

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [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]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<table border="1" data-bbox="471 653 2169 1104"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="471 653 2169 695">比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</td> </tr> <tr> <th data-bbox="471 695 605 737">相違No.</th> <th data-bbox="605 695 2169 737">相違理由</th> </tr> <tr> <td data-bbox="471 737 605 821">①</td> <td data-bbox="605 737 2169 821">PRAから抽出される事故シーケンスの差異（東海第二は、地震PRAにおける直流電源喪失の事故シーケンスを展開しているが、島根2号炉は階層イベントツリーでTBDに分類）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="471 821 605 863">②</td> <td data-bbox="605 821 2169 863">島根2号炉は評価に年超過確率は用いていない</td> </tr> <tr> <td data-bbox="471 863 605 947">③</td> <td data-bbox="605 863 2169 947">島根2号炉の原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ、タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプは屋外設置のため、評価対象。また、ディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため、評価対象外</td> </tr> <tr> <td data-bbox="471 947 605 989">④</td> <td data-bbox="605 947 2169 989">島根2号炉の制御室及び廃棄物処理施設は原子炉建物とはそれぞれ別建物（制御室建物、廃棄物処理建物）にあるため評価対象</td> </tr> <tr> <td data-bbox="471 989 605 1031">⑤</td> <td data-bbox="605 989 2169 1031">島根2号炉のディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため、評価対象外</td> </tr> <tr> <td data-bbox="471 1031 605 1104">⑥</td> <td data-bbox="605 1031 2169 1104">島根2号炉のタービン補機冷却系サージタンクは建物屋上に設置されているため評価対象並びに中央制御室空調換気系及び再循環ポンプMGセットは建物最上階に設置されていないため、評価対象外</td> </tr> </table>				比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。		相違No.	相違理由	①	PRAから抽出される事故シーケンスの差異（東海第二は、地震PRAにおける直流電源喪失の事故シーケンスを展開しているが、島根2号炉は階層イベントツリーでTBDに分類）	②	島根2号炉は評価に年超過確率は用いていない	③	島根2号炉の原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ、タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプは屋外設置のため、評価対象。また、ディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため、評価対象外	④	島根2号炉の制御室及び廃棄物処理施設は原子炉建物とはそれぞれ別建物（制御室建物、廃棄物処理建物）にあるため評価対象	⑤	島根2号炉のディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため、評価対象外	⑥	島根2号炉のタービン補機冷却系サージタンクは建物屋上に設置されているため評価対象並びに中央制御室空調換気系及び再循環ポンプMGセットは建物最上階に設置されていないため、評価対象外
比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。																			
相違No.	相違理由																		
①	PRAから抽出される事故シーケンスの差異（東海第二は、地震PRAにおける直流電源喪失の事故シーケンスを展開しているが、島根2号炉は階層イベントツリーでTBDに分類）																		
②	島根2号炉は評価に年超過確率は用いていない																		
③	島根2号炉の原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ、タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプは屋外設置のため、評価対象。また、ディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため、評価対象外																		
④	島根2号炉の制御室及び廃棄物処理施設は原子炉建物とはそれぞれ別建物（制御室建物、廃棄物処理建物）にあるため評価対象																		
⑤	島根2号炉のディーゼル燃料貯蔵タンクは地下設置のため、評価対象外																		
⑥	島根2号炉のタービン補機冷却系サージタンクは建物屋上に設置されているため評価対象並びに中央制御室空調換気系及び再循環ポンプMGセットは建物最上階に設置されていないため、評価対象外																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">目次</p> <p>はじめに</p> <p>1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</p> <p>1.1 事故シーケンスグループの分析について</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出, 整理</p> <p>1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて</p> <p>1.3 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>2 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出, 整理</p> <p>2.1.2 <u>レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討</u></p> <p>2.2 評価事故シーケンスの選定について</p> <p>2.2.1 評価対象とする <u>PDS</u> の選定</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p>はじめに</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</p> <p>1.1 事故シーケンスグループの分析について</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出, 整理</p> <p>1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>1.1.2.3 炉心損傷後の<u>格納容器</u>の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて</p> <p>1.3 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の<u>格納容器破損モード</u>抽出及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出, 整理</p> <p>2.1.2 <u>抽出した格納容器破損モードの整理</u></p> <p>2.1.2.1 <u>必ず想定する格納容器破損モードとの対応</u></p> <p>2.1.2.2 <u>追加すべき格納容器破損モードの検討</u></p> <p>2.2 評価事故シーケンスの選定について</p> <p>2.2.1 評価対象とする <u>PDS</u> の選定</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p>はじめに</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</p> <p>1.1 事故シーケンスグループの分析について</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出, 整理</p> <p>1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>1.1.2.3 炉心損傷後の<u>原子炉格納容器</u>の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて</p> <p>1.3 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における<u>格納容器破損モード</u>及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出, 整理</p> <p>2.1.2 <u>内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討</u></p> <p>2.2 評価事故シーケンスの選定について</p> <p>2.2.1 評価対象とする <u>プラント損傷状態</u>の選定</p>	<p>・付番の相違 【柏崎6/7】 (以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は「原子炉格納容器」と記載(以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 (以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は章を分けて記載(以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「プラ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果</p> <p>2. 2. 3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>2. 2. 4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策</p> <p>3 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の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>3. 1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について</p> <p>3. 1. 1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理</p>	<p>2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定の考え方</p> <p>2. 2. 3 評価事故シーケンスの選定結果</p> <p>2. 2. 4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>2. 2. 5 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策</p> <p>3. 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の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>3. 1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について</p> <p>3. 1. 1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出, 整理</p> <p>3. 1. 2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>3. 1. 2. 1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>3. 1. 2. 2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p>	<p>2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果</p> <p>2. 2. 3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>2. 2. 4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策</p> <p>3. 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の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>3. 1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について</p> <p>3. 1. 1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出・整理</p>	<p>ント損傷状態」と記載 (以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は評価事故シーケンスの選定の考え方と選定結果を分けて記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 (以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は 1 章(炉心損傷防止対策)の章構成と整合するよう記載 (以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は「3. 1. 2 抽出した事故シーケンスの整理」について「3. 1. 1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出・整理」に記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3.2 重要事故シナリオの選定について</p> <p>3.2.1 重要事故シナリオの選定の考え方</p> <p>3.2.2 重要事故シナリオの選定結果</p> <p>4 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて</p>	<p>3.2 重要事故シナリオの選定について</p> <p>3.2.1 重要事故シナリオ選定の考え方</p> <p>3.2.2 重要事故シナリオの選定結果</p> <p>4. 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて</p>	<p>3.2 重要事故シナリオの選定について</p> <p>3.2.1 重要事故シナリオの選定の考え方</p> <p>3.2.2 重要事故シナリオの選定結果</p> <p>4. 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">表</p> <p>第1-1表 PRAの対象とした主な設備・系統</p> <p>第1-2表 内部事象運転時レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <p>第1-3表 地震レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <p>第1-4表 津波高さ別の発生頻度</p> <p>第1-5表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス</p> <p>第1-6表 PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討</p> <p>第1-7表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度</p> <p>第1-8表 重要事故シーケンス等の選定</p> <p>第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p>第2-2表 PDSの定義</p> <p>第2-3表 評価対象とするPDSの選定</p> <p>第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定</p> <p>第3-1表 内部事象停止時レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <p>第3-2表 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度</p>	<p style="text-align: center;">表</p> <p>第1-1表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス</p> <p>第1-2表 PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討</p> <p>第1-3表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度</p> <p>第1-4表 重要事故シーケンス等の選定</p> <p>第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p>第2-2表 プラント損傷状態(PDS)の定義</p> <p>第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定</p> <p>第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定</p> <p>第3-1表 運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度</p>	<p style="text-align: center;">表</p> <p>第1-1表 PRAの対象とした主な設備・系統</p> <p>第1-2表 内部事象運転時レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <p>第1-3表 地震レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <p>第1-4表 津波高さ別の発生頻度</p> <p>第1-5表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス</p> <p>第1-6表 PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討</p> <p>第1-7表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度</p> <p>第1-8表 重要事故シーケンス等の選定</p> <p>第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p>第2-2表 プラント損傷状態の定義</p> <p>第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態の選定について</p> <p>第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について</p> <p>第3-1表 内部事象停止時レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <p>第3-2表 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉はPRAの対象とした設備系統、起回事象及び発生頻度の表を記載</p> <p>・付番の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は(PDS)と記載(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は題名の最後に「について」と記載(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉はPRA起回事象及び発生頻度の表を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第 3-3 表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について 第 3-4 表 燃料損傷までの余裕時間について</p>	<p>第 3-3 表 重要事故シーケンス (運転停止中) の選定 第 3-2 表 燃料損傷までの余裕時間</p>	<p>第 3-3 表 重要事故シーケンス (運転停止中) の選定について 