

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
目次	目次	目次	
1. 概要	1. 概要	1. 概要	
別紙1. シール機能維持に対する考え方について	別紙1. シール機能維持に対する考え方について	別紙1. シール機能維持に対する考え方について	
別紙2. 改良EPDM製シール材の適用性について	別紙2. 改良EPDM製シール材の適用性について	別紙2. 改良EPDM製シール材の適用性について	
別紙3. 改良EPDM製シール材における各試験について	別紙3. 改良EPDM製シール材における各試験について	別紙3. 改良EPDM製シール材における各試験について	設備の相違
			・女川は他社と同様の T&G 型ガスケットの他に、所員用エアロック以外のハッチ等で使用している甲丸型ガスケットについても評価を行っている。以降、ガスケット評価において同様。
別紙4. 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について	別紙4. 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について	別紙4. 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について	
別紙5. 実機フランジ模擬試験の概要について	別紙5. 実機フランジ模擬試験の概要について	別紙5. 実機フランジ模擬試験の概要について	
別紙6. 改良EPDM製シール材における実機フランジ模擬試験結果の適用について	別紙6. 改良EPDM製シール材における実機フランジ模擬試験結果の適用について	別紙6. 改良EPDM製シール材における実機フランジ模擬試験結果の適用について	
別紙7. 改良EPDM製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験について	別紙7. 改良EPDM製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験について	【当該記載項目なし】	評価方針の相違
			・女川は、実機フランジ模擬試験(別紙6.)の結果から、改良EPDM製シール材の実機への適用性を確認している。
別紙8. バックアップシール材のシール機能について	別紙8. バックアップシール材のシール機能について	【当該記載項目なし】	設備の相違
別紙9. バックアップシール材塗布による設計影響について	別紙9. バックアップシール材塗布による設計影響について	【当該記載項目なし】	・女川は、当初設計時からバックアップシール材は考慮不要であるとして使用していない。
別紙10. ドライウェル主フランジ等の開口量評価について	別紙10. トップヘッドフランジ等の開口量評価について	別紙7. ドライウェル主フランジ等の開口量評価について	記載方針の相違
			・開口量評価により十分な裕度があることを確認したことから、圧縮永久ひずみ率のばらつき考慮やシール材の厚さの変更はしていない。

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
別紙11. 経年劣化を考慮したシール機能について 別紙12. 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について 別紙13. シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について 別紙14. 黒鉛製シール材について 【当該記載項目なし】	別紙11. 経年劣化を考慮したシール機能について 別紙12. 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について 別紙13. シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について 別紙14. 黒鉛製シール材について 別紙15. 試験データの代表性・信頼性について	別紙8. 経年劣化を考慮したシール機能について 別紙9. 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について 別紙10. シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について 別紙11. 黒鉛製シール材について 【当該記載項目なし】	記載方針の相違 ・開口量評価により十分な裕度があることを確認したこと から、圧縮永久ひずみ率のばらつき考慮やシール材の厚さの変更はしていない。
別紙15. フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性） 別紙16. 原子炉格納容器の各シール部の開口裕度について	別紙16. フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性） 別紙17. 原子炉格納容器のリーク発生順序及び各部位の裕度について	別紙12. フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性） 別紙13. 原子炉格納容器の各シール部の開口裕度について	記載方針の相違 ・開口量評価により十分な裕度があることを確認しており、リーク発生順序は不要。
別紙17. 所員用エアロック開口量評価に係る変形支点の変位の影響について 別紙18. 原子炉格納容器隔離弁の重大事故等時環境における耐性確認試験の概要について 【当該記載項目なし】	別紙18. 所員用エアロック開口量評価に係る変形支点の変位の影響について 別紙19. 格納容器隔離弁のS A環境下における耐性確認試験の概要について 別紙20. 移動式炉心内計装（T I P：Traversing In-core Probe）系統爆破弁について	別紙14. 所員用エアロック開口量評価に係る変形支点の変位の影響について 別紙15. 原子炉格納容器隔離弁の重大事故等時環境における耐性確認試験の概要について 【当該記載項目なし】	記載表現の相違 記載方針の相違 ・今回申請と直接関係のない事項であることから作成していない。
別紙19. 重大事故等時におけるシール機能の追従性について 別紙20. フランジ部の塑性変形の評価について 別紙21. 200℃，2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力，温度について 【当該記載項目なし】	別紙21. 重大事故等時におけるシール機能の追従性について 別紙22. フランジ部の永久変形の評価について 別紙23. 200℃，2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について 別紙24. 原子炉格納容器貫通部リスト	別紙16. 重大事故等時におけるシール機能の追従性について 別紙17. フランジ部の塑性変形の評価について 別紙18. 200℃，2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力，温度について 別紙19. 原子炉格納容器貫通部リスト	記載表現の相違 ＜柏崎刈羽7号機との比較＞ 記載方針の相違 ・柏崎刈羽は、V-5 図面 8.1 原子炉格納容器 第 8-1-2-1 図で記載している。

