなるが, 操作手順 (サプレッション・チェンバ・プール水温に応じて原子炉減圧すること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を<b>与え得る</b>が, 事象進展に与える影響は<b>小さいことから</b>, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については, 炉心冷却上厳しくする観点から, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。なお, 外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給されることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の高圧<b>炉心</b>注水系は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作である<b>ことから</b>, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.2.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約<b>42</b>kW/m以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが, 原子炉水位は<b>おおむね</b>有効燃料棒頂部を下回ることなく, 炉心は<b>おおむね</b>冠水維持されるため, 燃料被覆管の最高温度は初期値 (約310℃) を上回ることはないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり、格納容器圧力上昇は遅くなるが、格納容器圧力上昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保される。</p> <p>機器条件の高圧注水系は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.2.2)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p>条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給される。</p> <p>機器条件の高圧炉心注水系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.2.2)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間としてサブプレッション・チェンバ・プール水温49℃到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、事故時の重要監視パラメータとしてサブプレッション・チェンバ・プール水温を継続監視しており、また、サブプレッション・チェンバ・プール水温の上昇は緩やかであることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.18MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器スプレイの操作実施基準（格納容器圧力0.18MPa[gage]）に到達するのは、事象発生の約10時間後であり、格納容器スプレイの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら予め操作が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.31MPa [gage] ）に到達するのは、事象発生の約22時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら予め操作が可能であ</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間としてサブプレッション・チェンバ・プール水温49℃到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、事故時の重要監視パラメータとしてサブプレッション・チェンバ・プール水温を継続監視しており、また、サブプレッション・チェンバ・プール水温の上昇は緩やかであることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、<b>運転員等操作時間に与える影響も小さい</b>。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.18MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器スプレイの操作実施基準（格納容器圧力0.18MPa[gage]）に到達するのは、事象発生の約10時間後であり、格納容器スプレイの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら<b>あらかじめ</b>操作が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、<b>運転員等操作時間に与える影響も小さい</b>。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.31MPa [gage] ）に到達するのは、事象発生の約22時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら<b>あらかじめ実施</b>可能で</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>る。また、格納容器ベント操作の操作所要時間は余裕時間を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、格納容器限界圧力は0.62MPa[gage]のため、原子炉格納容器の健全性の点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.2.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性があり、格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.31MPa [gage]</p>	<p>ある。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、<b>運転員等操作時間に与える影響も小さい</b>。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、<b>原子炉格納容器の限界圧力は0.62MPa[gage]であることから</b>、原子炉格納容器の健全性の点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.2.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。<b>格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のいずれにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</b></p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性がある<b>ある</b>。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.31MPa [gage]</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>より若干上昇する。評価項目となるパラメータに影響を与えるが、格納容器限界圧力は0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。 (添付資料2.4.2.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。 操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作については、初期の原子炉隔離時冷却系による注水継続が可能な時間 (24時間) 内に実施することで炉心損傷を回避することが可能であり、事象発生から時間余裕がある。 操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約10時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。 操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約22時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇の傾向は緩やかである。格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間であり、約16時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。 (添付資料2.4.2.2)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析</p>	<p>より若干上昇する<b>ため</b>、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、<b>原子炉格納容器の限界圧力は0.62MPa [gage] であることから</b>、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。 (添付資料2.4.2.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。 操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作については、<b>逃がし安全弁による原子炉減圧までの時間は事象発生から約1時間であり、準備時間が確保できることから</b>、時間余裕がある。 操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系 (<b>常設</b>) による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約10時間あり、準備時間が確保できる<b>ことから</b>、時間余裕がある。 操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約22時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかである<b>ため</b>、<b>原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約38時間後</b>であり、約16時間以上の<b>準備時間が確保できることから</b>、時間余裕がある。 (添付資料2.4.2.2)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.4.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.4.2.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり24名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は8名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約6,200m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計12,400m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し、防火水槽から可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく</p>	<p>条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.4.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.4.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり24名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は20名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約6,200m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計12,400m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした</p>	<p>③（要員の運用変更）</p> <p>②（送水ラインの変更）</p> <p>⑤</p>

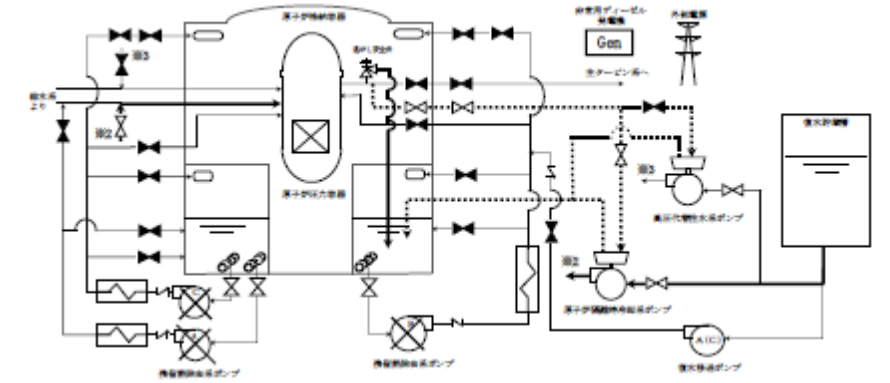
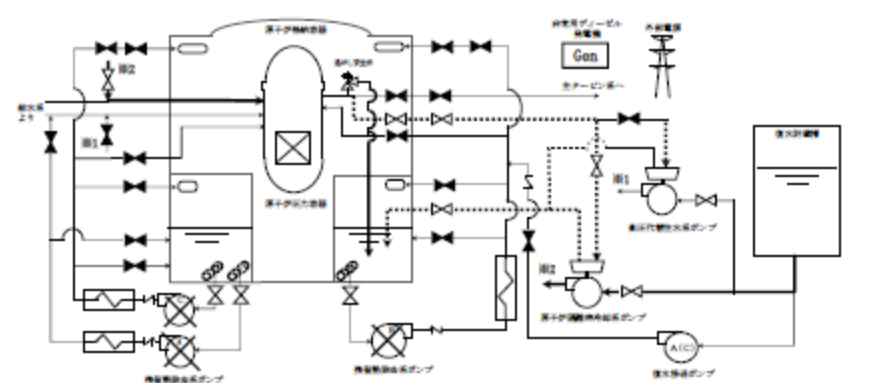


変更前	変更後	変更理由
<p>復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。 (添付資料 2.4.2.3)</p> <p>b. 燃料</p> <p>可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機が最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉合計 約1,601kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計 約2,040kL)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料 2.4.2.4)</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による</p>	<p>7日間の注水継続<b>実施</b>が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。 (添付資料 2.4.2.3)</p> <p>b. 燃料</p> <p>可搬型代替注水ポンプ <b>(A-2級)</b> による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ <b>(A-2級)</b> の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約<b>15kL</b>の軽油が必要となる。本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負荷で運転した場合、号炉あたり約<b>753kL</b>の軽油が必要となる。<b>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</b>及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約<b>13kL</b>の軽油が必要となる(6号及び7号炉合計約<b>1,549kL</b>)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計 約2,040kL)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプ <b>(A-2級)</b> による復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、<b>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</b>による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料 2.4.2.4)</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による</p>	<p>⑤</p> <p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③(燃費試験結果の反映)</p> <p>④(燃費修正)</p> <p>⑤</p> <p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

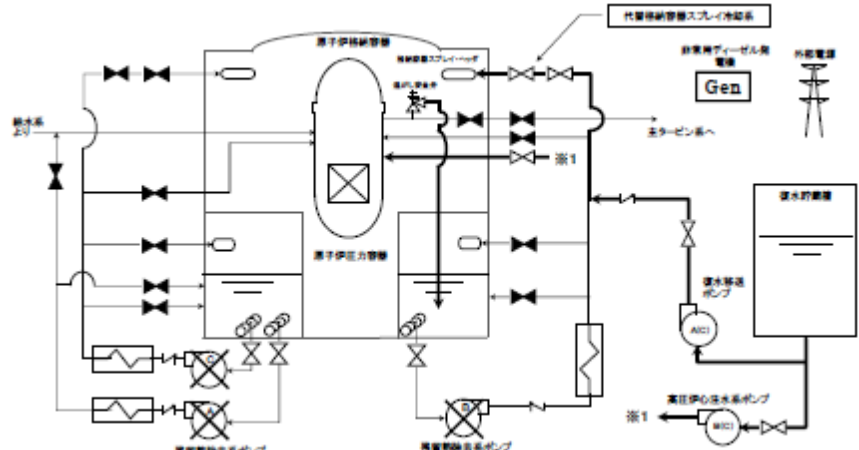
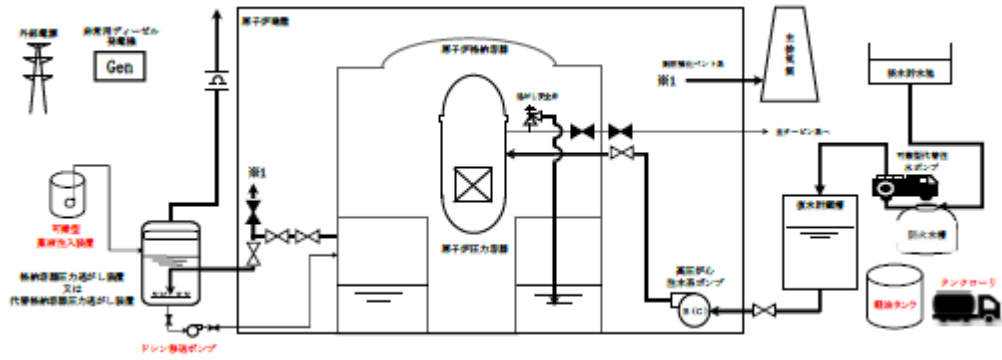
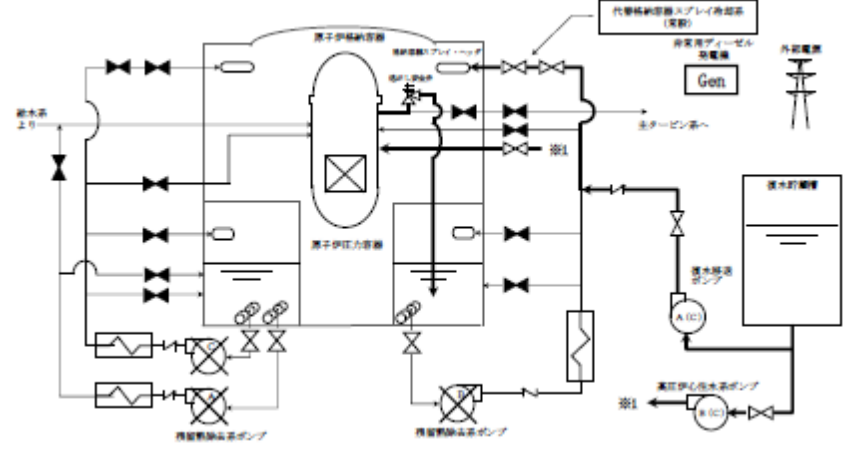
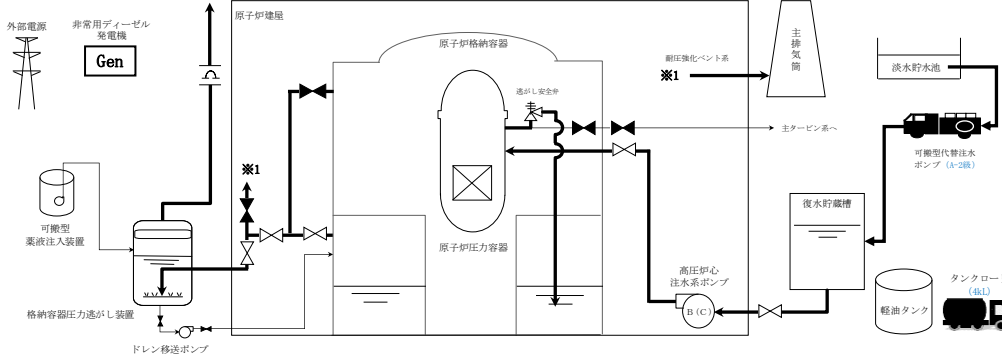


変更前	変更後	変更理由
<p>電源供給を想定した場合においても, 6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.4.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」では, 炉心冷却には成功するが, 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失し, 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損し, これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>なお, 格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	<p>電源供給を想定した場合においても, 6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.4.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」では, 炉心冷却には成功するが, 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失し, 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損し, これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段, 安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>なお, 格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>	<p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」において, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」に対して有効である。</p>  <p>図 2.4.2.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)時の重大事故等対策の概略系統図(1/3) (原子炉減圧及び原子炉注水)</p>	<p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」に対して有効である。</p>  <p>第 2.4.2.1 図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の重大事故等対策の概略系統図(1/3) (原子炉減圧及び原子炉注水)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.4.2.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）時の重大事故等対策の概略系統図（2/3）                  （原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）</p>  <p>図 2.4.2.3 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）時の重大事故等対策の概略系統図（3/3）                  （原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）</p>	 <p>第 2.4.2.2 図 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」の重大事故等対策の概略系統図（2/3）                  （原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）</p>  <p>第 2.4.2.3 図 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」の重大事故等対策の概略系統図（3/3）                  （原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）</p>	<p>⑤</p> <p>②（送水ラインの変更）                  ②（代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）                  ⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>変更前の手順は、原子炉水位低下の検出から始まり、高圧注水系の起動や格納容器スプレイの作動など、多岐にわたる操作を必要とする。また、中央制御室での機器ランプ表示やタービン回転速度の監視も含まれている。</p>	<p>変更後の手順は、送水ラインの変更や代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更などにより、一部の操作が簡化され、安全性が向上している。</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>
<p>図 2.4.2.4 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) 時の対応手順の概要</p>	<p>第 2.4.2.4 図 「崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」の対応手順の概要</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前

図 2.4.2.5 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) 時の作業と所要時間

変更後

第 2.4.2.5 図 「崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」の作業と所要時間

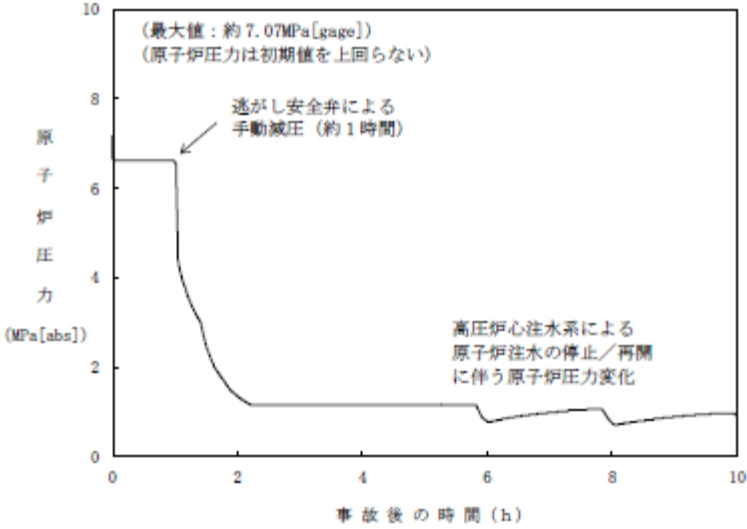
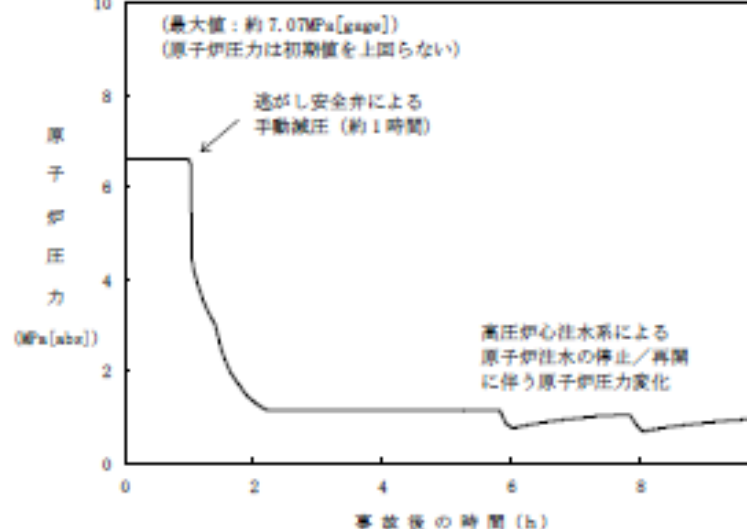
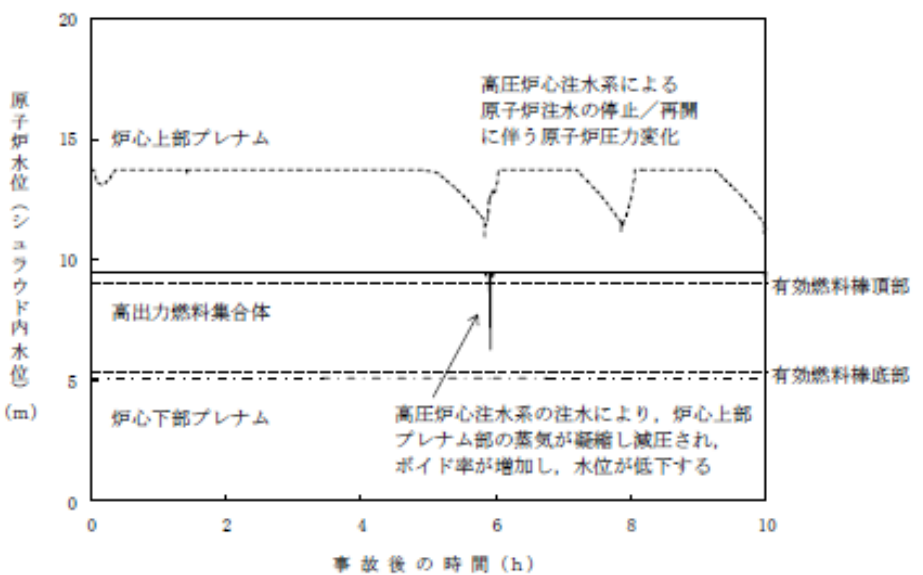
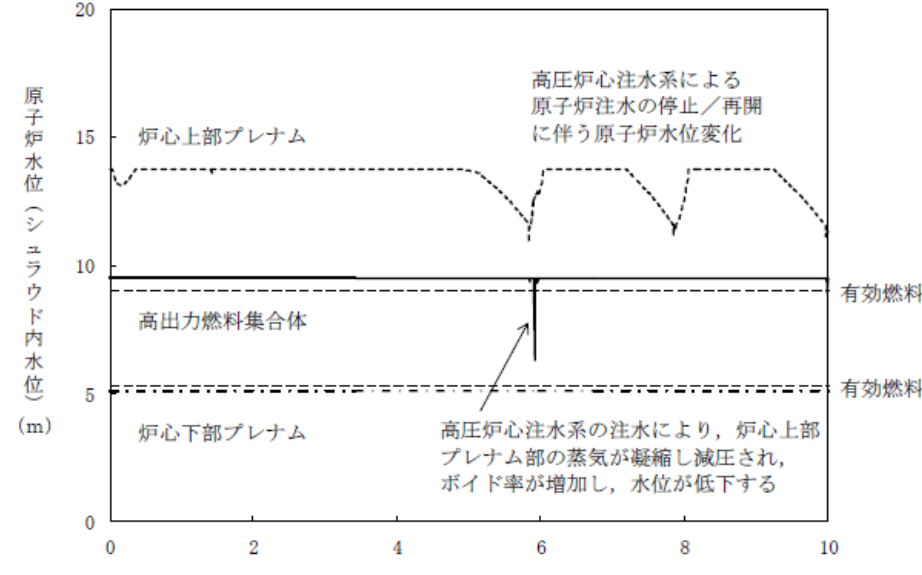
変更理由

② (送水ラインの変更による作業時間の見直し)  
 ② (格納容器ベント準備作業内容追加による作業時間の見直し)  
 ② (給油準備作業時間の見直し)  
 ② (格納容器ベント後作業の必要要員数の見直し)  
 ⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

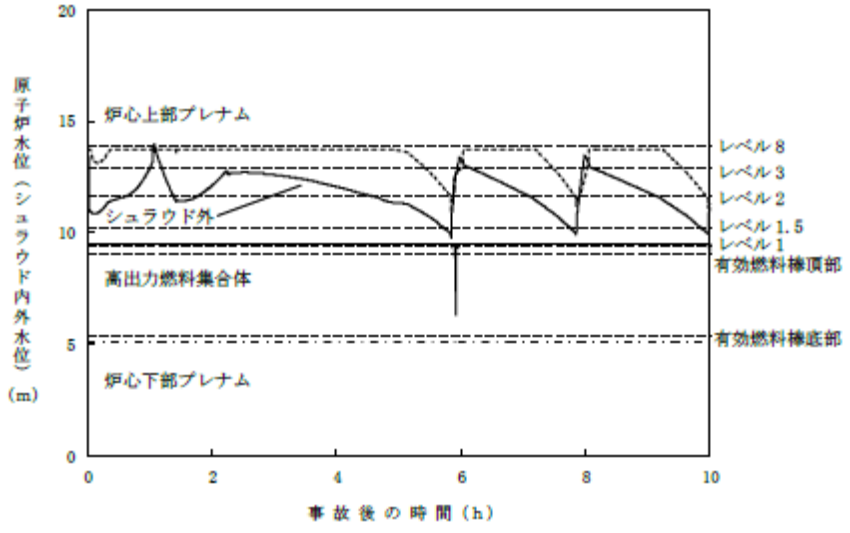
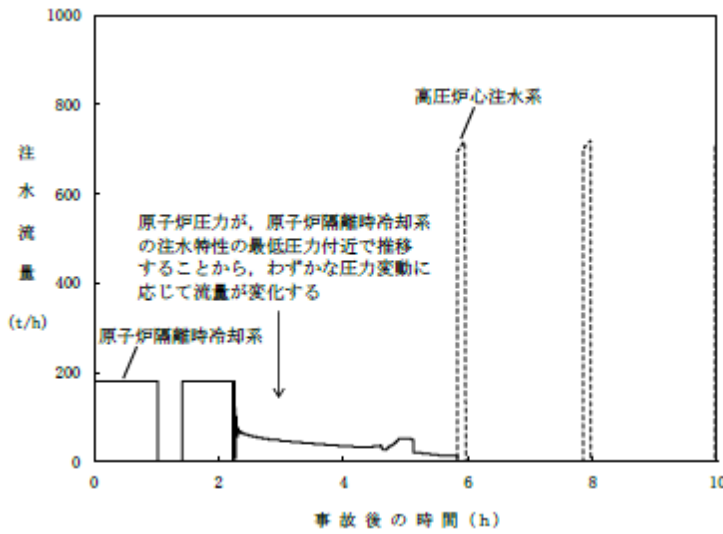
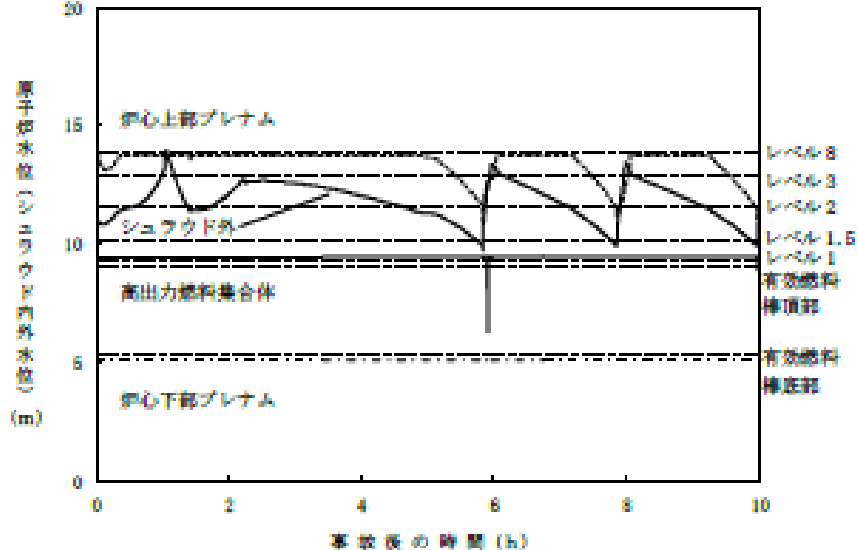
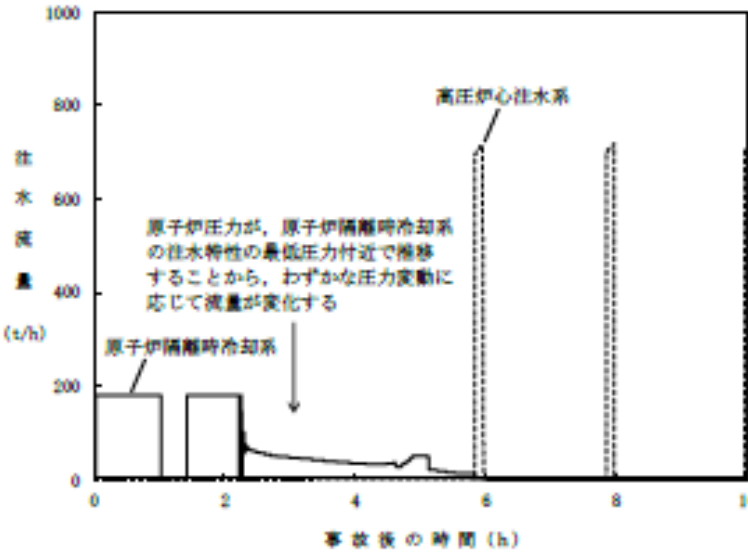
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.4.2.6 原子炉圧力の推移</p>	 <p>第 2.4.2.6 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>図 2.4.2.7 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	 <p>第 2.4.2.7 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

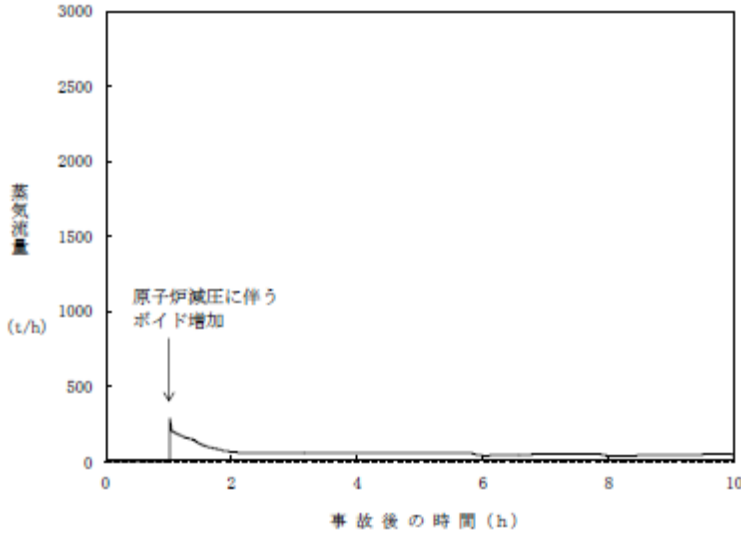
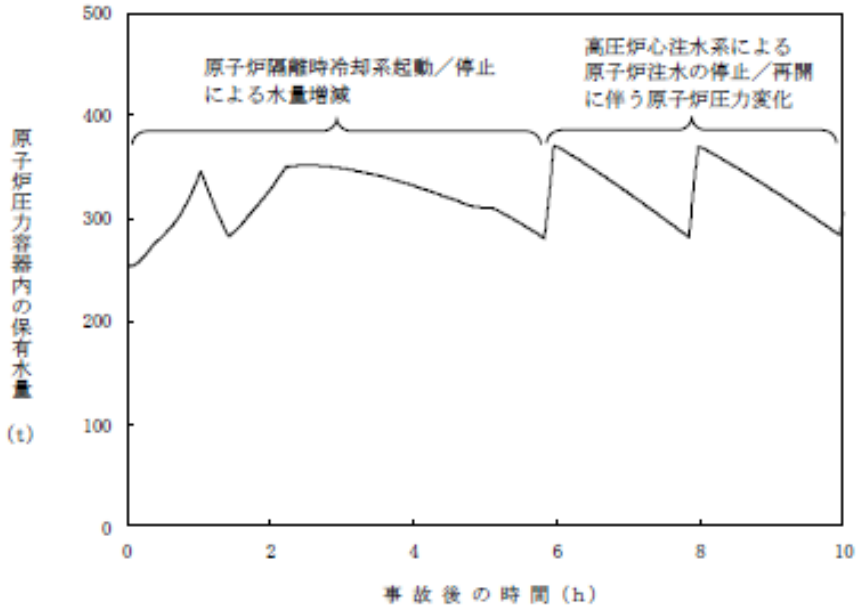
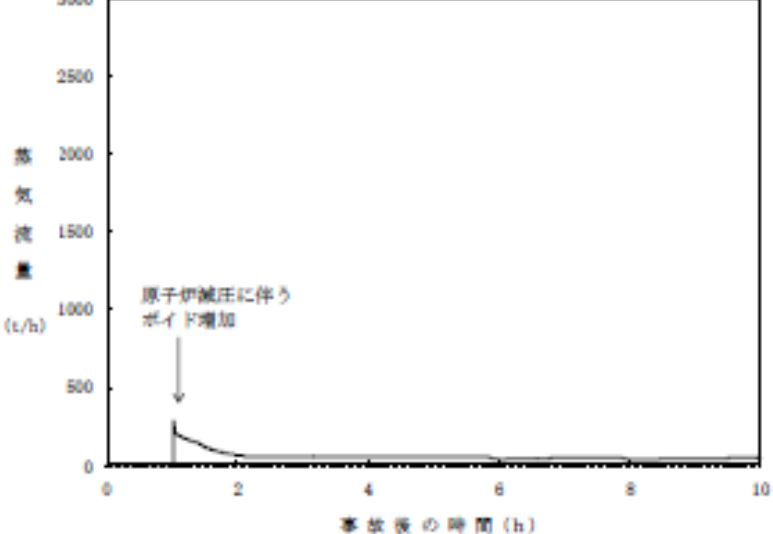
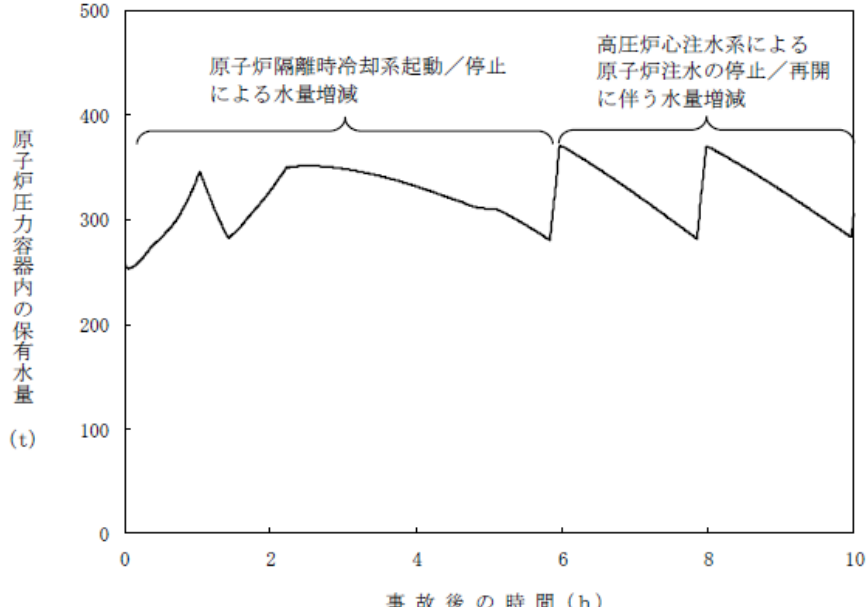
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.4.2.8 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>  <p>図 2.4.2.9 注水流量の推移</p>	 <p>第 2.4.2.8 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>  <p>第 2.4.2.9 図 注水流量の推移</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.4.2.10 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>  <p>図 2.4.2.11 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	 <p>第 2.4.2.10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>  <p>第 2.4.2.11 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

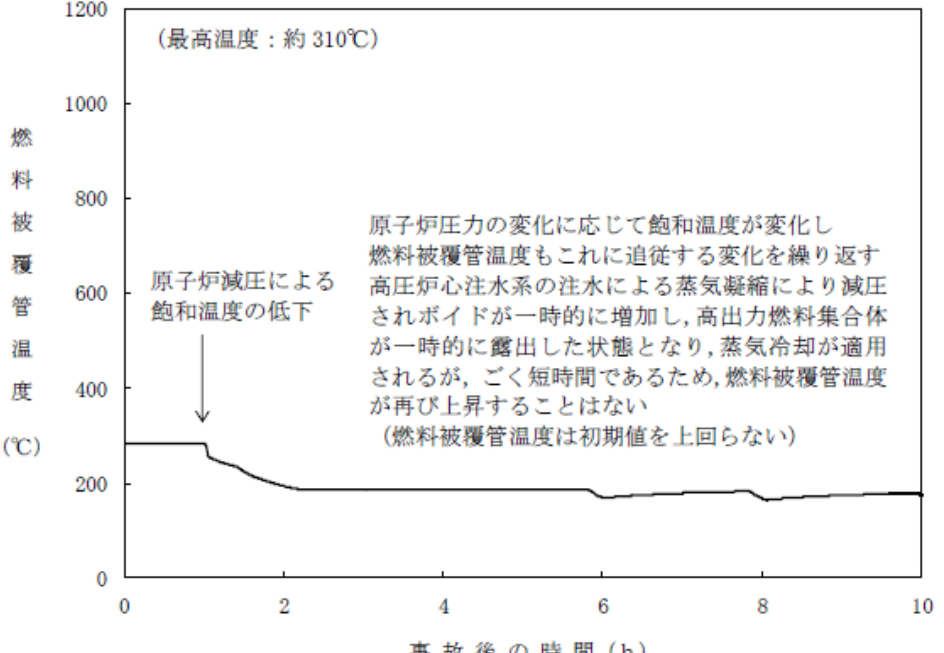
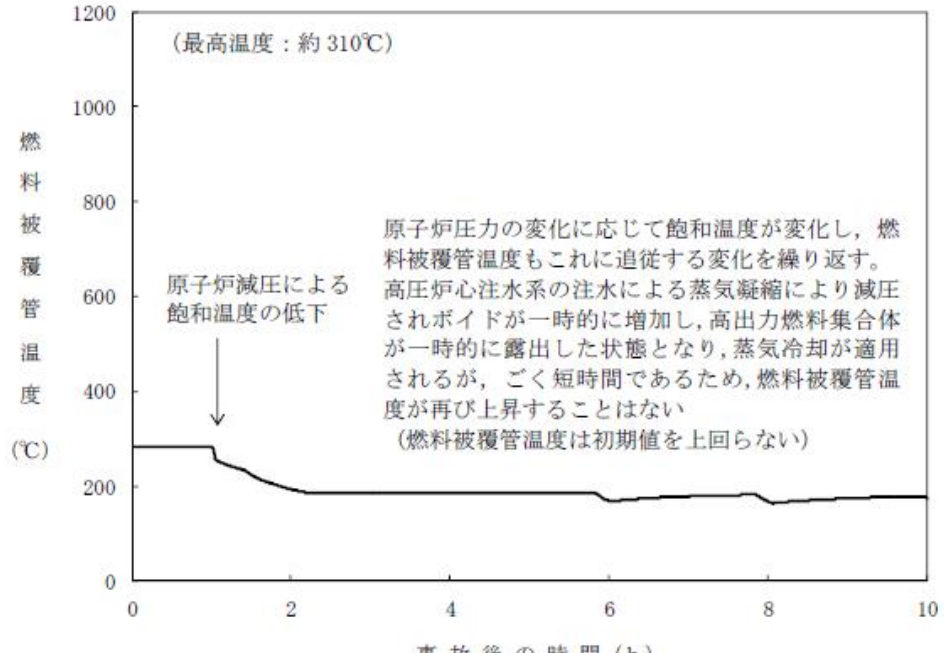
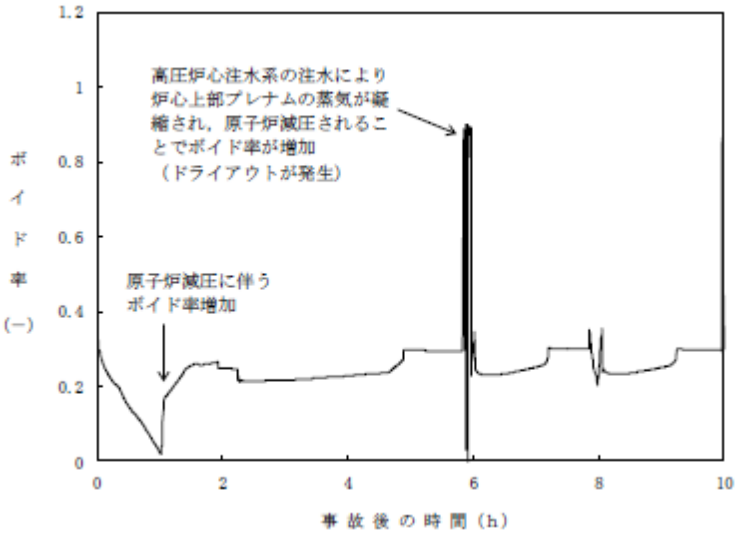
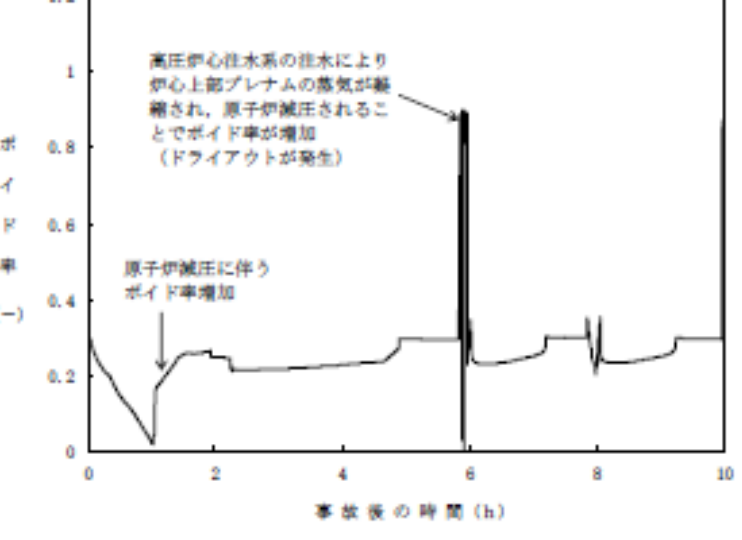
変更前	変更後	変更理由
 <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>(最高温度: 約 310°C)</p> <p>原子炉減圧による飽和温度の低下</p> <p>原子炉圧力の変化に応じて飽和温度が変化し、燃料被覆管温度もこれに追従する変化を繰り返す。高圧炉心注水系の注水による蒸気凝縮により減圧されボイドが一時的に増加し、高出力燃料集合体が一時的に露出した状態となり、蒸気冷却が適用されるが、ごく短時間であるため、燃料被覆管温度が再び上昇することはない。 (燃料被覆管温度は初期値を上回らない)</p>	 <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>(最高温度: 約 310°C)</p> <p>原子炉減圧による飽和温度の低下</p> <p>原子炉圧力の変化に応じて飽和温度が変化し、燃料被覆管温度もこれに追従する変化を繰り返す。高圧炉心注水系の注水による蒸気凝縮により減圧されボイドが一時的に増加し、高出力燃料集合体が一時的に露出した状態となり、蒸気冷却が適用されるが、ごく短時間であるため、燃料被覆管温度が再び上昇することはない。 (燃料被覆管温度は初期値を上回らない)</p>	<p>⑤</p>
 <p>ボイド率 (-)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>高圧炉心注水系の注水により炉心上部プレナムの蒸気が凝縮され、原子炉減圧されることでボイド率が増加 (ドライアウトが発生)</p> <p>原子炉減圧に伴うボイド率増加</p>	 <p>ボイド率 (-)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>高圧炉心注水系の注水により炉心上部プレナムの蒸気が凝縮され、原子炉減圧されることでボイド率が増加 (ドライアウトが発生)</p> <p>原子炉減圧に伴うボイド率増加</p>	<p>⑤</p>