第 3-4 表 燃料損傷までの余裕時間について</p>	<p>島根 2 号炉は「燃料 損傷頻度」と記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">図</p> <p>第1-1 図 事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第1-2 図 内部事象運転時レベル1PRA イベントツリー</p> <p>第1-3 図 地震レベル1PRA 階層イベントツリー</p> <p>第1-4 図 地震レベル1PRA イベントツリー</p> <p>第1-5 図 津波レベル1PRA <u>津波高さ別</u>イベントツリー</p> <p><u>第1-6 図 津波レベル1PRA イベントツリー</u></p> <p>第1-7 図 プラント全体の炉心損傷頻度</p> <p>第1-8 図 各PRA の結果と事故シーケンスグループごとの寄与割合</p>	<p style="text-align: center;">図</p> <p>第1-1 図 事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第1-2 図 内部事象レベル1 P R A <u>における</u> イベントツリー</p> <p>第1-3 図 地震レベル1 P R A <u>における</u> 階層イベントツリー</p> <p>第1-4 図 地震レベル1 P R A <u>における</u> イベントツリー</p> <p>第1-5 図 津波レベル1 P R A <u>における</u> 階層イベントツリー</p> <p><u>第1-6 図 津波レベル1 P R A におけるイベントツリー</u></p> <p>1-7 図 プラント全体の炉心損傷頻度</p> <p>第1-8 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合</p>	<p style="text-align: center;">図</p> <p>第1-1 図 事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第1-2 図 内部事象運転時レベル1 P R A イベントツリー</p> <p>第1-3 図 地震レベル1 P R A 階層イベントツリー</p> <p>第1-4 図 地震レベル1 P R A イベントツリー</p> <p>第1-5 図 津波レベル1 P R A <u>階層</u> イベントツリー</p> <p>第1-6 図 プラント全体の炉心損傷頻度</p> <p>第1-7 図 <u>各PRAの結果と事故シーケンスグループごとの寄</u></p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は「における」イベントツリーとは記載していない (以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では津波高さ別のイベントツリーを階層イベントツリーと記載(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉の津波PRAでは、評価対象とする起因事象に対して炉心損傷に直結する事象のみが抽出されたため、イベントツリーを作成していない</p> <p>・図番号の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 (以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>合</p> <p>第 2-1 図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第 2-2 図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード</p> <p>第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1. 5PRA 格納容器イベントツリー</p> <p>第 2-4 図 内部事象運転時レベル 1. 5PRA の定量化結果</p> <p>第 3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第 3-2 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移</p> <p>第 3-3 図 POS の分類及び定期検査工程</p> <p>第 3-4 図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時 PRA イベントツリー)</p> <p>第 3-5 図 起因事象別の寄与割合</p>	<p>第 2-1 図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第 2-2 図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード</p> <p>第 2-3 図 内部事象レベル 1. 5 P R A におけるイベントツリー</p> <p>第 2-4 図 格納容器破損モードごとの寄与割合</p> <p>第 3-1 図 運転停止中原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第 3-2 図 施設定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移</p> <p>第 3-3 図 停止時 P R A におけるプラント状態の分類及び施設定期検査工程</p> <p>第 3-4 図 停止時 P R A におけるイベントツリー</p>	<p>与割合</p> <p>第 2-1 図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第 2-2 図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード</p> <p>第 2-3 図 内部事象<u>運転時</u>レベル 1. 5 P R A <u>格納容器</u> イベントツリー</p> <p>第 2-4 図 <u>内部事象運転時レベル 1. 5 P R A の定量化結果</u></p> <p>第 3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス</p> <p>第 3-2 図 <u>定期事業者検査</u>時のプラント状態と主要パラメータの推移</p> <p>第 3-3 図 <u>P O S</u> の分類及び<u>定期事業者検査</u>工程</p> <p>第 3-4 図 <u>内部事象停止時レベル 1 P R A イベントツリー</u></p> <p>第 3-5 図 <u>起因事象別の寄与割合</u></p>	<p>【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は「定期事業者検査」と記載 (以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は「P O S」と記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は運転時と同様の図タイトルにしている</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は P R A の起因事象別の寄与割</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
第 3-6 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合	第 3-5 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合	第 3-6 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合	合を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">別紙</p> <p>1 有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象の考慮について</p> <p>2 <u>外部事象(地震)</u>に特有の事故シーケンスについて</p> <p>3 重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果</p>	<p style="text-align: center;">別紙</p> <p>1. <u>有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について</u></p> <p>2. <u>外部事象に特有の事故シーケンスについて</u></p> <p>3. <u>諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について</u></p> <p>4. <u>T B Wシーケンスの炉心損傷防止対策及び着眼点に基づく評価を踏まえた重要事故シーケンスの選定について</u></p> <p>5. <u>重大事故等対処設備の津波からの防護について</u></p>	<p style="text-align: center;">別紙</p> <p>1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について</p> <p>2 <u>外部事象特有の事故シーケンスについて</u></p> <p>3 <u>重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果</u></p> <p>4 <u>T B Wシーケンスの炉心損傷防止対策及び着眼点に基づく評価を踏まえた重要事故シーケンスの選定及びT Wシーケンスの纏め方について</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 別紙 1 では格納容器破損モードの検討も含むため「等の」を記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉では津波特有の事故シーケンスも含む</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 記載している内容は同様</p> <p>・別紙構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉はT B Wシーケンスの扱い及びT Wシーケンスの纏め方について別紙に記載した</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉はT Wシーケンスの纏め方について記載している</p> <p>・解析の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>4 内部事象PRA における主要なカットセットとFV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況</p> <p>5 地震 PRA, 津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性</p> <p>6 「水素燃焼」及び「格納容器直接接触(シェルアタック)」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由</p> <p>7 格納容器隔離の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>8 <u>原子炉压力容器内の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見</u></p>	<p>6. <u>内部事象PRAにおける主要なカットセット及びFV重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について</u></p> <p>7. <u>地震PRA, 津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策について</u></p> <p>8. <u>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の想定及びその対策について</u></p> <p>9. <u>格納容器直接接触(シェルアタック)を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由について</u></p> <p>10. <u>格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応について</u></p>	<p>5 内部事象PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況</p> <p>6 地震PRA, 津波PRAから抽出される事故シーケンスと対策の有効性について</p> <p>7 「水素燃焼」及び「格納容器直接接触(シェルアタック)」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由</p> <p>8 格納容器隔離失敗の分岐確率の妥当性と隔離失敗事象への対応について</p> <p>9 <u>原子炉压力容器内における水蒸気爆発を格納容器破損モー</u></p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は津波PRAから直接炉心損傷に至る事象のみ抽出しており、重要事故シーケンスに津波を起因とするものを含まない</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</p> <p>・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はMark-II型格納容器であることを考慮し、ペDESTAL部でのMCCIの取扱いを記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は水素燃焼についても格納容器破損モードの評価対象から除外する理由を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・記載表現の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>の整理</u></p> <p>9 <u>柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 PRA ピアレビュー実施結果について</u></p> <p>10 「PRA の説明における参照事項(平成 25 年 9 月 原子力規制庁)」への<u>柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の PRA の対応状況</u></p>	<p>12. <u>東海第二発電所 PRAピアレビュー実施結果及び今後の対応方針について</u></p> <p>11. 「PRAの説明における参照事項(平成 25 年 9 月 原子力規制庁)」への<u>東海第二発電所の PRA の対応状況について</u></p>	<p><u>ドの評価対象から除外する理由について</u></p> <p>10 <u>島根原子力発電所 2号炉 PRAピアレビュー実施結果について</u></p> <p>11 「PRAの説明における参照事項(平成 25 年 9 月 原子力規制庁)」への<u>島根原子力発電所 2号炉 PRA の対応状況</u></p>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は別紙記載内容から題名を記載した ・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は炉内 F C I に関する知見を整理</p> <p>・プラント名称の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 (以下, 同様の相違は記載を省略)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">別添</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 確率論的リスク評価 (PRA) について</p>	<p style="text-align: center;">別添</p> <p>東海第二発電所 確率論的リスク評価 (PRA) について</p>	<p style="text-align: center;">別 添</p> <p>島根原子力発電所 2 号炉 確率論的リスク評価 (PRA) について</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>はじめに</p> <p>「<u>「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」</u>(平成25年6月19日)(以下「解釈」という。)に基づき、重大事故対策の有効性評価に係る事故シナリオグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)を活用している。</p> <p>当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル1PRA(出力運転時、停止時)、<u>レベル1.5PRA(出力運転時)</u>を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。</p> <p>また、外部事象としては、現段階でPRA手法を適用可能な事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを対象とし、これらの外部事象PRAから抽出される<u>建屋・構築物</u>等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シナリオグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p>	<p>はじめに</p> <p>「<u>「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」</u>(平成25年6月19日)(以下「解釈」という。)に基づき、重大事故対策の有効性評価に係る事故シナリオグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)を活用している。</p> <p>当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル1PRA(出力運転時、停止時)、<u>レベル1.5PRA(出力運転時)</u>を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。</p> <p>また、外部事象としては、現段階でPRA手法を適用可能な事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを対象とし、これらの外部事象PRAから抽出される<u>建屋・構築物</u>等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シナリオグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p>	<p>はじめに</p> <p>「<u>「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」</u>(以下「解釈」という。)に基づき、重大事故対策の有効性評価に係る事故シナリオグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)を活用している。</p> <p>当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル1PRA(出力運転時、停止時)及び<u>レベル1.5PRA(出力運転時)</u>を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。</p> <p>また、外部事象としては、現段階でPRA手法を適用可能な事象として、<u>一般社団法人</u>日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを対象とし、これらの外部事象PRAから抽出される<u>建物・構築物</u>等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シナリオグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は名称及びその記載に合わせ「、」と記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は参照文書の発行年月日を記載していない (以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「重大事故等対策の有効性評価」で記載を統一</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「及び」と記載(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「一般社団法人」と記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「建物」</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>今回実施する PRA の目的が<u>重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM 策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、プラント運転開始時から備えている手段・設備に期待する仮想的なプラント状態を評価対象として PRA モデルを構築した。</u></p> <p>なお、今回の PRA の実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月）」を参照した。</p>	<p>また、PRA が適用可能でないと判断した外部事象については、<u>事故シーケンスの定性的な分析を行い、事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。</u></p> <p>今回実施する PRA の目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM 策」という。）や<u>福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設計基準事故対処設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象として PRA モデルを構築した。</u></p> <p>なお、今回の PRA の実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月）」を参照した。</p>	<p>また、<u>PRA が適用可能でないと判断した外部事象については、事故シーケンスの定性的な分析を行い、事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。</u></p> <p>今回実施する PRA の目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM 策」という。）や<u>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 PRA モデルを構築した。</u></p> <p>なお、今回の PRA の実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」を参照した。</p>	<p>で記載を統一</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は別紙 1 において地震・津波以外の外部事象について定性的な分析を実施していることをふまえて記載 ・記載表現の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は「PRA の説明における参照事項」をふまえて下表と整合するように記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																										