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
【当該記載項目なし】	別紙25. 重大事故等時の動荷重について	別紙20. 重大事故等時の動荷重について	<p><柏崎刈羽7号機との比較> 記載方針の相違 ・柏崎刈羽は、工事計画に係る補足説明資料（原子炉格納施設）資料1「重大事故等時の動荷重について」で記載している。</p>
別紙22. 開口量評価条件の設置許可時からの変更点について	【当該記載項目なし】	【当該記載項目なし】	<p><柏崎刈羽7号機との比較> 記載方針の相違 ・柏崎刈羽は設置変更許可から開口量評価条件の変更点を記載しているが、女川は設置変更許可から解析コード等の変更は行っていない。</p>
別紙23. フランジ開口量評価結果 ボルト部の応力コンター図及び変形図	【当該記載項目なし】	【当該記載項目なし】	<p><柏崎刈羽7号機との比較> 記載方針の相違 ・上記開口量評価で得られた各ボルト部の応力分布状況及び変形状況を記載している。</p>
別紙24. 代替循環冷却系の健全性 【当該記載項目なし】	別紙26. 代替循環冷却系の健全性 【当該記載項目なし】	別紙21. 代替循環冷却系の健全性 別紙22. 原子炉格納容器隔離弁のうち重大事故等時開操作対象弁抽出フロー	SA時に開操作するPCV隔離弁の抽出フローを整理。
別紙25. ドライウエル上鏡部の温度分布形成による局所的な影響について	【当該記載項目なし】	【当該記載項目なし】	<p><柏崎刈羽7号機との比較> 記載方針の相違 ・今回申請と直接関係のない事項であることから作成していない（女川はドライウエル上鏡部において極端な温度分布は形成されにくいと考える）。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