図 2.4.2.12 燃料被覆管温度の推移

第 2.4.2.12 図 燃料被覆管温度の推移

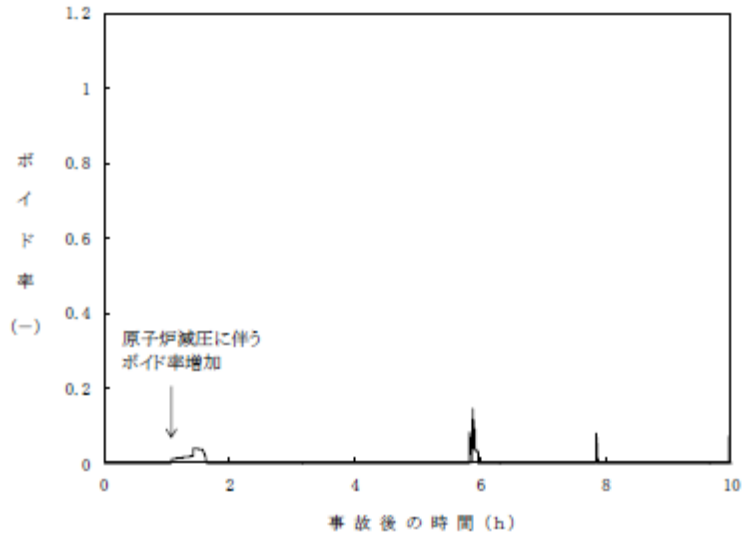
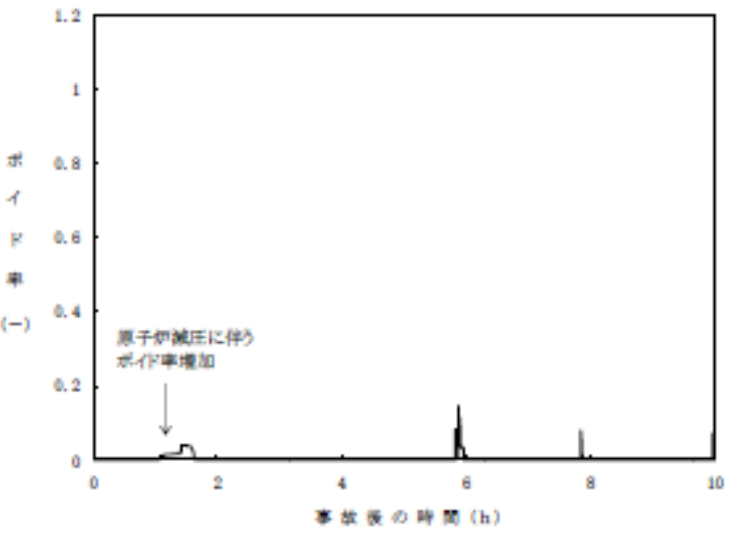
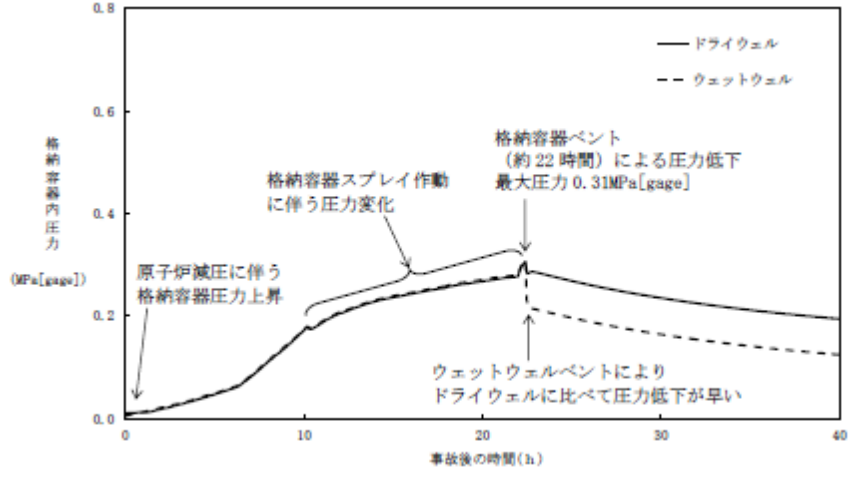
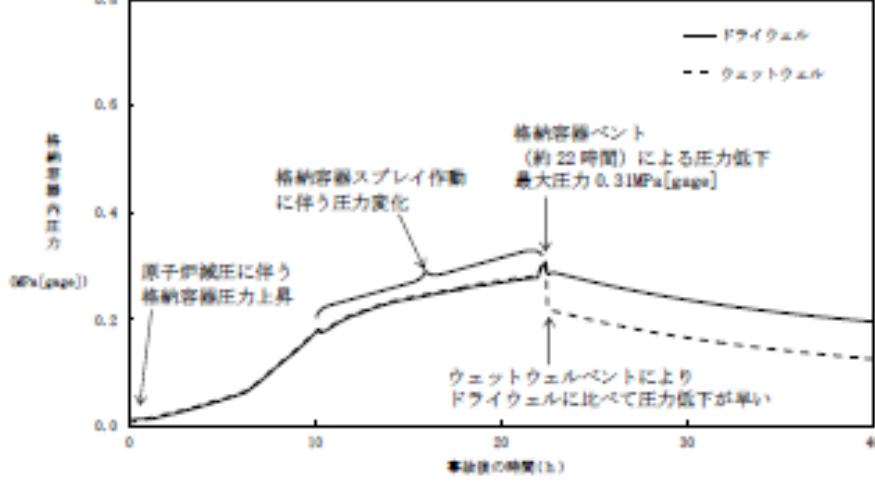
図 2.4.2.13 高出力燃料集合体のボイド率の推移

第 2.4.2.13 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

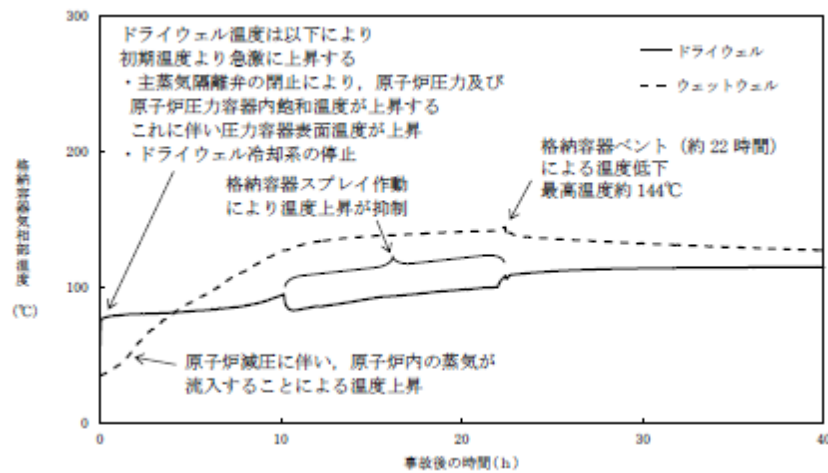
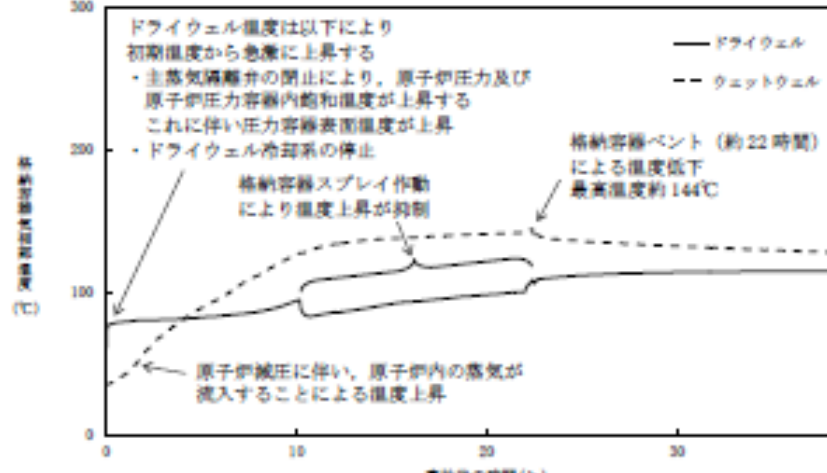
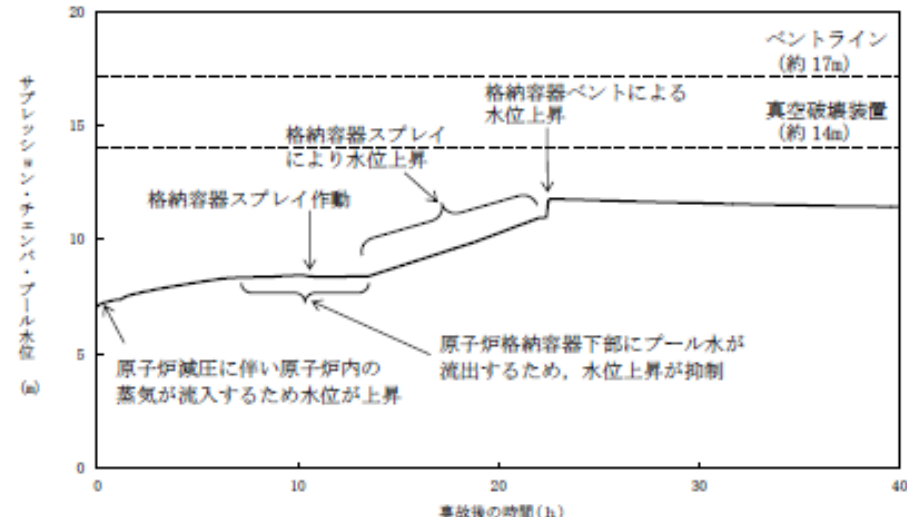
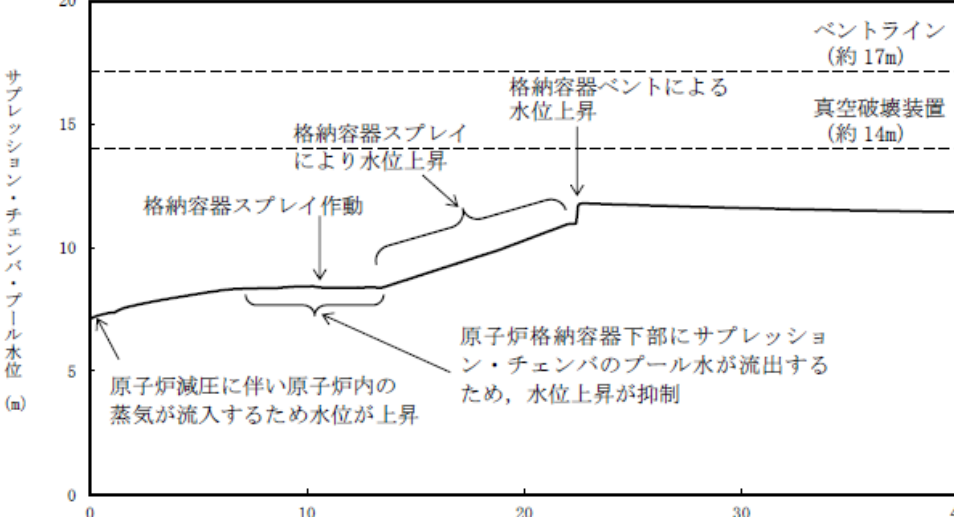
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.4.2.14 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	 <p>第 2.4.2.14 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>図 2.4.2.15 格納容器圧力の推移</p>	 <p>第 2.4.2.15 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

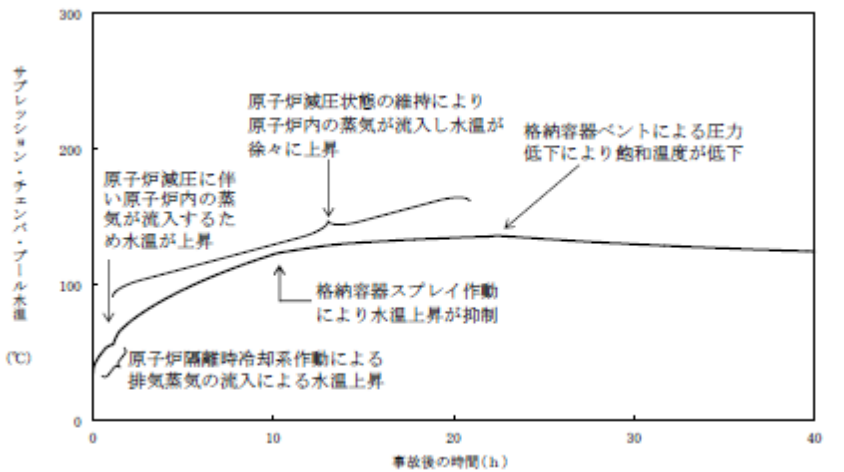
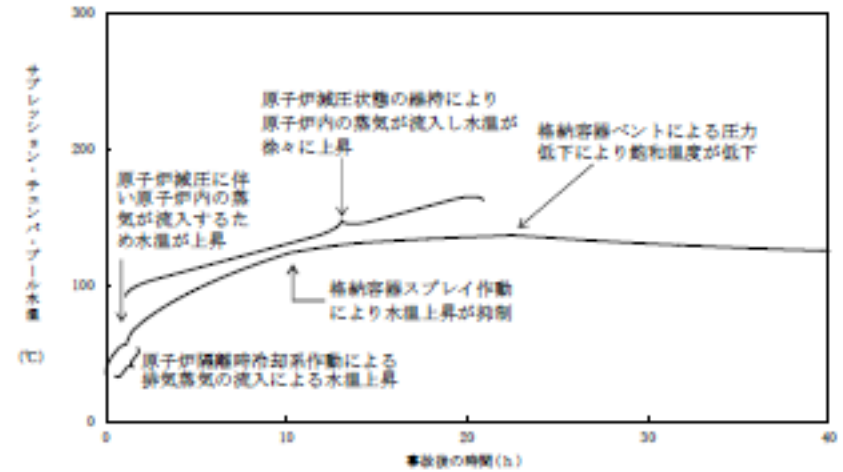
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.4.2.16 格納容器気相部温度の推移</p>	 <p>第 2.4.2.16 図 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>図 2.4.2.17 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	 <p>第 2.4.2.17 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																
 <p>図 2.4.2.18 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	 <p>第 2.4.2.18 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>⑤</p>																																																																																																
<p>表 2.4.2.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合) における重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム確認</td> <td>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>平均出力領域モニタ 駆動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</td> <td>原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低 (レベル 2) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</td> <td>【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>【原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水による原子炉注水</td> <td>原子炉隔離時冷却系機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。</td> <td>高圧代替注水系 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系機能喪失確認</td> <td>原子炉隔離時冷却系の運転によりサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系に上るサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転のための駆動操作を実施するが、残留熱除去系故障により駆動失敗する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 サプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉減圧</td> <td>主蒸気隔離弁を手動で全閉し、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水による原子炉注水</td> <td>原子炉減圧に伴い原子炉隔離時冷却系の流量が低下し、原子炉水位が低下する。原子炉水位低 (レベル 1.5) にて高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。</td> <td>【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.18MPa [gag] 到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</td> <td>格納容器圧力が 0.31MPa [gag] 到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</td> <td>格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 有効性評価上考慮しない操作</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	平均出力領域モニタ 駆動領域モニタ	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低 (レベル 2) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽	-	【原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)	高圧代替注水による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)	残留熱除去系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系の運転によりサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系に上るサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転のための駆動操作を実施するが、残留熱除去系故障により駆動失敗する。	-	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 サプレッション・チェンバ・プール水温度	逃がし安全弁による原子炉減圧	主蒸気隔離弁を手動で全閉し、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。	逃がし安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	高圧炉心注水による原子炉注水	原子炉減圧に伴い原子炉隔離時冷却系の流量が低下し、原子炉水位が低下する。原子炉水位低 (レベル 1.5) にて高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。	【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gag] 到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gag] 到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	<p>第 2.4.2.1 表 「崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」の重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム確認</td> <td>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>平均出力領域モニタ 駆動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</td> <td>原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低 (レベル 2) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</td> <td>【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>【原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水による原子炉注水</td> <td>原子炉隔離時冷却系機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。</td> <td>高圧代替注水系 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系機能喪失確認</td> <td>原子炉隔離時冷却系の運転によりサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転のための駆動操作を実施するが、残留熱除去系故障により駆動失敗する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 サプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉減圧</td> <td>主蒸気隔離弁を手動で全閉し、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水による原子炉注水</td> <td>原子炉減圧に伴い原子炉隔離時冷却系の流量が低下し、原子炉水位が低下する。原子炉水位低 (レベル 1.5) にて高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。</td> <td>【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.18MPa [gag] 到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</td> <td>格納容器圧力が 0.31MPa [gag] 到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</td> <td>格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 有効性評価上考慮しない操作</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	平均出力領域モニタ 駆動領域モニタ	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低 (レベル 2) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽	-	【原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)	高圧代替注水による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)	残留熱除去系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系の運転によりサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転のための駆動操作を実施するが、残留熱除去系故障により駆動失敗する。	-	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 サプレッション・チェンバ・プール水温度	逃がし安全弁による原子炉減圧	主蒸気隔離弁を手動で全閉し、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。	逃がし安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	高圧炉心注水による原子炉注水	原子炉減圧に伴い原子炉隔離時冷却系の流量が低下し、原子炉水位が低下する。原子炉水位低 (レベル 1.5) にて高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。	【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gag] 到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gag] 到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	<p>⑤</p>
判断及び操作			手順	有効性評価上期待する事故対処設備																																																																																														
	常設設備	可搬型設備		計装設備																																																																																														
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	平均出力領域モニタ 駆動領域モニタ																																																																																														
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低 (レベル 2) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽	-	【原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
高圧代替注水による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
残留熱除去系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系の運転によりサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系に上るサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転のための駆動操作を実施するが、残留熱除去系故障により駆動失敗する。	-	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 サプレッション・チェンバ・プール水温度																																																																																														
逃がし安全弁による原子炉減圧	主蒸気隔離弁を手動で全閉し、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。	逃がし安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力																																																																																														
高圧炉心注水による原子炉注水	原子炉減圧に伴い原子炉隔離時冷却系の流量が低下し、原子炉水位が低下する。原子炉水位低 (レベル 1.5) にて高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。	【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gag] 到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧																																																																																														
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gag] 到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧																																																																																														
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備																																																																																																
		常設設備	可搬型設備	計装設備																																																																																														
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	平均出力領域モニタ 駆動領域モニタ																																																																																														
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以後原子炉水位低 (レベル 2) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽	-	【原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
高圧代替注水による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
残留熱除去系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系の運転によりサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転のための駆動操作を実施するが、残留熱除去系故障により駆動失敗する。	-	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 サプレッション・チェンバ・プール水温度																																																																																														
逃がし安全弁による原子炉減圧	主蒸気隔離弁を手動で全閉し、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。	逃がし安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力																																																																																														
高圧炉心注水による原子炉注水	原子炉減圧に伴い原子炉隔離時冷却系の流量が低下し、原子炉水位が低下する。原子炉水位低 (レベル 1.5) にて高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉水位は回復する。	【高圧炉心注水系】 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心注水系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gag] 到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧																																																																																														
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gag] 到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器内蒸気放射線レベル (D/W) 格納容器内蒸気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧																																																																																														



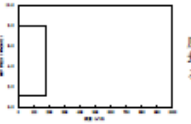
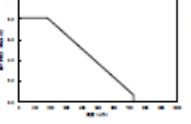
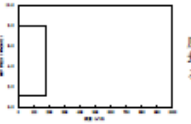
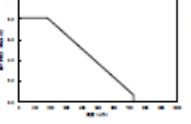
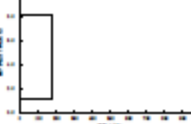
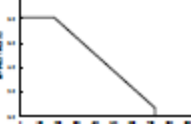
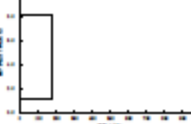
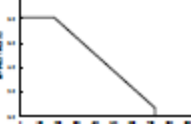
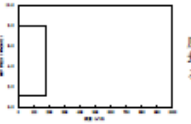
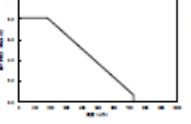
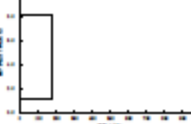
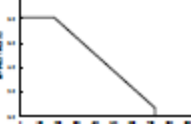
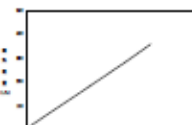
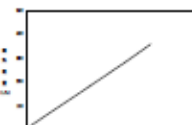
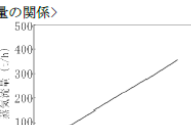
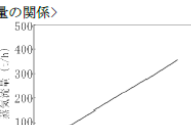
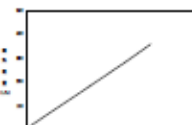
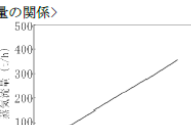
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由																																																																																																																	
表 2.4.2.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (1/5)			第 2.4.2.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (1/5)			⑤																																																																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,926MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa[gage]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心入口温度</td> <td>約 278°C</td> <td>熱平衡計算による値</td> </tr> <tr> <td>炉心入口サブクール度</td> <td>約 10°C</td> <td>熱平衡計算による値</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料 (A型)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m</td> <td>設計の最大値として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の崩壊熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t</td> <td>サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ドライウエル)</td> <td>7,350m<sup>3</sup></td> <td>ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ウェットウエル)</td> <td>空間部: 5,960m<sup>3</sup> 液相部: 3,580m<sup>3</sup></td> <td>ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m (NWL)</td> <td>通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温</td> <td>35°C</td> <td>通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>57°C</td> <td>通常運転時の格納容器温度として設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方		解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値	炉心入口サブクール度	約 10°C	熱平衡計算による値	燃料	9×9 燃料 (A型)	-	最大線出力密度	44.0 kW/m	設計の最大値として設定	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35°C	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定	外部水源の温度	50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,926MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa[gage]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心入口温度</td> <td>約 278°C</td> <td>熱平衡計算による値</td> </tr> <tr> <td>炉心入口サブクール度</td> <td>約 10°C</td> <td>熱平衡計算による値</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料 (A型)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m</td> <td>設計限界値として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の崩壊熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t</td> <td>サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ドライウエル)</td> <td>7,350m<sup>3</sup></td> <td>ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ウェットウエル)</td> <td>空間部: 5,960m<sup>3</sup> 液相部: 3,580m<sup>3</sup></td> <td>ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m (通常運転水位)</td> <td>通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温</td> <td>35°C</td> <td>通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa[gage]</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>57°C</td> <td>通常運転時の格納容器温度として設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値	炉心入口サブクール度	約 10°C	熱平衡計算による値	燃料	9×9 燃料 (A型)	-	最大線出力密度	44.0 kW/m	設計限界値として設定	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35°C	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定	外部水源の温度	50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																					
解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-																																																																																																																					
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定																																																																																																																					
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定																																																																																																																					
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定																																																																																																																					
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定																																																																																																																					
炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値																																																																																																																					
炉心入口サブクール度	約 10°C	熱平衡計算による値																																																																																																																					
燃料	9×9 燃料 (A型)	-																																																																																																																					
最大線出力密度	44.0 kW/m	設計の最大値として設定																																																																																																																					
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮																																																																																																																					
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)																																																																																																																					
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)																																																																																																																					
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値																																																																																																																					
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定																																																																																																																					
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35°C	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定																																																																																																																					
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定																																																																																																																					
格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定																																																																																																																					
外部水源の温度	50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定																																																																																																																					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																					
解析コード	原子炉側: SAFER 原子炉格納容器側: MAAP	-																																																																																																																					
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定																																																																																																																					
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定																																																																																																																					
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定																																																																																																																					
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定																																																																																																																					
炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値																																																																																																																					
炉心入口サブクール度	約 10°C	熱平衡計算による値																																																																																																																					
燃料	9×9 燃料 (A型)	-																																																																																																																					
最大線出力密度	44.0 kW/m	設計限界値として設定																																																																																																																					
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定																																																																																																																					
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)																																																																																																																					
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)																																																																																																																					
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値																																																																																																																					
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定																																																																																																																					
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35°C	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定																																																																																																																					
格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定																																																																																																																					
格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定																																																																																																																					
外部水源の温度	50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定																																																																																																																					
表 2.4.2.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (2/5)			第 2.4.2.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (2/5)			⑤																																																																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起回事象</td> <td>給水流量の全喪失</td> <td>原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早い場合, 炉心冷却上厳しくなる</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方		起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	安全機能の喪失に対する仮定	崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると設定	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早い場合, 炉心冷却上厳しくなる	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起回事象</td> <td>給水流量の全喪失</td> <td>原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早い場合, 炉心冷却上厳しくなる</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	安全機能の喪失に対する仮定	崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると設定	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早い場合, 炉心冷却上厳しくなる																																																																																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																					
起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定																																																																																																																					
安全機能の喪失に対する仮定	崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると設定																																																																																																																					
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早い場合, 炉心冷却上厳しくなる																																																																																																																					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																					
起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定																																																																																																																					
安全機能の喪失に対する仮定	崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると設定																																																																																																																					
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉水位低 (レベル3) による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され, 原子炉水位の低下が早い場合, 炉心冷却上厳しくなる																																																																																																																					

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由																														
<p>表 2.4.2.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)</td> <td>安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ</td> <td>原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水</td> <td>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系</td> <td>原子炉水位低 (レベル1.5) にて自動起動 727m<sup>3</sup>/h (0.69MPa[diff]において) にて注水</td> <td>高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ1台による注水特性</td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性	高圧炉心注水系	原子炉水位低 (レベル1.5) にて自動起動 727m <sup>3</sup> /h (0.69MPa[diff]において) にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ1台による注水特性	<p>第 2.4.2.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)</td> <td>安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ</td> <td>原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水</td> <td>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系</td> <td>原子炉水位低 (レベル1.5) にて自動起動 727m<sup>3</sup>/h (0.69MPa[diff]において) にて注水</td> <td>高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ1台による注水特性</td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性	高圧炉心注水系	原子炉水位低 (レベル1.5) にて自動起動 727m <sup>3</sup> /h (0.69MPa[diff]において) にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ1台による注水特性	⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定																																
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定																																
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性																																
高圧炉心注水系	原子炉水位低 (レベル1.5) にて自動起動 727m <sup>3</sup> /h (0.69MPa[diff]において) にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ1台による注水特性																																
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定																																
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定																																
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性																																
高圧炉心注水系	原子炉水位低 (レベル1.5) にて自動起動 727m <sup>3</sup> /h (0.69MPa[diff]において) にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ1台による注水特性																																
<p>表 2.4.2.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">逃がし安全弁</td> <td>逃がし弁機能 7.51MPa[gage] × 1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage] × 4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage] × 4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage] × 4 個, 380t/h/個</td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開することによる原子炉減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) </td> <td>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系</td> <td>140m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内へスプレイ</td> <td>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等</td> <td>格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱</td> <td>格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定</td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage] × 1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage] × 4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage] × 4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage] × 4 個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開することによる原子炉減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	代替格納容器スプレイ冷却系	140m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	<p>第 2.4.2.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">逃がし安全弁</td> <td>逃がし弁機能 7.51MPa[gage] × 1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage] × 4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage] × 4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage] × 4 個, 380t/h/個</td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開することによる原子炉減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気流量の関係) </td> <td>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</td> <td>140m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内へスプレイ</td> <td>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等</td> <td>格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開) にて原子炉格納容器除熱</td> <td>格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定</td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage] × 1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage] × 4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage] × 4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage] × 4 個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開することによる原子炉減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	⑤		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage] × 1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage] × 4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage] × 4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage] × 4 個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定																																
	自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開することによる原子炉減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定																																
代替格納容器スプレイ冷却系	140m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定																																
格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定																																
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage] × 1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage] × 4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage] × 4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage] × 4 個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定																																
	自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開することによる原子炉減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定																																
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定																																
格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定																																

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

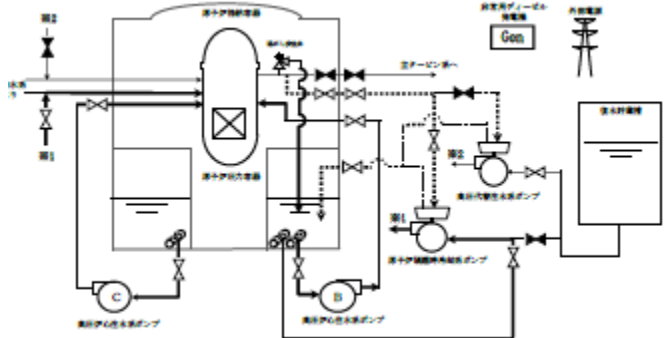
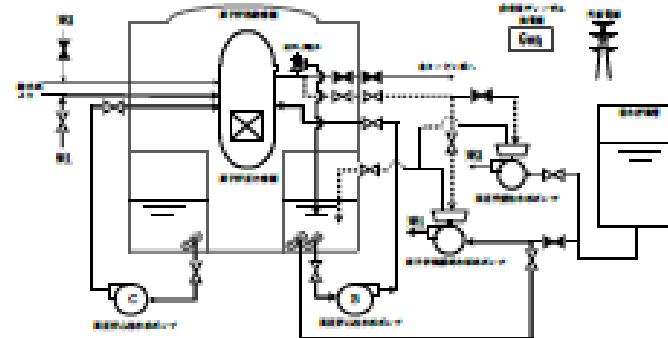
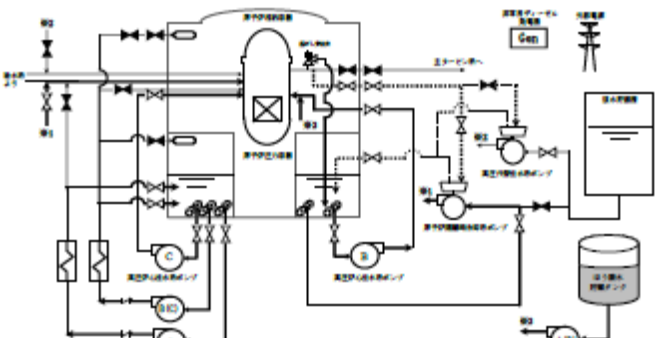
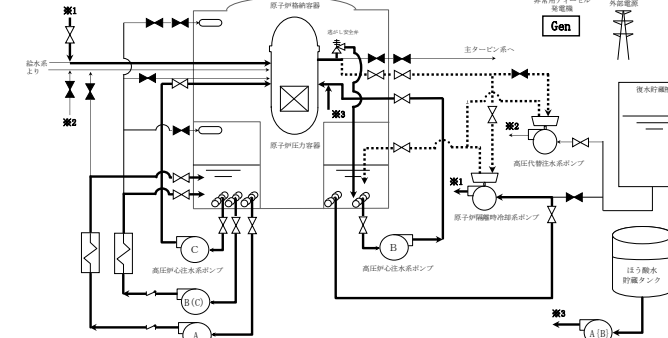
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																								
<p>表 2.4.2.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (5/5)</p> <table border="1" data-bbox="335 417 1154 856"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等対策に関連する操作条件 逃がし安全弁による原子炉減圧操作</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達時</td> <td>高温待機運転中のサブプレッション・チェンバ・プール水最高温度 (蒸気凝縮能力維持) を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作</td> <td>格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時</td> <td>設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時</td> <td>格納容器最高使用圧力を踏まえて設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する操作条件 逃がし安全弁による原子炉減圧操作	サブプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達時	高温待機運転中のサブプレッション・チェンバ・プール水最高温度 (蒸気凝縮能力維持) を踏まえて設定	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	<p>第 2.4.2.2 表 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)) (5/5)</p> <table border="1" data-bbox="1258 417 2240 806"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等対策に関連する操作条件 逃がし安全弁による原子炉減圧操作</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達時</td> <td>高温待機運転中のサブプレッション・チェンバ・プール水最高温度 (蒸気凝縮能力維持) を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作</td> <td>格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時</td> <td>設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時</td> <td>格納容器最高使用圧力を踏まえて設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する操作条件 逃がし安全弁による原子炉減圧操作	サブプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達時	高温待機運転中のサブプレッション・チェンバ・プール水最高温度 (蒸気凝縮能力維持) を踏まえて設定	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	<p>⑤</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																								
重大事故等対策に関連する操作条件 逃がし安全弁による原子炉減圧操作	サブプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達時	高温待機運転中のサブプレッション・チェンバ・プール水最高温度 (蒸気凝縮能力維持) を踏まえて設定																								
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定																								
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定																								
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																								
重大事故等対策に関連する操作条件 逃がし安全弁による原子炉減圧操作	サブプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達時	高温待機運転中のサブプレッション・チェンバ・プール水最高温度 (蒸気凝縮能力維持) を踏まえて設定																								
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定																								
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定																								

まとめ資料変更前後比較表

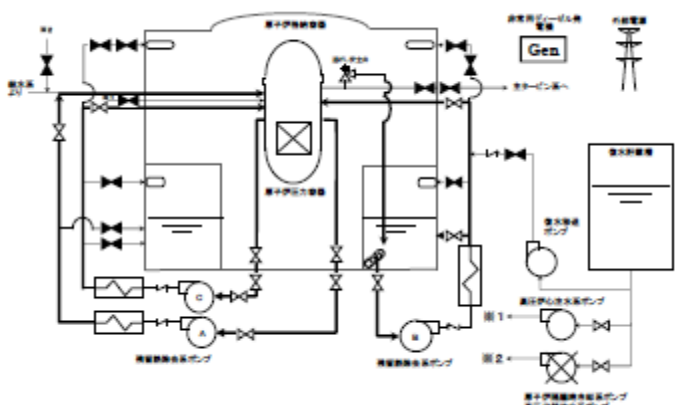
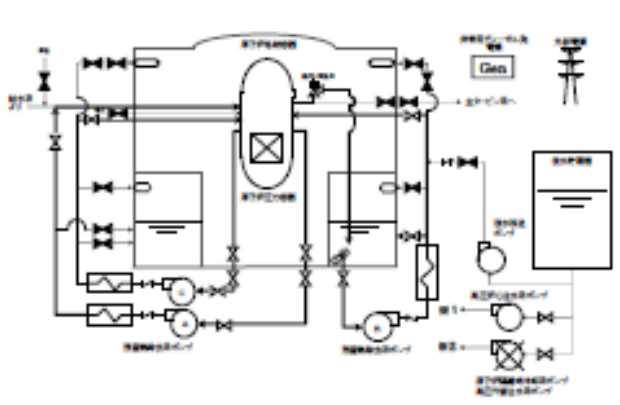
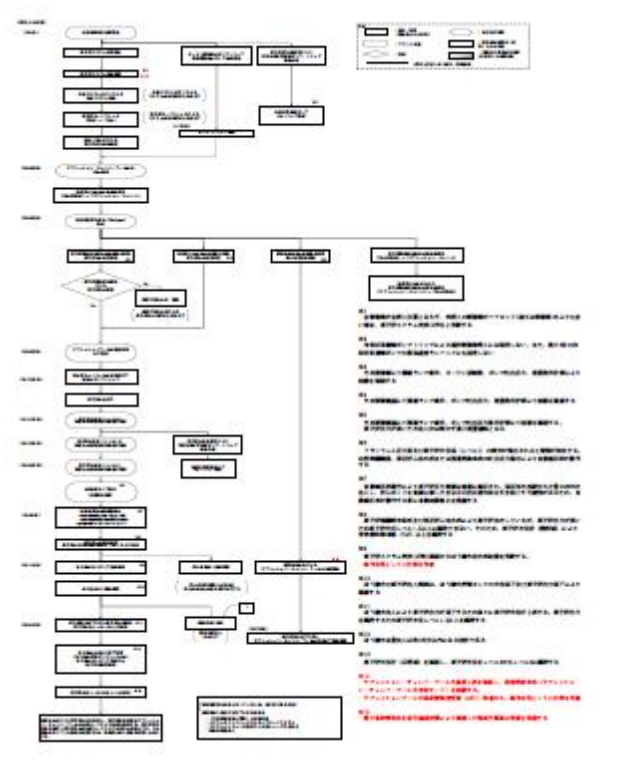
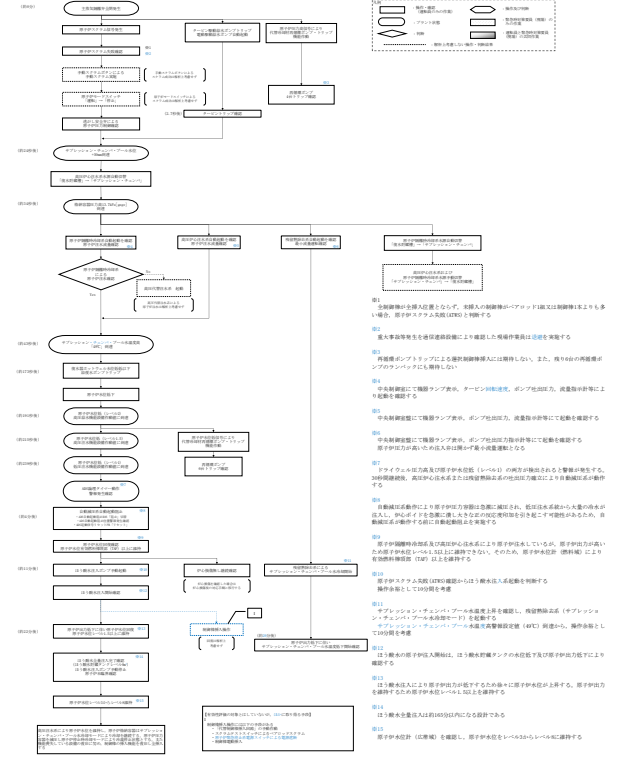
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.5.1 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策等の概略系統図 (1/3)                  (原子炉減圧及び原子炉注水)</p>	 <p>第 2.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図                  (1/3) (原子炉減圧及び原子炉注水)</p>	<p>⑤</p>
 <p>図 2.5.2 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策等の概略系統図 (2/3)                  (原子炉未臨界操作, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	 <p>第 2.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図                  (2/3) (原子炉未臨界操作, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		⑤
<p>図 2.5.3 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策等の概略系統図 (3/3) (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)</p>	<p>第 2.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3) (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)</p>	
		<p>② (制御棒挿入手段の見直し) ⑤</p>
<p>図 2.5.4 原子炉停止機能喪失における操作概要</p>	<p>第 2.5.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">図 2.5.5 原子炉停止機能喪失時の作業と所要時間</p>	<p style="text-align: center;">第 2.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間</p>	<p>⑤サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード起動を解析時間「11分後」と整合</p> <p>⑤</p>
<p style="text-align: center;">図 2.5.6 中性子束, 平均表面熱流束, 炉心流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p style="text-align: center;">第 2.5.6 図 中性子束, 平均表面熱流束, 炉心流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>⑤ (グラフ表示幅の統一)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤ (グラフ表示幅の統一)</p>
<p>図 2.5.7 原子炉蒸気流量, 給水流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>第 2.5.7 図 原子炉蒸気流量, 給水流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	
		<p>⑤ (グラフ表示幅の統一)</p>
<p>図 2.5.8 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>第 2.5.8 図 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