<p style="text-align: center;"><u>＜今回のPRAの対象＞</u></p> <table border="1" data-bbox="181 300 917 592"> <thead> <tr> <th>対象</th> <th>許認可</th> <th>モデル化採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備</td> <td>対象</td> <td>期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「給復水系」，「外部電源復旧」等に期待する。）</td> </tr> <tr> <td>AM策（平成4年に計画・整備）</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対処設備</td> <td>現在申請中</td> <td>期待しない</td> </tr> </tbody> </table>	対象	許認可	モデル化採否	設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備	対象	期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「給復水系」，「外部電源復旧」等に期待する。）	AM策（平成4年に計画・整備）	対象外	期待しない	緊急安全対策	対象外	期待しない	重大事故等対処設備	現在申請中	期待しない	<p style="text-align: center;"><u>＜今回のPRAの評価対象＞</u></p> <table border="1" data-bbox="958 300 1706 999"> <thead> <tr> <th>対象設備</th> <th>今回のPRAでの取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準事故対処設備</td> <td>考慮する</td> </tr> <tr> <td>AM要請（H4）以前から整備しているAM策の設備 ・代替注水手段（給水系，制御棒駆動水圧系，補給水系及び消火系による原子炉への注水手段）</td> <td>考慮しない</td> </tr> <tr> <td>AM要請（H4）以降に整備したAM策の設備 ・代替反応度制御（ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）） ・代替注水手段（補給水系，消火系による原子炉・格納容器への注水手段） ・原子炉減圧の自動化 ・格納容器からの除熱手段（耐圧強化ベント） ・電源の融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）</td> <td>考慮しない</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策設備 ・電源車 ・消防車，消防ポンプ ・非常用発電機代替設備 ・代替海水ポンプ ・代替注水車 ・建屋の水密扉の強化 ・海水ポンプモータ予備品</td> <td>考慮しない</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対処設備</td> <td>考慮しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお，「ECCS手動起動」，「原子炉手動減圧」，「残留熱除去系の手動起動」，「高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源切替」等の「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」は考慮する。</p> <p>今回実施したPRAの詳細については，「別添 東海第二発電所確率論的リスク評価（PRA）について」に示す。</p>	対象設備	今回のPRAでの取扱い	設計基準事故対処設備	考慮する	AM要請（H4）以前から整備しているAM策の設備 ・代替注水手段（給水系，制御棒駆動水圧系，補給水系及び消火系による原子炉への注水手段）	考慮しない	AM要請（H4）以降に整備したAM策の設備 ・代替反応度制御（ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）） ・代替注水手段（補給水系，消火系による原子炉・格納容器への注水手段） ・原子炉減圧の自動化 ・格納容器からの除熱手段（耐圧強化ベント） ・電源の融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）	考慮しない	緊急安全対策設備 ・電源車 ・消防車，消防ポンプ ・非常用発電機代替設備 ・代替海水ポンプ ・代替注水車 ・建屋の水密扉の強化 ・海水ポンプモータ予備品	考慮しない	重大事故等対処設備	考慮しない	<p style="text-align: center;"><u>＜今回のPRAの対象＞</u></p> <table border="1" data-bbox="1748 289 2502 791"> <thead> <tr> <th>対象</th> <th>許認可</th> <th>モデル化採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備</td> <td>対象</td> <td>期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「常用系である復水・給水系」^{※1}等に期待する。）</td> </tr> <tr> <td>AM策（平成4年に計画・整備）</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対処設備</td> <td>現在申請中</td> <td>期待しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 手動停止時のみ期待する</p>	対象	許認可	モデル化採否	設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備	対象	期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「常用系である復水・給水系」 ^{※1} 等に期待する。）	AM策（平成4年に計画・整備）	対象外	期待しない	緊急安全対策	対象外	期待しない	重大事故等対処設備	現在申請中	期待しない	<p>・解析条件の相違 【柏崎6/7，東海第二】 PRAの解析条件において，島根2号炉は「外部電源復旧」に期待していない。「常用系である復水・給水系」は手動停止時のみ期待している</p>
対象	許認可	モデル化採否																																											
設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備	対象	期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「給復水系」，「外部電源復旧」等に期待する。）																																											
AM策（平成4年に計画・整備）	対象外	期待しない																																											
緊急安全対策	対象外	期待しない																																											
重大事故等対処設備	現在申請中	期待しない																																											
対象設備	今回のPRAでの取扱い																																												
設計基準事故対処設備	考慮する																																												
AM要請（H4）以前から整備しているAM策の設備 ・代替注水手段（給水系，制御棒駆動水圧系，補給水系及び消火系による原子炉への注水手段）	考慮しない																																												
AM要請（H4）以降に整備したAM策の設備 ・代替反応度制御（ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）） ・代替注水手段（補給水系，消火系による原子炉・格納容器への注水手段） ・原子炉減圧の自動化 ・格納容器からの除熱手段（耐圧強化ベント） ・電源の融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）	考慮しない																																												
緊急安全対策設備 ・電源車 ・消防車，消防ポンプ ・非常用発電機代替設備 ・代替海水ポンプ ・代替注水車 ・建屋の水密扉の強化 ・海水ポンプモータ予備品	考慮しない																																												
重大事故等対処設備	考慮しない																																												
対象	許認可	モデル化採否																																											
設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備	対象	期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「常用系である復水・給水系」 ^{※1} 等に期待する。）																																											
AM策（平成4年に計画・整備）	対象外	期待しない																																											
緊急安全対策	対象外	期待しない																																											
重大事故等対処設備	現在申請中	期待しない																																											

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第1-1 図に示す。本プロセスに従い、各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象PRA, 外部事象PRA(適用可能なものとして地震, 津波を選定)及びPRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い, 必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて, 頻度, 影響等を確認し, 事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。</p> <p>③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて, 国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が</p>	<p>1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第1-1図に示す。本プロセスに従い、各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象PRA, 外部事象PRA (適用可能なものとして地震, 津波を選定) 及びPRAを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い, 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて, 頻度, 影響等を確認し, 事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。</p> <p>③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて, 国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が</p>	<p>1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第1-1図に示す。本プロセスに従い、各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象PRA, 外部事象PRA (適用可能なものとして地震, 津波を選定) 及びPRAを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い, 必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスについて, 頻度, 影響等を確認し, 事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。</p> <p>③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて, 国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉はイベントツリー等から抽出されるものを事故シーケンス, 喪失した機能ごとにまとめたものを事故シーケンスグループとしている(以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>ここでは事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンス選定のプロセスの概要を記載しているため, 島根 2号炉は「追加要否を検討した」と記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>困難なものは、格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。</p> <p>④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。)に記載の観点(共通原因故障又は系統間の機能の依存性, 余裕時間, 設備容量, 代表性)に基づき, 有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p>	<p>困難なものは、格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。</p> <p>④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。)に記載の観点(共通原因故障又は系統間の機能の依存性, 余裕時間, 設備容量, 代表性)に基づき, 有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p>	<p>難なものは、格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。</p> <p>④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。)に記載の観点(共通原因故障又は系統間の機能の依存性, 余裕時間, 設備容量, 代表性)に基づき, 有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.1 事故シーケンスグループの分析について</p> <p>解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの、個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>① BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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) <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない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が抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「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」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、<u>内部事象レベル1PRA</u>、<u>地震レベル1PRA</u>及び<u>津波レベル1PRA</u>を実施し、事故シーケンスグループを評価した。</p>	<p>1.1 事故シーケンスグループの分析について</p> <p>解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの、個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>①BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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) <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない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が抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「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」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、<u>出力運転時の内部事象レベル1PRA</u>、<u>地震レベル1PRA</u>及び<u>津波レベル1PRA</u>を実施し、事故シーケンスグループを評価した。</p>	<p>1.1 事故シーケンスグループの分析について</p> <p>解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの、個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>① BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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) <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない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が抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「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」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については<u>一般社団法人</u>日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、<u>内部事象運転時レベル1PRA</u>、<u>地震レベル1PRA</u>及び<u>津波レベル1PRA</u>を実施し、事故シーケンスグループを評価した。