（内容比較）

ページ	項目	柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																																																																																
P1	2.1 設計基準事故時に生じる動荷重			別紙20. 重大事故等時の動荷重について 設計基準事故時に生じる動荷重は、「BWR MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」で示されており、冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時及び逃がし安全弁作動時に生じるものを考慮することが求められている（参考資料1）。この2つの事象時は、以下のような現象により動荷重が生じる。	参照する評価指針の差異 （参照する評価指針については格納容器型式に応じて異なる） <柏崎との比較> 格納容器型式の差異 （柏崎では評価指針の違いに加え、ABWRで採用されている水平ベント管が Mark-II 型とも異なることから補足説明として記載）																																																																																																																
P9	2.2 表2-2			表2-2 重大事故等時に生じる動荷重のまとめ表 <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No.</th> <th rowspan="2">重要事故シナリオ等</th> <th colspan="4">動荷重</th> </tr> <tr> <th>逃がし安全弁</th> <th>LOCA</th> <th>FCI</th> <th>ベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失） [IQUV]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>●</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>高圧注水・減圧機能喪失（給水喪失） [IQUX]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>全交流動力電源喪失 [長期TB]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>全交流動力電源喪失 [TB1]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>全交流動力電源喪失 [TB2]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>全交流動力電源喪失 [TB3]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>崩壊蒸気発生機喪失 （取水機能喪失） [TW]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>崩壊蒸気発生機喪失 （残留熱除去系機能喪失） [TW]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>●</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>原子炉停止機能喪失 [TE]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>LOCA時注水機能喪失（中小破断） [S1E、S2E]</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td>●</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>格納容器パオパス （高圧炉心スプレッドライネ配管破断） [ISLDC]</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>格納容器過圧・過温破損 （代替蒸発冷却系を使用できない場合）</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td>●*</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>格納容器過圧・過温破損 （代替蒸発冷却系を使用する場合）</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>水素燃焼</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>高圧溶融物放出・格納容器雰囲気 直接加熱</td> <td>●*</td> <td></td> <td>●</td> <td></td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>原子炉圧力容器外のFCI</td> <td>●</td> <td></td> <td>●*</td> <td></td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>●</td> <td></td> <td>●</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>○：設計基準事故時に生じる動荷重と同程度以下と考えられるもの ●：設計基準事故時に考慮されていないもの ●*：設計基準事故時に考慮されていないもののうち、代表で動荷重に関する検討を行うもの</p>	No.	重要事故シナリオ等	動荷重				逃がし安全弁	LOCA	FCI	ベント	1	高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失） [IQUV]	○			●	2	高圧注水・減圧機能喪失（給水喪失） [IQUX]	○				3	全交流動力電源喪失 [長期TB]	○				4	全交流動力電源喪失 [TB1]	○				5	全交流動力電源喪失 [TB2]	○				6	全交流動力電源喪失 [TB3]	○				7	崩壊蒸気発生機喪失 （取水機能喪失） [TW]	○				8	崩壊蒸気発生機喪失 （残留熱除去系機能喪失） [TW]	○			●	9	原子炉停止機能喪失 [TE]	○				10	LOCA時注水機能喪失（中小破断） [S1E、S2E]	○	○		●	11	格納容器パオパス （高圧炉心スプレッドライネ配管破断） [ISLDC]	○				12	格納容器過圧・過温破損 （代替蒸発冷却系を使用できない場合）		○		●*	13	格納容器過圧・過温破損 （代替蒸発冷却系を使用する場合）		○			14	水素燃焼		○			15	高圧溶融物放出・格納容器雰囲気 直接加熱	●*		●		16	原子炉圧力容器外のFCI	●		●*		17	溶融炉心・コンクリート相互作用	●		●		事象進展の差異 （女川2号ではG値の不確かさを考慮しても事象発生7日以内に原子炉格納容器フィルタベント系を用いた排出は実施することはない）
No.	重要事故シナリオ等	動荷重																																																																																																																			
		逃がし安全弁	LOCA	FCI	ベント																																																																																																																
1	高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失） [IQUV]	○			●																																																																																																																
2	高圧注水・減圧機能喪失（給水喪失） [IQUX]	○																																																																																																																			
3	全交流動力電源喪失 [長期TB]	○																																																																																																																			
4	全交流動力電源喪失 [TB1]	○																																																																																																																			
5	全交流動力電源喪失 [TB2]	○																																																																																																																			
6	全交流動力電源喪失 [TB3]	○																																																																																																																			
7	崩壊蒸気発生機喪失 （取水機能喪失） [TW]	○																																																																																																																			
8	崩壊蒸気発生機喪失 （残留熱除去系機能喪失） [TW]	○			●																																																																																																																
9	原子炉停止機能喪失 [TE]	○																																																																																																																			
10	LOCA時注水機能喪失（中小破断） [S1E、S2E]	○	○		●																																																																																																																
11	格納容器パオパス （高圧炉心スプレッドライネ配管破断） [ISLDC]	○																																																																																																																			
12	格納容器過圧・過温破損 （代替蒸発冷却系を使用できない場合）		○		●*																																																																																																																
13	格納容器過圧・過温破損 （代替蒸発冷却系を使用する場合）		○																																																																																																																		
14	水素燃焼		○																																																																																																																		
15	高圧溶融物放出・格納容器雰囲気 直接加熱	●*		●																																																																																																																	
16	原子炉圧力容器外のFCI	●		●*																																																																																																																	
17	溶融炉心・コンクリート相互作用	●		●																																																																																																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