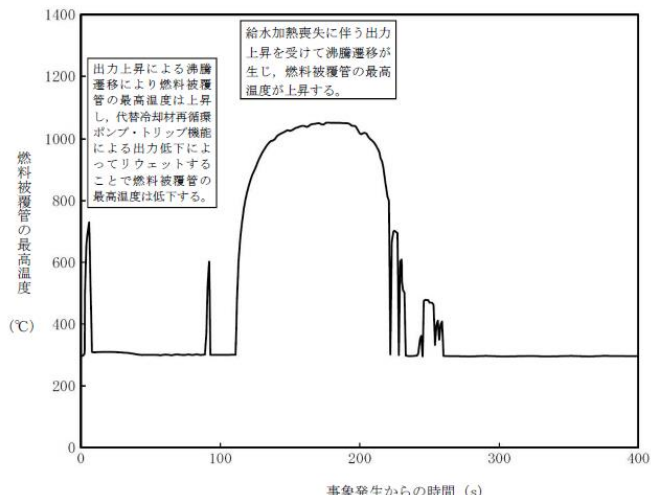
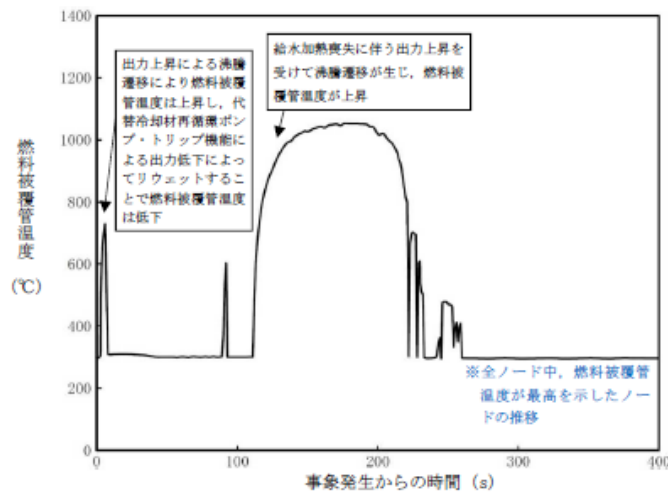
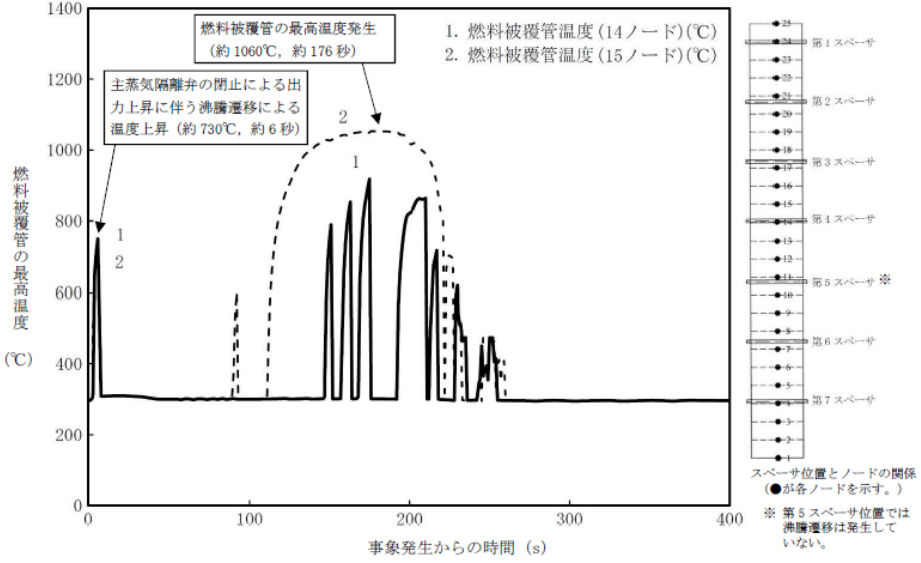
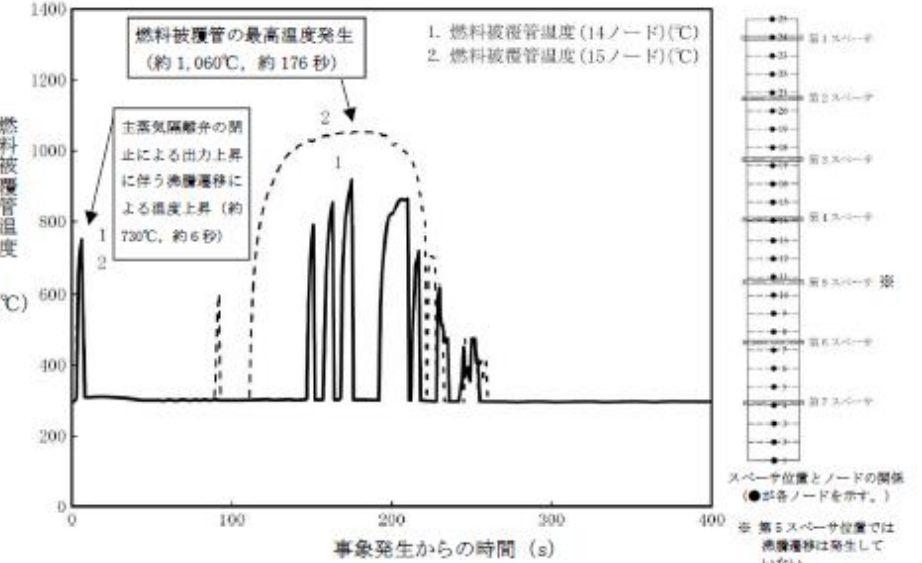
変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.5.9 原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位), 逃がし安全弁の流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>第 2.5.9 図 原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位), 逃がし安全弁の流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>⑤ (グラフ表示幅の統一)</p>
<p>図 2.5.10 炉心平均ボイド率の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>第 2.5.10 図 炉心平均ボイド率の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>⑤ (グラフ表示幅の統一)</p>



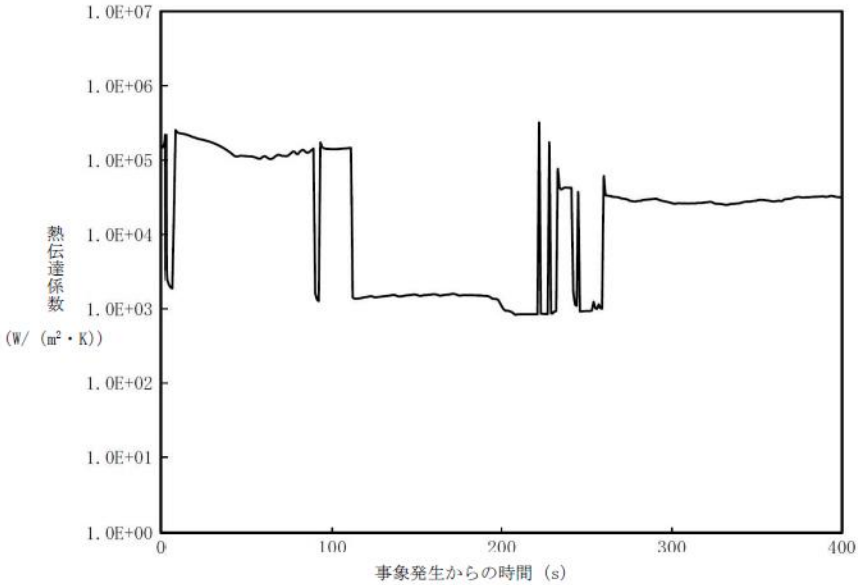
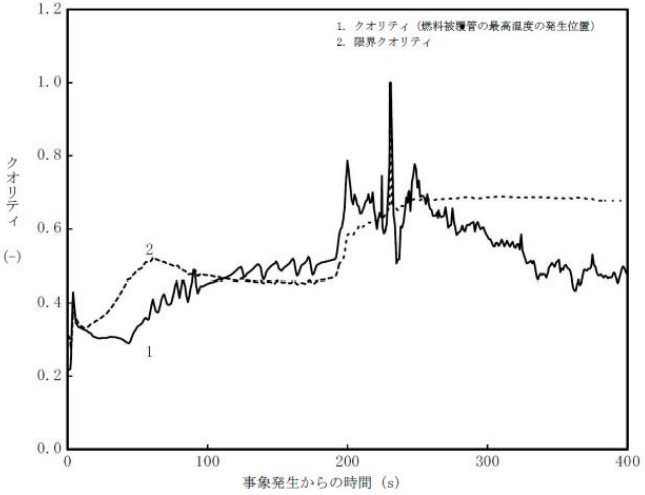
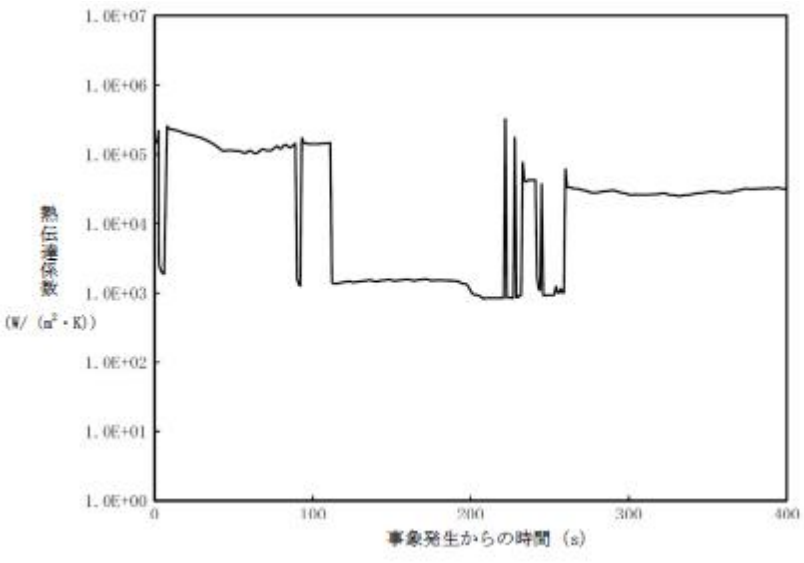
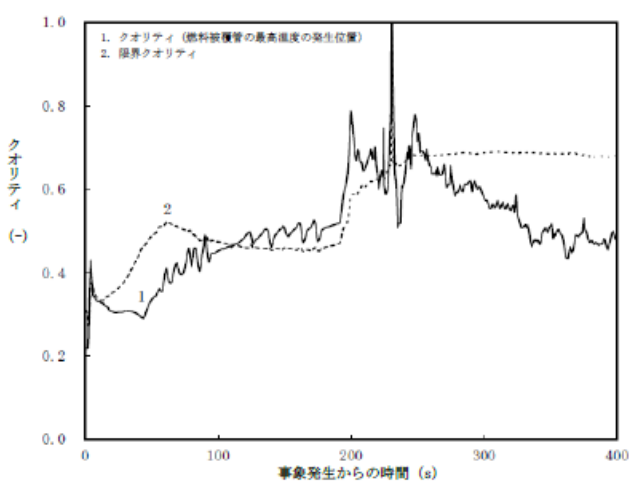
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.5.11 燃料被覆管温度の推移 (15 ノード, 事象発生から 400 秒後まで)</p>	 <p>第 2.5.11 図 燃料被覆管温度*の推移 (15 ノード, 事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>⑤</p>
 <p>図 2.5.12 燃料被覆管温度*の推移 14 ノード (第 4 スペーサ位置) 及び 15 ノード, 事象発生から 400 秒後まで</p> <p>※ 燃料被覆管については, 外面より内面の方が高い温度となるものの, 今回の評価が燃料の著しい損傷の有無 (重大事故防止) を確認していることに鑑み, 燃料が露出し燃料温度が上昇した場合に, 酸化によって破損が先行すると考えられる燃料被覆管表面で燃料被覆管の最高温度を評価している。</p>	 <p>第 2.5.12 図 燃料被覆管温度*の推移 (14 ノード (第 4 スペーサ位置) 及び 15 ノード, 事象発生から 400 秒後まで)</p> <p>※ 燃料被覆管については, 外面より内面の方が高い温度となるものの, 今回の評価が燃料の著しい損傷の有無 (重大事故防止) を確認していることに鑑み, 燃料が露出し燃料温度が上昇した場合に, 酸化によって破損が先行すると考えられる燃料被覆管表面で燃料被覆管温度を評価している。</p>	<p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.5.13 熱伝達係数（燃料被覆管の最高温度の発生位置）の推移（事象発生から 400 秒後まで）</p>  <p>図 2.5.14 クオリティ（燃料被覆管の最高温度の発生位置）の推移（事象発生から 400 秒後まで）</p>	 <p>第 2.5.13 図 熱伝達係数の推移（燃料被覆管の最高温度の発生位置, 事象発生から 400 秒後まで）</p>  <p>第 2.5.14 図 クオリティの推移（燃料被覆管の最高温度の発生位置, 事象発生から 400 秒後まで）</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

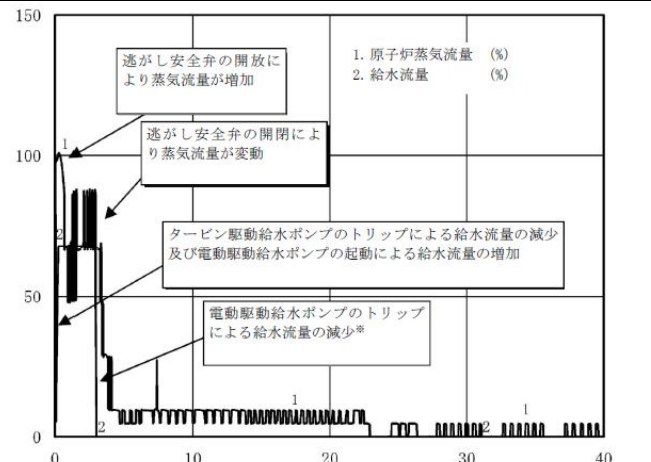
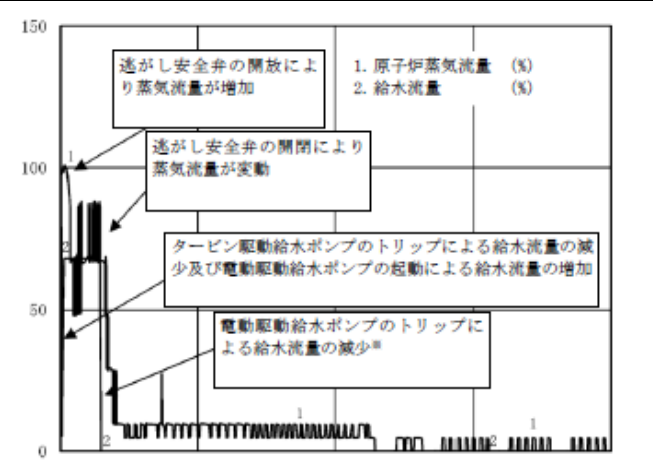
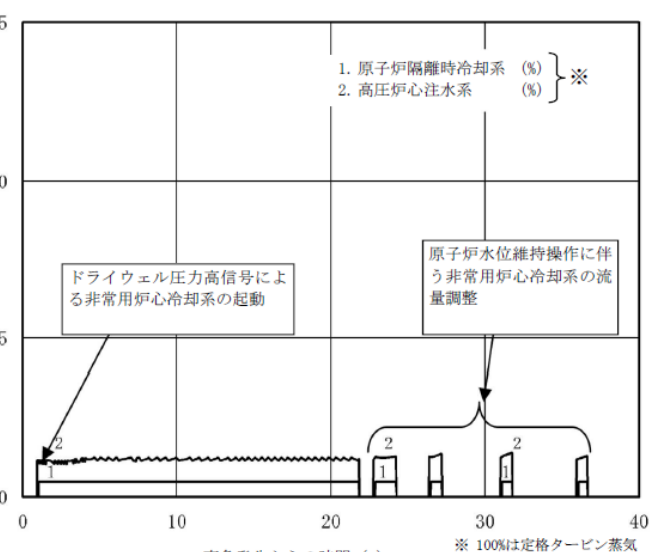
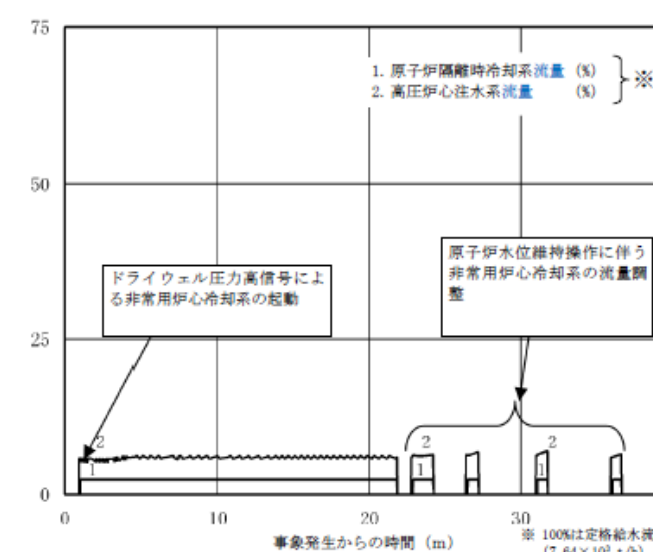
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.5.15 中性子束の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	<p>第 2.5.15 図 中性子束の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 2.5.16 炉心流量の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	<p>第 2.5.16 図 炉心流量の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p data-bbox="430 829 1038 913">図 2.5.17 原子炉蒸気流量, 給水流量の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	 <p data-bbox="1409 829 2018 913">第 2.5.17 図 原子炉蒸気流量, 給水流量の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	<p data-bbox="2270 304 2300 346">⑤</p>
 <p data-bbox="430 1554 1038 1638">図 2.5.18 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	 <p data-bbox="1409 1554 2018 1638">第 2.5.18 図 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系の流量の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	<p data-bbox="2270 1018 2300 1060">⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.5.19 原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p> <p>図 2.5.20 原子炉水位 (シュラウド外水位) の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	<p>図 2.5.20 原子炉水位 (シュラウド外水位) の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	<p>⑤</p>

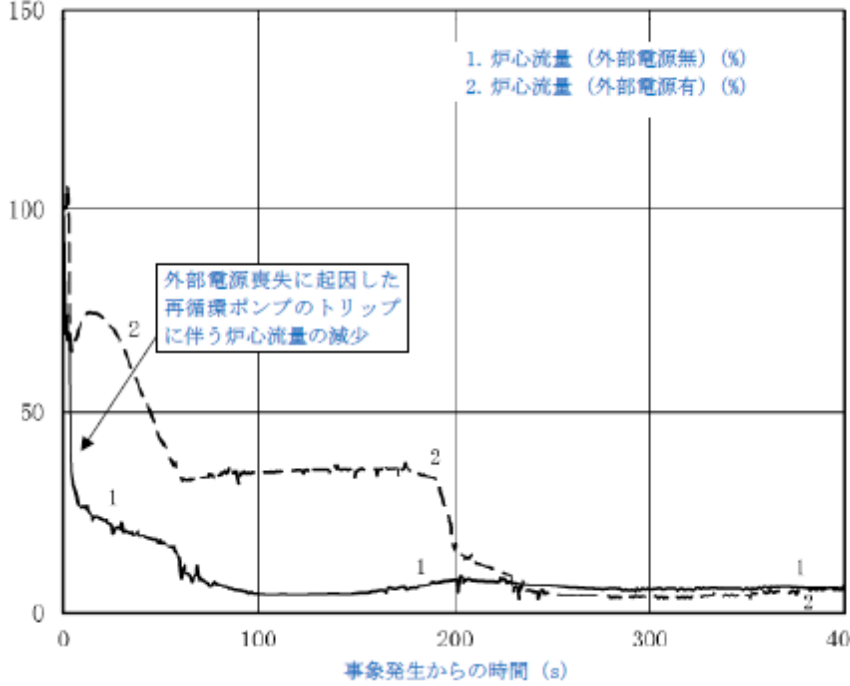
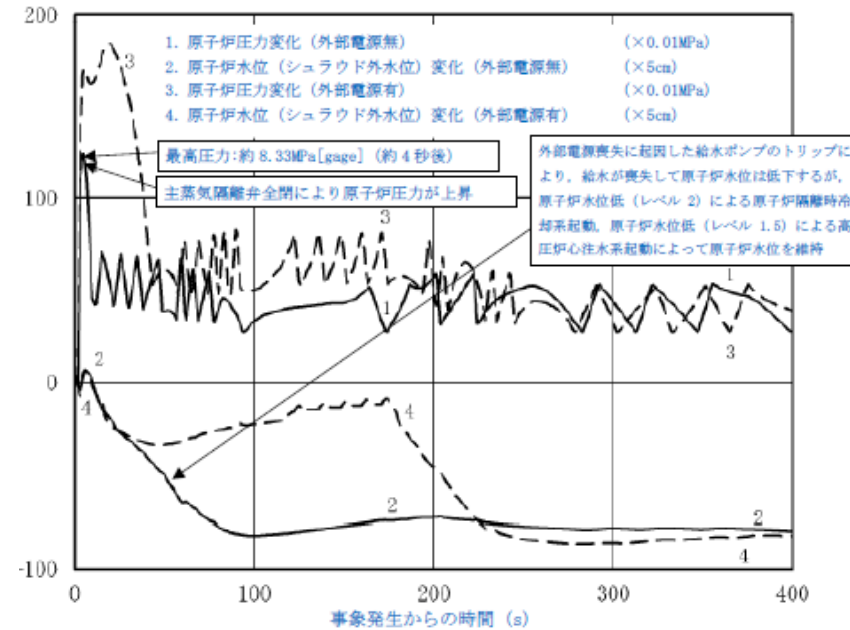
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

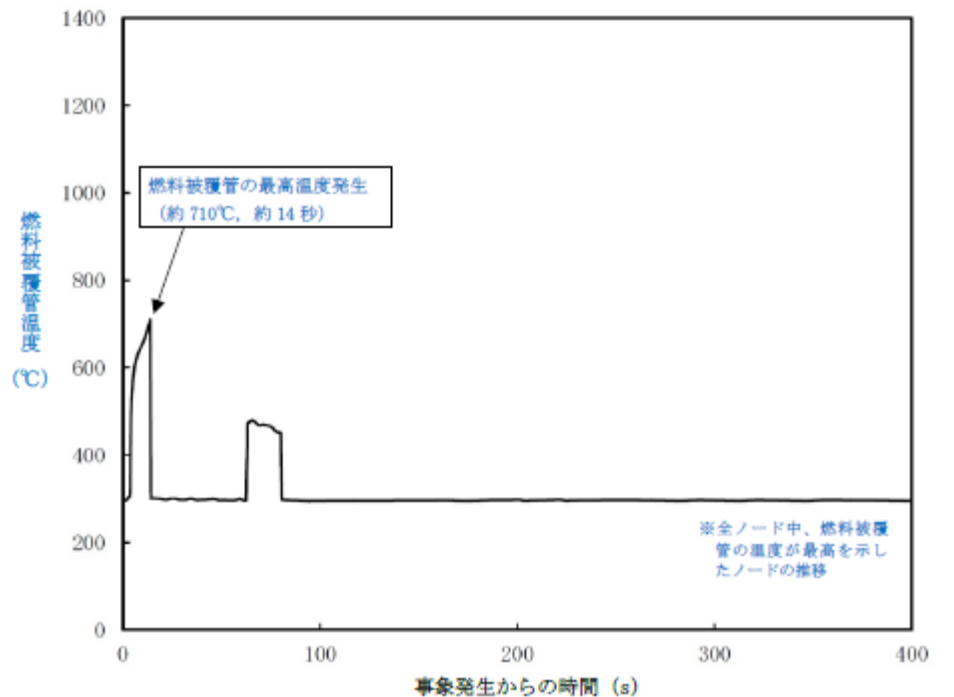
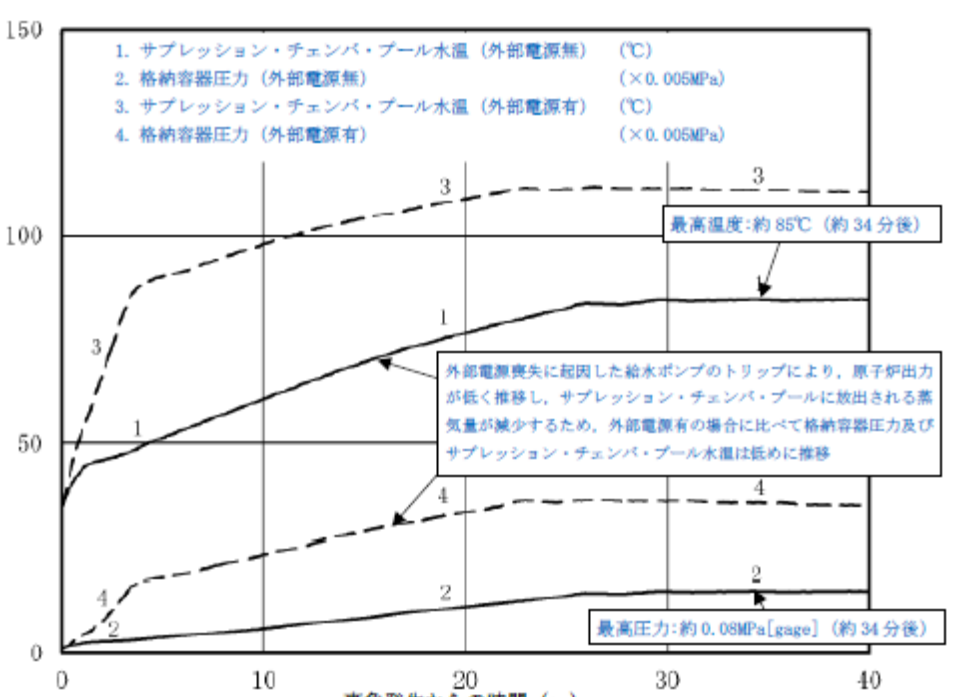
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>逃がし安全弁の開放によるサブプレッション・チェンバへの蒸気放出により、サブプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力が上昇</p> <p>1. サプレッション・チェンバ・プール水温 (°C) 2. 格納容器圧力 (×0.005MPa)</p> <p>電動駆動給水ポンプの停止による原子炉水位の低下を受けた蒸気流量の減少により、サブプレッション・チェンバ・プール水温の上昇率が緩和</p> <p>ほう酸水注入系と炉心流量の減少によって出力が低下し、蒸気流量が減少することにより、サブプレッション・チェンバ・プール水温の上昇率が緩和</p>	<p>逃がし安全弁の開放によるサブプレッション・チェンバへの蒸気放出により、サブプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力が上昇</p> <p>1. サプレッション・チェンバ・プール水温 (°C) 2. 格納容器圧力 (×0.005MPa)</p> <p>最高温度: 約113°C (約26分後)</p> <p>電動駆動給水ポンプの停止による原子炉水位の低下を受けた蒸気流量の減少により、サブプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力の上昇率が緩和</p> <p>ほう酸水注入系の効果により出力が低下して蒸気流量が減少すること、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードにより、サブプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力の上昇率が緩和</p> <p>最高圧力: 約0.19MPa [gauge] (約26分後)</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.5.21 サプレッション・チェンバ・プール水温, 格納容器圧力の推移 (事象発生から40分後まで)</p>	<p>第 2.5.21 図 サプレッション・チェンバ・プール水温, 格納容器圧力の推移 (事象発生から40分後まで)</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止によって原子炉圧力が上昇し、炉心内のボイドが急減することに伴う出力上昇</p> <p>1. 中性子束 (外部電源無) (%) 2. 中性子束 (外部電源有) (%)</p> <p>外部電源喪失に起因した再循環ポンプのトリップに伴う炉心流量の減少により、炉心内のボイドが増加し、出力低下</p>	<p>③ (外部電源に期待しない場合の不確かさ解析の追記)</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	 <p>第 2.5.23 図 外部電源がない場合の炉心流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>  <p>第 2.5.24 図 外部電源がない場合の原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の流量の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>③ (外部電源に期待しない場合の不確かさ解析の追記)</p> <p>③ (外部電源に期待しない場合の不確かさ解析の追記)</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	 <p>第2.5.25図 外部電源がない場合の燃料被覆管温度*の推移 (15ノート, 事象発生から400秒後まで)</p>  <p>第2.5.26図 外部電源がない場合のサプレッション・チェンバ・プール水温, 格納容器圧力の推移 (事象発生から40分後まで)</p>	<p>③ (外部電源に期待しない場合の不確かさ解析の追記)</p> <p>③ (外部電源に期待しない場合の不確かさ解析の追記)</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<p>1. 中性子束 (%) 2. 平均表面熱流束 (%)</p> <p>再循環ポンプ4台トリップに伴うボイド急増による出力下落</p> <p>再循環ポンプ4台トリップに伴う炉心流量急減後、フィードバック制御により流量増加、これに伴う出力上昇</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力上昇に伴うボイド急減により出力上昇</p> <p>熱流束は出力変動に追随するように変動</p> <p>給水加熱喪失による出力上昇及び逃がし安全弁の開閉による原子炉圧力の変動に伴う出力変動</p> <p>原子炉圧力上昇と炉心流量低下に伴う出力変動</p> <p>逃がし安全弁の閉止による原子炉圧力の上昇に伴う出力上昇</p> <p>事象発生からの時間 (s)</p>	<p>③ (初期炉心流量を減少させた場合の不確かさ解析の追記)</p> <p>③ (初期炉心流量を減少させた場合の不確かさ解析の追記)</p> <p>1. 炉心流量 (%)</p> <p>再循環ポンプ4台のトリップ後のフィードバック制御による炉心流量増加</p> <p>原子炉圧力が高めに推移していることを受けた、出力抑制制御による炉心流量減少</p> <p>再循環ポンプ6台のトリップによる炉心流量減少</p> <p>事象発生からの時間 (s)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第 2.5.29 図 初期炉心流量 90% の場合の原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の推移 (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>③ (初期炉心流量を減少させた場合の不確かさ解析の追記)</p>
	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第 2.5.30 図 初期炉心流量 90% の場合の燃料被覆管温度*の推移 (15 ノード, 事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>③ (初期炉心流量を減少させた場合の不確かさ解析の追記)</p>

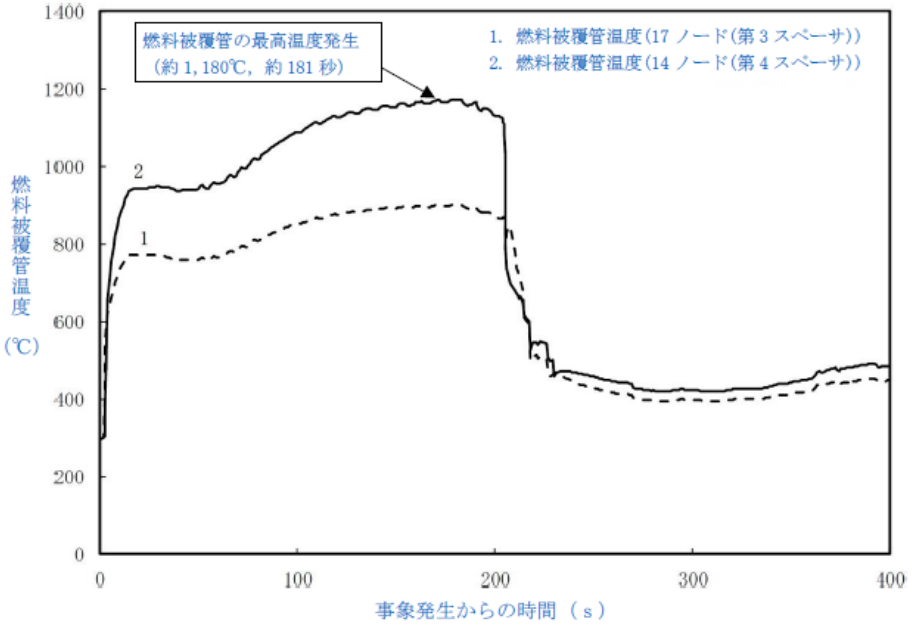
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第 2.5.31 図 初期炉心流量 90% の場合のサプレッション・チェンバ・プール水温, 格納容器圧力の推移 (事象発生から 40 分後まで)</p>	<p>③ (初期炉心流量を少なくした場合の不確かさ解析の追記)</p>
	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第 2.5.32 図 燃料被覆管温度の推移 (リウエット考慮せず初期炉心流量 100%) (事象発生から 400 秒後まで)</p>	<p>③ (燃料棒表面熱伝達の不確かさ解析としてリウエットを考慮しない場合の感度解析の追加実施)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																						
<p>表 2.5.1 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について</p> <table border="1" data-bbox="261 1192 1222 1680"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム失敗検知</td> <td>運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を検知する。</td> <td>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>-</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系統起動検知</td> <td>過剰し安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系統及び低圧炉心注水系統が自動起動する。</td> <td>過剰し安全弁 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統 (低圧注水モード)】</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【格納容器圧力減衰ポンプ吐出圧力】</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉水位維持</td> <td>主要気漏検出の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給排水ポンプがトリップする。これにより給水量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉注水が継続しているため炉心の過熱は維持される。</td> <td>【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統】 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 復水器貯蔵水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系統による原子炉水位維持</td> <td>高圧注水機能喪失検出後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を維持する。</td> <td>高圧代替注水系統 復水器貯蔵</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器貯蔵水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系の自動起動閉止</td> <td>原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系統及び低圧注水系統から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系の起動閉止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。</td> <td>自動減圧系の起動閉止スイッチ</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>ほう湯水注入系による原子炉水位維持操作</td> <td>ほう湯水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう湯水の注入を開始する。</td> <td>ほう湯水注入系</td> <td>-</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器減熱</td> <td>中央制御室からの遠隔操作により格納容器減圧系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始し、原子炉格納容器減熱を開始する。</td> <td>【格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】</td> <td>-</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プールの温度 【格納容器減圧系系統流量】</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 有効性評価上考慮しない設備</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	原子炉スクラム失敗検知	運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を検知する。	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系統起動検知	過剰し安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系統及び低圧炉心注水系統が自動起動する。	過剰し安全弁 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統 (低圧注水モード)】	-	格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【格納容器圧力減衰ポンプ吐出圧力】	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉水位維持	主要気漏検出の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給排水ポンプがトリップする。これにより給水量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉注水が継続しているため炉心の過熱は維持される。	【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統】 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 復水器貯蔵水位 (SA)	高圧代替注水系統による原子炉水位維持	高圧注水機能喪失検出後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を維持する。	高圧代替注水系統 復水器貯蔵	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器貯蔵水位 (SA)	自動減圧系の自動起動閉止	原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系統及び低圧注水系統から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系の起動閉止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。	自動減圧系の起動閉止スイッチ	-	格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位	ほう湯水注入系による原子炉水位維持操作	ほう湯水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう湯水の注入を開始する。	ほう湯水注入系	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器減熱	中央制御室からの遠隔操作により格納容器減圧系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始し、原子炉格納容器減熱を開始する。	【格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】	-	サブプレッション・チェンバ・プールの温度 【格納容器減圧系系統流量】	<p>第 2.5.33 図 燃料被覆管温度の推移 (リウエット考慮せず, 初期炉心流量 90%) (事象発生から 400 秒後まで)</p>  <p>燃料被覆管の最高温度発生 (約 1,180°C, 約 181 秒)</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>燃料被覆管温度 (17 ノード (第 3 スペーサ))</li> <li>燃料被覆管温度 (14 ノード (第 4 スペーサ))</li> </ol> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>事象発生からの時間 (s)</p> <p>第 2.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について</p> <table border="1" data-bbox="1299 1192 2202 1680"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム失敗検知</td> <td>運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を検知する。</td> <td>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>-</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系統起動検知</td> <td>過剰し安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系統及び低圧炉心注水系統が自動起動する。</td> <td>過剰し安全弁 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統 (低圧注水モード)】</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【格納容器圧力減衰ポンプ吐出圧力】</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉水位維持</td> <td>主要気漏検出の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給排水ポンプがトリップする。これにより給水量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉注水が継続しているため炉心の過熱は維持される。</td> <td>【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統】 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 復水器貯蔵水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系統による原子炉水位維持</td> <td>高圧注水機能喪失検出後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を維持する。</td> <td>高圧代替注水系統 復水器貯蔵</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器貯蔵水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系の自動起動閉止</td> <td>原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系統及び低圧注水系統から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がる可能性があるため、自動減圧系の起動閉止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。</td> <td>自動減圧系の起動閉止スイッチ</td> <td>-</td> <td>格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>ほう湯水注入系による原子炉水位維持操作</td> <td>ほう湯水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう湯水の注入を開始する。</td> <td>ほう湯水注入系</td> <td>-</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器減熱</td> <td>中央制御室からの遠隔操作により格納容器減圧系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始し、原子炉格納容器減熱を開始する。</td> <td>【格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】</td> <td>-</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プールの温度 【格納容器減圧系系統流量】</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> 有効性評価上考慮しない設備</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	原子炉スクラム失敗検知	運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を検知する。	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系統起動検知	過剰し安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系統及び低圧炉心注水系統が自動起動する。	過剰し安全弁 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統 (低圧注水モード)】	-	格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【格納容器圧力減衰ポンプ吐出圧力】	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉水位維持	主要気漏検出の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給排水ポンプがトリップする。これにより給水量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉注水が継続しているため炉心の過熱は維持される。	【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統】 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 復水器貯蔵水位 (SA)	高圧代替注水系統による原子炉水位維持	高圧注水機能喪失検出後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を維持する。	高圧代替注水系統 復水器貯蔵	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器貯蔵水位 (SA)	自動減圧系の自動起動閉止	原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系統及び低圧注水系統から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がる可能性があるため、自動減圧系の起動閉止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。	自動減圧系の起動閉止スイッチ	-	格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位	ほう湯水注入系による原子炉水位維持操作	ほう湯水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう湯水の注入を開始する。	ほう湯水注入系	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器減熱	中央制御室からの遠隔操作により格納容器減圧系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始し、原子炉格納容器減熱を開始する。	【格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】	-	サブプレッション・チェンバ・プールの温度 【格納容器減圧系系統流量】	<p>③ (燃料棒表面熱伝達の不確かさ解析としてリウエットを考慮しない場合の感度解析の追加実施)</p> <p>⑤</p>
判断及び操作			手順	有効性評価上期待する事故対処設備																																																																																				
	常設設備	可搬型設備		計装設備																																																																																				
原子炉スクラム失敗検知	運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を検知する。	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																																				
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系統起動検知	過剰し安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系統及び低圧炉心注水系統が自動起動する。	過剰し安全弁 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統 (低圧注水モード)】	-	格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【格納容器圧力減衰ポンプ吐出圧力】																																																																																				
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉水位維持	主要気漏検出の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給排水ポンプがトリップする。これにより給水量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉注水が継続しているため炉心の過熱は維持される。	【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統】 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 復水器貯蔵水位 (SA)																																																																																				
高圧代替注水系統による原子炉水位維持	高圧注水機能喪失検出後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を維持する。	高圧代替注水系統 復水器貯蔵	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器貯蔵水位 (SA)																																																																																				
自動減圧系の自動起動閉止	原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系統及び低圧注水系統から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系の起動閉止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。	自動減圧系の起動閉止スイッチ	-	格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																																				
ほう湯水注入系による原子炉水位維持操作	ほう湯水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう湯水の注入を開始する。	ほう湯水注入系	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																																				
格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器減熱	中央制御室からの遠隔操作により格納容器減圧系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始し、原子炉格納容器減熱を開始する。	【格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】	-	サブプレッション・チェンバ・プールの温度 【格納容器減圧系系統流量】																																																																																				
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備																																																																																						
		常設設備	可搬型設備	計装設備																																																																																				
原子炉スクラム失敗検知	運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を検知する。	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																																				
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系統起動検知	過剰し安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系統及び低圧炉心注水系統が自動起動する。	過剰し安全弁 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統 (低圧注水モード)】	-	格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【格納容器圧力減衰ポンプ吐出圧力】																																																																																				
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉水位維持	主要気漏検出の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給排水ポンプがトリップする。これにより給水量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系統による原子炉注水が継続しているため炉心の過熱は維持される。	【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心注水系統】 【低圧炉心注水系統】 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 復水器貯蔵水位 (SA)																																																																																				
高圧代替注水系統による原子炉水位維持	高圧注水機能喪失検出後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を維持する。	高圧代替注水系統 復水器貯蔵	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器貯蔵水位 (SA)																																																																																				
自動減圧系の自動起動閉止	原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系統及び低圧注水系統から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がる可能性があるため、自動減圧系の起動閉止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。	自動減圧系の起動閉止スイッチ	-	格納容器内圧力 (Si/W) 格納容器内圧力 (Si/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																																				
ほう湯水注入系による原子炉水位維持操作	ほう湯水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう湯水の注入を開始する。	ほう湯水注入系	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																																				
格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器減熱	中央制御室からの遠隔操作により格納容器減圧系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始し、原子炉格納容器減熱を開始する。	【格納容器減圧系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】	-	サブプレッション・チェンバ・プールの温度 【格納容器減圧系系統流量】																																																																																				