</p>	<p>・記載表現の相違【柏崎6/7】</p> <p>・記載表現の相違【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は内部事象運転時レベル1PRAと記載(以下、同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>また、PRA の適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。</p> <p>実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を1.1.1に示す。</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理</p> <p>(1) PRA に基づく整理</p> <p><u>内部事象レベル1PRA</u>では、各起因事象の発生後、炉心損傷を防止するための緩和手段等の組み合わせを評価し、第1-2 図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。PRA の対象とした柏崎刈羽原子力発電所6 号及び7 号炉の主な設備系統を第1-1 表に示す。また、選定した起因事象及びその発生頻度を第1-2 表に示す。</p> <p>外部事象に関しては、PRA が適用可能な事象として地震レベル1PRA 及び津波レベル1PRA を実施し、内部事象と同様にイベントツリー分析を行い、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第1-3 図に地震PRA の階層イベントツリーを、第1-4 図に地震PRA のイベントツリーを、第1-5 図に津波PRA の津波高さ別イベントツリーを、<u>第1-6 図に津波PRA のイベントツリー</u>を示す。</p>	<p>また、PRA の適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。</p> <p>実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を1.1.1に示す。</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理</p> <p>(1) PRA に基づく整理</p> <p><u>内部事象レベル1PRA</u>では、各起因事象の発生後、炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し、第1-2 図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。</p> <p>外部事象に関しては、PRA が適用可能な事象として地震レベル1PRA 及び津波レベル1PRA を実施し、内部事象と同様にイベントツリー分析を行い、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第1-3 図に地震PRA の階層イベントツリーを、第1-4 図に地震PRA のイベントツリーを、第1-5 図に津波PRA の階層イベントツリーを、<u>第1-6 図に津波PRA のイベントツリー</u>を示す。</p>	<p>また、PRA の適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。</p> <p>実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を「1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理」に示す。</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理</p> <p>(1) PRA に基づく整理</p> <p><u>内部事象運転時レベル1PRA</u>では、各起因事象の発生後、炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し、第1-2 図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。<u>PRA の対象とした島根原子力発電所2号炉の主な設備系統を第1-1 表に示す。また、選定した起因事象及びその発生頻度を第1-2 表に示す。</u></p> <p>外部事象に関しては、PRA が適用可能な事象として地震レベル1PRA 及び津波レベル1PRA を実施し、内部事象と同様にイベントツリー分析を行い、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第1-3 図に地震<u>レベル1</u>PRA の階層イベントツリーを、第1-4 図に地震<u>レベル1</u>PRA のイベントツリーを、第1-5 図に津波<u>レベル1</u>PRA の階層イベントツリーを示す。</p>	<p>の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は項目の名称についても記載(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉はPRA の対象とした設備系統、起因事象及び発生頻度の表を記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉の津波PRA では、評価対象とする起因事象として炉心損傷に直結する事象のみが抽出されたため、イベントツリーを作成していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第1-3表に、津波高さと発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第1-4表に示す。</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、起因事象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、事故シーケンスも内部事象と同様である。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、<u>内部事象レベル1PRA</u>では想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や、<u>建屋・構築物等の大規模な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扱っている。</u></p> <p>各PRAにより抽出した事故シーケンスを第1-5表に、評価結果を第1-7図及び第1-8図に示す。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>PRAの適用が困難な地震、津波以外の外部事象(以下「その他の外部事象」という。)については、その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では、外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定される。また、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、人為事象等において想定される事象は、いずれも<u>内部事象レベル1PRA</u>で想定する起因事象に包絡されるため、その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。(別紙1)</p> <p>1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)を、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と、<u>解釈の1-1(a)</u>に示されている必ず想定する事故</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、起因事象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、事故シーケンスも内部事象と同様である。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、<u>内部事象レベル1PRA</u>では想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や、<u>建屋・構築物等の大規模な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扱っている。</u></p> <p>各PRAより抽出した事故シーケンスを第1-1表に、評価結果を第1-7図及び第1-8図に示す。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>PRAの適用が困難な地震、津波以外の外部事象(以下「その他の外部事象」という。)については、その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では、外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定される。また、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、人為事象等において想定される事象は、いずれも<u>内部事象レベル1PRA</u>、地震レベル1PRA又は津波レベル1PRAのいずれかで想定する起因事象に包絡されるため、その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した(別紙1)。</p> <p>1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1表参照)を、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と、<u>解釈1-1(a)</u>に示されている必ず想定する事</p>	<p><u>地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第1-3表に、津波高さと発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第1-4表に示す。</u></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、起因事象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、事故シーケンスも内部事象と同様である。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、<u>内部事象運転時レベル1PRA</u>では想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や、<u>建物・構築物等の大規模な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扱っている。</u></p> <p>各PRAにより抽出した事故シーケンスを第1-5表に、評価結果を第1-6図及び第1-7図に示す。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>PRAの適用が困難な地震、津波以外の外部事象(以下「その他の外部事象」という。)については、その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では、外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定される。また、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災<u>及び</u>人為事象等において想定される事象は、いずれも<u>内部事象運転時レベル1PRA</u>、<u>地震レベル1PRA</u>又は<u>津波レベル1PRA</u>のいずれかで想定する起因事象に包絡されるため、その他外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。(別紙1)</p> <p>1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)を、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と、<u>解釈1-1(a)</u>に示されている必ず想定する事</p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は地震及び津波の起因事象発生頻度等の表を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は地震、津波に包絡されるその他の外部事象があるため、内部事象運転時レベル1PRAに限定した記載とはしていない</p> <p>・記載表現の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>シーケンスグループとの関係及び解釈の1-2に示されている要件との関係等を第1-6表に整理した。また、整理の内容を1.1.2.1~1.1.2.3に示す。</p> <p>1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(a)~(g)及びこれ以外のシーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、プラントの状態の観点で、(a)~(g)は、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。</p> <p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。</p> <p>(b) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失(長期TB, TBD, TBP, TBU)</p> <p>外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生後に、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>なお、PRAでは電源喪失のシーケンスを長期TB, TBD, TBP及びTBUに詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、解釈1</p>	<p>故シーケンスグループとの関係及び解釈1-2に示されている要件との関係等を第1-2表に整理した。また、整理の内容を1.1.2.1~1.1.2.3に示す。</p> <p>1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1表参照)について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(1)~(7)及びこれ以外の事故シーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、プラントの状態の観点で、(1)~(7)は、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失(長期TB, TBD, TBP, TBU)</p> <p>外部電源喪失の発生時に区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗するとともに、区分Ⅲの高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による高圧炉心スプレイ系専用の交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>なお、PRAでは電源喪失の事故シーケンスを長期TB, TBD, TBP及びTBUに細分化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスであるた</p>	<p>故シーケンスグループとの関係及び解釈1-2に示されている要件との関係等を第1-6表に整理した。また、整理の内容を「1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応」~「1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理」に示す。</p> <p>1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(1)~(7)及びこれ以外の事故シーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、プラントの状態の観点で、(1)~(7)は、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失(長期TB, TBD, TBP, TBU)</p> <p>外部電源喪失の発生時に区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗するとともに区分Ⅲの高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による高圧炉心スプレイ系専用の交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>なお、PRAでは電源喪失の事故シーケンスを長期TB, TBD, TBP及びTBUに詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスであるた</p>	<p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は「解釈1-1(a)」等で統一(以下、同様の記載は省略)</p> <p>・付番の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>項目の数は同じ(以下、同様の相違の記載は省略)</p> <p>・設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>BWR-5の島根2号炉における本事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスを明確化</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は「事故シ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>－1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>(d) 崩壊熱除去機能喪失(TW) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの、原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷前に原子炉格納容器が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至るおそれのあるシーケンスを、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。</p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失(TC) 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、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。</p> <p>(f) LOCA時注水機能喪失(AE, S1E, S2E) 大破断LOCAの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失、又は、中小破断LOCAの発生後の「高圧注水機能及び低</p>	<p>め、解釈1－1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理する。</p> <p>また、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による交流電源確保失敗は高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗し、かつ、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗する事故シーケンスを本事故シーケンスグループに分類することとする。</p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失(TW, TBW) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの、<u>格納容器</u>からの崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷前に<u>格納容器</u>が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失(TC) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。</p> <p>(6) LOCA時注水機能喪失(AE, S1E, S2E) 大破断LOCAの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失、又は、中小破断LOCAの発生後の「高圧注水機</p>	<p>め、解釈1－1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p><u>また、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による交流電源確保失敗は高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗し、かつ、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗する事故シーケンスを本事故シーケンスグループに分類することとする。