ページ	項目	柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P10	2.3 重要事故シークエンスのうち他の重要事故シークエンスで包絡できると考えられるものについて			検討のため、原子炉格納容器に対する逃がし安全弁の動荷重の考え方について、設計基準事故時の設計条件について記載する。設計条件は、実機試験により、非凝縮性ガスによる気泡脈動の圧力振幅が支配的であることを確認しているため、この圧力振幅に基づき動荷重が設定されている（図 2-1）。	参照する試験の差異 （女川2号では Mark-I 型格納容器を対象に実施された海外プラント試験を参照している）
P10	2.3 要事故シークエンスのうち他の重要事故シークエンスで包絡できると考えられるものについて			・逃がし安全弁作動時の個数 重大事故等時に作動する逃がし安全弁の数は、設計基準事故時と同等（全 11 個作動）となるが、重大事故等時に作動する逃がし安全弁の作動間隔が、設計基準事故時と比較して短くなった場合、多弁作動時の圧力振幅が大きくなり、動荷重が設計基準事故時より大きくなる可能性がある	設計基準事故時の評価の差異 （女川2号では設計基準事故時の逃がし安全弁作動時の動荷重評価において、全弁作動相当の解析を実施している（詳細は 2.4.2 項に記載）。しかし、作動間隔への影響を考慮した考察を実施）
P11	2.3 要事故シークエンスのうち他の重要事故シークエンスで包絡できると考えられるものについて			・原子炉停止機能喪失[TC] 主蒸気隔離弁閉止後の原子炉停止失敗に伴い、逃がし安全弁 11 個が動作する。このとき、原子炉圧力が約 9.26MPa[gage]まで上昇するため、最高使用圧力（8.62MPa）を超える。	同上 記載表現の差異
P17	2.4.2 原子炉停止機能喪失[TC]時の影響評価			Mark-I 型原子炉格納容器に対しては、逃がし安全弁作動時の気泡振動荷重を以下のように評価している。 まず、逃がし安全弁作動試験を行った海外プラントを対象に、試験時の構造応答が良く模擬できるような気泡・流体・構造連成モデルにおける擾乱（ソース）を定める。この擾乱を、評価対象とする当該プラントの逃がし安全弁作動挙動やサプレッションチェンバの構造等を踏まえて補正し、当該プラントの構造モデルに与えて応答を評価している。 ここで、逃がし安全弁作動挙動の評価に際しては、弁の設定圧力や気泡の駆動力となる蒸気流量を厳しく設定している。また、構造解析モデル（トラスの単位セクターを模擬）では、クエンチャ配置に係る対称面（セクターの端面）で流体・構造双方に対して対称条件を用いている。これは、仮想的にすべてのクエンチャから同時に気泡が放出され、すべての気泡が同期して振動する状態を模擬した扱いになるため、全弁作動相当の解析となっているが、実際には各弁の設定圧力や排気管長さが異なり同期しないため、保守的な評価となっている。 以上から、解析体系としては 11 個が作動した場合も含むものとなっており、原子炉圧力上昇に伴う蒸気流量の増加に対しても一定の余裕をみた評価としているが、以下では重大事故等時の影響を検討する。 主蒸気隔離弁閉止後の原子炉停止失敗に伴い、逃がし安全弁 11 個が動作する。また、このときに原子炉圧力が約 9.26MPa[gage]まで上昇するため、最高使用圧力（8.62MPa）を超える。	同上 記載表現の差異

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

ページ	項目	柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P17	2.4.2(1) 逃がし安全弁 11個作動時 の影響評価			<p>設計基準事故時の評価は、解析体系として11個が作動した場合も含むものとなっている。また、海外プラントで逃がし安全弁作動時の実機試験を実施しており、以下のことが確認されており、このことから考察できる。</p> <ul style="list-style-type: none">・実機試験で複数の逃がし安全弁が作動したときに測定された圧力振幅は、単弁作動時と同等の結果である <p>・実機試験で測定された圧力振幅は、クエンチャ近傍で大きく、距離が離れるほど、減衰する</p>	同上
P17, 18	2.4.2(1) 逃がし安全弁 11個作動時 の影響評価			<p>海外プラントで確認されている多弁作動時の影響</p> <p>本試験では、逃がし安全弁は□弁作動しており、多弁作動の圧力振幅を確認している。</p> <p>図2-5に示すように逃がし安全弁作動時の圧力振幅は、単弁作動時と比較し、多弁作動時は有意な差がない結果であった。多弁作動した時に圧力振幅が大きくならなかった理由は、逃がし安全弁の作動タイミングのずれ、排気管の配管長及び非凝縮性ガスが排出される各クエンチャから測定点までの距離の違いによる気泡脈動の位相のずれが生じることにより、圧力振幅が相殺される等によって、圧力振幅が増幅しなかったものと考えられる。</p>	同上
P19	2.4.2(1) 逃がし安全弁 11個作動時 の影響評価			<p>海外プラント実機試験の女川2号機への適用性</p> <p>実機試験を実施した海外プラントは女川2号機と類似したサブプレッションチェンバを有するMark-1型原子炉格納容器となっている。また、クエンチャの形状が同等であること、クエンチャの配置については、対称的な配置が同様である（図2-6）。これらのことから、海外プラントと女川2号機のサブプレッションチェンバは類似した形状であるため、実機試験の結果は適用できる。</p>	参照する試験の差異 （Mark-1型格納容器とMark-1改良型格納容器でサブプレッションチェンバの構造に差異はなく、女川2号ではMark-1型格納容器を対象に実施された海外プラント試験を参照している）
P23	2.4.2(1) 逃がし安全弁 11個作動時 の影響評価			<p>実機試験で確認されている距離による減衰効果</p> <p>実機試験結果から、図2-8で示すように、単弁作動時に観測されたトールラス壁面圧力はクエンチャからトールラス周方向（隣接ベイ方向）へ離れるに従って正圧/負圧いずれの絶対値も小さくなっており、動荷重の影響は距離に応じて速やかに減衰している。また、隣接の多弁作動時の結果とも顕著な差はみられない。</p>	参照する試験結果の差異 （いずれの試験においてもクエンチャからの距離に応じて減衰している。また女川2号が参照している試験結果では単弁・多弁作動時の結果に差異がないことが確認できる）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