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

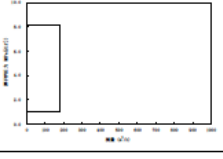
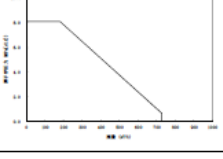
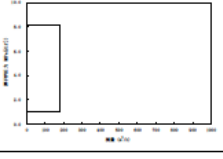
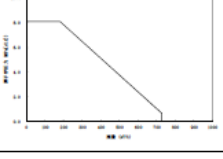
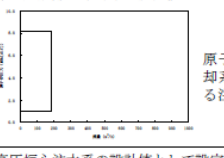
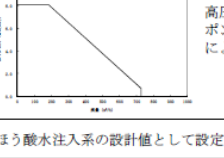
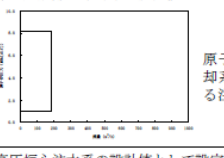
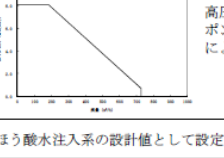
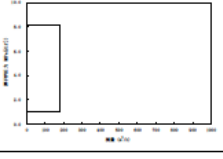
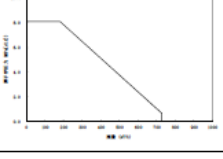
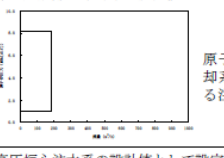
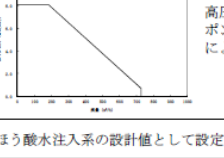
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																									
<p>表 2.5.2 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>プラント動特性: REDY</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,926MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa[gage]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52.2×10<sup>3</sup>t/h</td> <td>定格炉心流量として設定</td> </tr> <tr> <td>主蒸気流量</td> <td>7.64×10<sup>3</sup>t/h</td> <td>定格主蒸気流量として設定</td> </tr> <tr> <td>給水温度</td> <td>215℃</td> <td>初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後, 200 秒程度で 57℃まで低下し, その後は 57℃一定に設定</td> </tr> <tr> <td>燃料及び炉心</td> <td>9×9 燃料 (A 型) (単一炉心)</td> <td>9×9 燃料 (A 型) と 9×9 燃料 (B 型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから, 代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定</td> </tr> <tr> <td>核データ (動的ボイド係数)</td> <td>サイクル末期の値の 1.25 倍</td> <td>サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定</td> </tr> <tr> <td>核データ (動的ドップラ係数)</td> <td>サイクル末期の値の 0.9 倍</td> <td>サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル空間容積</td> <td>7,350m<sup>3</sup></td> <td>ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンパ容積</td> <td>空間部: 5,960m<sup>3</sup> 液相部: 3,580m<sup>3</sup></td> <td>ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンパ・プール水温</td> <td>35℃</td> <td>通常運転時のサブプレッション・チェンパ・プール水温の上限値として設定</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽水温</td> <td>32℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>起回事象</td> <td>主蒸気隔離弁の全弁閉止</td> <td>炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能等の喪失に対する仮定</td> <td>原子炉停止機能 手動での原子炉スクラム 代替制御棒挿入機能</td> <td>バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定</td> </tr> <tr> <td>評価対象とする炉心の状態</td> <td>平衡炉心のサイクル末期</td> <td>サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源が使用できる場合, 再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため, 原子炉出力が高く維持されることから, 格納容器圧力及びサブプレッション・チェンパ・プール水温上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	プラント動特性: REDY	—	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉水位	通常水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	炉心流量	52.2×10 <sup>3</sup> t/h	定格炉心流量として設定	主蒸気流量	7.64×10 <sup>3</sup> t/h	定格主蒸気流量として設定	給水温度	215℃	初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後, 200 秒程度で 57℃まで低下し, その後は 57℃一定に設定	燃料及び炉心	9×9 燃料 (A 型) (単一炉心)	9×9 燃料 (A 型) と 9×9 燃料 (B 型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから, 代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定	核データ (動的ボイド係数)	サイクル末期の値の 1.25 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定	核データ (動的ドップラ係数)	サイクル末期の値の 0.9 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定	ドライウエル空間容積	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	サブプレッション・チェンパ容積	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	サブプレッション・チェンパ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンパ・プール水温の上限値として設定	復水貯蔵槽水温	32℃	—	起回事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 手動での原子炉スクラム 代替制御棒挿入機能	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定	評価対象とする炉心の状態	平衡炉心のサイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮して設定	外部電源	外部電源あり	外部電源が使用できる場合, 再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため, 原子炉出力が高く維持されることから, 格納容器圧力及びサブプレッション・チェンパ・プール水温上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定	<p>第 2.5.2 表 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>プラント動特性: REDY</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,926MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa[gage]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52.2×10<sup>3</sup>t/h</td> <td>定格炉心流量として設定</td> </tr> <tr> <td>主蒸気流量</td> <td>7.64×10<sup>3</sup>t/h</td> <td>定格主蒸気流量として設定</td> </tr> <tr> <td>給水温度</td> <td>215℃</td> <td>初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後, 200 秒程度で 57℃まで低下し, その後は 57℃一定に設定</td> </tr> <tr> <td>燃料及び炉心</td> <td>9×9 燃料 (A 型) (単一炉心)</td> <td>9×9 燃料 (A 型) と 9×9 燃料 (B 型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから, 代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定</td> </tr> <tr> <td>核データ (動的ボイド係数)</td> <td>サイクル末期の値の 1.25 倍</td> <td>サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定</td> </tr> <tr> <td>核データ (動的ドップラ係数)</td> <td>サイクル末期の値の 0.9 倍</td> <td>サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ドライウエル)</td> <td>7,350m<sup>3</sup></td> <td>ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ウェットウエル)</td> <td>空間部: 5,960m<sup>3</sup> 液相部: 3,580m<sup>3</sup></td> <td>ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンパ・プール水温</td> <td>35℃</td> <td>通常運転時のサブプレッション・チェンパ・プール水温の上限値として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa[gage]</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽水温</td> <td>32℃</td> <td>復水貯蔵槽水温の実績値を踏まえて保守的に設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	プラント動特性: REDY	—	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	炉心流量	52.2×10 <sup>3</sup> t/h	定格炉心流量として設定	主蒸気流量	7.64×10 <sup>3</sup> t/h	定格主蒸気流量として設定	給水温度	215℃	初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後, 200 秒程度で 57℃まで低下し, その後は 57℃一定に設定	燃料及び炉心	9×9 燃料 (A 型) (単一炉心)	9×9 燃料 (A 型) と 9×9 燃料 (B 型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから, 代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定	核データ (動的ボイド係数)	サイクル末期の値の 1.25 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定	核データ (動的ドップラ係数)	サイクル末期の値の 0.9 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	サブプレッション・チェンパ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンパ・プール水温の上限値として設定	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定	復水貯蔵槽水温	32℃	復水貯蔵槽水温の実績値を踏まえて保守的に設定	⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																									
解析コード	プラント動特性: REDY	—																																																																																																									
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定																																																																																																									
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定																																																																																																									
原子炉水位	通常水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定																																																																																																									
炉心流量	52.2×10 <sup>3</sup> t/h	定格炉心流量として設定																																																																																																									
主蒸気流量	7.64×10 <sup>3</sup> t/h	定格主蒸気流量として設定																																																																																																									
給水温度	215℃	初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後, 200 秒程度で 57℃まで低下し, その後は 57℃一定に設定																																																																																																									
燃料及び炉心	9×9 燃料 (A 型) (単一炉心)	9×9 燃料 (A 型) と 9×9 燃料 (B 型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから, 代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定																																																																																																									
核データ (動的ボイド係数)	サイクル末期の値の 1.25 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定																																																																																																									
核データ (動的ドップラ係数)	サイクル末期の値の 0.9 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定																																																																																																									
ドライウエル空間容積	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)																																																																																																									
サブプレッション・チェンパ容積	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)																																																																																																									
サブプレッション・チェンパ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンパ・プール水温の上限値として設定																																																																																																									
復水貯蔵槽水温	32℃	—																																																																																																									
起回事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定																																																																																																									
安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 手動での原子炉スクラム 代替制御棒挿入機能	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定																																																																																																									
評価対象とする炉心の状態	平衡炉心のサイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮して設定																																																																																																									
外部電源	外部電源あり	外部電源が使用できる場合, 再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため, 原子炉出力が高く維持されることから, 格納容器圧力及びサブプレッション・チェンパ・プール水温上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定																																																																																																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																									
解析コード	プラント動特性: REDY	—																																																																																																									
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定																																																																																																									
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定																																																																																																									
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定																																																																																																									
炉心流量	52.2×10 <sup>3</sup> t/h	定格炉心流量として設定																																																																																																									
主蒸気流量	7.64×10 <sup>3</sup> t/h	定格主蒸気流量として設定																																																																																																									
給水温度	215℃	初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後, 200 秒程度で 57℃まで低下し, その後は 57℃一定に設定																																																																																																									
燃料及び炉心	9×9 燃料 (A 型) (単一炉心)	9×9 燃料 (A 型) と 9×9 燃料 (B 型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから, 代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定																																																																																																									
核データ (動的ボイド係数)	サイクル末期の値の 1.25 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定																																																																																																									
核データ (動的ドップラ係数)	サイクル末期の値の 0.9 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定																																																																																																									
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)																																																																																																									
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)																																																																																																									
サブプレッション・チェンパ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンパ・プール水温の上限値として設定																																																																																																									
格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定																																																																																																									
復水貯蔵槽水温	32℃	復水貯蔵槽水温の実績値を踏まえて保守的に設定																																																																																																									
<p>表 2.5.2 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>主蒸気隔離弁閉</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の閉止に要する時間</td> <td>3 秒</td> <td>設計上の下限値 (最も短い時間) として設定</td> </tr> <tr> <td>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>再循環ポンプが, 原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) で 4 台, 原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台がトリップ</td> <td>原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力高設定点</td> <td>7.48MPa[gage]</td> <td>再循環ポンプ 4 台トリップの設計値</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル圧力高設定点</td> <td>13.7kPa[gage]</td> <td>非常用炉心冷却系ポンプの起動信号等の設計値</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位低 (レベル 2) 設定点</td> <td>セパレータスカート下端から-58cm</td> <td>再循環ポンプ 6 台トリップ等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位低 (レベル 1.5) 設定点</td> <td>セパレータスカート下端から-203cm</td> <td>高圧炉心注水系起動信号等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位低 (レベル 1) 設定点</td> <td>セパレータスカート下端から-287cm</td> <td>自動減圧系起動信号等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)</td> </tr> <tr> <td>再循環ポンプ・トリップの作動遅れ時間</td> <td>0.2 秒</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉再循環流量制御系</td> <td>自動運転モード 高速ランバック機能には使用できないものと仮定する</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の動作設定値</td> <td>逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個</td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—	主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3 秒	設計上の下限値 (最も短い時間) として設定	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) で 4 台, 原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定	原子炉圧力高設定点	7.48MPa[gage]	再循環ポンプ 4 台トリップの設計値	ドライウエル圧力高設定点	13.7kPa[gage]	非常用炉心冷却系ポンプの起動信号等の設計値	原子炉水位低 (レベル 2) 設定点	セパレータスカート下端から-58cm	再循環ポンプ 6 台トリップ等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)	原子炉水位低 (レベル 1.5) 設定点	セパレータスカート下端から-203cm	高圧炉心注水系起動信号等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)	原子炉水位低 (レベル 1) 設定点	セパレータスカート下端から-287cm	自動減圧系起動信号等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)	再循環ポンプ・トリップの作動遅れ時間	0.2 秒	—	原子炉再循環流量制御系	自動運転モード 高速ランバック機能には使用できないものと仮定する	—	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の動作設定値	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	<p>第 2.5.2 表 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起回事象</td> <td>主蒸気隔離弁の全弁閉止</td> <td>炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能等の喪失に対する仮定</td> <td>原子炉停止機能, 手動での原子炉スクラム及び代替制御棒挿入機能の喪失</td> <td>バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定</td> </tr> <tr> <td>評価対象とする炉心の状態</td> <td>平衡炉心のサイクル末期</td> <td>サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源がある場合, 再循環ポンプは, 事象発生と同時にトリップせず, 原子炉出力が高く維持されることから, 格納容器圧力及びサブプレッション・チェンパ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>主蒸気隔離弁閉</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の閉止に要する時間</td> <td>3 秒</td> <td>設計値の下限 (最も短い時間) として設定</td> </tr> <tr> <td>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>再循環ポンプが, 原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) (遅れ時間 0.2 秒) で 4 台, 原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台がトリップ</td> <td>原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉再循環流量制御系</td> <td>自動運転モード 高速ランバック機能には使用できないものと仮定する</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急減圧 作動時間: ドライウエル圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位低 (レベル 1) 到達から 30 秒後</td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	起回事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能, 手動での原子炉スクラム及び代替制御棒挿入機能の喪失	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定	評価対象とする炉心の状態	平衡炉心のサイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮して設定	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 再循環ポンプは, 事象発生と同時にトリップせず, 原子炉出力が高く維持されることから, 格納容器圧力及びサブプレッション・チェンパ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—	主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3 秒	設計値の下限 (最も短い時間) として設定	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) (遅れ時間 0.2 秒) で 4 台, 原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定	原子炉再循環流量制御系	自動運転モード 高速ランバック機能には使用できないものと仮定する	—	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急減圧 作動時間: ドライウエル圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位低 (レベル 1) 到達から 30 秒後	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定	⑤																																							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																									
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—																																																																																																									
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3 秒	設計上の下限値 (最も短い時間) として設定																																																																																																									
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) で 4 台, 原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定																																																																																																									
原子炉圧力高設定点	7.48MPa[gage]	再循環ポンプ 4 台トリップの設計値																																																																																																									
ドライウエル圧力高設定点	13.7kPa[gage]	非常用炉心冷却系ポンプの起動信号等の設計値																																																																																																									
原子炉水位低 (レベル 2) 設定点	セパレータスカート下端から-58cm	再循環ポンプ 6 台トリップ等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)																																																																																																									
原子炉水位低 (レベル 1.5) 設定点	セパレータスカート下端から-203cm	高圧炉心注水系起動信号等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)																																																																																																									
原子炉水位低 (レベル 1) 設定点	セパレータスカート下端から-287cm	自動減圧系起動信号等の設計値 (セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm)																																																																																																									
再循環ポンプ・トリップの作動遅れ時間	0.2 秒	—																																																																																																									
原子炉再循環流量制御系	自動運転モード 高速ランバック機能には使用できないものと仮定する	—																																																																																																									
逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の動作設定値	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定																																																																																																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																									
起回事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定																																																																																																									
安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能, 手動での原子炉スクラム及び代替制御棒挿入機能の喪失	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定																																																																																																									
評価対象とする炉心の状態	平衡炉心のサイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮して設定																																																																																																									
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 再循環ポンプは, 事象発生と同時にトリップせず, 原子炉出力が高く維持されることから, 格納容器圧力及びサブプレッション・チェンパ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定																																																																																																									
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—																																																																																																									
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3 秒	設計値の下限 (最も短い時間) として設定																																																																																																									
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) (遅れ時間 0.2 秒) で 4 台, 原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定																																																																																																									
原子炉再循環流量制御系	自動運転モード 高速ランバック機能には使用できないものと仮定する	—																																																																																																									
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1 個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1 個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4 個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4 個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4 個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4 個, 380t/h/個 自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急減圧 作動時間: ドライウエル圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位低 (レベル 1) 到達から 30 秒後	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定  逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定																																																																																																									

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																										
<p>表 2.5.2 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 30 秒</li> <li>注水流量 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において)</li> </ul> </td> <td>                     原子炉隔離時冷却系の設計値として設定                       原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性                 </td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 24 秒 (設計値の 37 秒から D/G の起動遅れ 13 秒を除いた値)</li> <li>注水流量 182~727m<sup>3</sup>/h (8.12~0.69MPa[dif]において)</li> </ul> </td> <td>                     高圧炉心注水系の設計値として設定                       高圧炉心注水系ポンプ 1 台による注水特性                 </td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>注水流量 190L/分</li> <li>ほう酸濃度 13.4wt%</li> </ul> </td> <td>ほう酸水注入系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)</li> </ul> </td> <td>残留熱除去系の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 30 秒</li> <li>注水流量 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において)</li> </ul>	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性	高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 24 秒 (設計値の 37 秒から D/G の起動遅れ 13 秒を除いた値)</li> <li>注水流量 182~727m<sup>3</sup>/h (8.12~0.69MPa[dif]において)</li> </ul>	高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ 1 台による注水特性	ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> <li>注水流量 190L/分</li> <li>ほう酸濃度 13.4wt%</li> </ul>	ほう酸水注入系の設計値として設定	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)</li> </ul>	残留熱除去系の設計値として設定	<p>第 2.5.2 表 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動駆動給水ポンプ</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。</li> <li>後水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ</li> </ul> </td> <td>電動駆動給水ポンプの設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 30 秒</li> <li>注水流量 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において)</li> </ul> </td> <td>                     原子炉隔離時冷却系の設計値として設定                       原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性                 </td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 24 秒 (設計値の 37 秒から非常用ディーゼル発電機の起動遅れ 13 秒を除いた値)</li> <li>注水流量 182~727m<sup>3</sup>/h (8.12~0.69MPa[dif]において)</li> </ul> </td> <td>                     高圧炉心注水系の設計値として設定                       高圧炉心注水系ポンプ 1 台による注水特性                 </td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>注水流量 190L/min</li> <li>ほう酸濃度 13.4wt%</li> </ul> </td> <td>ほう酸水注入系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)</li> </ul> </td> <td>残留熱除去系の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。</li> <li>後水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ</li> </ul>	電動駆動給水ポンプの設計値として設定	原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 30 秒</li> <li>注水流量 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において)</li> </ul>	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性	高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 24 秒 (設計値の 37 秒から非常用ディーゼル発電機の起動遅れ 13 秒を除いた値)</li> <li>注水流量 182~727m<sup>3</sup>/h (8.12~0.69MPa[dif]において)</li> </ul>	高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ 1 台による注水特性	ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> <li>注水流量 190L/min</li> <li>ほう酸濃度 13.4wt%</li> </ul>	ほう酸水注入系の設計値として設定	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)</li> </ul>	残留熱除去系の設計値として設定	⑤									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																										
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 30 秒</li> <li>注水流量 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において)</li> </ul>	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性																																										
高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 24 秒 (設計値の 37 秒から D/G の起動遅れ 13 秒を除いた値)</li> <li>注水流量 182~727m<sup>3</sup>/h (8.12~0.69MPa[dif]において)</li> </ul>	高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ 1 台による注水特性																																										
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> <li>注水流量 190L/分</li> <li>ほう酸濃度 13.4wt%</li> </ul>	ほう酸水注入系の設計値として設定																																										
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)</li> </ul>	残留熱除去系の設計値として設定																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																										
電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。</li> <li>後水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ</li> </ul>	電動駆動給水ポンプの設計値として設定																																										
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 30 秒</li> <li>注水流量 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において)</li> </ul>	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性																																										
高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 24 秒 (設計値の 37 秒から非常用ディーゼル発電機の起動遅れ 13 秒を除いた値)</li> <li>注水流量 182~727m<sup>3</sup>/h (8.12~0.69MPa[dif]において)</li> </ul>	高圧炉心注水系の設計値として設定  高圧炉心注水系ポンプ 1 台による注水特性																																										
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> <li>注水流量 190L/min</li> <li>ほう酸濃度 13.4wt%</li> </ul>	ほう酸水注入系の設計値として設定																																										
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)</li> </ul>	残留熱除去系の設計値として設定																																										
<p>表 2.5.2 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>自動減圧系の自動起動阻止操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの 30 秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系運転操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後に起動</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した後から 10 分後に起動</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温高警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	自動減圧系の自動起動阻止操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの 30 秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定</li> </ul>	ほう酸水注入系運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後に起動</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値</li> </ul>	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した後から 10 分後に起動</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温高警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値</li> </ul>	<p>第 2.5.2 表 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>自動減圧系の自動起動阻止操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない</li> </ul> </td> <td>                     原子炉急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの 30 秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定                 </td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系運転操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後に起動</li> </ul> </td> <td>                     原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値                 </td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した後から 10 分後に起動</li> </ul> </td> <td>                     サブプレッション・チェンバ・プール水温の高警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値                 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	自動減圧系の自動起動阻止操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない</li> </ul>	原子炉急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの 30 秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定	ほう酸水注入系運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後に起動</li> </ul>	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した後から 10 分後に起動</li> </ul>	サブプレッション・チェンバ・プール水温の高警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値	⑤																		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																										
自動減圧系の自動起動阻止操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの 30 秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定</li> </ul>																																										
ほう酸水注入系運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後に起動</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値</li> </ul>																																										
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した後から 10 分後に起動</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温高警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値</li> </ul>																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																										
自動減圧系の自動起動阻止操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない</li> </ul>	原子炉急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの 30 秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定																																										
ほう酸水注入系運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後に起動</li> </ul>	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値																																										
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した後から 10 分後に起動</li> </ul>	サブプレッション・チェンバ・プール水温の高警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮した値																																										
<p>表 2.5.2 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件・相関式</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>SCAT (ホットバンドル解析)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>最小限界出力比 (MCPR)</td> <td>1.22</td> <td>通常運転時の MCPR の下限値</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度 (MLHGR)</td> <td>44kW/m</td> <td>通常運転時の MLHGR の上限値</td> </tr> <tr> <td>BT 判定 (時刻)</td> <td>GEXL 相関式</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>BT 後の被覆管表面熱伝達率</td> <td>修正 Dougall-Rohsenow 式</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>リウエット相関式</td> <td>学会標準における相関式 2</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方	解析コード	SCAT (ホットバンドル解析)	—	最小限界出力比 (MCPR)	1.22	通常運転時の MCPR の下限値	最大線出力密度 (MLHGR)	44kW/m	通常運転時の MLHGR の上限値	BT 判定 (時刻)	GEXL 相関式	—	BT 後の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougall-Rohsenow 式	—	リウエット相関式	学会標準における相関式 2	—	<p>第 2.5.2 表 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件・相関式</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>ホットバンドル解析: SCAT</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>初期条件</td> <td>最小限界出力比 (MCPR)</td> <td>1.22</td> </tr> <tr> <td></td> <td>最大線出力密度 (MLHGR)</td> <td>44.0kW/m</td> </tr> <tr> <td></td> <td>BT 判定 (時刻)</td> <td>GEXL 相関式</td> </tr> <tr> <td></td> <td>BT 後の燃料棒表面熱伝達係数</td> <td>修正 Dougall-Rohsenow 式</td> </tr> <tr> <td></td> <td>リウエット相関式</td> <td>学会標準における相関式 2</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方	解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	—	初期条件	最小限界出力比 (MCPR)	1.22		最大線出力密度 (MLHGR)	44.0kW/m		BT 判定 (時刻)	GEXL 相関式		BT 後の燃料棒表面熱伝達係数	修正 Dougall-Rohsenow 式		リウエット相関式	学会標準における相関式 2	⑤
項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方																																										
解析コード	SCAT (ホットバンドル解析)	—																																										
最小限界出力比 (MCPR)	1.22	通常運転時の MCPR の下限値																																										
最大線出力密度 (MLHGR)	44kW/m	通常運転時の MLHGR の上限値																																										
BT 判定 (時刻)	GEXL 相関式	—																																										
BT 後の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougall-Rohsenow 式	—																																										
リウエット相関式	学会標準における相関式 2	—																																										
項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方																																										
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	—																																										
初期条件	最小限界出力比 (MCPR)	1.22																																										
	最大線出力密度 (MLHGR)	44.0kW/m																																										
	BT 判定 (時刻)	GEXL 相関式																																										
	BT 後の燃料棒表面熱伝達係数	修正 Dougall-Rohsenow 式																																										
	リウエット相関式	学会標準における相関式 2																																										