</u></p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失(TW) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの、<u>原子炉格納容器</u>からの崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷前に<u>原子炉格納容器</u>が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失(TC) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。</p> <p>(6) LOCA時注水機能喪失(AE, S1E, S2E) 大破断LOCAの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失、又は、中小破断LOCAの発生後の「高圧注水機</p>	<p>「シーケンスグループ」と記載しているが、これらは個別の事故シーケンスであることから、島根2号は「事故シーケンスと記載」（以下、同様の相違は記載を省略）</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 BWR－5の島根2号炉における高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから、シーケンス選定での扱いについて記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は設計基準事故を含めて「等」を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」として分類する。</p> <p>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AE(大破断LOCAを起因とする事故シーケンス)、S1E(中破断LOCAを起因とする事故シーケンス)及びS2E(小破断LOCAを起因とする事故シーケンス)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、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>(g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA)</p> <p>インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、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)」に分類する。</p> <p>1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては、<u>地震に伴い発生する地震特有の事象</u>として以下の事故シーケンスグループを抽出した。</p>	<p>能及び低圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」として分類する。</p> <p>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AE(大破断LOCAを起因とする事故シーケンス)、S1E(中破断LOCAを起因とする事故シーケンス)及びS2E(小破断LOCAを起因とする事故シーケンス)に細分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であるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理する。</p> <p>(7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA)</p> <p>インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)等による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、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)」に分類する。</p> <p>1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1表参照)のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンス又は事故シーケンスグループとしては、<u>地震・津波特有の事象</u>として以下の事故シーケンス又は事故シーケンスグループを抽出した。</p>	<p>能及び低圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」として分類する。</p> <p>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AE(大破断LOCAを起因とする事故シーケンス)、S1E(中破断LOCAを起因とする事故シーケンス)及びS2E(小破断LOCAを起因とする事故シーケンス)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であるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>(7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA)</p> <p>インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)等による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、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)」に分類する。</p> <p>1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては、<u>地震・津波特有の事象</u>として以下の事故シーケンスを抽出した。</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はBWR-5であり、原子炉隔離時冷却系はECCSではないため、原子炉隔離時冷却系を含めるために「等」を記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、津波特有の事象として「直接炉心損傷に至る事象」を抽出した</p> <p>・解析結果の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) Excessive LOCA</p> <p>大規模な地震では、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には、逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や、使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により、原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため、保守的に Excessive LOCA 相当の LOCA が発生するものとし、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、後述するシーケンス選定の結果、大破断 LOCA については国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして原子炉格納容器</p>	<p>(1) Excessive LOCA</p> <p>大規模な地震では、<u>格納容器内</u>の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には、逃がし安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、<u>格納容器内</u>の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や、使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>さらに、使用可能な緩和設備の状況によっては<u>格納容器</u>の除熱に失敗する等の原因により、<u>格納容器</u>の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため、保守的に Excessive LOCA 相当の LOCA が発生するものとし、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、後述する事故シーケンス選定の結果、大破断 LOCA については国内外の先進的な対策を考慮しても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<u>格納</u></p>	<p>(1) Excessive LOCA</p> <p>大規模な地震では、<u>原子炉格納容器内</u>の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には、逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、<u>原子炉格納容器内</u>の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や、使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、使用可能な緩和設備の状況によっては<u>原子炉格納容器</u>の除熱に失敗する等の原因により、<u>原子炉格納容器</u>の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため、保守的に Excessive LOCA 相当の LOCA が発生するものとし、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、後述する事故シーケンス選定の結果、大破断 LOCA については国内外の先進的な対策を考慮しても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<u>原子</u></p>	<p>【東海第二】</p> <p>地震・津波特有の事象について東海第二は追加する事故シーケンスグループとして「(7)津波浸水による最終ヒートシンク喪失」が抽出されたことから事故シーケンスグループについても記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉では「原子炉冷却材圧力バウンダリ配管」で記載を統一</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。</p> <p>(2) <u>計測</u>・制御系喪失</p> <p>大規模な地震の発生により、<u>計測</u>・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。<u>計測</u>・制御機能を喪失した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS が起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、残留熱除去系が起動不能になること等の原因により、原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震による<u>計測</u>・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく、<u>計測</u>・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(3) 格納容器バイパス</p> <p>大規模な地震では、原子炉格納容器外で配管破断等が発生し、原子炉格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され、バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建屋内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく、配管破断の程度や破断箇所の特定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(4) <u>原子炉圧力容器</u>・原子炉格納容器損傷</p>	<p><u>容器</u>の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては<u>格納容器</u>の機能に期待できる場合も考えられる。</p> <p>(2) <u>計装</u>・制御系喪失</p> <p>大規模な地震の発生により、<u>計装</u>・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。<u>計装</u>・制御機能を喪失した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS が起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、残留熱除去系が起動不能になること等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震による<u>計装</u>・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく、<u>計装</u>・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(3) 格納容器バイパス</p> <p>大規模な地震では、<u>格納容器外</u>で配管破断等が発生し、<u>格納容器</u>をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され、バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建屋内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく、配管破断の程度や破断箇所の特定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>【以下、比較のため、(5)を記載】</p> <p>(5) <u>格納容器</u>損傷</p>	<p><u>炉格納容器</u>の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては<u>原子炉格納容器</u>の機能に期待できる場合も考えられる。</p> <p>(2) <u>計装</u>・制御系喪失</p> <p>大規模な地震の発生により、<u>計装</u>・制御機能が喪失することでプラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。<u>計装</u>・制御機能を喪失した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS が起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、残留熱除去系が起動不能になること等の原因により、<u>原子炉格納容器</u>の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震による<u>計装</u>・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく、<u>計装</u>・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(3) 格納容器バイパス</p> <p>大規模な地震では、<u>原子炉格納容器外</u>で配管破断等が発生し、<u>原子炉格納容器</u>をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され、バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が<u>原子炉格納容器外</u>で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建物内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく、配管破断の程度や破断箇所の特定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(4) <u>原子炉格納容器</u>損傷</p>	<p>・事故シーケンス名称の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・解析結果の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>大規模な地震では、<u>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生する可能性がある</u>。この場合、<u>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる</u>。大規模な地震において<u>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷に伴いECCSの注水配管配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる</u>。また、<u>原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により、原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられるほか、大規模な地震により原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある</u>。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の<u>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</u></p> <p>【以下、比較のため、(4)の記載を再掲】</p> <p>(4) <u>原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷</u></p> <p>大規模な地震では、<u>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生する可能性がある</u>。この場合、<u>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の</u></p>	<p>大規模な地震では、<u>格納容器の損傷が発生する可能性がある</u>。この場合、<u>格納容器の損傷により、原子炉の停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる</u>。大規模な地震において<u>格納容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、格納容器の損傷に伴いECCSの注水配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる</u>。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉圧力容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>【(5)はここまで】</p> <p>【以下、比較のため、(4)を記載】</p> <p>(4) <u>原子炉圧力容器損傷</u></p> <p>大規模な地震では、<u>原子炉圧力容器の損傷が発生する可能性がある</u>。この場合、<u>原子炉圧力容器の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる</u>。大規模な</p>	<p>大規模な地震では、<u>原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある</u>。また、<u>原子炉格納容器の損傷に伴い、原子炉圧力容器が損傷する可能性も考えられる</u>。この場合、<u>原子炉格納容器の損傷又は原子炉格納容器と原子炉圧力容器の両方の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる</u>。大規模な地震において<u>原子炉格納容器の損傷又は原子炉格納容器と原子炉圧力容器の両方の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉格納容器の損傷又は原子炉格納容器と原子炉圧力容器の両方の損傷に伴いECCSの注水配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる</u>。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(5) <u>原子炉圧力容器損傷</u></p> <p>大規模な地震では、<u>原子炉圧力容器の損傷が発生する可能性がある</u>。この場合、<u>原子炉圧力容器の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる</u>。大規模な</p>	<p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、地震PRAの事故シーケンスの分類に基づき、原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割しているが、記載内容は同等。