ページ	項目	柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P23	2.4.2(1) 逃がし安全弁 11個作動時 の影響評価			-	設計基準事故時の評価の差異 (女川2号では設計基準事故時の逃がし安全弁作動時の動荷重評価において、全弁作動相当の解析を実施しており、強度計算においてこれらに基づく評価を行なっていることから、本項で改めて全弁作動時による感度評価は行っていない)
P24	2.4.2(2) 原子炉圧力の上昇率が設計基準事故時より高くなる場合の影響評価			本試験で使用しているクエンチャアームの角度は、 <input type="text"/> ° <input type="text"/> °（参考資料2②）であり、この範囲以上であれば同等の性能が確保でき、女川2号機で採用しているクエンチャアームはT型でアーム角度は180°でありこれより広いため、本試験結果を適用可能である。また、本試験で使用しているクエンチャアームの孔の放射角度は <input type="text"/> °（参考資料2②）であり、女川2号機で採用しているクエンチャアームの孔の放射角度は <input type="text"/> °である。クエンチャアームの孔の放射角度は女川2号機の方が概ね小さく、T-クエンチャから排出される気泡が制限され、より安定的に気泡が排出されることから、本試験結果は適用可能である。	クエンチャ設計の差異 (女川2号ではT型クエンチャを採用しているが、試験で使用しているX型クエンチャと比較し、アーム角度が広くアーム間の距離が大きくなるため試験条件を包絡することになる。また、孔の放射角度は概ね包絡条件となっている。なお、女川2号と同様の放射角度のクエンチャを有する海外プラント試験の結果においても、有意な影響はない)
P26	2.4.2(2) 原子炉圧力の上昇率が設計基準事故時より高くなる場合の影響評価			ATWS時の最大圧力時に生じる動荷重を踏まえた強度評価 ATWS時の逃がし安全弁作動時の動荷重は、設計基準事故時と同等と考えられる。また、女川2号機の逃がし安全弁作動時の動荷重は、設計基準事故時において弁の開放設定圧に余裕をみた評価を実施していることから、余裕を有するものと考えられるが、参考として評価を実施する。	設計基準事故時の評価の差異 (ATWS時は逃がし弁機能で逃がし安全弁が作動することとなるが、女川2号の設計基準事故時の逃がし安全弁作動時の動荷重評価においては、安全弁機能動作圧力に更に余裕を見た圧力で評価している) <柏崎との比較> 記載表現の差異 (柏崎では既工認における整理を補足説明として記載)
P27	2.4.2(3) 逃がし安全弁作動時の荷重の組合せを考慮した包絡性			-	設計基準事故時の評価の差異 (女川2号では強度評価における荷重の組合せは、ATWS時の圧力上昇を考慮した逃がし弁作動時の荷重とATWS時の圧力を包絡した設計圧力で評価を行なっている)

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

ページ	項目	柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
P44	5.2 格納容器ベント時の水位上昇による影響			<p>なお、真空破壊弁は、重大事故等時におけるサブプレッションチェンバの水位でも水没することはないことから、真空破壊弁についての構造健全性の確認は不要である。</p>	<p>運用の差異 (女川2号では重大事故等発生時に真空破壊弁が水没することがないよう格納容器ベントを実施する手順としている)</p>
P47	5.4 格納容器ベント時の継続時間による影響			<p>格納容器ベント時の重大事故等時荷重の時間履歴を図5-4に示す。LOCA時に加わる荷重のうち、a.からb.までの現象における荷重に関しては配管破断発生後、原子炉压力容器からのブローダウンが終了するまでの比較的短時間に生じる荷重であるため、生じる荷重の強さ及び荷重発生時の原子炉格納容器内圧力・温度条件は設計基準事故と同等となる。</p> <p>一方で、c.については、原子炉压力容器からのブローダウン収束後も比較的長期にわたって継続する荷重であるため、重大事故等時の原子炉格納容器内圧力・温度条件との組合せを考慮する必要がある。具体的には、原子炉格納容器の除熱手段の復旧等により格納容器ベントを停止し、ドライウエルとサブプレッションチェンバの差圧が解消されるまでは、崩壊熱によって発生した蒸気がサブプレッションチェンバ内のプール水へと移行し続けることにより、チャギングが生じると考えられることから、c.の荷重は格納容器ベント停止までの期間において発生し続けることを考慮する。</p>	<p>参照する評価指針の差異 (参照する評価指針については格納容器型式に応じて異なり、Mark-I型格納容器の評価指針ではLOCA時に考慮する荷重が再整理されている)</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