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+原子炉停止失敗」, ②「小破断 LOCA+原子炉停止失敗」, ③「中破断 LOCA+原子炉停止失敗」及び④「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では, 運転時の異常な過渡変化の発生後, 原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため, 原子炉は臨界状態を継続し, 原子炉出力が高い状態が維持されることから, 緩和措置がとられない場合には, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 原子炉停止機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 代替制御棒挿入機能による原子炉停止又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって原子炉出力を低下させること等によって炉心の著しい損傷の防止を図り, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。また, 残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して, 炉心が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 初期の対策として代替制御棒挿入機能による原子炉停止又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能及びほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段を整備し, 原子炉水位の制御には原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を用いる。また, 原子炉格納容器の健全性を維持するため, 安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉格納容器除熱</p>	<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「過渡事象+原子炉停止失敗」, ②「小破断 LOCA+原子炉停止失敗」, ③「中破断 LOCA+原子炉停止失敗」及び④「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では, 運転時の異常な過渡変化の発生後, 原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため, 原子炉は臨界状態を継続し, 原子炉出力が高い状態が維持されることから, 緩和措置がとられない場合には, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 原子炉停止機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 代替制御棒挿入機能による原子炉停止又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって原子炉出力を低下させること等によって<b>炉心損傷</b>の防止を図り, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。また, 残留熱除去系<b>(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</b>による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して, 炉心が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 初期の対策として代替制御棒挿入機能又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能及びほう酸水注入系による<b>原子炉停止又は反応度抑制手段を整備するとともに高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手段を整備し, 安定状態に向けた対策として, 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による炉心冷却を継続する。</b>また, 原子炉格納容器の</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>手段を整備する。ただし、重要事故シーケンスに対する有効性評価では、保守的に代替制御棒挿入機能には期待しないものとする。これらの対策の概略系統図を図 2.5.1 から図 2.5.3 に、手順の概要を図 2.5.4 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 2.5.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 12 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名 (6 号及び 7 号炉兼任)、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名である。必要な要員と作業項目について図 2.5.5 に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、12 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム失敗確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を確認する。</p> <p>原子炉スクラムの失敗を確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>また、主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力高信号により再循環ポンプ 4 台がトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水を継続する。主蒸気遮断により給水加熱喪失の状態となり、給水温度が低下するため、徐々に出力が増加する傾向となる。</p> <p>b. 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認</p> <p>逃がし安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び低圧注水系が自動起動する。</p>	<p>健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱手段を整備する。ただし、重要事故シーケンスに対する有効性評価では、保守的に代替制御棒挿入機能には期待しないものとする。これらの対策の概略系統図を第 2.5.1 図から第 2.5.3 図に、手順の概要を第 2.5.4 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 2.5.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 12 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名 (6 号及び 7 号炉兼任)、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名である。必要な要員と作業項目について第 2.5.5 図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、12 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム失敗確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉に緊急挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を確認する。</p> <p>原子炉スクラムの失敗を確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>また、主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力高信号により再循環ポンプ 4 台がトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水を継続する。主蒸気遮断により給水加熱喪失の状態となり、給水温度が低下するため、徐々に出力が増加する傾向となる。</p> <p>b. 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認</p> <p>逃がし安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び低圧注水系が自動起動する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>高圧・低圧注水系の起動を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持                      主蒸気隔離弁の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給復水ポンプがトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水が継続しているため炉心の冠水は維持される。                      なお、ここでの原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）で再循環ポンプ6台がトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。                      この後は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の流量を調整することにより原子炉水位低（レベル1.5）付近で水位を維持する。                      原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び各系統の流量指示等である。</p> <p>d. 自動減圧系の自動起動阻止                      ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号と原子炉水位低（レベル1）信号の両方が30秒継続した場合であって、高圧炉心注水系又は低圧注水系ポンプが1台以上運転している（各ポンプの吐出側の系統圧力が設定値を超えている）場合、自動減圧系が自動起動する。                      原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。</p> <p>e. ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作                      再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制確認後、ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。ほう酸水の注入により、中性子束が徐々に減少し原子炉は未臨界に至る。                      原子炉の未臨界確保を確認するために必要な計装設備は、起動領域モニタ等である。</p> <p>f. 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）                      運転による原子炉格納容器除熱</p>	<p>高圧・低圧注水系の起動を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持                      主蒸気隔離弁の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給復水ポンプがトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水が継続しているため炉心の冠水は維持される。                      なお、ここでの原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）で再循環ポンプ6台がトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。                      この後は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の流量を調整することにより原子炉水位低（レベル1.5）<b>以上に</b>水位を維持する。                      原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び各系統の流量指示等である。</p> <p>d. 自動減圧系の自動起動阻止                      ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号と原子炉水位低（レベル1）信号の両方が30秒継続した場合であって、高圧炉心注水系又は低圧注水系のポンプが1台以上運転している（各ポンプの吐出側の系統圧力が設定値を超えている）場合、自動減圧系が自動起動する。                      原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がる<b>可能性がある</b>ため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。</p> <p>e. ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作                      原子炉<b>スクラムの失敗</b>を確認後、ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。ほう酸水の注入により、中性子束が徐々に減少し原子炉は<b>臨界未満</b>に至る。                      原子炉の<b>臨界未満</b>確保を確認するために必要な計装設備は、起動領域モニタ等である。</p> <p>f. 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）                      運転</p>	<p>⑤（資料内での記載方法の統一）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>事象発生直後からの逃がし安全弁の作動により, サプレッション・チェンバ・プール水温が上昇して 49℃に到達し, その後もサプレッション・チェンバ・プール水温は上昇し続ける。このため, ほう酸水注入系の手動起動と同時に, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の運転を開始し, 原子炉格納容器除熱を開始する。</p> <p>残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系系統流量及びサプレッション・チェンバ・プール水温度である。</p> <p>以降, 原子炉冷却及び原子炉格納容器除熱は残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 過渡事象(反応度印加の観点で最も厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を選定)を起回事象とし, 原子炉圧力上昇による反応度印加に伴う出力抑制の観点で厳しくなる「過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心における核分裂出力, 出力分布変化, 反応度フィードバック効果(ボイド・ドブブラ / ボロン), 崩壊熱, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 沸騰遷移, 沸騰・ボイド率変化, 気液熱非平衡, 原子炉圧力容器における冷却材流量変化, 冷却材放出(臨界流・差圧流), ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む), ほう酸水の拡散, 原子炉格納容器におけるサプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント動特性解析コード REDY, 単チャンネル熱水力解析コード SCAT により中性子束, 平均表面熱流束, 燃料被覆管温度, 炉心流量, 原子炉圧力, 原子炉水位, サプレッション・チェンバ・プール水温, 格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本</p>	<p>事象発生直後からの逃がし安全弁の作動により, サプレッション・チェンバ・プール水温が上昇する。サプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃を超えて上昇する場合, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の運転を開始し, 原子炉格納容器除熱を開始する。</p> <p>残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系系統流量及びサプレッション・チェンバ・プール水温度である。</p> <p>以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 過渡事象(反応度印加の観点で最も厳しく, 原子炉隔離によって炉心からの発生蒸気が全て原子炉格納容器に流入する主蒸気隔離弁の誤閉止を選定)を起回事象とし, 原子炉圧力上昇による反応度印加に伴う出力増加の観点で厳しくなる「過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心における核分裂出力, 出力分布変化, 反応度フィードバック効果(ボイド・ドブブラ/ボロン), 崩壊熱, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 沸騰遷移, 沸騰・ボイド率変化, 気液熱非平衡, 原子炉圧力容器における冷却材流量変化, 冷却材放出(臨界流・差圧流), ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む), ほう酸水の拡散並びに原子炉格納容器におけるサプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント動特性解析コード REDY, 単チャンネル熱水力解析コード SCAT により中性子束, 平均表面熱流束, 燃料被覆管温度, 炉心流量, 原子炉圧力, 原子炉水位, サプレッション・チェンバ・プール水温, 格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 2.5.2 に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象                      起因事象として, 主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>1) 原子炉停止機能喪失として原子炉スクラム失敗を仮定する。                      2) 手動での原子炉スクラムは実施できないものと仮定する。                      3) 代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものとする。</p> <p>(c) 評価対象とする炉心の状態                      評価対象とする炉心の状態は, 平衡炉心のサイクル末期とする。これは, サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮してサイクル末期として設定したものである。                      (添付資料 2.5.1)</p> <p>(d) 外部電源                      外部電源は使用できるものとする。外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉出力が高く維持されることから, 格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p>	<p>重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 2.5.2 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象                      起因事象として, 主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>1) 原子炉停止機能喪失として原子炉スクラム失敗を仮定する。                      2) 手動での原子炉スクラムを実施できないものと仮定する。                      3) 代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものと<b>仮定</b>する。</p> <p>(c) 評価対象とする炉心の状態                      評価対象とする炉心の状態は, 平衡炉心のサイクル末期とする。これは, <b>本評価では</b>, サイクル末期の方がサイクル初期に比べて<b>動的ボイド係数の絶対値が大きい</b>ためボイド反応度印加割合が大きく, 保守的な評価となることを考慮してサイクル末期として設定したものである。                      (添付資料 2.5.1)</p> <p>(d) 外部電源                      外部電源は使用できるものとする。外部電源がある場合, 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより, 原子炉出力が高く維持されることから, <b>燃料被覆管温度</b>, 格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) <b>主蒸気隔離弁の閉止に要する時間</b>                      主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は, <b>最も短い時間として設計値の下限である 3 秒とする。</b></p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(a) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</p> <p>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は, 原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) 又は原子炉水位低 (レベル 3) 信号により再循環ポンプ 4 台がトリップし, 原子炉水位低 (レベル 2) 信号により残り再循環ポンプ 6 台がトリップするものとする。なお, 4 台以上の再循環ポンプがトリップした際に残りの再循環ポンプの運転速度を 5%/秒で速やかに低下させる高速ランバック機能については, 保守的に使用できないものと仮定する。</p> <p>また, 再循環ポンプが 2 台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても使用できないものと仮定する。</p>	<p>(b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</p> <p>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は, 原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) 又は原子炉水位低 (レベル 3) 信号により再循環ポンプ 4 台がトリップし, 原子炉水位低 (レベル 2) 信号により残り再循環ポンプ 6 台がトリップするものとする。なお, 4 台以上の再循環ポンプがトリップした際に残りの再循環ポンプの回転速度を 5%/秒で速やかに低下させる高速ランバック機能については, 保守的に使用できないものと仮定する。</p> <p>また, 再循環ポンプが 2 台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても<b>作動しない</b>ものと仮定する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>
<p>(b) 逃がし安全弁</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 逃がし安全弁 (18 個) は, 容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</p>	<p>(c) 逃がし安全弁</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 逃がし安全弁 (18 個) は, 容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</p>	<p>⑤</p>
<p>(c) 電動駆動給水ポンプ</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後, 電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。</p>	<p>(d) 電動駆動給水ポンプ</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後, 電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。<b>また, 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップするものとする。</b></p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>
<p>(d) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) で自動起動し, 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において) の流量で給水するものとする。</p>	<p>(e) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) で自動起動し, 182m<sup>3</sup>/h (8.12~1.03MPa[dif]において) の流量で給水するものとする。</p>	<p>⑤</p>
<p>(e) 高圧炉心注水系</p> <p>高圧炉心注水系は原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) で自動起動し, 182~727m<sup>3</sup>/h (8.12~0.69MPa[dif]において) の流量で給水するものとする。</p>	<p>(f) 高圧炉心注水系</p> <p>高圧炉心注水系は原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) で自動起動し, 182~727m<sup>3</sup>/h (8.12~0.69MPa [dif]において) の流量で給水するものとする。</p>	<p>⑤</p>
<p>(f) ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後, 10 分間が経過した時点で手動起動し, 190L/分の流量及びほう酸濃度 13.4%で注入するものとする。</p>	<p>(g) ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後, 10 分間が経過した時点で手動起動し, 190L/min の流量及びほう酸濃度 13.4wt%で注入するものとする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(g) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</p> <p>伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件は, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 自動減圧系の自動起動阻止</p> <p>自動減圧系の自動起動阻止は, 原子炉が停止できない場合にドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位低 (レベル 1) によって自動減圧系の自動起動信号が発信されることを阻止することを手順に定めている。本評価では運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.5.2)</p> <p>(b) ほう酸水注入系及び残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の手動起動</p> <p>本評価では, ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後, 10 分間が経過した時点で手動起動することとしている。残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) は, サプレッション・チェンバのプール水の平均温度が 49℃に到達することをもって実施することとしており, サプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した時点から, 10 分間が経過した時点で残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) を手動起動することとしている。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける中性子束, 平均表面熱流束, 炉心流量, 原子炉蒸気流量, 給水流量, 非常用炉心冷却系の流量, 原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外) ※<sup>1</sup>, 逃がし安全弁の流量, 平均炉心ボイド率, 燃料被覆管温度, 熱伝達係数及びクオリティの推移を図 2.5.6 から図 2.5.20 に, サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力の推移を図 2.5.21 に示す。</p>	<p>(h) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</p> <p>伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 自動減圧系の自動起動阻止 <b>操作</b></p> <p>原子炉が停止できない場合にドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) 及び原子炉水位低 (レベル 1) によって自動減圧系の自動起動信号が発信されることを阻止する <b>ため, 自動減圧系の自動起動阻止</b> を手順に定めている。本評価では運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作 <b>を期待する</b>。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.2)</p> <p>(b) ほう酸水注入系及び残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) <b>運転操作</b></p> <p>本評価では, ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後, 10 分間が経過した時点で手動起動することとしている。残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) は, サプレッション・チェンバのプール水の平均温度が 49℃に到達することをもって実施することとしており, サプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した時点から, 10 分間が経過した時点で残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) を手動起動することとしている。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける中性子束, 平均表面熱流束, 炉心流量, 原子炉蒸気流量, 給水流量, <b>原子炉隔離時冷却系流量, 高圧炉心注水系流量</b>, 原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外 <b>水位</b>) ※<sup>1</sup>, 逃がし安全弁の流量, <b>炉心平均ボイド率</b>, 燃料被覆管温度, 熱伝達係数及びクオリティの推移を <b>第 2.5.6 図から第 2.5.20 図</b> に, サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力の推移を <b>第 2.5.21 図</b> に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>※1 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）はシュラウド外側の水位であることからシュラウド外側の水位を示した。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、主蒸気隔離弁閉信号が発生するものの、この信号による原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加するとともに平均表面熱流束が上昇し、これに伴い燃料棒表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 730℃まで上昇する。約 2 秒後に原子炉圧力高信号で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により再循環ポンプ 4 台がトリップする。なお、本評価では保守的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来この原子炉圧力高信号（7.48MPa[gage]）で作動する。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。炉心流量の低下に伴い中性子束及び平均表面熱流束も低下するが、再循環ポンプの運転速度が最低となり、炉心流量が安定した後は徐々に出力が増加する。これは、主蒸気が遮断されているため、給水温度が低下し、サブクールの大きい冷却材が給水される給水加熱喪失の状態となるためである。また、出力上昇の過程では逃がし安全弁の開閉が生じるため、中性子束及び平均表面熱流束が変動し、これに伴い燃料棒表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 1060℃まで上昇する。</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の作動により主蒸気がサプレッション・チェンバへ流入するため、サプレッション・チェンバ・プール水位が上昇し、事象発生から約 24 秒後に高圧炉心注水系の水源が復水貯蔵槽からサプレッション・チェンバのプール水へと自動で切り替わる。合わせて格納容器圧力も上昇するため、事象発生から約 34 秒後にドライウェル圧力高信号（13.7kPa[gage]）によって原子炉隔離時冷却系の水源がサプレッション・チェンバのプール水へと自動で切り替わるとともに、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及</p>	<p>※1 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド外の水位を示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、主蒸気隔離弁閉信号が発生するものの、この信号による原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加するとともに平均表面熱流束が上昇し、これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 730℃まで上昇する。約 2 秒後に原子炉圧力高信号で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により再循環ポンプ 4 台がトリップする。なお、本評価では保守的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来この原子炉圧力高信号（7.48MPa[gage]）で作動する。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。炉心流量の低下に伴い中性子束及び平均表面熱流束も低下するが、再循環ポンプの回転速度が最低となり、炉心流量が安定した後は徐々に出力が増加する。これは、主蒸気が遮断されて給水加熱喪失状態となるため、給水温度が低下して炉心入口サブクールが増加するためである。これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 1,060℃まで上昇する。</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の作動により主蒸気がサプレッション・チェンバへ流入するため、サプレッション・チェンバ・プール水位が上昇し、事象発生から約 24 秒後に高圧炉心注水系の水源が復水貯蔵槽からサプレッション・チェンバのプール水へと自動で切り替わる。あわせて格納容器圧力も上昇するため、事象発生から約 34 秒後にドライウェル圧力高信号（13.7kPa[gage]）によって原子炉隔離時冷却系の水源がサプレッション・チェンバのプール水へと自動で切り替わるとともに、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>び低圧注水系が起動する。サプレッション・チェンバ・プール水温も上昇し、事象発生から約43秒後にサプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達し、その後も上昇傾向が継続する。</p> <p>事象発生から約173秒後に復水器ホットウエルの水位低下により電動駆動給水ポンプがトリップするため、原子炉水位が低下し、事象発生から約191秒後に原子炉水位低（レベル2）信号で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって残り6台の再循環ポンプがトリップする。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水が継続しているため、炉心は冠水維持される。その後は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の運転員操作により、原子炉水位低（レベル1.5）付近で原子炉水位を維持する。</p> <p>事象発生から約11分後（原子炉スクラムの失敗確認から10分後）、手動操作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入を開始する。同時に（サプレッションプール水温高到達から10分後）残留熱除去系ポンプ3台によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードも手動起動する。ほう酸水の注入開始後、中性子束は徐々に減少し、未臨界に至る。その後は、原子炉水位及びサプレッション・チェンバのプール水の冷却を維持する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の温度は、図2.5.11に示すとおり、給水加熱喪失の状態によって出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約176秒で最高の約1060℃に到達するが、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの2%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、図2.5.9に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約8.92MPa [gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約9.22MPa [gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa [gage]）を十分下回る。</p> <p>また、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も、格納容器圧力</p>	<p>び低圧注水系が起動する。サプレッション・チェンバ・プール水温も上昇し、事象発生から約43秒後にサプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達し、その後も上昇傾向が継続する。</p> <p>事象発生から約173秒後に復水器ホットウエルの水位低下により電動駆動給水ポンプがトリップするため、原子炉水位が低下し、事象発生から約191秒後に原子炉水位低（レベル2）信号で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって残り6台の再循環ポンプがトリップする。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水が継続しているため、炉心は冠水維持される。</p> <p>事象発生から約11分後（原子炉スクラムの失敗確認から10分後）、手動操作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入を開始する。同時に（サプレッションプール水温高到達から10分後）残留熱除去系ポンプ3台によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードも手動起動する。ほう酸水の注入開始後、中性子束は徐々に減少し、<b>臨界未満</b>に至る。<b>これに伴い、原子炉水位は上昇し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の運転員操作により、原子炉水位低（レベル1.5）以上に原子炉水位を維持するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の冷却を維持する。</b></p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の温度は、<b>第2.5.11図</b>に示すとおり、給水加熱喪失の状態によって出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約176秒で最高の約1,060℃に到達するが、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの2%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<b>第2.5.9図</b>に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約8.92MPa [gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約9.22MPa [gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa [gage]）を十分下回る。</p> <p>また、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も、格納容器圧力</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>及びサプレッション・チェンバ・プール水温は緩やかに上昇するが、それぞれ約0.19MPa[gage], 約113℃以下に抑えられ、原子炉格納容器バウンダリの限界圧力(0.62MPa[gage])及び限界温度(200℃)を下回る。</p> <p>ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって中性子束は徐々に減少し、未臨界に至る。その後は、原子炉水位及びサプレッション・チェンバのプール水の冷却を維持することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.3)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>原子炉停止機能喪失では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、自動減圧系の自動起動阻止操作、ほう酸水注入系運転操作及び残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため、解析</p>	<p>及びサプレッション・チェンバ・プール水温は緩やかに上昇するが、それぞれ約0.19MPa[gage], 約113℃以下に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって中性子束は徐々に減少し、<b>臨界未満</b>に至る。その後は、原子炉水位及びサプレッション・チェンバのプール水の冷却を維持することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.3)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>原子炉停止機能喪失では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、自動減圧系の自動起動阻止操作、ほう酸水注入系運転操作及び残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため、解析</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等を採用しているため、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件としてSLMCPRで沸騰遷移が発生するよう設定しているため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な値を用いているため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早く、ボロン反応度印加割合が大きくなり未臨界までの時間が早くなるが、ほう酸水の注入開始以降に実施する運転操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えることにより燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を</p>	<p>結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等を採用しているため、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件としてSLMCPRで沸騰遷移が発生するよう設定しているため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な値を用いているため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早く、ボロン反応度印加割合が大きくなり<b>臨界未達</b>までの時間が早くなるが、ほう酸水の注入開始以降に実施する運転操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えることにより燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することにより燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等により燃料被覆管温度を高めに評価することから、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価するため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、更に保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しない場合を仮定しても、燃料被覆管の最高温度は約 1150℃、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 4%以下であり、評価項目の要件を満足する。</p> <p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件設定により燃料被覆管温度を高めに評価する可能性があり、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価する可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、未臨界までの時間を遅く評価し、サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4, 2.5.5)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 2.5.2 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ</p>	<p>高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することにより燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等により燃料被覆管温度を高めに評価する <b>ため</b>、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価する <b>ことから</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、<b>燃料棒表面熱伝達についての更に保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しない場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施</b>する。</p> <p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件設定により燃料被覆管温度を高めに評価する可能性があり、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価する可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、<b>臨界未満</b>までの時間を遅く評価し、サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4, 2.5.5)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、<b>第 2.5.2 表</b>に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の炉心流量は、解析条件の「52,200t/h（定格流量（100%）」に対して最確条件は「定格流量の約91%～約110%」である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなり、事象進展に影響を与え、運転員等操作時間に影響を与える。よって、炉心流量が少ない場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>初期条件の最小限界出力比は、解析条件の「1.22」に対して最確値は「1.22以上」であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、解析条件よりも大きくなるため、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の「44.0kW/m」に対して最確条件は「約42.0kW/m以下」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の1.25倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動しうるが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、プラント挙動への影響は小さいことが確認されている（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p>	<p>る項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の炉心流量は、解析条件の52,200t/h（定格流量（100%）」に対して最確条件は定格流量の約91%～約110%である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなり、事象進展に影響を与え、運転員等操作時間に影響を与える。よって、炉心流量が少ない場合（<b>定格流量の90%</b>）の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>初期条件の最小限界出力比は、解析条件の1.22に対して<b>最確条件</b>は<b>1.30</b>以上であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、解析条件よりも大きくなるため、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はない<b>ことから</b>、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約<b>42kW/m</b>以下であり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はない<b>ことから</b>、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の1.25倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は<b>小さいことから</b>、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動<b>し得る</b>が、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、プラント挙動への影響は小さいことを<b>確認している</b>（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p>	<p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の 0.9 倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ドップラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さいことが確認されている（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で厳くなるよう外部電源がある状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件の「閉止時間：3 秒」に対して最確条件は「閉止時間：3 秒以上 4.5 秒以下」であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなるが、事象発生から極短時間での動作であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心流量は、解析条件の「52,200t/h（定格流量</p>	<p>初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の 0.9 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ドップラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は<b>小さいことから</b>、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さいことを<b>確認している</b>（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、<b>格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温</b>は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を<b>与え得る</b>が、事象進展に与える影響は<b>小さいことから</b>、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で厳くなるよう外部電源がある状態を設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が<b>供給</b>されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に<b>要する時間</b>は、解析条件の 3 秒に対して最確条件は 3 秒以上 4.5 秒以下であり、<b>解析</b>条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなるが、事象発生から<b>ごく短時間での動作であることから</b>、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心流量は、解析条件の 52,200t/h（定格流量</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(100%) )」に対して最確条件は「定格流量の約 91%～約 110%」である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなる等により、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、炉心流量が少ない場合（定格流量の 90%）の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>初期条件の最小限界出力比は、解析条件の「1.22」に対して最確値は「1.22 以上」であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の「44.0kW/m」に対して最確条件は「約 42.0kW/m 以下」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の 1.25 倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動しうるが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している（「付録 3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の 0.9 倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係</p>	<p>(100%) )」に対して最確条件は定格流量の約 91%～約 110%である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなる等により、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、炉心流量が少ない場合（定格流量の 90%）の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>初期条件の最小限界出力比は、解析条件の 1.22 に対して最確条件は 1.30 以上であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の 1.25 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、その影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している（「付録 3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の 0.9 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係</p>	<p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおり評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で厳くなるよう外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップし、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への給水も行われず、原子炉出力が低くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保される。</p> <p>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件の「閉止時間：3秒」に対して最確条件は「閉止時間：3秒以上 4.5秒以下」であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料2.5.4, 2.5.6, 2.5.9)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおり評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p style="color: blue;">初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部, 格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で厳くなるよう外部電源がある状態を設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、<a href="#">第 2.5.22 図から第 2.5.26 図に示すとおり</a>、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップし、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への給水も行われず、原子炉出力が低くなる <a href="#">ことから</a>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が<a href="#">供給</a>される。</p> <p>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に<a href="#">要する時間</a>は、解析条件の3秒に対して最確条件は3秒以上4.5秒以下であり、<a href="#">解析条件の不確かさ</a>として、主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなる <a href="#">ことから</a>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料 <a href="#">2.5.4</a>, <a href="#">2.5.6</a>, <a href="#">2.5.9</a>)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、<a href="#">操作の不確かさ</a>を「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位低（レベル1）到達後 30 秒以内を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作等他の事象収束のための操作を並行して行うため、操作開始時間は変動しうるが、本操作が遅れないようにタイマー動作の警報が発報すること及び運転員は 2 名で対応することから、操作が遅れる可能性は低く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件のほう酸水注入系運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、状態把握の時間及び操作時間に余裕を含めて解析上は 10 分間を想定しているが、制御棒挿入失敗が確認され次第、ほう酸水注入系の起動操作を優先して速やかに実施する手順となっていること、また、本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉圧力容器へのほう酸水注入系による注水開始時間を早める。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達後 10 分後を設定している。</p>	<p>項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位低（レベル1）到達後 30 秒以内を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作等他の事象収束のための操作を並行して行うため、操作開始時間は変動し得るが、本操作が遅れないようにタイマー動作の警報が発報すること及び運転員は 2 名で対応することから、操作が遅れる可能性は低く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、<b>運転員等操作時間に与える影響も小さい</b>。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の<b>不確かさ</b>により、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件のほう酸水注入系運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、状態把握の時間及び操作時間に余裕を含めて解析上は 10 分間を想定しているが、<b>ほう酸水注入系の起動操作は、制御棒挿入失敗が確認され次第、再循環ポンプの停止及び自動減圧系の自動起動阻止操作後に速やかに実施する</b>手順となっていること、また、本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉圧力容器へのほう酸水注入系による<b>注入開始時間も早まる</b>ことから、<b>運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる</b>。当該操作は、<b>操作手順に変わりがなく、パラメータを起点としていない操作である</b>ことから、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の<b>不確かさ</b>による操作開始時間に与える影響はない。また、当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達後 10 分後を設定している。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>運転員等操作時間に与える影響として、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作等他の事象収束のための操作を並行して行うことも踏まえて、状況把握の時間及び操作時間に時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。操作条件のほう酸水注入系運転操作は、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなる可能性があり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、燃料被覆管温度は、ほう酸水注入系運転操作開始前に最大となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.5.4)</p> <p>(3) 感度解析</p> <p>解析条件の不確かさにより、初期条件の炉心流量が最確条件のうち最小（定格流量の90%）となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。その結果、燃料被覆管の最高温度は約1080℃となり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高温度約1060℃に比べて上昇するものの、1,200℃を下回</p>	<p>運転員等操作時間に与える影響として、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作等他の事象収束のための操作を並行して行うことも踏まえて、状況把握の時間及び操作時間に時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、<b>運転員等操作時間に与える影響も小さい</b>。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の<b>不確かさ</b>により、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件のほう酸水注入系運転操作は、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなり、<b>その場合</b>、格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなる<b>ことから</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、燃料被覆管温度は、ほう酸水注入系運転操作開始前に最大となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.5.4)</p> <p>(3) 感度解析</p> <p>解析条件の不確かさ<b>として</b>、初期条件の炉心流量が<b>少ない</b>場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて<b>炉心流量を定格流量の90%とした感度解析</b>を行う。その結果、<b>第2.5.27 図から第2.5.31 図に示すとおり</b>、燃料被覆管の最高温度は約1,080℃となり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高温度約</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>っている。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約9.12MPa[gage]<sup>※2</sup>であり、最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回っている。なお、その他の評価項目である、燃料被覆管の酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温については、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高値と同じ。</p> <p>※2 解析コードによる評価結果を示す。一方、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」では、原子炉圧力の最高値に原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差(高々約0.3MPa)を加えた値を原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値として示している。本感度解析の結果についても「2.5.2(3) 有効性評価の結果」と同様に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を評価する場合、その最高値は、原子炉圧力の最高値(8.97MPa)に原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差(高々約0.3MPa)</p>	<p>1,060℃に比べて上昇するものの、1,200℃を下回っている。燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの3%以下であり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す燃料被覆管厚さの2%以下に比べて上昇するものの、15%を下回っている。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約9.12MPa[gage]<sup>※2</sup>であり、最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回っている。なお、その他の評価項目である、燃料被覆管の酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温については、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高値と同じである。</p> <p>解析コードにおける重要現象の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達が小さい場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しないことを仮定した場合の感度解析を行う。その結果、初期条件の炉心流量が定格流量の場合には、第2.5.32 図に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,150℃であり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高温度約1,060℃に比べて上昇するものの、1,200℃を下回っている。燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの4%以下であり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す燃料被覆管厚さの2%以下に比べて増加するものの、15%を下回っている。また、初期条件の炉心流量が少ない場合(定格流量の90%)には、第2.5.33 図に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,180℃であり、リウエットを考慮した場合における最高温度約1,080℃に比べて上昇するものの、1,200℃を下回っている。燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの5%以下であり、リウエットを考慮した場合における燃料被覆管厚さの3%以下に比べて上昇するものの、15%を下回っている。</p> <p>※2 解析コードによる評価結果を示す。一方、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」では、原子炉圧力の最高値に原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差(高々約0.3MPa)を加えた値を原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値として示している。本感度解析の結果についても「2.5.2(3) 有効性評価の結果」と同様に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を評価する場合、その最高値は、原子炉圧力の最高値(8.97MPa)に原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差(高々約0.3MPa)</p>	<p>⑤</p> <p>③(燃料棒表面熱伝達の不確かさ解析としてリウエットを考慮しない感度解析の追加実施)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>を加えた値の 9.27MPa となるが、この値は最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage]) を下回っている。                      (添付資料2.5.6)</p> <p>(4) 操作時間余裕の把握                      操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。                      操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作については、自動減圧系の自動起動阻止操作が行われなかった場合でも、自動減圧系の作動による減圧開始から低圧注水系による原子炉注水が始まるまでには、低圧注水系による注水が可能な圧力に原子炉が減圧されるまでの時間があり、この間に自動起動阻止操作又は開放された逃がし安全弁の閉止操作を実施することで低圧注水系による原子炉注水を防止でき、実際にはこの間についても操作時間として確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>ほう酸水注入系運転操作は、手順上、事象発生直後に開始する操作としている。ほう酸水注入系の運転開始時間は、主にサプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力に影響するが、事象発生から 10 分後に操作を開始した場合でも、格納容器圧力及び格納容器温度の最大値は原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度をそれぞれ下回ることから、事象発生から 10 分以上の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作については、サプレッションプール水温高警報の発報から 10 分程度あり、操作時間が確保できることから、時間余裕がある。                      (添付資料2.5.4, 2.5.10)</p>	<p>を加えた値の 9.27MPa となるが、この値は最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage]) を下回っている。                      (添付資料 2.5.5, 2.5.6)</p> <p>(4) 操作時間余裕の把握                      操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。                      操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作については、自動減圧系の自動起動阻止操作が行われなかった場合でも、自動減圧系の作動による原子炉減圧開始から低圧注水系による原子炉注水が始まるまでには、低圧注水系による注水が可能な圧力に原子炉が減圧されるまで約 160 秒の時間があり、この間に自動起動阻止操作及び開放された逃がし安全弁の閉止操作を実施することで低圧注水系による原子炉注水を防止でき、実際にはこの間についても操作時間として確保できることから、時間余裕がある。運転状態の原子炉圧力(約 7MPa)から逃がし安全弁 8 個で減圧する場合について、同操作を実施している「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」を参照すると、原子炉圧力(図 2.1.6 参照)は逃がし安全弁 8 個による減圧開始後約 160 秒で約 2MPa まで低下している。このことから、自動減圧系の作動により逃がし安全弁 8 個による減圧が開始された場合であっても、減圧開始から約 160 秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を実施することで、低圧注水系による原子炉注水を防止できる。</p> <p>ほう酸水注入系運転操作は、手順上、事象発生直後に行う再循環ポンプの停止及び自動減圧系の自動起動阻止操作後に開始する操作としている。ほう酸水注入系の運転開始時間は、主にサプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力に影響するが、事象発生から 10 分後に操作を開始した場合でも、格納容器圧力及び温度の最大値は原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度をそれぞれ下回るため、10 分以上の操作時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作については、サプレッション・チェンバ・プール水温の高警報の発報から 10 分程度あり、操作時間が確保できることから、時間余裕がある。                      (添付資料 2.5.4, 2.5.10)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり12名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応となる。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負</p>	<p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に<b>おける</b>必要な要員は、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり12名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水については、<b>事象発生初期に復水貯蔵槽からサプレッション・チェンバ・プールに水源が切り替わった後は</b>、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の<b>注水</b>継続実施が可能である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応となる。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>荷で運転した場合, 号炉あたり約 751kL の軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7 日間の運転継続に合計約 79kL の軽油が必要となる。(6 号及び 7 号炉合計 約 1,581kL)</p> <p>6 号及び 7 号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL (6 号及び 7 号炉合計 約 2,040kL) の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7 日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが, 仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても, 6 号及び 7 号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では, 運転時の異常な過渡変化の発生後, 原子炉停止機能を喪失し, 反応度制御や原子炉水位の維持に失敗し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段, 安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉格納容器除熱手段を整備している。また, 重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したもの</p>	<p>荷で運転した場合, 号炉あたり約 753kL の軽油が必要となる。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7 日間の運転継続に合計約 13kL の軽油が必要となる (6 号及び 7 号炉合計約 1,519kL)。</p> <p>6 号及び 7 号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL (6 号及び 7 号炉合計 約 2,040kL) の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給, 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7 日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが, 仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても, 6 号及び 7 号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では, 運転時の異常な過渡変化の発生後, 原子炉停止機能を喪失し, 反応度制御や原子炉水位の維持に失敗し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段, 安定状態に向けた対策として残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱手段を整備している。また, 重要事故シーケンスに</p>	<p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>④ (燃費修正)</p> <p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>の, 原子炉停止機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能, 手動での原子炉スクラムの手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入, 残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>なお, 解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており, いずれの場合においても評価項目を満足することを確認している。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料2.5.6, 2.5.7, 2.5.8, 2.5.9)</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入, 残留熱除去系による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの, 原子炉停止機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能, 手動での原子炉スクラムの手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入, 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>なお, 解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており, いずれの場合においても評価項目を満足することを確認している。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料2.5.6, 2.5.7, 2.5.8, 2.5.9)</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入, 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.6 LOCA 時注水機能喪失</p> <p>2.6.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ②「小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ③「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」及び④「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗」である。</p> <p>また, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」からも LOCA を起因とする事故シーケンスとして, ⑤「小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗」及び⑥「中破断 LOCA+RHR 失敗」が抽出された。</p> <p>なお, 大破断 LOCA を起因とする事故シーケンスについては, 炉心損傷を防止することができないため, 格納容器破損防止対策を講じて, その有効性を確認する。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」では, 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後, 高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため, 破断箇所からの原子炉冷却材の流出により, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。また, 低圧注水機能喪失を想定することから, 併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失を想定する。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 小破断 LOCA 又は中破断 LOCA が発生し, 同時に高圧及び低圧の注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 小破断 LOCA 又は中破断 LOCA 発生時の高圧注水機能又は低圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, 小破断 LOCA 又は中破断 LOCA 発生後に高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状況を想定すると, 事象発生後, 重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止することも考えられるが, 重大事故等対処設備である高圧代替注水系は蒸気駆動の設備であり, 小破断 LOCA 又は中破断 LOCA が発生している状況では, その運転継続に対する不確かさ</p>	<p>2.6 LOCA 時注水機能喪失</p> <p>2.6.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗」, ②「小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」, ③「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」及び④「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗」である。</p> <p>また, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」からも LOCA を起因とする事故シーケンスとして, ⑤「小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗」及び⑥「中破断 LOCA+RHR 失敗」が抽出された。</p> <p>なお, 大破断 LOCA を起因とする事故シーケンスについては, 炉心損傷を防止することができないため, 格納容器破損防止対策を講じて, その有効性を確認する。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」では, 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後, 高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。また, 低圧注水機能喪失を想定することから, あわせて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 小破断 LOCA 又は中破断 LOCA が発生し, 同時に高圧及び低圧の注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 小破断 LOCA 又は中破断 LOCA 発生時の高圧注水機能又は低圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, 小破断 LOCA 又は中破断 LOCA 発生後に高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状況を想定すると, 事象発生後, 重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止することも考えられるが, 重大事故等対処設備である高圧代替注水系は蒸気駆動の設備であり, 小破断 LOCA 又は中破断 LOCA が発生している状況では, その運転継続に対する不確かさが</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>が大きい。このことから、高圧代替注水系には期待せず、低圧注水機能に対する重大事故等対処設備の有効性を評価することとする。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 2.6.1 から図 2.6.3 に、手順の概要を図 2.6.4 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 2.6.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 24 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 8 名である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 8 名である。必要な要員と作業項目について図 2.6.5 に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目</p>	<p>大きい。このことから、<b>本事故シーケンスグループにおいては</b>、高圧代替注水系には期待せず、低圧注水機能に対する<b>対策</b>の有効性を評価することとする。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、<b>原子炉減圧後に</b>低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置<b>及び</b>耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備し、<b>安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持することで、低圧代替注水系（常設）による炉心冷却を継続する。</b>また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を<b>第 2.6.1 図</b>から<b>第 2.6.3 図</b>に、手順の概要を<b>第 2.6.4 図</b>に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を<b>第 2.6.1 表</b>に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの<b>重要事故シーケンス</b>において、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 24 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 8 名である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員<b>20</b>名である。必要な要員と作業項目について<b>第 2.6.5 図</b>に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目</p>	<p>⑤</p> <p>②（代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>を重要事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 24 名で対処可能である。</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認                      原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生と同時に外部電源喪失となり, 原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認                      原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下し続け, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で高圧炉心注水系, 原子炉水位低 (レベル 1) で残留熱除去系 (低圧注水モード) の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。                      高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は, 各系統の流量指示等である。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      高圧・低圧注水機能喪失を確認後, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の準備として, 中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 1 台を追加起動し, 2 台運転とする。また, 原子炉注水に必要な電動弁 (残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系洗浄弁) が開動作可能であることを確認する。                       低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の準備が完了後, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 8 個を開操作し原子炉を急速減圧する。                       原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>d. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水                      逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。                      低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な</p>	<p>を重要事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 24 名で対処可能である。</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認                      原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生と同時に外部電源喪失となり, 原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認                      原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下し続け, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で高圧炉心注水系, 原子炉水位低 (レベル 1) で残留熱除去系 (低圧注水モード) の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。                      高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は, 各系統の流量指示等である。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      高圧・低圧注水機能喪失を確認後, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の準備として, 中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 1 台を追加起動し, 2 台運転とする。また, 原子炉注水に必要な電動弁 (残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系洗浄水弁) が開動作可能であることを確認する。<u>低圧代替注水系 (常設) のバイパス流防止系統構成のためにタービン建屋負荷遮断弁を全閉にする。</u>                      低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の準備が完了後, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 8 個を<u>手動</u>開操作し原子炉を急速減圧する。                       原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>d. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水                      逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 原子炉圧力が低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。                      低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>計装設備は, 原子炉水位及び復水補給水系流量 (原子炉压力容器) である。</p> <p>原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力及び復水補給水系流量 (原子炉格納容器) である。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却時に, 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系を停止し, 原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, 代替格納容器スプレイを再開する。</p> <p>f. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として, 原子炉格納容器一次隔離弁を二次格納施設外からの人力操作により開する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施しても, 格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合, 原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって中間開操作することで, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p>	<p>計装設備は, 原子炉水位, 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 等である。</p> <p>原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>e. 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力及び復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) である。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却時に, 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は, 中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) を停止し, 原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで原子炉水位が回復した後, 原子炉注水を停止し, 格納容器スプレイを再開する。</p> <p>f. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として, 原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作により開する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施しても, 格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合, 原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって中間開操作することで, 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内圧力等である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は, 格納容器内雰囲気放射線レベル等である。</p>	<p>② (計器名称の変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (計器名称の変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>サブプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備はサブプレッション・チェンバ・プール水位等である。</p> <p>以降, 炉心の冷却は, 低圧代替注水系 (常設) による注水により継続的に行う。</p> <p>なお, 原子炉格納容器除熱は, 格納容器圧力逃がし装置等により継続的に行う。</p> <p>2.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 中破断 LOCA を起因事象とし, 全ての注水機能を喪失する「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」である。なお, 中破断 LOCA は, 破断口からの原子炉格納容器への蒸気の流出に伴う原子炉圧力の低下により, 原子炉隔離時冷却系の運転に期待できない規模の LOCA と定義していることから, 本評価では原子炉隔離時冷却系の運転にも期待しないものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果, 原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) 並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スpray冷却, 格納容器ベントが重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER, シビアアクシデント総合解析コード MAAP, 炉心ヒートアップ解析コード CHASTE により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心露出時間が長く, 燃料被覆管の最高温度が高くなるため, 輻射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料被覆管の最高温度を詳細に評価する。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本</p>	<p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は, サブプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>以降, 炉心冷却は, 低圧代替注水系 (常設) による注水により継続的に行い, また, 原子炉格納容器除熱は, 格納容器圧力逃がし装置等により継続的に行う。</p> <p>2.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 中破断 LOCA を起因事象とし, 全ての注水機能を喪失する「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」である。なお, 中破断 LOCA は, 破断口からの原子炉格納容器への蒸気の流出に伴う原子炉圧力の低下により, 原子炉隔離時冷却系の運転に期待できない規模の LOCA と定義していることから, 本評価では原子炉隔離時冷却系の運転にも期待しないものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果, 原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) 並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スpray冷却, 格納容器ベントが重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER, シビアアクシデント総合解析コード MAAP, 炉心ヒートアップ解析コード CHASTE により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心露出時間が長く, 燃料被覆管の最高温度が高くなるため, 輻射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料被覆管の最高温度を詳細に評価する。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 2.6.2 に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象                      破断箇所は原子炉圧力容器下部のドレン配管 (配管断面積約 26cm<sup>2</sup>) とし, 破断面積を 1cm<sup>2</sup> とする。                      (添付資料 2.6.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定                      高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系, 低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能が喪失するものとする。また, 原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源                      外部電源なしの場合は, 給復水系による給水がなく, 原子炉水位の低下が早くなることから, 外部電源は使用できないものと仮定し, 非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは, 事象発生と同時に想定している外部電源喪失に起因する再循環ポンプトリップに伴う炉心流量急減信号によるものとする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (8 個) を使用するものとし, 容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(c) 低圧代替注水系 (常設)</p>	<p>重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 2.6.2 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象                      破断箇所は原子炉圧力容器下部のドレン配管 (配管断面積約 26cm<sup>2</sup>) とし, 破断面積を 1cm<sup>2</sup> とする。                      (添付資料 2.6.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定                      高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系, 低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能が喪失するものとする。また, 原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源                      外部電源なしの場合は, 給復水系による給水がなく, 原子炉水位の低下が早くなることから, 外部電源は使用できないものと仮定し, 非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは, 事象発生と同時に想定している外部電源喪失に起因する再循環ポンプ・トリップに伴う炉心流量急減信号によるものとする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (8 個) を使用するものとし, 容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(c) 低圧代替注水系 (常設)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>逃がし安全弁による原子炉減圧後に, 最大300m<sup>3</sup>/hにて原子炉に注水し, その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水は, 代替格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系                      格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。なお, 代替格納容器スプレイは, 原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(e) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開<sup>*</sup>)にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>※ 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を 50%開にて開始するが, 格納容器圧力に低下傾向が確認できない場合は, 増開操作を実施する。解析においては, 操作手順の考え方を踏まえ, 中間開操作 (流路面積約 70%開) とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 低圧代替注水系 (常設) の起動及び中央制御室における系統構成は, 高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断の時間を考慮して, 事象発生から14分後に開始するものとし, 操作時間は約4分間とする。</p> <p>(b) 原子炉急速減圧操作は, 中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して, 事象発生から約18分後に開始する。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は, 格</p>	<p>逃がし安全弁による原子炉減圧後に, 最大 300m<sup>3</sup>/hにて原子炉に注水し, その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水は, 格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)                      格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。なお, 格納容器スプレイは, 原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(e) 格納容器圧力逃がし装置等                      格納容器圧力逃がし装置等により, 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開<sup>*1</sup>)にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>※1 操作手順においては, 原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間開操作するが, 格納容器圧力の低下傾向を確認できない場合は, 増開操作を実施する。なお, 耐圧強化ベント系を用いた場合は, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合と比較して, 排出流量は大きくなり, 格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから, 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成は, 高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断の時間を考慮して, 事象発生から14分後に開始するものとし, 操作時間は約4分間とする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は, 中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して, 事象発生から約18分後に開始する。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(d) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) <sup>*</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図 2.6.6 から図 2.6.11 に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率, 破断流量の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図 2.6.12 から図 2.6.18 に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図 2.6.19 から図 2.6.22 に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後に外部電源喪失となり, 炉心流量急減信号が発生して原子炉がスクラムするが, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗し, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で高圧炉心注水系</p>	<p>作は, 格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお, 格納容器スプレイは, 格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した後, 格納容器ベント実施前に停止する。</p> <p>(d) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) <sup>**2</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 2.6.6 図から第 2.6.11 図に, 燃料被覆管温度, 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率, 破断流量の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第 2.6.12 図から第 2.6.18 図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第 2.6.19 図から第 2.6.22 図に示す。</p> <p>※2 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で, シュラウド内の水位を示す。シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位をあわせて示す。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6 号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7 号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後に外部電源喪失となり, 炉心流量急減信号が発生して原子炉がスクラムするが, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗し, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で高圧炉心注水系</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>の自動起動に失敗し, 原子炉水位低 (レベル 1) で残留熱除去系 (低圧注水モード) の自動起動に失敗する。これにより, 残留熱除去系 (低圧注水モード) の吐出圧力が確保されないため, 自動減圧系についても作動しない。</p> <p>再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに 10 台全てがトリップする。主蒸気隔離弁は, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で全閉する。</p> <p>事象発生から約 18 分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 8 個を手動開することで, 原子炉急速減圧を実施し, 原子炉減圧後に, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると, 冷却材の流出により原子炉水位は低下し, 有効燃料棒頂部を下回るが, 低圧代替注水系 (常設) による注水が始まると原子炉水位が回復し, 炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は, 原子炉減圧により, 原子炉水位が低下し, 炉心が露出することから上昇する。その結果, 燃料被覆管は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水により, 燃料の露出と冠水を繰り返すため, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると, 燃料被覆管温度は低下することから, ボイド率は低下し, 熱伝達係数は上昇する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については, 上記に伴い変化する。また, 崩壊熱除去機能を喪失しているため, 原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで, 格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は, 事象発生から約 17 時間経過した時点で実施する。なお, 原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は, 真空破壊装置 (約 14m) 及びベントライン (約 17m) に対して, 十分に低く推移するため, 真空破壊装置の健全性は維持される。</p>	<p>の自動起動に失敗し, 原子炉水位低 (レベル 1) で残留熱除去系 (低圧注水モード) の自動起動に失敗する。これにより, 残留熱除去系 (低圧注水モード) の吐出圧力が確保されないため, 自動減圧系についても作動しない。</p> <p>再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに 10 台全てがトリップする。主蒸気隔離弁は, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で全閉する。</p> <p>事象発生から約 18 分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 8 個を手動開することで, 原子炉急速減圧を実施し, 原子炉減圧後に, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると, <b>原子炉冷却材</b>の流出により原子炉水位は低下し, 有効燃料棒頂部を下回るが, 低圧代替注水系 (常設) による注水が始まると原子炉水位が回復し, 炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は, 原子炉減圧により, 原子炉水位が低下し, 炉心が露出することから上昇する。その結果, 燃料被覆管の<b>伝熱様式</b>は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水により, 燃料の露出と冠水を繰り返すため, 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると, ボイド率が低下し, 熱伝達係数が<b>上昇することから, 燃料被覆管温度は低下する。</b></p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については, <b>原子炉水位及び原子炉圧力の変化</b>に伴い変化する。崩壊熱除去機能を喪失しているため, 原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで, 格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため, 代替格納容器スプレイ冷却系 (<b>常設</b>) による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は, 事象発生から約 17 時間経過した時点で実施する。なお, 原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は, 真空破壊装置 (約 14m) 及びベントライン (約 17m) に対して, 十分に低く推移するため, 真空破壊装置の健全性は維持される。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>
<p>※炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で, シュラウド内側の水位</p>		<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>を示した。シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の自動起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外側の水位であることから、シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を、7号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、図 2.6.12 に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約821℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、図 2.6.6 に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>図 2.6.7 に示すとおり、低压代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、<a href="#">第 2.6.12 図</a>に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約821℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、<a href="#">第 2.6.6 図</a>に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（<a href="#">常設</a>）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p><a href="#">第 2.6.7 図</a>に示すとおり、低压代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>安定状態が確立し, また, 安定状態を維持できる。                      (添付資料 2.6.2)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量の評価結果は, 事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3 全交流動力電源喪失」の実効線量の評価結果以下となり, 5mSvを下回ることから, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>LOCA 時注水機能喪失では, 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後, 高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し, かつ, 自動減圧系が機能喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操作を含む), 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおける解析コードにおける重要現象の不確かさ</p>	<p>で安定状態が確立し, また, 安定状態を維持できる。                      (添付資料 2.6.2)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は, 事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」の実効線量の評価結果以下となり, 5mSvを下回ることから, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお, LOCA 時注水機能喪失においては, 破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるものの, 本評価では考慮していないが, 原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため, サプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数(10)に対して遜色ない効果が得られるものとする。</p> <p>本評価では, 「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて, 対策の有効性を確認した。</p> <p>2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>LOCA 時注水機能喪失では, 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後, 高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し, かつ, 自動減圧系が機能喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操作を含む), 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおける解析コードにおける重要現象の不確かさ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>の影響評価については、「2.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同じ。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.6.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 表2.6.2に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが, 操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなることから, 原子炉水位の低下は緩和され, また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力上昇が遅くなるが, 操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力, 格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが, 事象進展に与える影響は小さく, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象については, 非常用炉心冷却系のような大口</p>	<p>の影響評価については、「2.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同じ。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.6.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, <b>第2.6.2表</b>に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約<b>42kW/m</b>以下であり, <b>解析条件の不確かさ</b>として, 最確条件とした場合<b>は</b>, 燃料被覆管温度の上昇<b>は</b>緩和されるが, 操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はない<b>ことから</b>, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t <b>⑤</b>に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, <b>解析条件の不確かさ</b>として, 最確条件<b>とした場合は</b>, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, また, 炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器<b>圧力及び温度</b>の上昇が遅くなるが, 操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 <b>⑤</b>(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力<b>及び</b>格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を<b>与え得る</b>が, 事象進展に与える影響は<b>小さいことから</b>, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象については, 非常用炉心冷却系のような大口</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>径配管を除いた中小配管（計測配管を除く）のうち，流出量が大きくなる箇所として有効燃料棒頂部より低い位置にある配管を選定し，破断面積は，炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で，事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積1cm<sup>2</sup>を設定している。なお，CHASTE解析によれば，破断面積が5.6cm<sup>2</sup>までは，燃料被覆管破裂を回避することができ，原子炉急速減圧の開始時間は約16分後となる。本解析（破断面積が1cm<sup>2</sup>）における原子炉急速減圧の開始時間は約18分後であり，運転員等操作時間に与える影響は小さい。破断面積が大きく，炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については，事象進展を厳しくする観点から，給復水系による給水が無くなり，原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件に設定している。なお，外部電源がある場合は，外部電源から電源が供給されることから，原子炉圧力容器への給水機能は維持され，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は，本解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが，注水後の流量調整操作であるため，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料2.6.3）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は，解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり，本解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合，燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり，本解析条件の不確かさとして，最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなることから，原子炉水</p>	<p>径配管を除いた中小配管（計測配管を除く）のうち，流出量が大きくなる箇所として有効燃料棒頂部より低い位置にある配管を選定し，破断面積は，炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で，事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積1cm<sup>2</sup>を設定している。なお，<a href="#">第2.6.23図から第2.6.25図に示すとおり</a>，CHASTE解析によれば，破断面積が5.6cm<sup>2</sup>までは，燃料被覆管破裂を回避することができ，原子炉急速減圧の開始時間は約16分後となる。本解析（破断面積が1cm<sup>2</sup>）における原子炉急速減圧の開始時間は約18分後であり，運転員等操作時間に与える影響は小さい。破断面積が大きく，炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については，事象進展を厳しくする観点から，給復水系による給水がなくなり，原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお，外部電源がある場合は，<a href="#">給復水系による</a>原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は，<a href="#">解析</a>条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが，注水後の流量調整操作であることから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料2.6.3）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は，解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり，<a href="#">解析</a>条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり，<a href="#">解析</a>条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉</p>	<p>⑤</p> <p>③（燃料被覆管破裂を回避できる破断面積評価のための感度解析を追記）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、格納容器圧力上昇は遅くなるが、格納容器圧力上昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>事故条件の起因事象については、非常用炉心冷却系のような大口径配管を除いた中小配管（計測配管を除く）のうち、流出量が大きくなる箇所として有効燃料棒頂部より低い位置にある配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積1cm<sup>2</sup>を設定している。なお、CHASTE解析によれば、破断面積が5.6cm<sup>2</sup>までは、燃料被覆管破裂を回避することができ、燃料被覆管の最高温度は約886℃となる。破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水が無くなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件として設定している。なお、外部電源がある場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.6.3, 2.6.4)</p> <p>b. 操作条件                      操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要</p>	<p>水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象については、非常用炉心冷却系のような大口径配管を除いた中小配管（計測配管を除く）のうち、流出量が大きくなる箇所として有効燃料棒頂部より低い位置にある配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積1cm<sup>2</sup>を設定している。なお、第2.6.23図から第2.6.25図に示すとおり、CHASTE解析によれば、破断面積が5.6cm<sup>2</sup>までは、燃料被覆管破裂を回避することができ、燃料被覆管の最高温度は約886℃となる。破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.6.3, 2.6.4)</p> <p>b. 操作条件                      操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>員配置」, 「移動」, 「操作所要時間」, 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し, これらの要因が, 運転員等操作時間に与える影響を評価する。また, 運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し, 評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操作を含む)は, 解析上の操作開始時間として事象発生から約18分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 高圧・低圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水準備の操作時間は, 余裕時間を含めて設定されていることから, その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも若干早まる可能性があり, 原子炉注水の開始時間を早める。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は, 解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.18MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 実態の運転操作においては, 原子炉注水を優先するため, 原子炉水位高(レベル8)到達後に低圧代替注水系(常設)から代替格納容器スプレイへ切替えることとしており, 原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力0.18MPa [gage] 付近となるが, 操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は, 解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが, 中央制御室で行う操作であり, 他の操作との重複もないことから, 他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 実態の運転操作においては, 炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準(格納容器圧力0.31MPa [gage])に到達するのは,</p>	<p>置」, 「移動」, 「操作所要時間」, 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し, これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また, 運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し, 評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操作を含む)は, 解析上の操作開始時間として事象発生から約18分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 高圧・低圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水準備の操作時間は, <b>時間</b>余裕を含めて設定していることから, その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも若干早まる可能性があり, 原子炉注水の開始時間も早まることから, <b>運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</b></p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作は, 解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.18MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 実態の運転操作においては, 原子炉注水を優先するため, 原子炉水位高(レベル8)到達後に低圧代替注水系(常設)から代替格納容器スプレイ<b>冷却系(常設)</b>へ切り替えることとしており, 原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力0.18MPa [gage] 付近となるが, 操作開始時間に与える影響は小さい<b>ことから, 運転員等操作時間に与える影響も小さい。</b>当該操作は, 解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが, 中央制御室で行う操作であり, 他の操作との重複もないことから, 他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は, 解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 実態の運転操作においては, 炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準(格納容器圧力0.31MPa [gage])に到達するのは,</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>事象発生約17時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら予め操作が可能である。また、格納容器ベント操作の操作所要時間は余裕時間を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、格納容器限界圧力は0.62MPa[gage]のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.6.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力0.18MPa[gage]付近となるが、格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のいずれにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作</p>	<p>事象発生約17時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、原子炉格納容器の限界圧力は0.62MPa[gage]のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.6.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力0.18MPa[gage]付近となるが、格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のいずれにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性があり、格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.31MPa [gage] より若干上昇する。評価項目となるパラメータに影響を与えるが、格納容器限界圧力は0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.6.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、事象進展が同様となる「高圧・低圧注水機能喪失」においては、操作開始時間の5分程度の時間遅れまでに低圧代替注水系（常設）による注水が開始できれば、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足する。また、格納容器ベントをしても敷地境界線量は1.4mSvであり、5mSvを下回る。操作開始時間の10分程度の時間遅れでは、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足するが、格納容器ベントをすると敷地境界線量は5mSvを超える。この場合、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）により炉心損傷の判断を行い、格納容器圧力0.62MPa [gage] にて格納容器ベントすることとなるため、重大事故での対策の範囲となる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作については、代替格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約10時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約17時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇傾向は緩やかである。格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約38時間であり、約20時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p>	<p>操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.31MPa [gage] より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、原子炉格納容器の限界圧力は0.62MPa [gage] であることから、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.6.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、操作開始時間の5分程度の時間遅れまでに低圧代替注水系（常設）による注水が開始できれば、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。また、格納容器ベント時の敷地境界線量は1.4mSvであり、5mSvを下回る。操作開始時間10分程度の時間遅れでは、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足するが、格納容器ベント時の敷地境界線量は5mSvを超える。この場合、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）により炉心損傷の判断を行い、格納容器圧力0.62MPa [gage] に至るまでに格納容器ベントすることとなることから、重大事故での対策の範囲となる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約10時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約17時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約38時間後であり、約20時間以上の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">(添付資料2.1.3, 2.6.3)</p> <p>(4) まとめ                      解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.6.4 必要な要員及び資源の評価                      (1) 必要な要員の評価                      事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生 10時間までに必要な要員は, 「2.6.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり 24名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の 72名で対処可能である。                      また, 事象発生 10時間以降に必要な参集要員は 8名であり, 発電所構外から 10時間以内に参集可能な要員の 106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において, 必要な水源, 燃料及び電源は, 「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い, その結果を以下に示す。                      a. 水源                      低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイについては, 7日間の対応を考慮すると, 号炉あたり合計約 5,400m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると, 合計約 10,800m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として, 各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより, 6号及び7号炉の同時被災を考慮しても, 必要な水源は確保可能である。また, 事象発生 12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し, 防火水槽から可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水を行う</p>	<p style="text-align: center;">(添付資料 2.1.3, 2.6.3)</p> <p>(4) まとめ                      解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.6.4 必要な要員及び資源の評価                      (1) 必要な要員の評価                      事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生 10時間までに必要な要員は, 「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 24名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員, 緊急時対策要員等の 72名で対処可能である。                      また, 事象発生 10時間以降に必要な参集要員は 20名であり, 発電所構外から 10時間以内に参集可能な要員の 106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において, 必要な水源, 燃料及び電源は, 「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い, その結果を以下に示す。                      a. 水源                      低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイについては, 7日間の対応を考慮すると, 号炉あたり合計約 5,400m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると, 合計約 10,800m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として, 各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより, 6号及び7号炉の同時被災を考慮しても, 必要な水源は確保可能である。また, 事象発生 12時間以降に淡水貯水池の水を, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水貯蔵槽へ給水することで, 復水貯</p>	<p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>② (送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