なお、島根2号炉では原子炉格納容器損傷の事故シーケンスに原子炉格納容器と原子炉圧力容器の両方が損傷する事故シーケンスを含めており、階層イベントツリー上、原子炉圧力容器損傷を原子炉格納容器損傷の後に設定している</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉格納容器損傷に伴う原子炉圧力容器損傷についても記載しているが内容は同等</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、地震PRAの事故シーケ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷に伴い ECCS の注水配管配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる。また、原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により、原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられるほか、大規模な地震により原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>【再掲はここまで】</p> <p>(5) 原子炉建屋損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。</p> <p>大規模な地震において原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p>	<p>地震において原子炉圧力容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉圧力容器の損傷に伴いECCSの注水配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる。また、原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の除熱に失敗する等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>【(4)はここまで】</p> <p>(6) 原子炉建屋損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで、建屋内の格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。</p> <p>大規模な地震において原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p>	<p>地震において原子炉圧力容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉圧力容器の損傷に伴いECCSの注水配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる。また、原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により、原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉圧力容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(6) 原子炉建物損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉建物が損傷することで、建物内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。</p> <p>大規模な地震において原子炉建物の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉建物の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(7) 制御室建物損傷</p>	<p>スの分類に基づき、原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割しているが、記載内容は同等</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、地震 P R Aにおける基礎地盤の損傷について、その裕度が建物等の構造物に対して相対的に大きいことから記載していない</p> <p>・解析結果の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(7) <u>津波浸水による最終ヒートシンク喪失</u></p> <p><u>防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水・没水することにより最終ヒートシンクが喪失し、ECCSによる炉心冷却機能が喪失するとともに、崩壊熱除去機能が喪失することで、炉心損傷に至る。</u></p> <p><u>本事故シーケンスグループには、襲来する津波の高さに応じて次の4つの事故シーケンスが含まれるが、いずれも防潮堤の健全性が維持される事故シーケンスであり、津波による影響の程度が特定できること、及び炉心損傷頻度が有意であることを考慮し、必ず想定する事故シーケンスグループに対</u></p>	<p><u>大規模な地震では、制御室建物が損傷することで、建物内の中央制御盤等が損傷を受ける可能性がある。</u></p> <p><u>大規模な地震において制御室建物の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</u></p> <p><u>このように、大規模な地震発生後の制御室建物の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</u></p> <p>(8) <u>廃棄物処理建物損傷</u></p> <p><u>大規模な地震では、廃棄物処理建物が損傷することで、建物内の補助盤室やバッテリー室等に設置された機器等が損傷を受ける可能性がある。</u></p> <p><u>大規模な地震において廃棄物処理建物の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</u></p> <p><u>このように、大規模な地震発生後の廃棄物処理建物の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</u></p> <p>(9) <u>直接炉心損傷に至る事象</u></p> <p><u>津波高さEL20mを超える大規模な津波によって建物内に浸水が発生した場合、計装・制御系、ECCS等の複数の緩和機能が広範にわたって機能喪失する可能性がある。津波高さEL20mを超える大規模な津波によって建物内に浸水が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、浸水によりECCSが機能喪失すること等が原因で炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、浸水により残留熱除去系が機能喪失すること</u></p>	<p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、地震PRAから抽出される「制御室建物損傷」の事故シーケンスについて記載した</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、地震PRAから抽出される「廃棄物処理建物損傷」の事故シーケンスについて記載した</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、津波PRAから抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスについて記載した</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>上記の事故シーケンスグループについて、解釈に従い、有効性評価における想定の可否を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。</p>	<p><u>応しない事故シーケンスグループとして抽出した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）</u> ・<u>最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後R C I C停止）</u> ・<u>最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗</u> ・<u>最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗</u> <p>(8) <u>防潮堤損傷</u></p> <p><u>津波波力により防潮堤が損傷し、多量の津波が敷地内に浸水することで、非常用海水ポンプが被水・没水して最終ヒートシンクが喪失するとともに、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスである。</u></p> <p><u>この事故シーケンスは、防潮堤の損傷による津波の影響の程度を特定することが困難であるため、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</u></p> <p>上記の事故シーケンス又は事故シーケンスグループについて、解釈に従い、有効性評価における想定可否を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。</p> <p><u>津波特有の事象である「(7) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」の事故シーケンスグループについては、炉心損傷頻度が 4.0×10^{-6} / 炉年と有意な値であり、また、本事故シーケンスグループは敷地内への津波浸水によりプラントへの影響が他の事故シーケンスとは異なり、炉心損傷防止のために必要な対応が異なることから、新たに追加する事故シーケンスグループとして抽出した。</u></p>	<p><u>等の原因により、原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</u></p> <p><u>このように、津波高さEL20mを超える大規模な津波による損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</u></p> <p>上記の事故シーケンスについて、解釈に従い、有効性評価における想定可否を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違【東海第二】 地震・津波特有の事象について東海第二は追加する事故シーケンスグループとして「(7) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」が抽出されたことから事故シーケンスグループについても記載 ・解析結果の相違【東海第二】 東海第二は、(7)の事故シーケンスグループを新たに追加する事故シーケンスグループとして記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>① 炉心損傷頻度の観点</p> <p>(1)～(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度には、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いる。別紙2 のとおり、これらの事故シーケンスグループは評価方法にかなりの保守性を有している。</p> <p>また、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は困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結事象として整理しているが、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残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それをう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る。これらを整理すると以下のようなになる。</p> <p>a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。</p> <p>b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。</p> <p>c) 緩和機能の有無に関わらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。</p>	<p>また、地震・津波特有の事象である(1)～(6)及び(8)の各事故シーケンスについては、以下に示すとおり解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して頻度及び影響の観点から検討した結果、新たに追加する必要はないと総合的に判断した。</p> <p>① 炉心損傷頻度の観点</p> <p>(1)～(6)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結するほどの損傷に至らない場合も含んでいる。</p> <p>別紙2のとおり、これらの事故シーケンスは評価方法にかなりの保守性を有している。</p> <p>また、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は困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、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残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それをう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る。これらを整理すると以下のようなになる。</p> <p>a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。</p> <p>b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。</p> <p>c) 緩和機能の有無に関わらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。</p>	<p>① 炉心損傷頻度の観点</p> <p>(1)～(8)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度には、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いる。別紙2のとおり、これらの事故シーケンスは評価方法にかなりの保守性を有している。</p> <p>また、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は困難なことから、現状、対象とする建物や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、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残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それをう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る。これらを整理すると以下のようなになる。</p> <p>a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。</p> <p>b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。</p> <p>c) 緩和機能の有無に関わらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。</p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は、(7)以外の事故シーケンスグループを新たに追加する必要はないと判断していることを記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 地震・津波特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は「もって」と記載（以下、同様の相違は記載を省略）</p> <p>・付番の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a)～c)の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(5)の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と推定される。また、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、そのランダム故障により炉心損傷に至る場合のシーケンスは、内部事象運転時レベル 1PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものとする。これらの事故シーケンスグループに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震PRAの精度を上げることが望ましいと考える。</p> <p>② 影響度(事象の厳しさ)の観点</p> <p>(1)～(5)の各事故シーケンスグループが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組み合わせによって事象の厳しさに幅が生じると</p>	<p>a)～c)の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(6)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また、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の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものとする。これらの事故シーケンスに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震PRAの精度を上げることが望ましいと考える。</p> <p>また、(8)の事故シーケンスについては、津波PRAから抽出される事故シーケンスであるが、炉心損傷頻度は3.3×10^{-7}/炉年であり、全炉心損傷頻度に対して0.4%程度と小さい寄与となっているが、この炉心損傷頻度は防潮堤前面での津波高さがT.P. +24mを超える津波の発生頻度と同じとしており、T.P. +24mの津波に対する防潮堤の損傷確率を保守的に1として評価しているため、防潮堤の損傷確率を詳細に評価すること等によりこの事故シーケンスの炉心損傷頻度は更に小さい値になると推定される。</p> <p>② 影響度(事象の厳しさ)の観点</p> <p>(1)～(6)の各事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは</p>	<p>(1)～(8)の事故シーケンスについては、地震レベル1PRAから抽出される事故シーケンスであるが、炉心損傷頻度は10^{-7}/炉年程度と小さく、上記の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(8)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また、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、内部事象運転時レベル1PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものとする。これらの事故シーケンスに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震レベル1PRAの精度を上げることが望ましいと考える。</p> <p>また、(9)の事故シーケンスについては、津波レベル1PRAから抽出される事故シーケンスであるが、炉心損傷頻度は1.2×10^{-7}/炉年と小さく、また、この炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり、浸水による屋内外の施設の損傷の規模によっては、機能維持している設備により原子炉への注水を継続することで、炉心損傷が回避できる可能性があり、現実的には更に小さい値になると推定される。