<p>柏崎刈羽原子力発電所 第7号機</p>		<p>備考</p>
		<p>① 女川2号はFCIによる荷重の組合せをV(S)-1-2として整理しており、V(S)-1の限界圧力(2Pd)及び設計基準事故時のチャギング荷重に包絡されることから、強度計算書の評価ケースはV(S)-1として整理している。</p>

<p>女川原子力発電所 第2号機</p>

表1 重大事故等時の荷重の組合せ

No.	荷重の組合せ			評価 応力 状態	死荷重	地震 圧力	圧力				動荷重				重大事故シナリオ等	荷重の組合せの考え方	備考
	各運転状態 による荷重	地震	評価 応力 状態				LOCA時 の 圧力	中小破断 時の 圧力	SA山 圧力	SA山 圧力	SA山 圧力	SA山 圧力	LOCA 時 の 圧力	FCI 時 の 圧力			
V(S)-1	SA期間	-	V ₁	○	○									格納容器過圧・過熱破損 【代替蒸発冷却系を使用できない場合】	限界温度、圧力を考慮する。 動荷重については、LOCA発生直後は設計基準事故時の評価に包絡されるため組み合わせない。 格納容器ベント実施時点の動荷重として、保守的な取り扱いではあるが、LOCA後長期の動荷重及び格納容器ベント時の荷重を合わせたものとして、設計基準事故時の3倍重を組み合わせた。	強度計算書 評価ケース	
V(S)-1-1	SA期間	-	V ₁	○	○									格納容器過圧・過熱破損 【代替蒸発冷却系を使用する場合】	限界温度、圧力を考慮する。 動荷重については、LOCA発生直後は設計基準事故時の評価に包絡されるため組み合わせない。 【LOCA後長期の動荷重を保守的に考慮する。】	V(S)-1で 包絡	
V(S)-1-2	SA期間	-	V ₁	○	○									原子炉圧力容器外へのFCI に包絡される重大事故シナリオ等。 高圧設備物漏れ/格納容器雰囲気加熱、 設備中心・コンクリート相互作用	FCIによる動荷重と動荷重発生中の原子炉格納容器内圧力を組み合わせた。 なお、FCI時の動荷重については、LOCA後長期の3倍重を考慮する。	V(S)-1で 包絡	
V(S)-2	SA期間	-	V ₁	○	○									高圧・低圧日本機損失（給水喪失）、 高圧日本・減圧機損失（給水喪失）、 蒸発熱除去機能喪失（残留熱除去機能喪失）	過しが安全弁による急減圧までの期間的な原子炉格納容器の圧力上昇と過しが安全弁作動時の荷重が重なるため、組み合わせる。また、格納容器ベント時の動荷重として、保守的な取り扱いはあるが、設計基準事故時の3倍重を組み合わせる。原子炉格納容器圧力は、ベント時の圧力を用いる。	強度計算書 評価ケース	
V(S)-2-1	SA期間	-	V ₁	○	○									全交流動力電源喪失（共同）、 全交流動力電源喪失（共同）、 全交流動力電源喪失（共同）、 蒸発熱除去機能喪失（残水機損失）、 原子炉停止機能喪失、 格納容器ベントガス（高圧ガスブレイク系統管破断）、 高圧設備物漏れ/格納容器雰囲気加熱、 原子炉圧力容器外へのFCI、 設備中心・コンクリート相互作用	過しが安全弁による急減圧までの期間的な原子炉格納容器の圧力上昇と過しが安全弁作動時の荷重が重なるため、組み合わせる。	V(S)-2で 包絡	
V(S)-2-2	SA期間	-	V ₁	○	○									LOCA時日本機損失（中小破断）	中小破断LOCAが発生し、CRが作っている状態で、過しが安全弁が作動する可能性があるため、組み合わせる。原子炉格納容器圧力は、過しが安全弁作動時とする。	V(S)-2で 包絡	
V(L)-1	SA期間 (L)	Sd	V ₁ S											格納容器過圧・過熱破損 【代替蒸発冷却系を使用できない場合】	格納容器ベントタイミングの不確実性を考慮した事故後10分以内（約1日）の荷重と蒸発熱除去機能を組み合わせる。この時点では原子炉格納容器は代替蒸発冷却系等により冷却が開始されており、動荷重が作用しないため、SA(L)で想定される圧力のみを包絡し組み合わせる。	強度計算書 評価ケース	
V(L)-1	SA期間 (L)	Ss	V ₁ S											格納容器過圧・過熱破損 【代替蒸発冷却系を使用する場合】	重大事故等時の地震を考慮するため、事故後2×10 ¹⁶ 年（約7日）の荷重と蒸発熱除去機能を組み合わせる。この時点では原子炉格納容器は代替蒸発冷却系等により冷却が開始されており、動荷重が作用しないため、SA(L)で想定される圧力のみを包絡し組み合わせる。	強度計算書 評価ケース	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