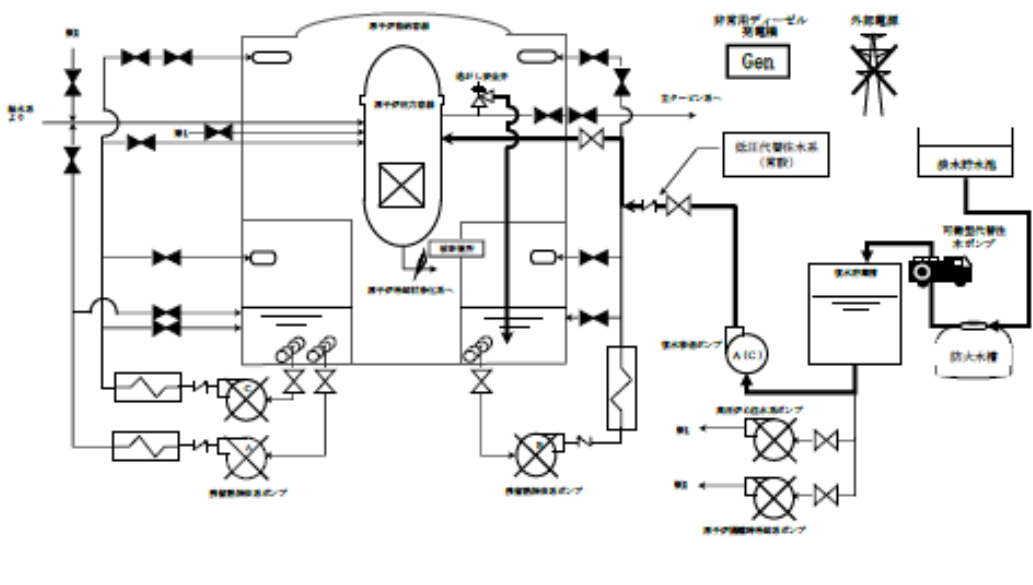
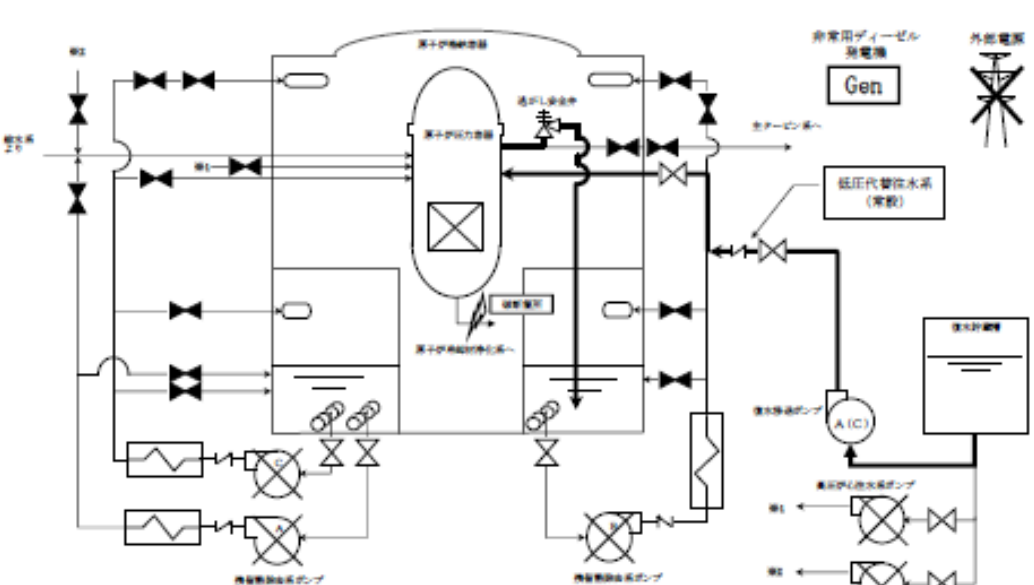
変更前	変更後	変更理由
<p>ことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生 12 時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から 12 時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.5)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約 751kL の軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプの運転を想定すると、7 日間の運転継続に号炉あたり約 10kL の軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に合計約 79kL の軽油が必要となる。(6号及び7号炉合計 約1,601kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL (6号及び7号炉合計 約 2,040kL) の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.6)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生 12 時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から 12 時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.5)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約 753kL の軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の運転を想定すると、7 日間の運転継続に号炉あたり約 15kL の軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に合計約 13kL の軽油が必要となる (6号及び7号炉合計約 1,549kL)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL (6号及び7号炉合計約 2,040kL) の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.6.6)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③ (燃費試験結果の反映)</p> <p>④ (燃費修正)</p> <p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することで、破断箇所から原子炉冷却材が流出して水位が低下することで炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA+HPCF注水失敗+低圧ECCS注水失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策</p>	<p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することで、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、<b>原子炉水位の低下により</b>炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（<b>常設</b>）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して有効である。</p>  <p>図 2.6.1 LOCA 時注水機能喪失の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)                      (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p>	<p>認でき, 事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して有効である。</p>  <p>第 2.6.1 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図                      (1/3)                      (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレィ冷却系は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p>	<p>※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレィ冷却系(常設)は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p>	<p>② (送水ラインの変更) ⑤</p>
<p>図 2.6.2 LOCA 時注水機能喪失の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p>	<p>第 2.6.2 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p>	
<p>※代替格納容器スプレィ冷却系と低圧代替注水系(常設)は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p>	<p>※代替格納容器スプレィ冷却系(常設)と低圧代替注水系(常設)は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p>	<p>② (送水ラインの変更) ② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更にもなる反映) ⑤</p>
<p>図 2.6.3 LOCA 時注水機能喪失の重大事故等対策の概略系統図 (3/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.6.3 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	



まとめ資料変更前後比較表  
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>① 中央制御室にて機器ランプ表示, 機器故障警報, 系統流量計等にて機能喪失を確認する</p> <p>② 実用は格納容器圧力高により自動起動信号が発生し機能喪失を確認するが, 解析上では考慮しない</p> <p>③ 代替注水系の準備は, 中央制御室から容易に操作が可能であり, 注水可能流量が大きい設備から準備する 原子炉注水に必要な弁が動作可能なことを確認する 復水補給水系バイパス閉鎖防止のため負圧遮断弁全開操作を実施する</p> <p>④ 急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する</p> <p>⑤ 原子炉水位計 (燃料罐) により有効燃料棒頂部 (TAP) 到達を確認した場合は, 格納容器内雰囲気モニタ (GMS) 等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する</p> <p>⑥ 水位不明判断は以下により確認する ・水位計の電源が喪失 ・指示計のワット数が大きく有効燃料棒頂部 (TAP) 以上であることを判定できない ・水位不明判断曲線の水位不明領域 ・凝縮液相温度と気相温度がほぼ一致し, 有意な差が認められない</p> <p>⑦ 原子炉水位計 (燃料罐) により有効燃料棒頂部 (TAP) 到達を確認した場合は, 有効燃料棒頂部 (TAP) 以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する</p> <p>⑧ 原子炉水位がレベル4到達確認後, 原子炉注水を開始し, 原子炉水位がレベル4到達確認後, 原子炉注水を停止する。以後, 本操作を繰り返す</p> <p>⑨ ドライウェルスブレイ実施中に原子炉水位計 (広領域) により原子炉水位がレベル4到達確認後, ドライウェルスブレイを停止し原子炉注水を開始する 原子炉水位がレベル4到達確認後, 原子炉注水を停止し, ドライウェルスブレイを再開する。以後, 本操作を繰り返す</p> <p>⑩ 優先順位については, 代替格納容器圧力逃がし装置の完成に伴い, 前記強化レベル系よりも高見直しを実施する予定である。また, 代替格納容器圧力逃がし装置の完成に伴い優先順位を変更しても, 本有効性評価には影響を与えることはない</p> <p>⑪ 格納容器ベント実施時に格納容器内雰囲気放射線レベル計等により炉心損傷が確認された場合は, 格納容器ベントを停止し, 炉心損傷後の対応手順に移行する</p> <p>⑫ 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には, 原子炉格納容器からの黒蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し, 上限水位に到達した場合にサブプレッション・チャンパ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また, フィルタ装置への黒蒸気流入を遮断する</p> <p>⑬ 原子炉圧力指示計0.3MPa[esign]以下により, 原子炉急速減圧完了を確認する</p> <p>⑭ 格納容器圧力指示計0.1MPa[esign]により, 格納容器スプレイ操作を開始する</p> <p>⑮ 格納容器圧力指示計0.3MPa[esign]到達 (格納容器最高使用圧力到達) により, 格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する</p> <p>⑯ 格納容器圧力指示計0.3MPa[esign]到達 (格納容器最高使用圧力到達) により, 炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し, 格納容器ベント操作を開始する</p> <p>⑰ 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する</p>	<p>① 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する</p> <p>② 中央制御室にて機器ランプ表示, 機器故障警報, 流量指示計等にて機能喪失を確認する</p> <p>③ 実用は, ドライウェルス圧力高信号により自動起動信号が発生し機能喪失を確認するが, 解析上では考慮しない</p> <p>④ 代替注水系の準備は, 中央制御室から容易に操作が可能であり, 注水可能流量が大きい設備から準備する 原子炉注水に必要な弁が動作可能なことを確認する 復水補給水系バイパス閉鎖防止のため負圧遮断弁全開操作を実施する</p> <p>⑤ 急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する</p> <p>⑥ 原子炉水位計 (燃料罐) により有効燃料棒頂部 (TAP) 到達を確認した場合は, 格納容器内雰囲気モニタ (GMS) 等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する</p> <p>⑦ 原子炉圧力指示計0.3MPa[esign]以下により, 原子炉急速減圧完了を確認する</p> <p>⑧ 水位不明判断は以下により確認する ・水位計の電源が喪失 ・指示計のワット数が大きく有効燃料棒頂部 (TAP) 以上であることを判定できない ・水位不明判断曲線の水位不明領域 ・凝縮液相温度と気相温度がほぼ一致し, 有意な差が認められない</p> <p>⑨ 原子炉水位計 (燃料罐) により有効燃料棒頂部 (TAP) 到達を確認した場合は, 有効燃料棒頂部 (TAP) 以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。燃料の健全性を格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認する</p> <p>⑩ 放水種を用いた可変型代替注水ポンプ (A-2機) による復水貯留槽への補給が可能である</p> <p>⑪ 原子炉水位計 (広領域) 指示によりレベル4到達確認後, 原子炉注水を開始し, 原子炉水位がレベル4到達確認後, 原子炉注水を停止する。解析上, 注水流量は約90%とする。以後, 本操作を繰り返す</p> <p>⑫ 格納容器圧力指示計0.1MPa[esign]により, 格納容器スプレイ操作を開始する</p> <p>⑬ ドライウェルスブレイ実施中に原子炉水位計 (広領域) により原子炉水位がレベル4到達確認後, ドライウェルスブレイを停止し原子炉注水を開始する 原子炉水位がレベル4到達確認後, 原子炉注水を停止し, ドライウェルスブレイを再開する。以後, 本操作を繰り返す</p> <p>⑭ 格納容器圧力指示計0.3MPa[esign]到達 (格納容器最高使用圧力到達) により, 格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する</p> <p>⑮ 格納容器圧力指示計0.3MPa[esign]到達 (格納容器最高使用圧力到達) により, 炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し, 格納容器ベント操作を開始する</p> <p>⑯ 格納容器ベント実施時に格納容器内雰囲気放射線レベル計等により炉心損傷が確認された場合は, 格納容器ベントを停止し, 炉心損傷後の対応手順に移行する</p> <p>⑰ 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には, 原子炉格納容器からの黒蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し, 上限水位に到達した場合にサブプレッション・チャンパ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また, フィルタ装置への黒蒸気流入を遮断する</p> <p>⑱ 機能喪失した設備の前復手段として, 数秒手動である残留熱除去系の復旧手順を整備しており, 原子炉格納容器ポンプ電動機及び原子炉格納容器ポンプの予備品を確保している。また, 可変型格納容器加熱系や可変型交換器等を用いた換熱手段を実施することも可能である</p> <p>⑲ 優先順位については, 代替格納容器圧力逃がし装置の完成に伴い, 前記強化レベル系よりも高見直しを実施する予定である。また, 代替格納容器圧力逃がし装置の完成に伴い優先順位を変更しても, 本有効性評価には影響を与えることはない</p> <p>⑳ 格納容器ベント実施時に格納容器内雰囲気放射線レベル計等により炉心損傷が確認された場合は, 格納容器ベントを停止し, 炉心損傷後の対応手順に移行する</p> <p>㉑ 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には, 原子炉格納容器からの黒蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し, 上限水位に到達した場合にサブプレッション・チャンパ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また, フィルタ装置への黒蒸気流入を遮断する</p> <p>㉒ 原子炉急速減圧完了を確認する</p> <p>㉓ 格納容器スプレイ操作を開始する</p> <p>㉔ 格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する</p> <p>㉕ 格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する</p> <p>㉖ 炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し, 格納容器ベント操作を開始する</p> <p>㉗ 現場作業員は迅速を実施する</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更にもともなう反映)</p> <p>⑤</p>

図 2.6.4 LOCA 時注水機能喪失 (中小破断 LOCA) の対応手順の概要

第 2.6.4 図 「LOCA 時注水機能喪失」の対応手順の概要



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前

図 2.6.5 LOCA 時注水機能喪失の作業と所要時間(1/2)

図 2.6.5 LOCA 時注水機能喪失の作業と所要時間(2/2)

変更後

第 2.6.5 図 「LOCA 時注水機能喪失」の作業と所要時間 (1/2)

第 2.6.5 図 「LOCA 時注水機能喪失」の作業と所要時間 (2/2)

⑤

- ② (送水ラインの変更による作業時間の見直し)  
 ② (格納容器ベント準備作業内容追加による作業時間の見直し)  
 ② (給油準備作業時間の見直し)  
 ⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>逃がし安全弁開閉による圧力制御 (最大値: 約 7.5MPa[gage], 約 11分)</p> <p>逃がし安全弁 8 個による手動減圧 (約 18分)</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止 による圧力上昇</p> <p>注水量が少なく, 減圧沸騰が継続して いるため, 注水された原子炉冷却材は 発生蒸気の増加を促進し, 原子炉圧力が 上昇する</p> <p>原子炉圧力 (MPa[abs])</p> <p>事故後の時間 (m)</p>	<p>逃がし安全弁開閉による圧力制御 (最大値: 約 7.5MPa[gage], 約 11分)</p> <p>逃がし安全弁 8 個による手動減圧 (約 18分)</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止 による圧力上昇</p> <p>注水量が少なく, 減圧沸騰が継続して いるため, 注水された原子炉冷却材は 発生蒸気の増加を促進し, 原子炉圧力が 上昇する</p> <p>原子炉圧力 (MPa[abs])</p> <p>事故後の時間 (m)</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.6.6 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 2.6.6 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>手動減圧に伴う減圧沸騰 による水位上昇</p> <p>炉心上部プレナム</p> <p>原子炉減圧による蒸気流出 により水位低下</p> <p>注水開始後, 徐々に水位が回復</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>高出力燃料集合体</p> <p>有効燃料棒底部</p> <p>炉心下部プレナム</p> <p>原子炉水位 (シュラウド内水位) (m)</p> <p>事故後の時間 (m)</p>	<p>手動減圧に伴う減圧沸騰 による水位上昇</p> <p>炉心上部プレナム</p> <p>原子炉減圧による蒸気流出 により水位低下</p> <p>注水開始後, 徐々に水位が回復</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>高出力燃料集合体</p> <p>有効燃料棒底部</p> <p>炉心下部プレナム</p> <p>原子炉水位 (シュラウド内水位) (m)</p> <p>事故後の時間 (m)</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.6.7 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	<p>第 2.6.7 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.6.8 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	<p>第 2.6.8 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 2.6.9 注水流量の推移</p>	<p>第 2.6.9 図 注水流量の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.6.10 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>第 2.6.10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>⑤</p>
		<p>⑤</p>
<p>図 2.6.11 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>第 2.6.11 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>燃料被覆管の最高温度発生(約821℃, 約32分後)              (発熱部10分割中, 下から8番目の位置)</p> <p>炉心露出による燃料被覆管温度の上昇</p> <p>原子炉減圧による飽和温度の低下</p> <p>炉心再冠水により飽和温度付近まで低下</p> <p>燃料被覆管温度(℃)</p> <p>事故後の時間(m)</p>	<p>燃料被覆管の最高温度発生(約821℃, 約32分後)              (発熱部10分割中, 下から8番目の位置)</p> <p>炉心露出による燃料被覆管温度の上昇</p> <p>原子炉減圧による飽和温度の低下</p> <p>炉心再冠水により飽和温度付近まで低下</p> <p>燃料被覆管温度(℃)</p> <p>事故後の時間(m)</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.6.12 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2.6.12 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>核沸騰冷却(ボイド率に対応した値)</p> <p>蒸気冷却</p> <p>遷移沸騰冷却</p> <p>核沸騰冷却(再冠水後)</p> <p>膜沸騰冷却(冠水時)</p> <p>噴霧流冷却(露出時)</p> <p>ボイド率増加に伴う熱伝達係数低下</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置露出</p> <p>燃料集合体内を流れる蒸気流量の変化に応じて, 熱伝達係数が変化する</p> <p>熱伝達係数(W/(m<sup>2</sup>・K))</p> <p>事故後の時間(m)</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置再冠水</p>	<p>核沸騰冷却(ボイド率に対応した値)</p> <p>蒸気冷却</p> <p>遷移沸騰冷却</p> <p>核沸騰冷却(再冠水後)</p> <p>膜沸騰冷却(冠水時)</p> <p>噴霧流冷却(露出時)</p> <p>ボイド率増加に伴う熱伝達係数低下</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置露出</p> <p>燃料集合体内を流れる蒸気流量の変化に応じて, 熱伝達係数が変化する</p> <p>熱伝達係数(W/(m<sup>2</sup>・K))</p> <p>事故後の時間(m)</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置再冠水</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.6.13 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	<p>第 2.6.13 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		⑤
<p>図 2.6.14 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	<p>第 2.6.14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	
		⑤
<p>図 2.6.15 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>第 2.6.15 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2.6.16 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>第 2.6.16 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 2.6.17 破断流量の推移</p>	<p>第 2.6.17 図 破断流量の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 2.6.18 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	<p>第 2.6.18 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 2.6.19 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 2.6.19 図 格納容器圧力の推移</p>	



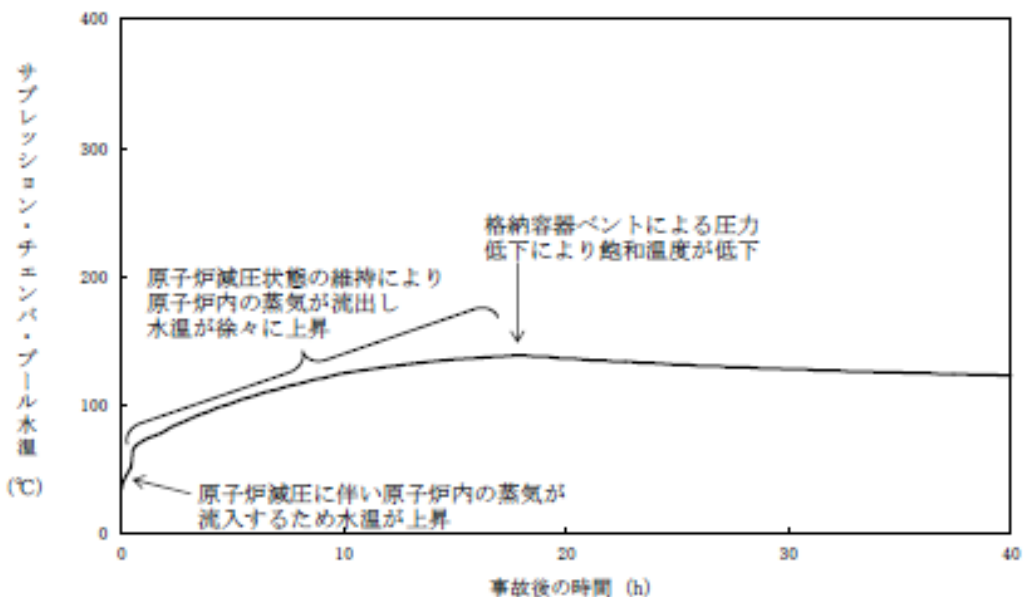
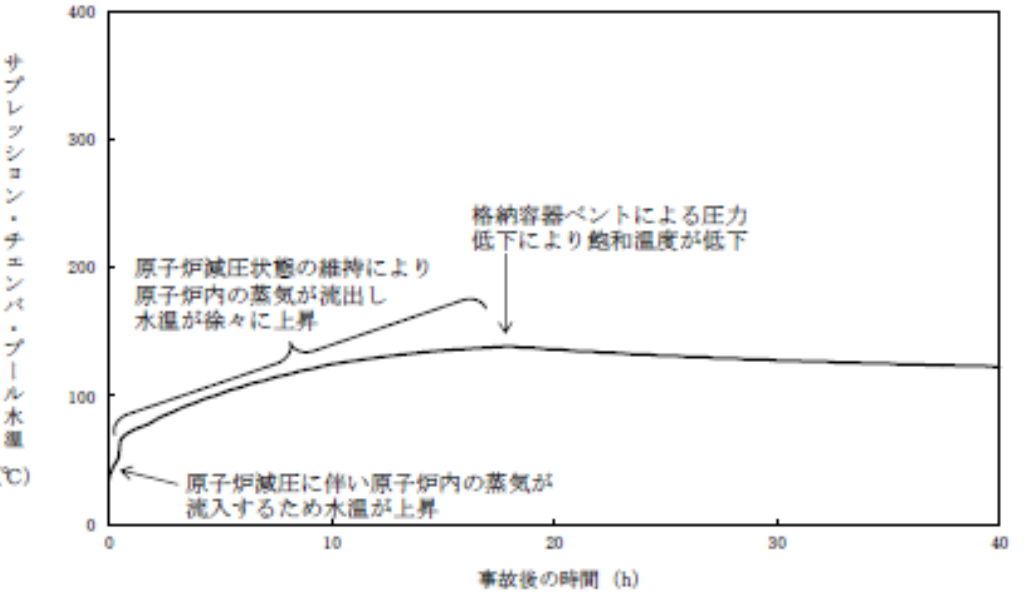
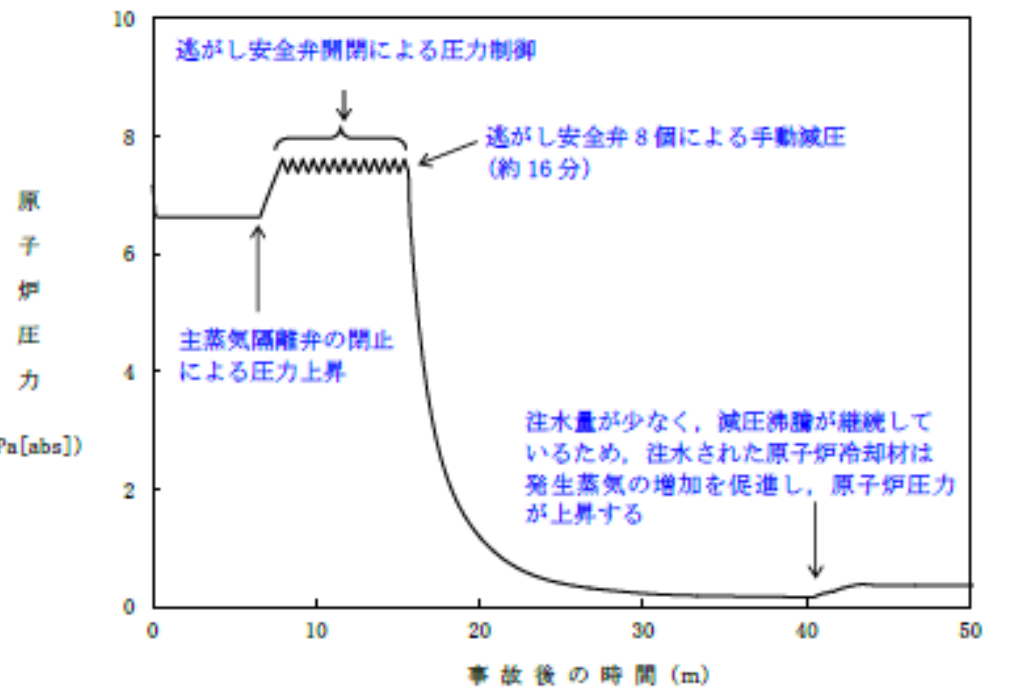
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		⑤
<p>図 2.6.20 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 2.6.20 図 格納容器気相部温度の推移</p>	
		⑤
<p>図 2.6.21 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 2.6.21 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 2.6.22 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	 <p>第 2.6.22 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>⑤</p>
	 <p>第 2.6.23 図 原子炉圧力の推移 (破断面積 : 5.6cm<sup>2</sup>)</p>	<p>③ (燃料被覆管破裂を回避できる破断面積評価のための感度解析を追記)</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<p>第 2.6.24 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (破断面積 : 5.6cm<sup>2</sup>)</p> <p>第 2.6.25 図 燃料被覆管温度の推移 (破断面積 : 5.6cm<sup>2</sup>)</p>	<p>③ (燃料被覆管破裂を回避できる破断面積評価のための感度解析を追記)</p> <p>③ (燃料被覆管破裂を回避できる破断面積評価のための感度解析を追記)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

表 2.6.1 LOCA 時注水機能喪失 (中小破断 LOCA) における重大事故等対策について

事象及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉システム故障	原子炉の出力変動中に原子炉冷却材圧力バランサリを構成する配管の中小破断発生後に外部電源喪失となり、原子炉がスタラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	-	平均出力監視モニタ 起動監視モニタ
高圧・低圧注水機能喪失	原子炉水位による自動起動機が動作するが、各ポンプの自動起動失敗又は各ポンプの基礎流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系基礎流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【残存除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水による原子炉注水	高圧・低圧注水機能喪失後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系統 高圧代替注水系統基礎流量 復水貯蔵水位 (SA)	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統基礎流量 復水貯蔵水位 (SA)
過剰安全弁による原子炉急減圧	高圧・低圧注水機能喪失後、高圧代替注水系統 (常設) を起動し、中央制御室にて過剰安全弁を全開し、原子炉急減圧する。	復水移送ポンプ 過剰安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水 (常設) による原子炉注水	過剰安全弁による原子炉急減圧により、低圧代替注水系統 (常設) の基礎流量を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位 (レベル 3) から原子炉水位 (レベル 8) の間で維持する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 復水補給系統流量 (SIB B 系代替注水流量) 復水貯蔵水位 (SA)
代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gauge] に到達した場合、代替格納容器スプレィ冷却系により原子炉格納容器冷却を再開する。代替格納容器スプレィ中に原子炉注水は原子炉水位 (レベル 3) まで低下した場合は、代替格納容器スプレィを停止し原子炉注水を再開する。原子炉水位 (レベル 8) まで回復後、原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレィを再開する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 復水補給系統流量 (SIB B 系代替注水流量) 復水貯蔵水位 (SA)
格納容器圧力過剰装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa [gauge] に到達した場合、格納容器圧力過剰装置等による原子炉格納容器冷却を再開する。	格納容器圧力過剰装置 減圧機化ベント系 代替格納容器圧力過剰装置	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 格納容器内帯放射線レベル (D/W) 格納容器内帯放射線レベル (S/C) フィルタ設置水位 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ装置

【 】 : 重大事故等対策設備 (設計基準記載)  
■ : 有効性評価上考慮しない操作

表 2.6.2 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	原子炉側 : SAFER, CHASTE 原子炉格納容器側 : MAAP	-
原子炉熱出力	3,920MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウェル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウェットウェル)	空間部 : 5,960m <sup>3</sup> 液相部 : 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウェル-サブプレッション・チェンバ閉塞圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

第 2.6.1 表 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策について

事象及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉システム故障	原子炉の出力変動中に原子炉冷却材圧力バランサリを構成する配管の中小破断発生後に外部電源喪失となり、原子炉がスタラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	-	平均出力監視モニタ 起動監視モニタ
高圧・低圧注水機能喪失	原子炉水位による自動起動機が動作するが、各ポンプの自動起動失敗又は各ポンプの基礎流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系基礎流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【低圧炉心注水系統流量】 【残存除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水による原子炉注水	高圧・低圧注水機能喪失後、高圧代替注水系統を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系統 高圧代替注水系統基礎流量 復水貯蔵	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統基礎流量 復水貯蔵水位 (SA)
過剰安全弁による原子炉急減圧	高圧・低圧注水機能喪失後、高圧代替注水系統 (常設) を起動し、中央制御室にて過剰安全弁を全開し、原子炉急減圧する。	復水移送ポンプ 過剰安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水 (常設) による原子炉注水	過剰安全弁による原子炉急減圧により、低圧代替注水系統 (常設) の基礎流量を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位 (レベル 3) から原子炉水位 (レベル 8) の間で維持する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 復水補給系統流量 (SIB B 系代替注水流量) 復水貯蔵水位 (SA)
代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gauge] に到達した場合、代替格納容器スプレィ冷却系により原子炉格納容器冷却を再開する。代替格納容器スプレィ中に原子炉注水は原子炉水位 (レベル 3) まで低下した場合は、代替格納容器スプレィを停止し原子炉注水を再開する。原子炉水位 (レベル 8) まで回復後、原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレィを再開する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 復水補給系統流量 (SIB B 系代替注水流量) 復水貯蔵水位 (SA)
格納容器圧力過剰装置等による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.33MPa [gauge] に到達した場合、格納容器圧力過剰装置等による原子炉格納容器冷却を再開する。	格納容器圧力過剰装置 減圧機化ベント系	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 格納容器内帯放射線レベル (D/W) 格納容器内帯放射線レベル (S/C) フィルタ設置水位 フィルタ設置入口圧力 フィルタ設置出口放射線モニタ フィルタ設置金属フィルタ装置

【 】 : 重大事故等対策設備 (設計基準記載)  
■ : 有効性評価上考慮しない操作

第 2.6.2 表 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (1/4)

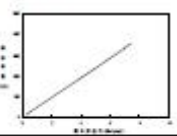
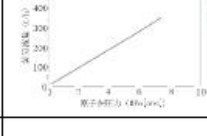
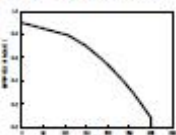
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	原子炉側 : SAFER, CHASTE 原子炉格納容器側 : MAAP	-
原子炉熱出力	3,920MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値
燃料	9×9 燃料 (A 型)	-
最大線出力密度	44.0kW/m	設計限界値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウェル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウェットウェル)	空間部 : 5,960m <sup>3</sup> 液相部 : 3,580m <sup>3</sup>	ウェットウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウェル-サブプレッション・チェンバ閉塞圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 2.6.2 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (2/4)			第 2.6.2 表 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (2/4)			⑤
事故条件	起因事象	原子炉压力容器下部のドレン配管の破断 破断面積は 1cm <sup>2</sup>	起因事象	原子炉压力容器下部のドレン配管の破断 破断面積は約 1cm <sup>2</sup>	中小破断 LOCA に対する条件を下記に基づき設定 ・破断箇所は非常用炉心冷却系のような大配管を除いた中小配管 (計測配管を除く) のうち、流出量が大きくなる箇所として有効燃料棒頂部より低い位置にある配管を選定。原子炉压力容器下部のドレン配管の破断 LOCA は、液相の流出が長期的に継続し、原子炉の高圧状態が維持されるため、注水のための原子炉減圧が必要となり、厳しい事象となる ・破断面積は炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積として 1cm <sup>2</sup> を設定	⑤
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能喪失	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定。原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定	
	外部電源	外部電源なし	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定	
表 2.6.2 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (3/4)			第 2.6.2 表 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (3/4)			⑤
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	炉心流量急減 (遅れ時間: 2.05 秒)	原子炉スクラム信号	炉心流量急減 (遅れ時間: 2.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	⑤
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380 t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 8 個を閉することによる原子炉急減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51 MPa[gage]×1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage]×1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage]×4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage]×4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage]×4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage]×4 個, 380 t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 8 個を閉することによる原子炉急減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気流量の関係) 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	
	低圧代替注水系 (常設)	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水、その後は炉心を冠水維持するよう注水	低圧代替注水系 (常設)	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水、その後は炉心を冠水維持するよう注水	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性	
	代替格納容器スプレィ冷却系	140m <sup>3</sup> /h にてスプレィ	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)	140m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定	
	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設定値を考慮して、格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																														
<p>表 2.6.2 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (4/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 25%;">主要解析条件</th> <th style="width: 60%;">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">重大事故等対策に関連する操作条件 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成</td> <td>事象発生から 14 分後</td> <td>高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 14 分後に開始し, 操作時間は約 4 分間として設定</td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;">原子炉急速減圧操作</td> <td>事象発生から約 18 分後</td> <td>中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;">代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作</td> <td>格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時</td> <td>設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;">格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時</td> <td>格納容器最高使用圧力を踏まえて設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する操作条件 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成	事象発生から 14 分後	高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 14 分後に開始し, 操作時間は約 4 分間として設定	原子炉急速減圧操作	事象発生から約 18 分後	中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	<p>第 2.6.2 表 主要解析条件 (LOCA 時注水機能喪失) (4/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 25%;">主要解析条件</th> <th style="width: 60%;">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">重大事故等対策に関連する操作条件 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成</td> <td>事象発生から 14 分後</td> <td>高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 14 分後に開始し, 操作時間は約 4 分間として設定</td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;">逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作</td> <td>事象発生から約 18 分後</td> <td>中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;">代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作</td> <td>格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時</td> <td>設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;">格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時</td> <td>格納容器最高使用圧力を踏まえて設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する操作条件 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成	事象発生から 14 分後	高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 14 分後に開始し, 操作時間は約 4 分間として設定	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から約 18 分後	中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	<p>⑤</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																														
重大事故等対策に関連する操作条件 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成	事象発生から 14 分後	高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 14 分後に開始し, 操作時間は約 4 分間として設定																														
原子炉急速減圧操作	事象発生から約 18 分後	中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定																														
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定																														
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定																														
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																														
重大事故等対策に関連する操作条件 低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成	事象発生から 14 分後	高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 14 分後に開始し, 操作時間は約 4 分間として設定																														
逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から約 18 分後	中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定																														
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定																														
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定																														