</p> <p>② 影響度(事象の厳しさ)の観点</p> <p>(1)～(8)の各事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、建物や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は地震PRAから抽出される事故シーケンスの炉心損傷頻度の観点を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 及び東海第二は「a)～c)の整理のとおり」と記載しているが、島根 2号炉は「上記の整理のとおり」と記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 地震特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉では、津波特有の事象についても記載した 【東海第二】 島根 2号炉では津波PRAから抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスの炉心損傷頻度の観点を記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 地震特有の事象とし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさを観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>③ 炉心損傷防止対策の観点</p> <p>現状、対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結として整理している(1)～(5)の各事故シーケンスグループについて、炉心損傷直結としてしていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べたとおり、(1)～(5)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため、内部事象運転時レベル 1PRA の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられ</p>	<p>難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさを観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>また、(8)の事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、防潮堤の損傷の程度によって事象の厳しさには幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷を試みるものとする。このように、事象の厳しさを観点では、全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>③ 炉心損傷防止対策の観点</p> <p>現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結として整理している(1)～(6)の各事故シーケンスについて、炉心損傷直結としてしていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べたとおり、(1)～(6)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため、内部事象運転時レベル 1 P R A の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられる。</p> <p>また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心</p>	<p>難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建物や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさを観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>また、(9)の事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、敷地内及び建物内への浸水の程度によって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさを観点では、全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>③ 炉心損傷防止対策の観点</p> <p>現状、対象とする建物や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理している(1)～(8)の各事故シーケンスについて、炉心損傷直結としてしていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べたとおり、(1)～(8)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため、内部事象運転時レベル 1 P R A の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられる。また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心損傷頻度は現在の</p>	<p>て抽出した事故シーケンスの数の相違</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉では、津波特有の事象についても記載した 【東海第二】 島根 2号炉では津波 P R A から抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスの事象の厳しさを観点を記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 地震特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>る。また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。</p> <p>損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、<u>建屋</u>以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。</p> <p>上記のように、(1)～(5)の各事故シーケンスグループは、実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく、具体的なシーケンスを特定することが困難である。このため、外部事象に特有の事故シーケンスグループについては、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとしてシーケンスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、<u>建屋</u>全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の全てが機能を喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水設備等々を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることに対応すべきものとする。</p> <p>以上の検討を踏まえ、(1)～(5)の各事故シーケンスグループは、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオ</p>	<p>損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。</p> <p>損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、<u>建屋</u>以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。</p> <p>上記のように、(1)～(6)の各事故シーケンスは、実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シーケンスを特定することが困難である。このため、外部事象に特有の事故シーケンスについては、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして事故シーケンスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、<u>建屋</u>全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の全てが機能を喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水設備等々を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることに対応すべきものとする。</p> <p>また、(8)の事故シーケンスについても、<u>防潮堤の損傷の程度によっては機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備による対応に期待できる場合も考えられ、</u>損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>以上の検討を踏まえ、(1)～(6)及び(8)の各事故シーケンスは、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナ</p>	<p>値よりも低下するものと考えられる。</p> <p>損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、<u>建物</u>以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。</p> <p>上記のように、(1)～(8)の各事故シーケンスは、実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シーケンスを特定することが困難である。このため、外部事象に特有の事故シーケンスについては、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして事故シーケンスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、<u>建物</u>全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の<u>すべて</u>が機能を喪失するような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ることに対応すべきものとする。</p> <p>また、(9)の事故シーケンスについても、<u>敷地内及び建物内への浸水の程度によっては機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備による対応に期待できる場合も考えられ、</u>損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>以上の検討を踏まえ、(1)～(8)の各事故シーケンスは、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとして</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 地震特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉では、津波特有の事象についても記載した 【東海第二】 島根 2号炉では津波 P R A から抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスの炉心損傷防止対策の観点を記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>としては適当でない事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1)～(5)の各事故シーケンスグループを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して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、新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。</p> <p>また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震を受けた場合であっても、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p> <p>1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>内部事象レベル1PRA、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1PRAを実施し、地震、津波以外の外部事象についてはPRAに代わる方法で概略評価を実施した結果、追加すべき新たな事故シーケンスグループはないことを確認した。</p> <p>したがって、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の有効性</p>	<p>リオとしては適当でない事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1)～(6)及び(8)の各事故シーケンスを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して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、新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。</p> <p>また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震を受けた場合であっても、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p> <p>津波による防潮堤損傷についても、防潮堤の機能が全て喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく、敷地内に多量の津波が流入した場合でも、使用可能な津波防護対象設備によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p> <p>1.1.2.3 炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>内部事象レベル1PRA、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1PRAを実施し、地震、津波以外の外部事象についてはPRAに代わる方法で概略評価を実施した結果、追加すべき新たな事故シーケンスグループとして「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を抽出した。</p> <p>したがって、東海第二発電所の有効性評価で想定する事故シ</p>	<p>は適当でない事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1)～(8)の各事故シーケンスを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して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新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。</p> <p>また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震を受けた場合であっても、炉心損傷に直結する程の損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものと考えられる。</p> <p>(9)の事故シーケンスについても、計装・制御系、ECCS等の複数の緩和機能がすべて喪失する程の損傷が生じることは考えにくく、使用可能な設備によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p> <p>1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>内部事象運転時レベル1PRA、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1PRAを実施し、地震、津波以外の外部事象についてはPRAに代わる方法で概略評価を実施した結果、追加すべき新たな事故シーケンスグループはないことを確認した。</p> <p>したがって、島根原子力発電所2号炉の有効性評価で想定す</p>	<p>地震・津波特有の事象として抽出した事故シーケンスの数の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は「ほど」と記載（以下、同様の相違は記載を省略）</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、津波特有の事象についても記載した 【東海第二】 島根2号炉では津波PRAから抽出される「直接炉心損傷に至る事象」の事故シーケンスの対応を記載</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は追加す</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>評価で想定する事故シーケンスグループは、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループのみとなる。これについて、以下に示す解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理し、各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>整理の結果は以下のとおり。</p> <p>○解釈1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・LOCA 時注水機能喪失 	<p>シーケンスグループは、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループ及び新たに追加した「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」となる。これについて、以下に示す解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理し、各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>整理の結果は以下のとおり。</p> <p>○解釈1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・LOCA時注水機能喪失 ・<u>津波浸水による最終ヒートシンク喪失</u> 	<p>る事故シーケンスグループは、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループのみとなる。これについて、以下に示す解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理し、各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>整理の結果は以下のとおり。</p> <p>○解釈1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・LOCA時注水機能喪失 	<p>べき新たな事故シーケンスグループはないが、東海第二は新たな事故シーケンスグループを抽出</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 東海第二は津波特有の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして抽出</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>○解釈 1 - 2 (b) に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 	<p>○解釈 1 - 2 (b) に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 	<p>○解釈 1 - 2 (b) に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 事故シーケンスグループ別に事故シーケンス、炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7 表に示す。</p> <p>解釈 1 - 2 (a) の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。</p> <p>一方で、事故シーケンスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、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が存在する。具体的には以下の2 つの事故シーケンスが該当する。なお、国内外の先進的な対策と<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の対策の比較を別紙3</u>に示す。</p> <p>① <u>大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗</u></p> <p>② <u>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子</u></p>	<p>1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 事故シーケンスグループ別に事故シーケンス及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-3表に示す。</p> <p>解釈 1 - 2 (a) の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。</p> <p>一方で、事故シーケンスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、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が存在する。具体的には以下の<u>3つ</u>の事故シーケンスが該当する。なお、国内外の先進的な対策と<u>東海第二発電所の対策の比較を別紙3</u>に示す。