柏崎刈羽原子力発電所 第7号機		備考
		① 女川2号はFCIによる荷重の組合せをV(S)-1-2として整理しており、V(S)-1の限界圧力(2Pd)及び設計基準事故時のチャギング荷重に包絡されることから、強度計算書の評価ケースはV(S)-1として整理している。

女川原子力発電所 第2号機

表2 重大事故等時の荷重の組合せの網羅性

No.	荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態	死荷重	圧力			動荷重				備考
	各運転状態による荷重	地震				最高使用圧力 （限界圧力）	通常運転 最大圧力	当該事象時の 最大圧力	作動時 SRV	ジェット	CO	CH	
1	設計条件	—	設計条件	IV（異常時）	○	○							V(S)-1の組合せで包絡
2	運転状態I	—	I ₁	I（通常運転時）	○		○						通常運転時のため、SA時は組み合わせない
3	運転状態II	—	II ₁	II（逃がし安全弁作動時）	○		○		○				V(S)-2の組合せで包絡
4	運転状態IV	—	IV ₁	IV（ジェット力作用時）	○					○			ジェット荷重はLOCA発生直後にのみ発生する荷重であることから、SA時は組み合わせない
5	運転状態IV	—	設計条件	III（異常時）	○			○			○		V(S)-1の組合せと同様
6	運転状態IV	—	設計条件	III（異常時）	○			○				○	V(S)-1の組合せと同様
7	試験状態	—	試験状態	II（試験時）	○								試験状態は記載しない
8	運転状態I	*	III _S	III（地震時）	○		○						V(LL)-1の組合せで包絡
9	運転状態I	Ss	IV _S	IV（地震時）	○	○							V(LL)-1の組合せで包絡
10	運転状態II	*	III _S	III（地震時）	○	○			○				SRV作動は短期であるため、SA時は組み合わせない
11	運転状態II	Ss	IV _S	IV（地震時）	○	○			○				
12	運転状態IV	*	III _S	III（異常+地震時）	○			○					V(LL)-1の組合せで包絡
13	運転状態IV	Ss	IV _S	IV（異常+地震時）	○			○					V(LL)-1の組合せと同様
V(S)-1	SA短期	—	V ₁	ベントケース	○	○						○	評価圧力：限界圧力2Pd（854kPa）
V(S)-1-1	SA短期	—	V ₁	代替循環冷却ケース	○	○						○	評価圧力：限界圧力2Pd（854kPa）
V(S)-1-2	SA短期	—	V ₁	FCI	○			○				○	評価圧力：FCI発生時の圧力（221kPa）
V(S)-2	SA短期	—	V ₁	SRV作動（ベントケース）	○			○	○			○	評価圧力：設計圧力1Pd（427kPa）
V(S)-2-1	SA短期	—	V ₁	SRV作動	○			○	○				評価圧力：設計圧力1Pd（427kPa）
V(S)-2-2	SA短期	—	V ₁	LOCA時注水機能喪失	○			○	○			○	評価圧力：設計圧力1Pd（427kPa）
V(LL)-1	SA長期(L)	Sd	V _S	ベントケース（地震）	○			○				○	評価圧力：SA長期(L)時の圧力640kPa
V(LL)-1	SA長期(LL)	Ss	V _S	代替循環冷却ケース（地震）	○			○					評価圧力：SA長期(LL)時の圧力427kPa

注記 *：Sd又は静的地震力

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（補足-370-1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について）