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」において, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「インターフェイスシステム LOCA」(インターフェイスシステム LOCA の発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス) である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断する事象を想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, インターフェイスシステム LOCA の発生により, 最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, インターフェイスシステム LOCA に対する重大事故等対処設備及びインターフェイスシステム LOCA の発生箇所の隔離に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, インターフェイスシステム LOCA が生じた際の状況を想定すると, 原子炉を減圧した後, 低圧注水機能による原子炉注水を実施することも考えられるが, 本事故シーケンスグループにおいては, 低圧の注水機能による原子炉への注水には期待せず, 高圧の注水機能に対する有効性を評価することとする。</p>	<p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」において, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「インターフェイスシステム LOCA」(インターフェイスシステム LOCA の発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス) である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため, 破断箇所から原子炉冷却材が流出し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, インターフェイスシステム LOCA が発生したことによって, 最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, インターフェイスシステム LOCA に対する重大事故等対処設備及びインターフェイスシステム LOCA の発生箇所の隔離に期待することが考えられる。</p> <p>ここで, インターフェイスシステム LOCA が生じた際の状況を想定すると, 原子炉を減圧した後, 低圧注水機能による原子炉注水を実施することも考えられるが, 本事故シーケンスグループにおいては, 低圧注水機能による原子炉への注水には期待せず, 高圧注水機能に対する対策の有効性を評価することとする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>したがって、本事故シナリオグループでは、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り、また、逃がし安全弁によって原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びインターフェイスシステムLOCAの発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シナリオグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として、残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 2.7.1 図から第 2.7.3 図に、手順の概要を第 2.7.4 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 2.7.1 表に示す。</p> <p>本事故シナリオグループにおける重要事故シナリオにおいて、6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名である。必要な要員と作業項目について第 2.7.5 図に示す。</p>	<p>したがって、本事故シナリオグループでは、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り、また、逃がし安全弁によって原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びインターフェイスシステムLOCAの発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シナリオグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、<b>高圧炉心注水系による炉心冷却</b>を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として<b>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱</b>手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 2.7.1 図から第 2.7.3 図に、手順の概要を第 2.7.4 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 2.7.1 表に示す。</p> <p>本事故シナリオグループの<b>重要事故シナリオ</b>において、6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名である。必要な要員と作業項目について第 2.7.5 図に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. インターフェイスシステム LOCA 発生                      原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで, インターフェイスシステム LOCA が発生する。</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認                      事象発生後に外部電源喪失が発生し, 原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水                      原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下し続け, 原子炉水位低(レベル 2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 原子炉注水を開始することにより, 原子炉水位が回復する。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 原子炉隔離時冷却系系統流量等である。</p> <p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生確認                      原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し, 格納容器温度, 格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象であることを確認し, 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力指示の指示上昇(破断量によっては運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある)により低圧設計部分が過圧されたことを確認し, インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。                      インターフェイスシステム LOCA の発生を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 格納容器圧力, 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力等である。                      なお, 監視可能であればエリア放射線モニタ, 床漏えい警報, 火災報知器動作等により原子炉建屋内の状況を参考情報として得ることが可能である。</p>	<p>a. インターフェイスシステム LOCA 発生                      原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで, インターフェイスシステム LOCA が発生する。</p> <p>b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認                      事象発生後に外部電源喪失が発生し, 原子炉がスクラムしたことを確認する。                      原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水                      原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下するが, 原子炉水位低(レベル 2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 原子炉注水を開始することにより, 原子炉水位が回復する。                      原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 原子炉隔離時冷却系系統流量等である。</p> <p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生確認                      原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 事象を確認し, 格納容器温度, 格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象であることを確認し, 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力指示の上昇(破断面積が大きく漏えい量が多い場合は, 運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある)により低圧設計部分が過圧されたことを確認し, インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。                      インターフェイスシステム LOCA の発生を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位, 格納容器内圧力, 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力等である。                      なお, 監視可能であればエリア放射線モニタ, 床漏えい警報, 火災報知器動作等により原子炉建屋内の状況を参考情報として得ることが可能である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>e. 中央制御室での高圧炉心注水系隔離失敗                      中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心注水系の隔離操作を実施するが、高圧炉心注水隔離弁の閉操作に失敗する。                      高圧炉心注水系の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      中央制御室からの遠隔操作による高圧炉心注水系の隔離が失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。                      原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p> <p>g. 高圧炉心注水系による原子炉注水                      原子炉急速減圧操作により原子炉水位が低下し、原子炉水位低(レベル1.5)で健全側の高圧炉心注水系が自動起動する。                      高圧炉心注水系の自動起動を確認するために必要な計装設備は、高圧炉心注水系系統流量である。                      原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は高圧炉心注水系ノズル部以下で維持する。                      原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び高圧炉心注水系系統流量である。</p> <p>h. 残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転                      原子炉急速減圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水温が35℃を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。                      残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水温等である。</p>	<p>e. 中央制御室での高圧炉心注水系隔離失敗                      中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心注水系の隔離操作を実施するが、高圧炉心注水隔離弁の閉操作に失敗する。                      高圧炉心注水系の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> <p>f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      中央制御室からの遠隔操作による高圧炉心注水系の隔離が失敗するため、破断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。                      原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p> <p>g. 高圧炉心注水系による原子炉注水                      原子炉急速減圧操作により原子炉水位が低下し、原子炉水位低(レベル1.5)で健全側の高圧炉心注水系が自動起動する。                      高圧炉心注水系の自動起動を確認するために必要な計装設備は、高圧炉心注水系系統流量である。                      原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は高圧炉心注水系ノズル部以下で維持する。                      原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び高圧炉心注水系系統流量である。</p> <p>h. 残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転                      原子炉急速減圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水温が35℃を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。                      残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>i. 現場操作での高圧炉心注水系隔離操作                      破断箇所からの漏えい抑制が継続し, 現場操作により高圧炉心注入隔離弁の全閉操作を実施し, 高圧炉心注水系を隔離する。                      高圧炉心注水系の隔離を確認するための計装設備は, 原子炉水位である。</p> <p>j. 高圧炉心注水系隔離後の水位維持                      高圧炉心注水系の隔離が成功した後は, 健全な高圧炉心注水系により, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。                      原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び高圧炉心注水系系統流量である。                      以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器冷却は残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法                      本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが, 直列に設置された 2 つの隔離弁のみで隔離された系統において, 隔離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで, 低圧設計部分が加圧される「インターフェイスシステム LOCA」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>i. 現場操作での高圧炉心注水系隔離操作                      破断箇所からの漏えい抑制が継続し, 現場操作により高圧炉心注入隔離弁の全閉操作を実施し, 高圧炉心注水系を隔離する。                      高圧炉心注水系の隔離を確認するための計装設備は, 原子炉水位である。</p> <p>j. 高圧炉心注水系隔離後の水位維持                      高圧炉心注水系の隔離が成功した後は, <b>健全側</b>の高圧炉心注水系により, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。                      原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位及び高圧炉心注水系系統流量である。                      以降, 炉心冷却及び<b>原子炉格納容器除熱</b>は, 残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法                      本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが, 直列に設置された <b>2 個</b>の隔離弁のみで隔離された系統において, 隔離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで, 低圧設計部分が<b>過圧</b>される「インターフェイスシステム LOCA」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒表面熱伝達, 気液熱非平衡, 沸騰遷移, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 冷却材放出 (臨界流・差圧流), ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) が重要現象となる。よって, これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER により原子炉圧力, 原子炉水位, 燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.7.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2弁であり、インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性が最も高い高圧炉心注水系の吸込配管とする(原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系(低圧注水モード)の注水ラインについては、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が3弁であり、高圧炉心注水系の吸込配管に比べてインターフェイスシステム LOCA の発生頻度は低くなる)。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、1cm<sup>2</sup>を超えないことを確認しているが、保守的に 10cm<sup>2</sup>とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高圧炉心注水系が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源なしの場合は、給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は事象発生と同時に喪失することとし、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p>	<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.7.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個であり、インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性が最も高い高圧炉心注水系の吸込配管とする(原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系(低圧注水モード)の注水ラインについては、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が3個であり、高圧炉心注水系の吸込配管に比べてインターフェイスシステム LOCA の発生頻度は低くなる)。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、1cm<sup>2</sup>を超えないことを確認しているが、保守的に 10cm<sup>2</sup>とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高圧炉心注水系が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源なしの場合は、給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は<b>使用できないものと仮定</b>し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは、事象発生と同時に想定している外部電源喪失に起因する再循環ポンプトリップに伴う炉心流量急減信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系                      原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で給水するものとする。</p> <p>(c) 高圧炉心注水系                      高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で自動起動し、727m<sup>3</sup>/h（0.69MPa[dif]において）の流量で給水するものとする。</p> <p>(d) 逃がし安全弁                      原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8 個）を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、インターフェイスシステムLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から15分後に開始するものとする。</p> <p>(b) 高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、インターフェイスシステムLOCA発生時の現場環境条件を考慮し、事象発生から3時間後に開始するものとし、操作時間は60分間とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.1)</p>	<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは、事象発生と同時に想定している外部電源喪失に起因する再循環ポンプ・トリップに伴う炉心流量急減信号によるものとする。</p> <p>(b) 原子炉隔離時冷却系                      原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 高圧炉心注水系                      高圧炉心注水系が原子炉水位低（レベル 1.5）で自動起動し、727m<sup>3</sup>/h（0.69MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(d) 逃がし安全弁                      原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8 個）を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、インターフェイスシステムLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から15分後に開始するものとする。</p> <p>(b) 高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、インターフェイスシステムLOCA発生時の現場環境条件を考慮し、事象発生から3時間後に開始するものとし、操作時間は60分間とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.1)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 2.7.6 図から第 2.7.11 図に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率, 破断流量の推移を第 2.7.12 図から第 2.7.15 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後に外部電源喪失となり, 炉心流量急減信号が発生して原子炉はスクラムし, また, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに 10 台全てがトリップする。</p> <p>破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下するが, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を開始する。</p> <p>事象発生 15 分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 8 個を手動開することで, 原子炉を減圧し, 原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により, 原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で健全側の高圧炉心注水系が自動起動し, 原子炉水位が回復する。また, 主蒸気隔離弁は, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で全閉す</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド内及びシュラウド内外) ※<sup>1</sup>, 注水流量, 逃がし安全弁からの蒸気流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 2.7.6 図から第 2.7.11 図に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率, 炉心下部プレナム部のボイド率, 破断流量の推移を第 2.7.12 図から第 2.7.15 図に示す。</p> <p>※<sup>1</sup> シュラウド内は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示す。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6 号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7 号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後に外部電源喪失となり, 炉心流量急減信号が発生して原子炉はスクラムし, また, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動する。</p> <p>再循環ポンプについては, 外部電源喪失により, 事象発生とともに 10 台全てがトリップする。</p> <p>破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下するが, 原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を開始する。</p> <p>事象発生 15 分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため, 中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 8 個を手動開することで, 原子炉を減圧し, 原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原子炉減圧により, 原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で健全側の高圧炉心注水系が自動起動し, 原子炉水位が回復する。また, 主蒸気隔離弁は, 原子炉水位低 (レベル 1.5) で全閉す</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>る。</p> <p>事象発生 4 時間後, 現場操作により高圧炉心注水系の破断箇所を隔離した後は, 健全側の高圧炉心注水系により原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>高出力燃料集合体のボイド率については, 原子炉減圧により増加する。また, 高圧炉心注水系による原子炉注水が継続され, その原子炉圧力変化により増減する。</p> <p>炉心下部プレナム部のボイド率については, 上記に伴い変化する。</p> <p>その後は, 残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い, 冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>※シュラウド内側は, 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため, シュラウド外側の水位より, 見かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の自動起動信号となる原子炉水位計 (広帯域) の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計 (広帯域・狭帯域) の水位は, シュラウド外側の水位であることから, シュラウド内外の水位を併せて示した。なお, 水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には, 原子炉水位計 (燃料域) にて監視する。6号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド内を, 7号炉の原子炉水位計 (燃料域) はシュラウド外を計測している。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は, 第 2.7.12 図に示すとおり, 初期値 (約 310℃) を上回ることなく, 1,200℃以下となる。また, 燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり, 15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は, 第 2.7.6 図に示すとおり, 約 7.07MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は, 原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差 (高々約 0.3MPa) を考慮しても, 約 7.37MPa[gage]以下であり, 最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage])</p>	<p>る。</p> <p>事象発生 4 時間後, 現場操作により高圧炉心注水系の破断箇所を隔離した後は, 健全側の高圧炉心注水系により原子炉水位は適切に維持される。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については, 原子炉減圧により増加する。また, 高圧炉心注水系による原子炉注水が継続され, その原子炉圧力変化により増減する。</p> <p>その後は, 残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い, 冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は, 第 2.7.12 図に示すとおり, 初期値 (約 310℃) を上回ることなく, 1,200℃以下となる。また, 燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり, 15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は, 第 2.7.6 図に示すとおり, 約 7.07MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は, 原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差 (高々約 0.3MPa) を考慮しても, 約 7.37MPa[gage]以下であり, 最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage])</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>を下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇する。一方、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、インターフェイスシステム LOCA とは異なり、事象開始から原子炉格納容器内に冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、それぞれ約 0.25MPa[gage]及び約 138℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び温度を下回る。</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による高圧炉心注水系の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、健全側の高圧炉心注水系による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて高圧炉心注水系の破断箇所を隔離し、健全側の高圧炉心注水系による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.2)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のイ</p>	<p>を下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇する。一方、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、インターフェイスシステム LOCA とは異なり、事象開始から原子炉格納容器内に原子炉冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.25MPa[gage]及び約 138℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、<b>原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度</b>を下回る。</p> <p>中央制御室からの遠隔操作による高圧炉心注水系の破断箇所隔離には失敗するが、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却材の漏えい抑制を図り、健全側の高圧炉心注水系による原子炉注水を継続することで、炉心の冷却が維持される。その後は、現場操作にて高圧炉心注水系の破断箇所を隔離し、健全側の高圧炉心注水系による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.2)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のイ</p>	<p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>ンターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作及び高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価                      本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響                      炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により実施され運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p>	<p>ンターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作及び高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価                      本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響                      炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料 2.7.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.7.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/t</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価するが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 310℃)を上回ることではないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め評価するが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 310℃)を上回ることではないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料 2.7.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.7.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/t</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>に対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなることから, 原子炉水位の低下が緩和されるが, 操作手順(炉心冠水操作)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さく, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については, 事象進展を厳しくする観点から, 給復水系による給水がなくなり, 原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件に設定している。なお, 外部電源がある場合は, 外部電源から電源が供給されることから, 原子炉圧力容器への給水機能は維持され, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系は, 本解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇が緩和されると考えられるが, 原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく, 炉心は冠水維持されるため, 燃料被覆管の最高温度は初期値(約310℃)を上回ることはないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>に対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, <b>解析</b>条件の不確かさとして, 最確条件<b>とした場合は</b>, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は<b>少なくなり</b>, 原子炉水位の低下<b>は</b>緩和されるが, 操作手順(炉心冠水操作)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位<b>及び</b>炉心流量は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は<b>小さいことから</b>, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については, 事象進展を厳しくする観点から, 給復水系による給水がなくなり, 原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお, 外部電源がある場合は, <b>給復水系による</b>原子炉圧力容器への給水機能は<b>維持されることから</b>, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系は, <b>解析</b>条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作である<b>ことから</b>, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は, 解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり, <b>解析</b>条件の不確かさとして, 最確条件とした場合<b>は</b>, 燃料被覆管温度の上昇<b>は</b>緩和されるが, 原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく, 炉心は冠水維持されるため, 燃料被覆管の最高温度は初期値(約310℃)を上回ることはないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



変更前	変更後	変更理由
<p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉の水位低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件に設定している。仮に、外部電源がある場合は、外部電源から電源が供給されることから、原子炉圧力容器への給水機能は維持され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、<b>解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は</b>、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は<b>少なくなり</b>、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象である<b>ことから</b>、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位<b>及び</b>炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は<b>小さいことから</b>、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。<b>なお</b>、外部電源がある場合は、<b>給復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系は、<b>解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の<b>不確かさを</b>「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から15分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から3時間を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。 (添付資料2.7.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時点の崩壊熱が高くなるが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、健全側の高圧炉心注水系の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.7.3)</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から15分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならない。</p> <p>操作条件の高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から3時間を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、<b>運転員等操作時間に与える影響も小さい。</b> (添付資料2.7.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉減圧時点の崩壊熱が<b>大きくなる</b>が、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、健全側の高圧炉心注水系の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料2.7.3)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗,設備変更,運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充,適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による手動原子炉減圧操作については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の原子炉注水により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、健全側の高圧炉心注水系の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されるため、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.7.3)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.7.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.7.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり20名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁による手動原子炉減圧操作については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の原子炉注水により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、健全側の高圧炉心注水系の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持される<b>ことから</b>、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.3)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.7.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に<b>おける</b>必要な要員は、「2.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり20名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

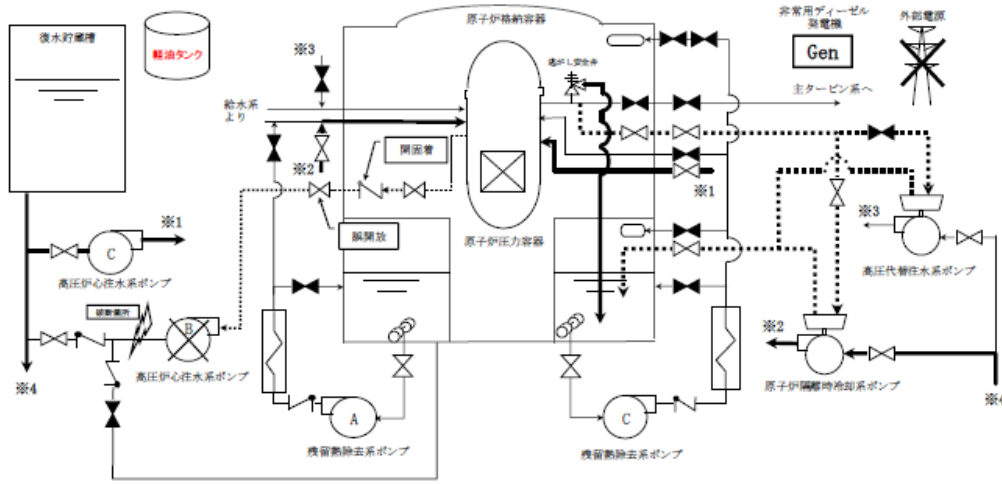
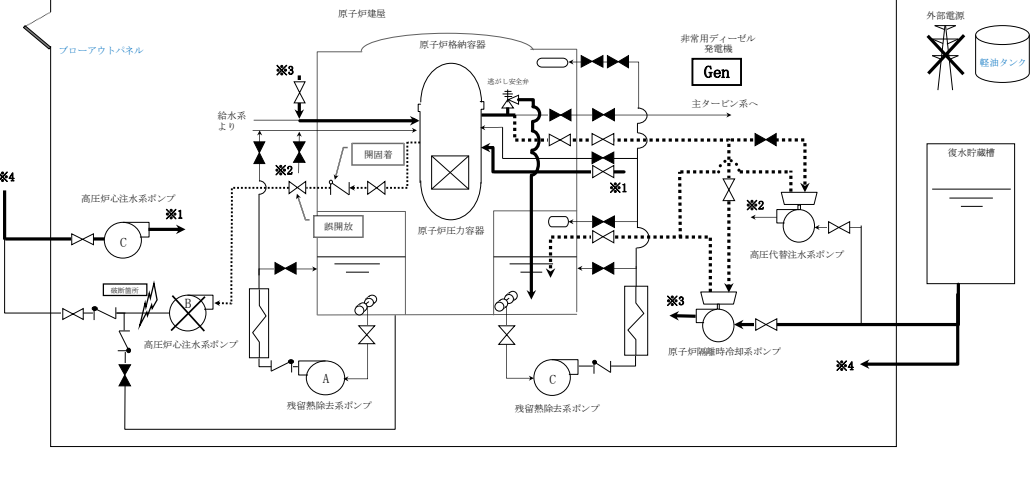
変更前	変更後	変更理由
<p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シークエンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>インターフェイスシステムLOCAの発生後の隔離までの各号炉における流出量は、約100m<sup>3</sup>となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、流出量は合計約200m<sup>3</sup>となり、流出量分の注水が必要となる。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。インターフェイスシステムLOCAにより復水貯蔵槽が使用できない場合においても、各号炉のサブプレッション・チェンバに約3,600m<sup>3</sup>の水を保有しており、高圧炉心注水系による原子炉注水は、サブプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはない。これにより6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水量が確保可能であり、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。モニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計 約1,581kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計 約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p>	<p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シークエンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生後の隔離までの各号炉における流出量は、約100m<sup>3</sup>となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、流出量は合計約200m<sup>3</sup>となり、流出量分の注水が必要となる。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。インターフェイスシステムLOCAにより復水貯蔵槽が使用できない場合においても、各号炉のサブプレッション・チェンバに約3,600m<sup>3</sup>の水を保有しており、高圧炉心注水系による原子炉注水は、サブプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはない。これにより6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水量が確保可能であり、7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,519kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.7.4)</p>	<p>⑤</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>④（燃費修正）</p> <p>⑤</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>c. 電源</p> <p>外部電源は事象発生と同時に喪失することとし, 各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, モニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.7.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで, 原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することで, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段, 逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段, 安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水, 残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリに</p>	<p>c. 電源</p> <p>外部電源は<b>使用できないものと仮定</b>し, 各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p><b>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び</b>モニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>2.7.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することで, 原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することで, 原子炉水位の低下により炉心が露出<b>して</b>炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」に対する炉心損傷防止対策としては, 初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水手段, 逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離による漏えい停止手段, 安定状態に向けた対策として残留熱除去系 (<b>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</b>) による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水, 残留熱除去系 (<b>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</b>) による原子炉格納容器除熱を実施することにより, 炉心損傷することはない。</p> <p>その結果, 燃料被覆管温度及び酸化量, 原子炉冷却材圧力バウンダリに</p>	<p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>



①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>かかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水, 逃がし安全弁による原子炉急速減圧, 運転員の破断箇所隔離による漏えい停止, 残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」に対して有効である。</p>  <p>第 2.7.1 図 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)              (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p>	<p>かかる圧力, 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は, 評価項目を満足している。また, 安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水, 逃がし安全弁による原子炉急速減圧, 運転員の破断箇所隔離による漏えい停止, 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」に対して有効である。</p>  <p>第 2.7.1 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)              (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤ (現場環境の評価条件である「ブローアウトパネル」追記)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 2.7.2 図 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 2.7.2 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)                  (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p>⑤</p>
<p>第 2.7.3 図 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)                  (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)</p>	<p>第 2.7.3 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)                  (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

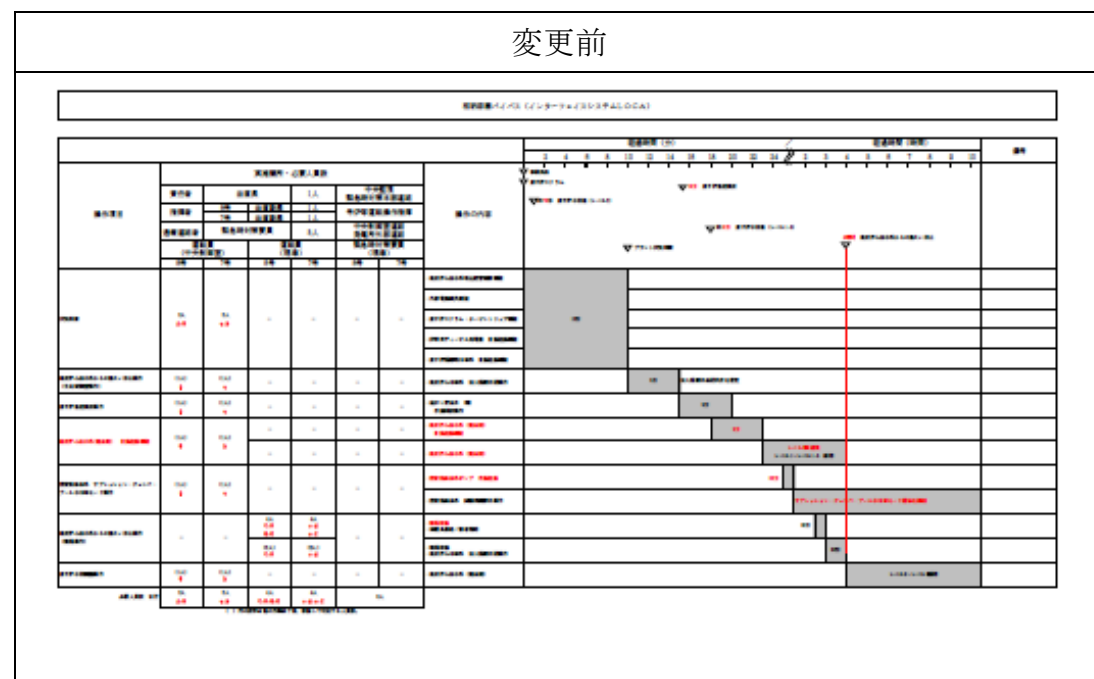
- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>変更前</p> <p>① 高圧炉心注水ポンプ吸込圧力計は現場計器のため、中央制御室で監視できる高圧炉心注水ポンプ吐出圧力計指示が通常値を超えた事で「系統過圧」と判断できる</p> <p>② シナリオ解析上、高圧炉心注水系の系統過圧対応として、高圧炉心注水隔離弁の閉操作と同時に外部電源喪失が発生し当該弁の電源が喪失する。非常用ディーゼル発電機により電源が復旧しても10分後から隔離操作を開始することとする。また、ISLOCA事象も発生することとする</p> <p>③ ISLOCA事象発生により系統圧力が低下し警報がクリアする</p> <p>④ 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する</p> <p>⑤ 中央制御室にて機器ランプ表示、タービン回転数、ポンプ吐出圧力、流量指示計等により起動を確認する</p> <p>⑥ 複数のパラメータにより ISLOCA発生を確認する (補足1)</p> <p>⑦ サプレッション・チェンバ・プール水位が上昇すると、高圧炉心注水系の水源は復水貯蔵槽からサプレッション・チェンバ・プールに切り替わる。また、原子炉水位低 (レベル1.5) 信号発生により、原子炉隔離時冷却系の水源もサプレッション・チェンバ・プールに切り替わる</p> <p>⑧ 原子炉隔離が完了するため原子炉圧力の低下が止まり、上昇傾向に変わる</p> <p>⑨ 原子炉水位計 (広帯域) を確認し、原子炉水位をレベル3からレベル8に維持する</p> <p>⑩ 中央制御室にて機器ランプ表示、ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する</p> <p>⑪ ISLOCAによる漏洩量抑制のため、隔離操作が完了するまで原子炉水位計 (広帯域) を確認し、原子炉水位をレベル1からレベル1.5を維持する (補足2)</p>	<p>変更後</p> <p>① 高圧炉心注水ポンプ吸込圧力計は現場計器のため、中央制御室で監視できる高圧炉心注水ポンプ吐出圧力計指示が通常値を超えた事で「系統過圧」と判断できる</p> <p>② シナリオ解析上、高圧炉心注水系の系統過圧対応として、高圧炉心注水隔離弁の閉操作と同時に外部電源喪失が発生し当該弁の電源が喪失する。非常用ディーゼル発電機により電源が復旧しても10分後から隔離操作を開始することとする。また、ISLOCA事象も発生することとする</p> <p>③ ISLOCA事象発生により系統圧力が低下し警報がクリアする</p> <p>④ 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する</p> <p>⑤ 中央制御室にて機器ランプ表示、タービン回転数、ポンプ吐出圧力、流量指示計等により起動を確認する</p> <p>⑥ 複数のパラメータにより ISLOCA発生を確認する (補足1)</p> <p>⑦ サプレッション・チェンバ・プール水位が上昇すると、高圧炉心注水系の水源は復水貯蔵槽からサプレッション・チェンバ・プールに切り替わる。また、原子炉水位低 (レベル1.5) 信号発生により、原子炉隔離時冷却系の水源もサプレッション・チェンバ・プールに切り替わる</p> <p>⑧ 原子炉隔離が完了するため原子炉圧力の低下が止まり、上昇傾向に変わる</p> <p>⑨ 原子炉水位計 (広帯域) を確認し、原子炉水位をレベル3からレベル8に維持する</p> <p>⑩ 中央制御室にて機器ランプ表示、ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する</p> <p>⑪ 解析上、原子炉急減圧操作前の残留熱除去系起動を考慮せず、高圧炉心注水による原子炉水位上昇確認後にサプレッション・チェンバ・プール冷却を開始する</p> <p>⑫ ISLOCAによる漏洩量抑制のため、隔離操作が完了するまで原子炉水位計 (広帯域) を確認し、原子炉水位をレベル1からレベル1.5を維持する (補足2)</p>	<p>変更理由</p> <p>② (ISLOCA発生確認手段見直しに伴う反映)</p> <p>② (サプレッション・チェンバ・プール水冷却開始時間を解析条件と整合)</p> <p>⑤</p>
<p>第 2.7.4 図 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の対応手順の概要</p>	<p>第 2.7.4 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」の対応手順の概要</p>	

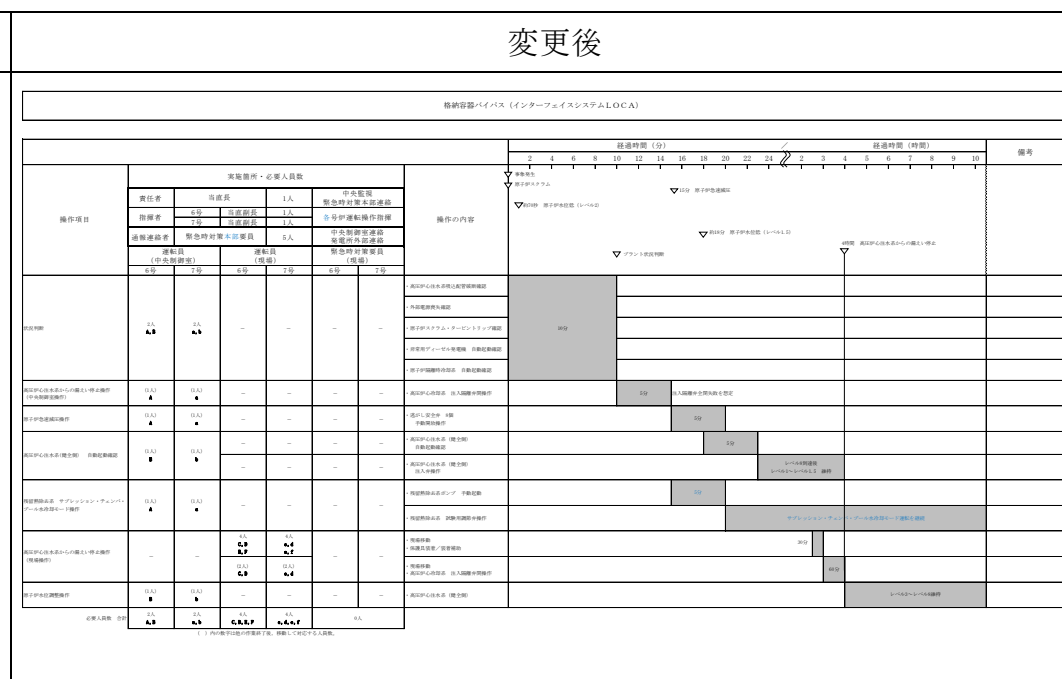
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正



第 2.7.5 図 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の作業と所要時間

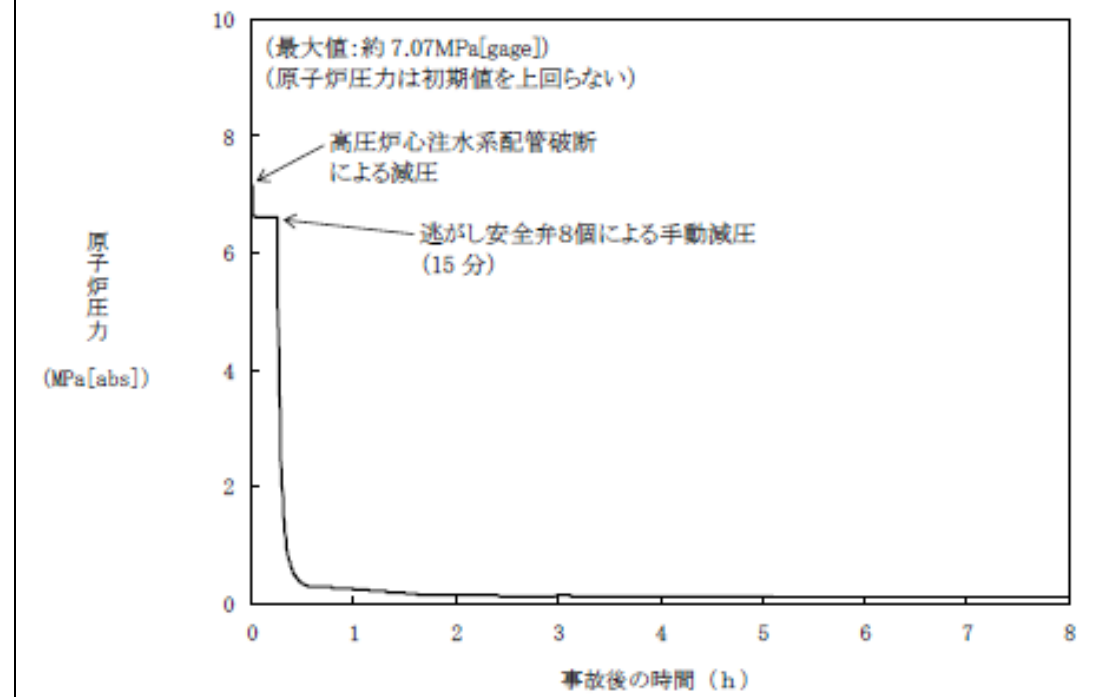


第 2.7.5 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」の作業と所要時間

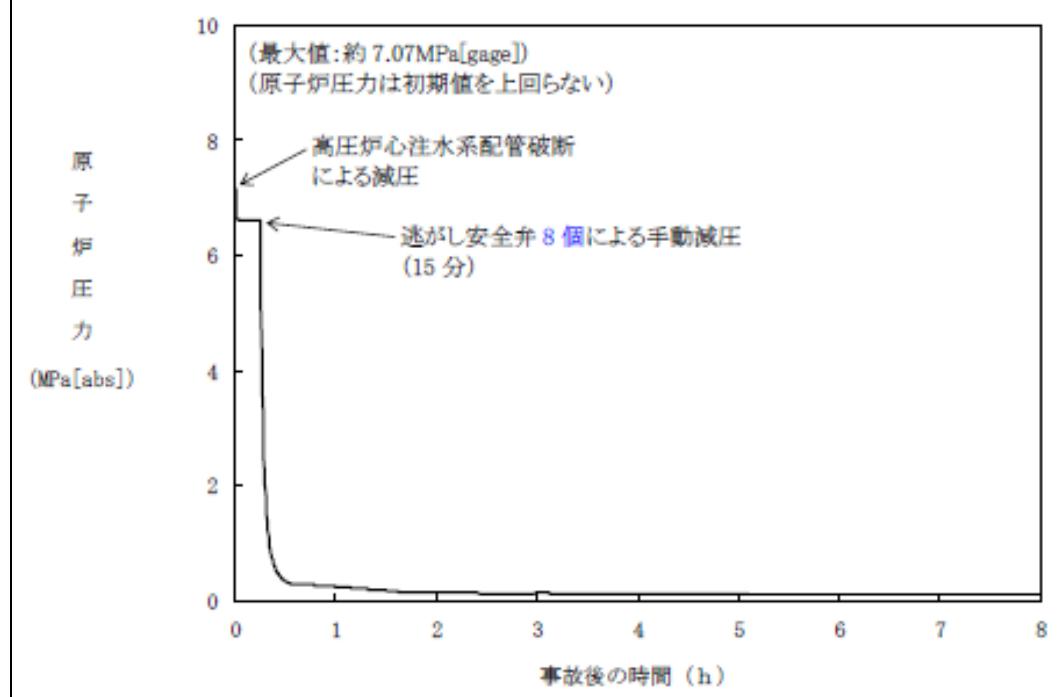
変更理由

② (サプレッション・チェンバ・プール水冷却開始時間を解析条件と整合)