No.	荷重の組合せ		許容応力状態	荷重状態	死荷重	圧力			動荷重				備考
	各運転状態による荷重	地震				最高使用圧力	限界圧力	通常運転圧力	当談事故時の最大圧力	作動時	SRV	ジェット	
1	設計条件	—	設計条件	IV（異常時）	○	○							V(S)-1の組合せで包絡
2	運転状態I	—	I _A	I（通常運転時）	○		○						通常運転時のため、SA時は組み合わせない
3	運転状態II	—	II _A	II（逃がし安全弁作動時）	○		○		○				V(S)-2の組合せで包絡
4	運転状態IV	—	IV _A	IV（ジェット力作用時）	○					○			ジェット荷重はLOCA発生直後のみ発生する荷重であることから、SA時は組み合わせない
5	運転状態IV	—	設計条件	III（異常時）	○			○			○		V(S)-1の組合せと同様
6	運転状態IV	—	設計条件	III（異常時）	○			○					V(S)-1の組合せと同様
7	試験状態	—	試験状態	II（試験時）	○								試験状態は記載しない
8	運転状態I	*	III _S	III（地震時）	○		○						V(L)-1の組合せで包絡
9	運転状態I	Ss	IV _S	IV（地震時）	○		○						V(LL)-1の組合せで包絡
10	運転状態II	*	III _S	III（地震時）	○		○		○				SRV作動は短期であるため、SA時は組み合わせない
11	運転状態II	Ss	IV _S	IV（地震時）	○		○		○				V(L)-1の組合せで包絡
12	運転状態IV	*	III _S	III（異常+地震時）	○			○					V(L)-1の組合せで包絡
13	運転状態IV	Ss	IV _S	IV（異常+地震時）	○			○					V(LL)-1の組合せと同様
V(S)-1	SA短期	—	V _A	ベントケース	○	○						○	評価圧力：限界圧力2Pd（854kPa）
V(S)-1-1	SA短期	—	V _A	代替循環冷却ケース	○	○						○	評価圧力：限界圧力2Pd（854kPa）
V(S)-1-2	SA短期	—	V _A	FCI	○			○				○	評価圧力：FCI発生時の圧力（221kPa）
V(S)-2	SA短期	—	V _A	SRV作動（ベントケース）	○				○	○		○	評価圧力：設計圧力1Pd（427kPa）
V(S)-2-1	SA短期	—	V _A	SRV作動	○			○	○			○	評価圧力：設計圧力1Pd（427kPa）
V(S)-2-2	SA短期	—	V _A	LOCA時注水機能喪失	○			○	○			○	評価圧力：設計圧力1Pd（427kPa）
V(L)-1	SA長期(L)	Sd	V _S	ベントケース（地震）	○				○	○		○	評価圧力：SA長期(L)時の圧力6406Pa
V(LL)-1	SA長期(LL)	Ss	V _S	代替循環冷却ケース（地震）	○			○		○		○	評価圧力：SA長期(LL)時の圧力427kPa

注記 *：Sd又は静的地震力

- ①, ④
- ⑥
- ⑤
- ②, ③
- ②
- ③
- ⑦
- ⑧

備考

①, ④
 女川2号は限界圧力と組み合わせる動荷重として、格納容器ベント実施時点の動荷重を保守的な取り扱いはあるが、LOCA後長期のチャギング荷重及び格納容器ベント時の荷重を組み合わせたものとして、設計基準事故時のチャギング荷重を組み合わせている。

②
 女川2号はATWS時による荷重の組合せをV(S)-2-1として整理しており、ATWS時の圧力を包絡する設計圧力(1Pd)及びATWS時の圧力上昇を考慮した逃がし安全弁作動時の動荷重であることから、強度計算書の評価ケースはV(S)-2に包絡される。

③
 女川2号は中小破断LOCA時による荷重の組合せをV(S)-2-2として整理しており、設計圧力(1Pd)、中小破断LOCA時の逃がし安全弁作動時の動荷重とチャギング荷重を包絡する設計基準事故時のチャギング荷重を組み合わせることから、強度計算書の評価ケースはV(S)-2に包絡される。

⑤
 女川2号はFCIによる荷重の組合せをV(S)-1-2として整理しており、V(S)-1の限界圧力(2Pd)及び設計基準事故時のチャギング荷重に包絡されることから、強度計算書の評価ケースはV(S)-1として整理している。

⑥
 女川2号は格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）による荷重の組合せをV(S)-1-2として整理しており、V(S)-1の限界圧力(2Pd)及び設計基準事故時のチャギング荷重に包絡されることから、強度計算書の評価ケースはV(S)-1として整理している。

⑦
 女川2号はSd地震と組み合わせる圧力を格納容器ベント時の圧力である1.5Pdと長期間継続しうるチャギング荷重を組み合わせる。

⑧
 女川2号はSs地震と組み合わせる圧力を設計で圧力である1Pdと組み合わせる。