⑤



第 2.7.6 図 原子炉圧力の推移



第 2.7.6 図 原子炉圧力の推移



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

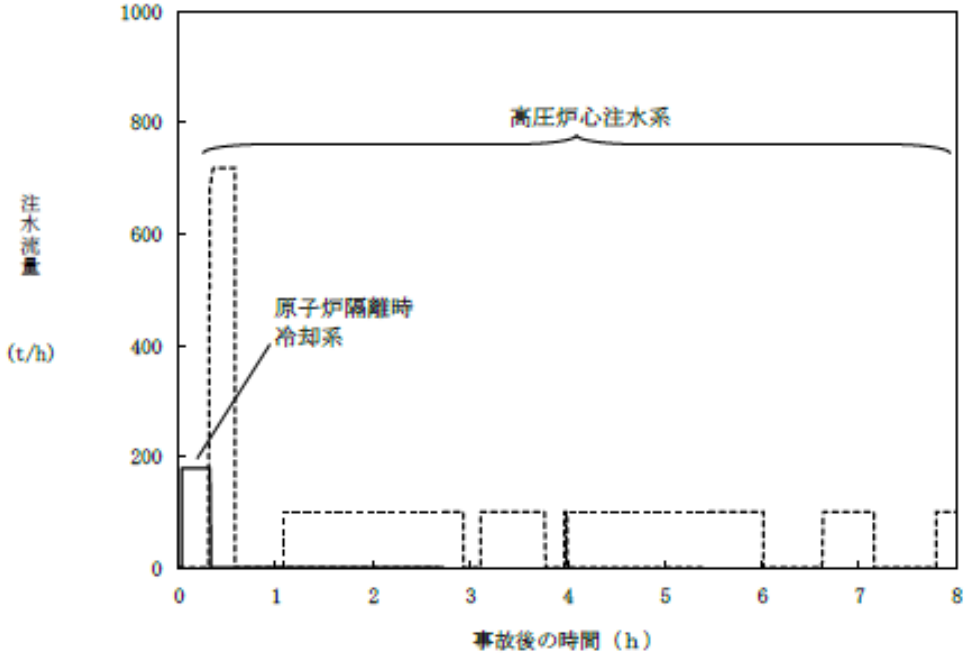
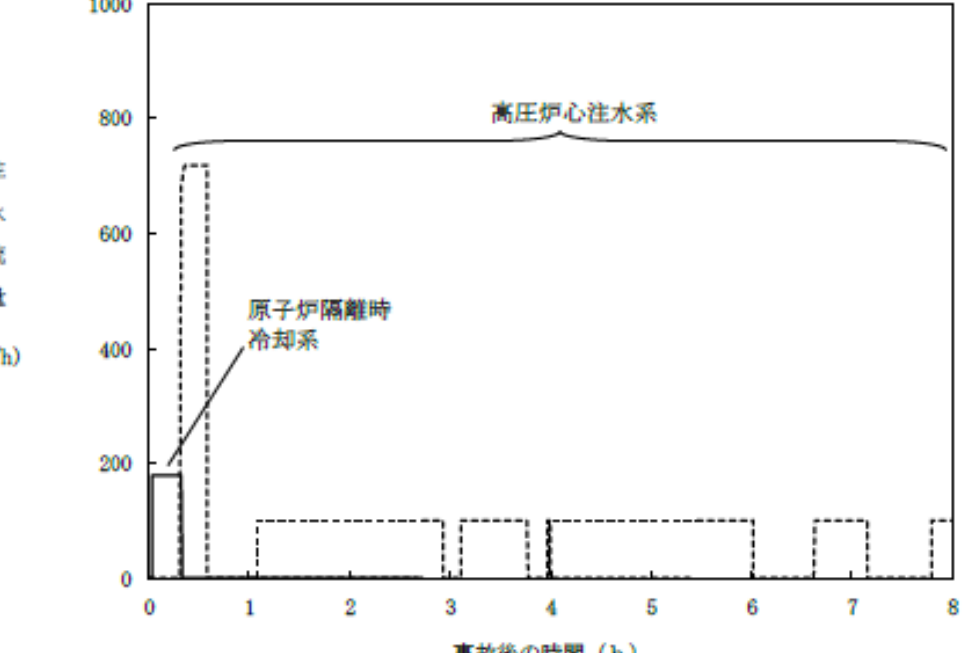
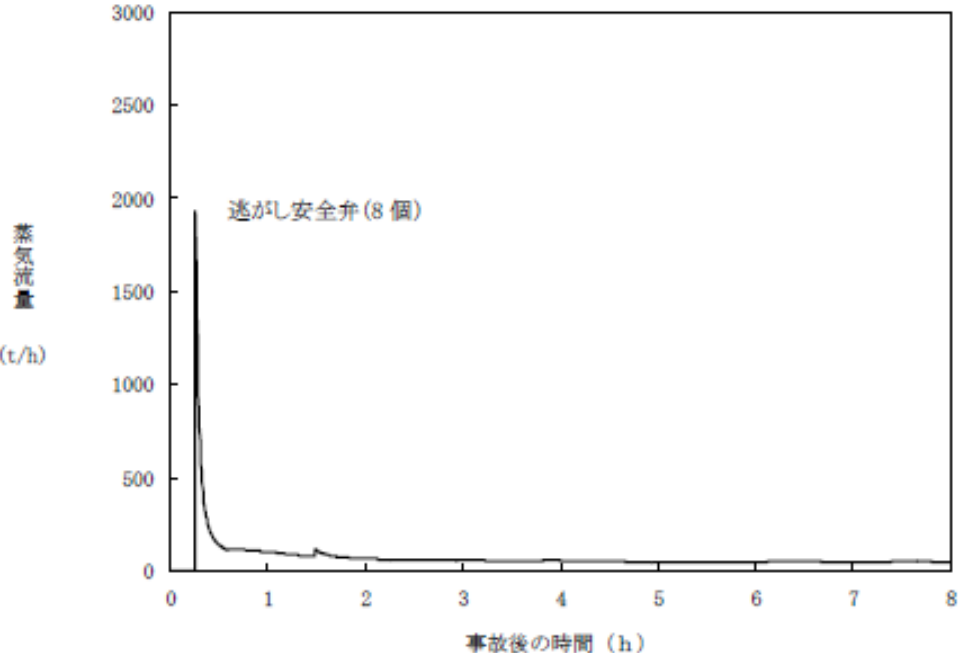
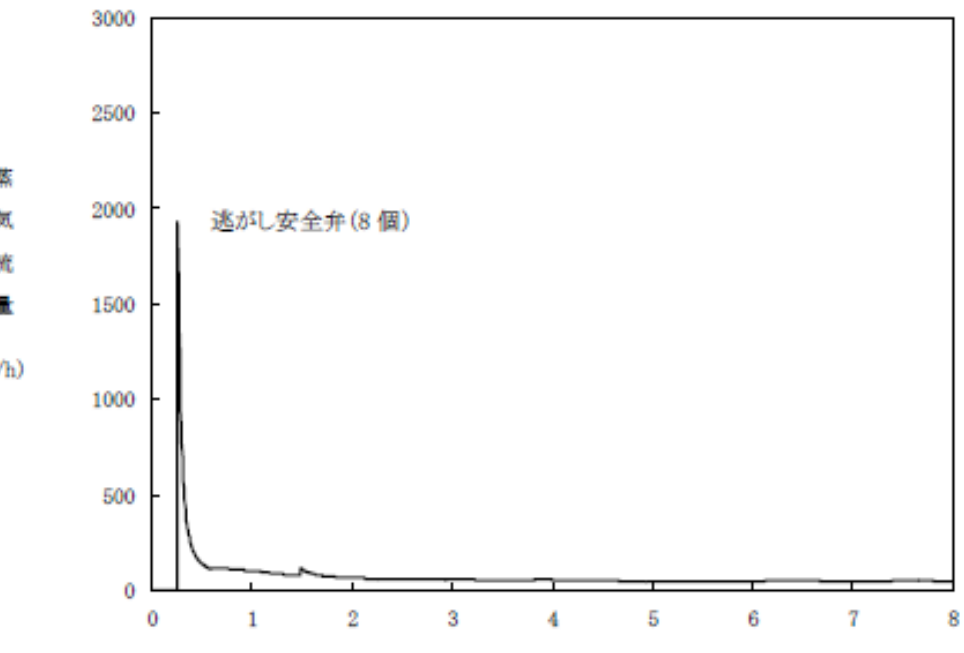
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 2.7.7 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	<p>第 2.7.7 図 原子炉水位 (シュラウド内水位) の推移</p>	
<p>第 2.7.8 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>第 2.7.8 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

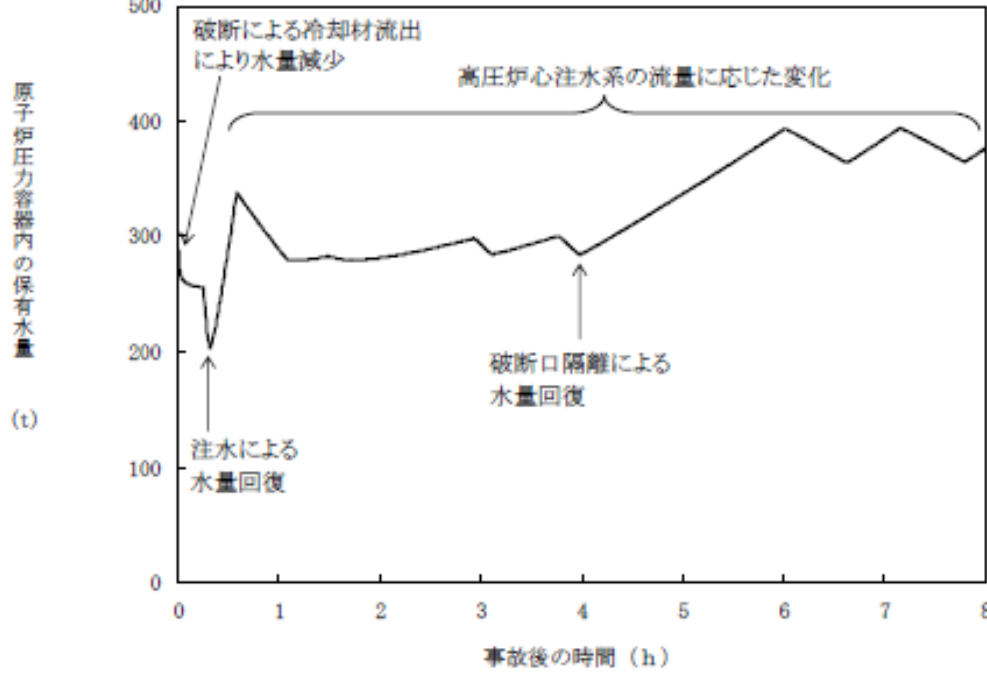
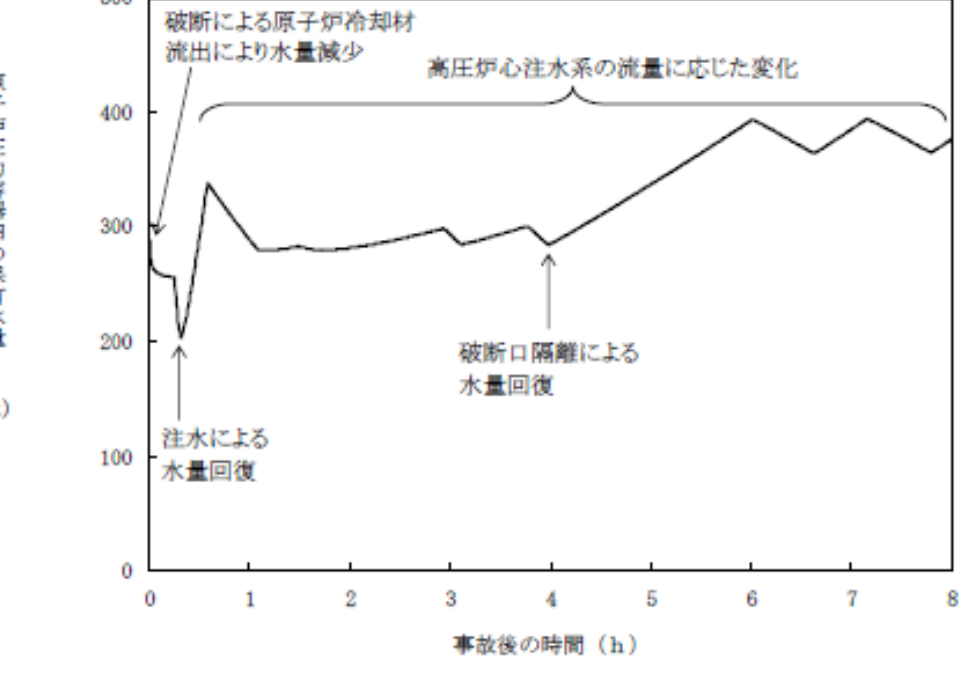
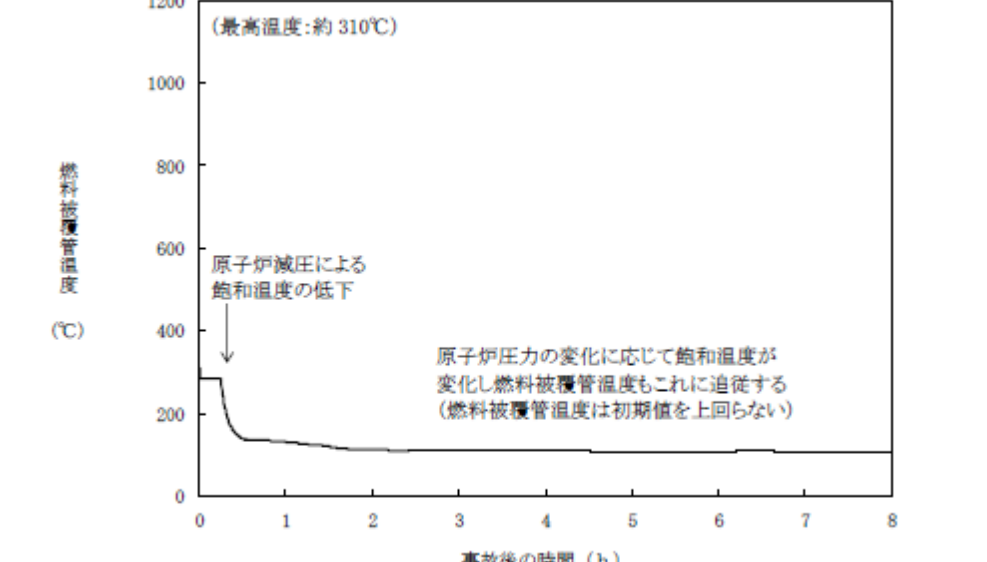
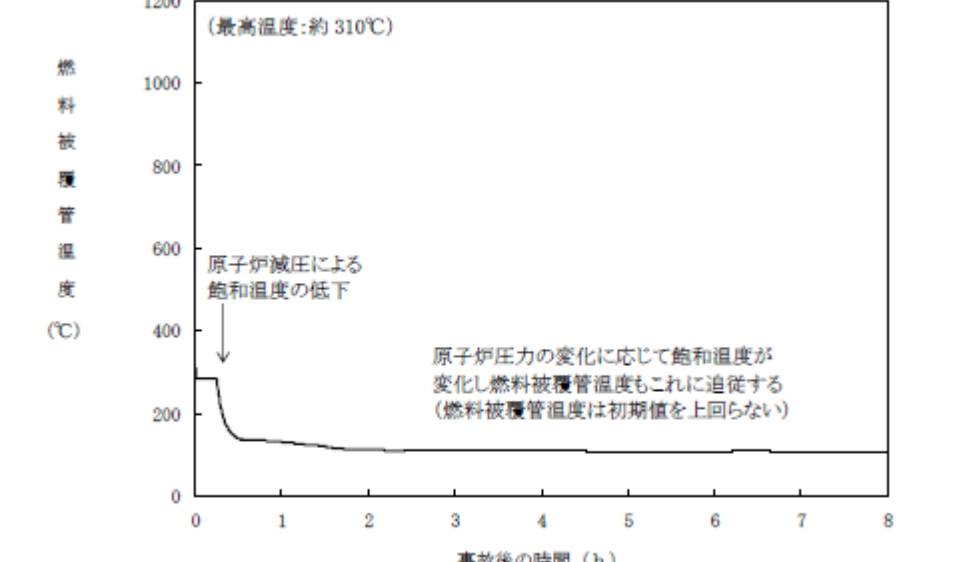
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>第 2.7.9 図 注水流量の推移</p>	 <p>第 2.7.9 図 注水流量の推移</p>	
 <p>第 2.7.10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	 <p>第 2.7.10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>(t)</p>	 <p>(t)</p>	<p>⑤</p>
<p>第 2. 7. 11 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	<p>第 2. 7. 11 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	
		
<p>第 2. 7. 12 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2. 7. 12 図 燃料被覆管温度の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

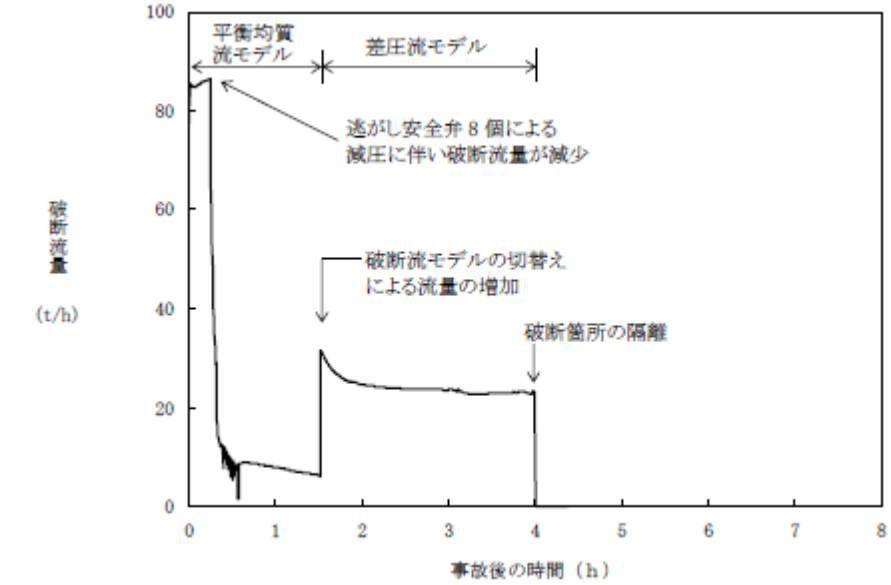
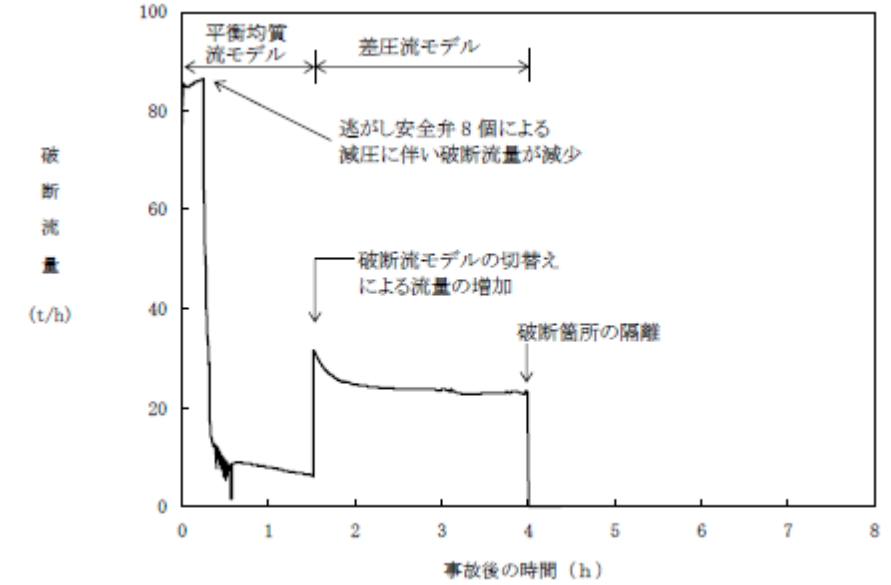
変更前	変更後	変更理由
<p>第 2.7.13 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	<p>第 2.7.13 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p>	
<p>第 2.7.14 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	<p>第 2.7.14 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	



まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																
 <p>第 2.7.15 図 破断流量の推移</p>	 <p>第 2.7.15 図 破断流量の推移</p>																																																																																																	
<p>第 2.7.1 表 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) における重大事故等対策について(1/2)</p>	<p>第 2.7.1 表 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」の重大事故等対策について(1/2)</p>	<p>② (計器名称の変更) ⑤</p>																																																																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判別及び操作</th> <th rowspan="2">予報</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対応効果</th> </tr> <tr> <th>実効性</th> <th>可能性</th> <th>計器効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>インターフェイスシステム LOCA 発生</td> <td>原子炉冷却材圧力バランダと接続された系統で、高圧冷却材部分と低圧冷却材部分のインターフェイスとなる配管のうち、高圧側の配管が破断等により低圧冷却材部分が過圧圧力に達すること、インターフェイスシステム LOCA が発生する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失及び原子炉スクラム機能</td> <td>外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。</td> <td>【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】</td> <td>—</td> <td>平均出力監視モニター 起動監視モニター</td> </tr> <tr> <td>原子炉降圧時冷却系による原子炉保水</td> <td>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位監視 (レベル 2) で原子炉降圧時冷却系が自動起動し原子炉保水を開始する。</td> <td>【原子炉降圧時冷却系】 保水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉降圧時冷却系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>高圧代替保水系による原子炉保水</td> <td>高圧保水機能喪失後、高圧代替保水系を起動し原子炉水位を回復する。</td> <td>高圧代替保水系 保水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替保水系系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステム LOCA 発生確認</td> <td>原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 発生を確認し、格納容器隔離、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉降圧時冷却系での重大な事故であることを確認し、高圧代替保水系ポンプ吐出圧力監視の上昇 (超過値によっては運転員が対応なしに低下傾向を示す場合もある) により低圧冷却材部分が過圧圧力に達したことを確認し、インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 ドライウェル監視監視 格納容器内圧力 (ドライウェル) 【高圧代替保水系ポンプ吐出圧力】</td> </tr> <tr> <td>中央制御室での高圧代替保水系機能喪失</td> <td>中央制御室からの遠隔操作により高圧代替保水系の遠隔操作を実施するが、高圧代替保水系の遠隔操作に失敗し、高圧代替保水系の機能に失敗する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉急減圧</td> <td>高圧代替保水系の機能に失敗するため、破断箇所からの漏れ量を抑制するため原子炉を急減圧する。</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧代替保水系による原子炉保水</td> <td>原子炉急減圧により原子炉水位が低下し、原子炉水位監視 (レベル 1) で健全な高圧代替保水系が自動起動し原子炉保水を開始する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏れ量の抑制のため高圧代替保水系ノズル部以下で維持する。</td> <td>【高圧代替保水系】 保水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧代替保水系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対応効果 (設計基準に照)  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; padding: 2px;"> </span>: 有効性評価上考慮しない操作</p>	判別及び操作	予報	有効性評価上期待する事故対応効果			実効性	可能性	計器効果	インターフェイスシステム LOCA 発生	原子炉冷却材圧力バランダと接続された系統で、高圧冷却材部分と低圧冷却材部分のインターフェイスとなる配管のうち、高圧側の配管が破断等により低圧冷却材部分が過圧圧力に達すること、インターフェイスシステム LOCA が発生する。	—	—	—	外部電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	—	平均出力監視モニター 起動監視モニター	原子炉降圧時冷却系による原子炉保水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位監視 (レベル 2) で原子炉降圧時冷却系が自動起動し原子炉保水を開始する。	【原子炉降圧時冷却系】 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉降圧時冷却系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)	高圧代替保水系による原子炉保水	高圧保水機能喪失後、高圧代替保水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替保水系 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替保水系系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)	インターフェイスシステム LOCA 発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 発生を確認し、格納容器隔離、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉降圧時冷却系での重大な事故であることを確認し、高圧代替保水系ポンプ吐出圧力監視の上昇 (超過値によっては運転員が対応なしに低下傾向を示す場合もある) により低圧冷却材部分が過圧圧力に達したことを確認し、インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 ドライウェル監視監視 格納容器内圧力 (ドライウェル) 【高圧代替保水系ポンプ吐出圧力】	中央制御室での高圧代替保水系機能喪失	中央制御室からの遠隔操作により高圧代替保水系の遠隔操作を実施するが、高圧代替保水系の遠隔操作に失敗し、高圧代替保水系の機能に失敗する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位	逃がし安全弁による原子炉急減圧	高圧代替保水系の機能に失敗するため、破断箇所からの漏れ量を抑制するため原子炉を急減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	高圧代替保水系による原子炉保水	原子炉急減圧により原子炉水位が低下し、原子炉水位監視 (レベル 1) で健全な高圧代替保水系が自動起動し原子炉保水を開始する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏れ量の抑制のため高圧代替保水系ノズル部以下で維持する。	【高圧代替保水系】 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧代替保水系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判別及び操作</th> <th rowspan="2">予報</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対応効果</th> </tr> <tr> <th>実効性</th> <th>可能性</th> <th>計器効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>インターフェイスシステム LOCA 発生</td> <td>原子炉冷却材圧力バランダと接続された系統で、高圧冷却材部分と低圧冷却材部分のインターフェイスとなる配管のうち、高圧側の配管が破断等により低圧冷却材部分が過圧圧力に達すること、インターフェイスシステム LOCA が発生する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失及び原子炉スクラム機能</td> <td>外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。</td> <td>【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】</td> <td>—</td> <td>平均出力監視モニター 起動監視モニター</td> </tr> <tr> <td>原子炉降圧時冷却系による原子炉保水</td> <td>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位監視 (レベル 2) で原子炉降圧時冷却系が自動起動し原子炉保水を開始する。</td> <td>【原子炉降圧時冷却系】 保水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉降圧時冷却系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>高圧代替保水系による原子炉保水</td> <td>高圧保水機能喪失後、高圧代替保水系を起動し原子炉水位を回復する。</td> <td>高圧代替保水系 保水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替保水系系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステム LOCA 発生確認</td> <td>原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 発生を確認し、格納容器隔離、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉降圧時冷却系での重大な事故であることを確認し、高圧代替保水系ポンプ吐出圧力監視の上昇 (超過値が大きくなる場合もある) により低圧冷却材部分が過圧圧力に達したことを確認し、インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 ドライウェル監視監視 格納容器内圧力 (D/W) 【高圧代替保水系ポンプ吐出圧力】</td> </tr> <tr> <td>中央制御室での高圧代替保水系機能喪失</td> <td>中央制御室からの遠隔操作により高圧代替保水系の遠隔操作を実施するが、高圧代替保水系の遠隔操作に失敗し、高圧代替保水系の機能に失敗する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉急減圧</td> <td>高圧代替保水系の機能に失敗するため、破断箇所からの漏れ量を抑制するため原子炉を急減圧する。</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧代替保水系による原子炉保水</td> <td>原子炉急減圧により原子炉水位が低下し、原子炉水位監視 (レベル 1) で健全な高圧代替保水系が自動起動し原子炉保水を開始する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏れ量の抑制のため高圧代替保水系ノズル部以下で維持する。</td> <td>【高圧代替保水系】 保水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧代替保水系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対応効果 (設計基準に照)  <span style="background-color: #cccccc; border: 1px solid black; padding: 2px;"> </span>: 有効性評価上考慮しない操作</p>	判別及び操作	予報	有効性評価上期待する事故対応効果			実効性	可能性	計器効果	インターフェイスシステム LOCA 発生	原子炉冷却材圧力バランダと接続された系統で、高圧冷却材部分と低圧冷却材部分のインターフェイスとなる配管のうち、高圧側の配管が破断等により低圧冷却材部分が過圧圧力に達すること、インターフェイスシステム LOCA が発生する。	—	—	—	外部電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	—	平均出力監視モニター 起動監視モニター	原子炉降圧時冷却系による原子炉保水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位監視 (レベル 2) で原子炉降圧時冷却系が自動起動し原子炉保水を開始する。	【原子炉降圧時冷却系】 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉降圧時冷却系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)	高圧代替保水系による原子炉保水	高圧保水機能喪失後、高圧代替保水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替保水系 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替保水系系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)	インターフェイスシステム LOCA 発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 発生を確認し、格納容器隔離、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉降圧時冷却系での重大な事故であることを確認し、高圧代替保水系ポンプ吐出圧力監視の上昇 (超過値が大きくなる場合もある) により低圧冷却材部分が過圧圧力に達したことを確認し、インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 ドライウェル監視監視 格納容器内圧力 (D/W) 【高圧代替保水系ポンプ吐出圧力】	中央制御室での高圧代替保水系機能喪失	中央制御室からの遠隔操作により高圧代替保水系の遠隔操作を実施するが、高圧代替保水系の遠隔操作に失敗し、高圧代替保水系の機能に失敗する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位	逃がし安全弁による原子炉急減圧	高圧代替保水系の機能に失敗するため、破断箇所からの漏れ量を抑制するため原子炉を急減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	高圧代替保水系による原子炉保水	原子炉急減圧により原子炉水位が低下し、原子炉水位監視 (レベル 1) で健全な高圧代替保水系が自動起動し原子炉保水を開始する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏れ量の抑制のため高圧代替保水系ノズル部以下で維持する。	【高圧代替保水系】 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧代替保水系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)	
判別及び操作			予報	有効性評価上期待する事故対応効果																																																																																														
	実効性	可能性		計器効果																																																																																														
インターフェイスシステム LOCA 発生	原子炉冷却材圧力バランダと接続された系統で、高圧冷却材部分と低圧冷却材部分のインターフェイスとなる配管のうち、高圧側の配管が破断等により低圧冷却材部分が過圧圧力に達すること、インターフェイスシステム LOCA が発生する。	—	—	—																																																																																														
外部電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	—	平均出力監視モニター 起動監視モニター																																																																																														
原子炉降圧時冷却系による原子炉保水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位監視 (レベル 2) で原子炉降圧時冷却系が自動起動し原子炉保水を開始する。	【原子炉降圧時冷却系】 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉降圧時冷却系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
高圧代替保水系による原子炉保水	高圧保水機能喪失後、高圧代替保水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替保水系 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替保水系系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
インターフェイスシステム LOCA 発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 発生を確認し、格納容器隔離、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉降圧時冷却系での重大な事故であることを確認し、高圧代替保水系ポンプ吐出圧力監視の上昇 (超過値によっては運転員が対応なしに低下傾向を示す場合もある) により低圧冷却材部分が過圧圧力に達したことを確認し、インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 ドライウェル監視監視 格納容器内圧力 (ドライウェル) 【高圧代替保水系ポンプ吐出圧力】																																																																																														
中央制御室での高圧代替保水系機能喪失	中央制御室からの遠隔操作により高圧代替保水系の遠隔操作を実施するが、高圧代替保水系の遠隔操作に失敗し、高圧代替保水系の機能に失敗する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																																														
逃がし安全弁による原子炉急減圧	高圧代替保水系の機能に失敗するため、破断箇所からの漏れ量を抑制するため原子炉を急減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力																																																																																														
高圧代替保水系による原子炉保水	原子炉急減圧により原子炉水位が低下し、原子炉水位監視 (レベル 1) で健全な高圧代替保水系が自動起動し原子炉保水を開始する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏れ量の抑制のため高圧代替保水系ノズル部以下で維持する。	【高圧代替保水系】 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧代替保水系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
判別及び操作	予報	有効性評価上期待する事故対応効果																																																																																																
		実効性	可能性	計器効果																																																																																														
インターフェイスシステム LOCA 発生	原子炉冷却材圧力バランダと接続された系統で、高圧冷却材部分と低圧冷却材部分のインターフェイスとなる配管のうち、高圧側の配管が破断等により低圧冷却材部分が過圧圧力に達すること、インターフェイスシステム LOCA が発生する。	—	—	—																																																																																														
外部電源喪失及び原子炉スクラム機能	外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	—	平均出力監視モニター 起動監視モニター																																																																																														
原子炉降圧時冷却系による原子炉保水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位監視 (レベル 2) で原子炉降圧時冷却系が自動起動し原子炉保水を開始する。	【原子炉降圧時冷却系】 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉降圧時冷却系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
高圧代替保水系による原子炉保水	高圧保水機能喪失後、高圧代替保水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替保水系 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替保水系系統流量 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														
インターフェイスシステム LOCA 発生確認	原子炉水位及び原子炉圧力の低下により LOCA 発生を確認し、格納容器隔離、格納容器圧力の上昇がないことから原子炉降圧時冷却系での重大な事故であることを確認し、高圧代替保水系ポンプ吐出圧力監視の上昇 (超過値が大きくなる場合もある) により低圧冷却材部分が過圧圧力に達したことを確認し、インターフェイスシステム LOCA が発生したことを確認する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 ドライウェル監視監視 格納容器内圧力 (D/W) 【高圧代替保水系ポンプ吐出圧力】																																																																																														
中央制御室での高圧代替保水系機能喪失	中央制御室からの遠隔操作により高圧代替保水系の遠隔操作を実施するが、高圧代替保水系の遠隔操作に失敗し、高圧代替保水系の機能に失敗する。	—	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																																														
逃がし安全弁による原子炉急減圧	高圧代替保水系の機能に失敗するため、破断箇所からの漏れ量を抑制するため原子炉を急減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力																																																																																														
高圧代替保水系による原子炉保水	原子炉急減圧により原子炉水位が低下し、原子炉水位監視 (レベル 1) で健全な高圧代替保水系が自動起動し原子炉保水を開始する。原子炉水位回復後は、破断箇所からの漏れ量の抑制のため高圧代替保水系ノズル部以下で維持する。	【高圧代替保水系】 保水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧代替保水系系統流量】 保水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																														

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

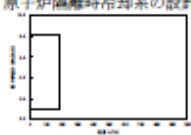
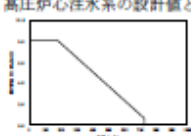
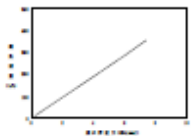
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																								
<p>第 2.7.1 表 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) における重大事故等対策について (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故初期状態</th> </tr> <tr> <th>実効状態</th> <th>可能状態</th> <th>計画状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器冷却</td> <td>原子炉格納容器によりサブプレッション・チェンバ・プールの冷却が 35℃ を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始する。</td> <td>【残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】</td> <td>—</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プールの冷却 【残留熱除去系系統流量】</td> </tr> <tr> <td>残熱操作での高圧炉心圧入系統操作</td> <td>残熱操作からの備えい初期を継続し、残熱操作により高圧炉心圧入系統の全開操作を実施し、高圧炉心圧入系統を稼働する。</td> <td>【高圧炉心圧入系統】</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心圧入系統稼働後の水位維持</td> <td>高圧炉心圧入系統の稼働に成功した後は、健全な高圧炉心圧入系統により、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 0) の間で維持する。</td> <td>【高圧炉心圧入系統】</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心圧入系統系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プールの冷却</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】: 重大事故等対策 (設計基準記載)</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故初期状態			実効状態	可能状態	計画状態	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器冷却	原子炉格納容器によりサブプレッション・チェンバ・プールの冷却が 35℃ を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始する。	【残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】	—	サブプレッション・チェンバ・プールの冷却 【残留熱除去系系統流量】	残熱操作での高圧炉心圧入系統操作	残熱操作からの備えい初期を継続し、残熱操作により高圧炉心圧入系統の全開操作を実施し、高圧炉心圧入系統を稼働する。	【高圧炉心圧入系統】	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位	高圧炉心圧入系統稼働後の水位維持	高圧炉心圧入系統の稼働に成功した後は、健全な高圧炉心圧入系統により、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 0) の間で維持する。	【高圧炉心圧入系統】	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心圧入系統系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プールの冷却	<p>第 2.7.1 表 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」 の重大事故等対策について (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故初期状態</th> </tr> <tr> <th>実効状態</th> <th>可能状態</th> <th>計画状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転</td> <td>原子炉格納容器によりサブプレッション・チェンバ・プールの冷却が 35℃ を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始する。</td> <td>【残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】</td> <td>—</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プールの冷却 【残留熱除去系系統流量】</td> </tr> <tr> <td>残熱操作での高圧炉心圧入系統操作</td> <td>残熱操作からの備えい初期を継続し、残熱操作により高圧炉心圧入系統の全開操作を実施し、高圧炉心圧入系統を稼働する。</td> <td>【高圧炉心圧入系統】</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心圧入系統稼働後の水位維持</td> <td>高圧炉心圧入系統の稼働に成功した後は、健全な高圧炉心圧入系統により、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 0) の間で維持する。</td> <td>【高圧炉心圧入系統】</td> <td>—</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心圧入系統系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プールの冷却</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】: 重大事故等対策 (設計基準記載)</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故初期状態			実効状態	可能状態	計画状態	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転	原子炉格納容器によりサブプレッション・チェンバ・プールの冷却が 35℃ を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始する。	【残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】	—	サブプレッション・チェンバ・プールの冷却 【残留熱除去系系統流量】	残熱操作での高圧炉心圧入系統操作	残熱操作からの備えい初期を継続し、残熱操作により高圧炉心圧入系統の全開操作を実施し、高圧炉心圧入系統を稼働する。	【高圧炉心圧入系統】	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位	高圧炉心圧入系統稼働後の水位維持	高圧炉心圧入系統の稼働に成功した後は、健全な高圧炉心圧入系統により、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 0) の間で維持する。	【高圧炉心圧入系統】	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心圧入系統系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プールの冷却	⑤																										
判断及び操作			手順	有効性評価上期待する事故初期状態																																																																						
	実効状態	可能状態		計画状態																																																																						
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転による原子炉格納容器冷却	原子炉格納容器によりサブプレッション・チェンバ・プールの冷却が 35℃ を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始する。	【残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】	—	サブプレッション・チェンバ・プールの冷却 【残留熱除去系系統流量】																																																																						
残熱操作での高圧炉心圧入系統操作	残熱操作からの備えい初期を継続し、残熱操作により高圧炉心圧入系統の全開操作を実施し、高圧炉心圧入系統を稼働する。	【高圧炉心圧入系統】	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																						
高圧炉心圧入系統稼働後の水位維持	高圧炉心圧入系統の稼働に成功した後は、健全な高圧炉心圧入系統により、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 0) の間で維持する。	【高圧炉心圧入系統】	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心圧入系統系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プールの冷却																																																																						
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故初期状態																																																																								
		実効状態	可能状態	計画状態																																																																						
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード) 運転	原子炉格納容器によりサブプレッション・チェンバ・プールの冷却が 35℃ を超えた時点で、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード運転を開始する。	【残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード)】	—	サブプレッション・チェンバ・プールの冷却 【残留熱除去系系統流量】																																																																						
残熱操作での高圧炉心圧入系統操作	残熱操作からの備えい初期を継続し、残熱操作により高圧炉心圧入系統の全開操作を実施し、高圧炉心圧入系統を稼働する。	【高圧炉心圧入系統】	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																																						
高圧炉心圧入系統稼働後の水位維持	高圧炉心圧入系統の稼働に成功した後は、健全な高圧炉心圧入系統により、原子炉水位を原子炉水位高 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 0) の間で維持する。	【高圧炉心圧入系統】	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【高圧炉心圧入系統系統流量】 サブプレッション・チェンバ・プールの冷却																																																																						
<p>第 2.7.2 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (1/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>SAFER</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,926MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa [gauge]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心入口温度</td> <td>約 278℃</td> <td>熱平衡計算による値</td> </tr> <tr> <td>炉心入口サブクール度</td> <td>約 10℃</td> <td>熱平衡計算による値</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料 (A 型)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度</td> <td>44.0kW/m</td> <td>設計の最大値として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の崩壊熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t</td> <td>サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃、 事象開始 24 時間以降は 40℃)</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	SAFER	—	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	燃料	9×9 燃料 (A 型)	—	最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃、 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	<p>第 2.7.2 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (1/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>SAFER</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,926MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa [gauge]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心入口温度</td> <td>約 278℃</td> <td>熱平衡計算による値</td> </tr> <tr> <td>炉心入口サブクール度</td> <td>約 10℃</td> <td>熱平衡計算による値</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料 (A 型)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度</td> <td>44.0kW/m</td> <td>設計限界値として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の崩壊熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t</td> <td>サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃、 事象開始 24 時間以降は 40℃)</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	SAFER	—	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値	炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値	燃料	9×9 燃料 (A 型)	—	最大線出力密度	44.0kW/m	設計限界値として設定	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃、 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																								
解析コード	SAFER	—																																																																								
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定																																																																								
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定																																																																								
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定																																																																								
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定																																																																								
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値																																																																								
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値																																																																								
燃料	9×9 燃料 (A 型)	—																																																																								
最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定																																																																								
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮																																																																								
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃、 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定																																																																								
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																								
解析コード	SAFER	—																																																																								
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定																																																																								
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定																																																																								
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定																																																																								
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定																																																																								
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値																																																																								
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値																																																																								
燃料	9×9 燃料 (A 型)	—																																																																								
最大線出力密度	44.0kW/m	設計限界値として設定																																																																								
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定																																																																								
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃、 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定																																																																								

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
第 2.7.2 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (2/4)			第 2.7.2 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (2/4)			
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起回事象	高压炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積は 10cm <sup>2</sup>	起回事象	高压炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積は 10cm <sup>2</sup>	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値として設定	
	安全機能の喪失に対する仮定	インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高压炉心注水系の機能喪失	安全機能の喪失に対する仮定	インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高压炉心注水系の機能喪失	インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高压炉心注水系が機能喪失するものとして設定	
	外部電源	外部電源なし	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無を比較し, 外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく, 原子炉水位の低下が早くなることから, 外部電源なしを設定	
第 2.7.2 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (3/4)			第 2.7.2 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (3/4)			⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	炉心流量急減 (遅れ時間: 2.05 秒)	原子炉スクラム信号	炉心流量急減 (遅れ時間: 2.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[diff]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 	
	高压炉心注水系	原子炉水位低 (レベル 1.5) にて自動起動 727m <sup>3</sup> /h (0.69MPa[diff]において) にて注水	高压炉心注水系	原子炉水位低 (レベル 1.5) にて自動起動 727m <sup>3</sup> /h (0.69MPa[diff]において) にて注水	高压炉心注水系の設計値として設定 	
	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の 8 個を開することによる原子炉急速減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係)	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の 8 個を開することによる原子炉急速減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気流量の関係)	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定 	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正  
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由	
第 2.7.2 表 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)) (4/4)			第 2.7.2 表 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)) (4/4)				
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方		項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	逃がし安全弁による原子炉減圧操作	事象発生 15 分後	インターフェイスシステム LOCA の発生を確認した後, 中央制御室において隔離操作を行うが, その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生 15 分後を設定	重大事故等対策に関連する操作条件	逃がし安全弁による原子炉減圧操作	事象発生 15 分後	インターフェイスシステム LOCA の発生を確認した後, 中央制御室において隔離操作を行うが, その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生 15 分後を設定
	高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作	事象発生 4 時間後	破断面積 10cm <sup>2</sup> のインターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域の現場環境条件を考慮し, 運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定		高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作	事象発生 4 時間後	破断面積 10cm <sup>2</sup> のインターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域の現場環境条件を考慮し, 運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定