</p> <p>① <u>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>② <u>直流電源喪失+原子炉停止失敗</u></p> <p>③ <u>交流電源喪失+原子炉停止失敗</u></p>	<p>1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて 事故シーケンスグループ別に事故シーケンス及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7表に示す。</p> <p>解釈 1 - 2 (a) の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。</p> <p>一方で、事故シーケンスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、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が存在する。具体的には以下の<u>2つ</u>の事故シーケンスが該当する。なお、国内外の先進的な対策と<u>島根原子力発電所2号炉の対策の比較を別紙3</u>に示す。</p> <p>① <u>冷却材喪失(大破断 LOCA)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>② <u>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+交流電源・補機</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は「,」ではなく「及び」と記載</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 P R A から抽出される事故シーケンスの差異（東海第二は、地震 P R A における直流電源喪失の事故シーケンスを展開しているが、島根 2 号炉は階層イベントツリーで T B D に分類）（以下、①の相違）</p> <p>・事故シーケンス名称の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備名称の相違により①の事故シーケンス名称に相違があるが内容は同等</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・事故シーケンス名称</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>炉停止失敗</u></p> <p>①の事故シーケンスは、原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、大破断LOCA後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能で対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから、このシーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。</p> <p>以上より、①の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。</p> <p>①の事故シーケンスについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照）。</p>	<p>①の事故シーケンスは、原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、大破断LOCA後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能で対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから、この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、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整理した。</p> <p>以上より、①の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。</p> <p>①の事故シーケンスについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.3.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照）。</p>	<p><u>冷却系喪失）+原子炉停止失敗</u></p> <p>①の事故シーケンスは、原子炉圧力容器から多量の原子炉冷却材が短時間で失われていく事象であり、大破断LOCA後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能で対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから、この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、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整理した。</p> <p>以上より、①の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。</p> <p>①の事故シーケンスについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照）。</p>	<p>の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉では②の事故シーケンスを地震PRAの階層イベントツリーのヘディング名で記載しているため、「DG喪失」と「交流電源・補機冷却系喪失」について、事故シーケンス名称が異なっているが内容は同等</p> <p>・項目番号の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は2.2.3にて、「炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>②の事故シーケンスは、原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、このシーケンスを、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。</p> <p>②の事故シーケンスは地震レベル1PRA から抽出された事故シーケンスである。</p> <p>原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として、カットセットの分析結果(別紙5)からは、地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル1PRA では、事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが、事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて、実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率(5%損傷確率)であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定できる地震加速度(以下「HCLPF」という。)は「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり、実際に大規模な地震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また、地震レベル1PRA では機器の損傷を完全相関としていることから、例えば1本のみ制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価</p>	<p>②及び③の事故シーケンスは、原子炉スクラムの失敗と<u>直流電源喪失又は全交流動力電源の喪失</u>が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、<u>直流電源の喪失又は全交流動力電源の喪失</u>によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを、国内外の先進的な対策を考慮しても、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整理した。</p> <p>②及び③の事故シーケンスは<u>いずれも</u>地震レベル1PRA から抽出された事故シーケンスである。</p> <p>原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として、カットセットの分析結果(別紙7)からは、地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル1PRAでは、事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが、事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて、実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率(5%損傷確率)であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定できる地震加速度(以下「HCLPF」という。)は「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり、実際に大規模な地震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また、地震レベル1PRAでは機器の損傷を完全相関としていることから、例えば1本のみ制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷</p>	<p>②の事故シーケンスは、原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを、国内外の先進的な対策を考慮しても、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整理した。</p> <p>②の事故シーケンスは地震レベル1PRAから抽出された事故シーケンスである。</p> <p>原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として、カットセットの分析結果(別紙6)からは、地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル1PRAでは、事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが、事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて、実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率(5%損傷確率)であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定できる地震加速度(以下「HCLPF」という。)は、「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり、実際に大規模な地震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また、地震レベル1PRAでは機器の損傷を完全相関としていることから、例えば1本のみ制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は、地震レベル1PRAから2つの事故シーケンスを抽出しているため「いずれも」を記載</p> <p>・別紙番号の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 (以下、同様の相違は記載を省略)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>している。評価の詳細は別紙2に示す。</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な設定のもとに評価したものであるが、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、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認するシーケンスに該当しないと判断した。</p> <p>なお、第1-7表に示すとおり、これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約96.5%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれることを確認している。</p>	<p>するものとして評価している。評価の詳細は別紙2に示す。</p> <p>以上のとおり、②及び③の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが、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、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認する事故シーケンスに該当しないと判断した。</p> <p>なお、第1-3表に示すとおり、これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約99.0%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれることを確認している。</p>	<p>するものとして評価している。評価の詳細は別紙2に示す。</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な設定のもとに評価したものであるが、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、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認する事故シーケンスに該当しないと判断した。</p> <p>なお、第1-7表に示すとおり、これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約88%を占める事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれることを確認している。</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉では津波防護施設及び浸水防止設備に期待した津波PRAを実施した結果、津波PRAの炉心損傷頻度が小さくなっている等、柏崎6/7及び東海第二に比べて全体の炉心損傷頻度が小さくなっている。島根2号炉と柏崎6/7号及び東海第二とで、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれない事故シーケンスの炉心損傷頻度の絶対値に大きな相違はないが、島根2号炉では全炉心損傷頻度が小さいため、上記事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合が相対的に大きくなる。このため、島根2号炉では対策が有効となる事故シーケンスの割合が小さくな</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			っている

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>(1) 重要事故シーケンス選定の着眼点にもとづく整理</p> <p>設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては、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いる。重要事故シーケンスの選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、シーケンスグループごとに、シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。</p> <p>【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>a. 共通原因故障，系統間の機能の依存性の観点</p> <p>本PRAでは、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。このため、原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和機能の喪失によって炉心損傷に至るシーケンスでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから、これらのシーケンスについては、炉心損傷頻度への寄与が大きい場合、共通原因故障の影響ありと判断する。</p> <p>系統間の機能依存性については、ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば、2つのフロントライン系(原子炉圧力容器への注水等、事故時の基本的な安全機</p>	<p>1.3 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>(1) 重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理</p> <p>設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては、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いる。重要事故シーケンスの選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、事故シーケンスグループごとに、事故シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。</p> <p>【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>a. 共通原因故障，系統間の機能の依存性の観点</p> <p>本PRAでは、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。</p> <p>このため、原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから、これらのシーケンスについては炉心損傷頻度への寄与が大きい場合、共通原因故障の影響があると考えられるものの、炉心損傷頻度は着眼点dで考慮することから、ここでは、<u>起因事象に着目し、系統間の依存性を有するサポート系の故障により起因事象が発生した場合を系統間の依存性ありと判断する。</u></p>	<p>1.3 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>(1) 重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理</p> <p>設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては、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いる。重要事故シーケンスの選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、事故シーケンスグループごとに、事故シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。</p> <p>【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>a. 共通原因故障，系統間の機能の依存性の観点</p> <p>本PRAでは、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。このため、原子炉建物損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから、これらの事故シーケンスについては、炉心損傷頻度への寄与が大きい場合、共通原因故障の影響ありと判断する。</p> <p><u>系統間の機能依存性については、ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば、2つのフロントライン系(原子炉圧力容器への注水等、事故時の基本的な</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は「基づく」と記載</p> <p>・分析の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は共通原因故障の影響を着眼点aで考慮しているが、東</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>能を直接果たす系統)に共通のサポート系(電源等, フロントライン系の機能維持をサポートする系統)が機能喪失し, それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。</p> <p>b. 余裕時間の観点 炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため, 事象が早く進展し, 炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。</p> <p>【例1: LOCA 時注水機能喪失】 破断口径が大きい方が, 原子炉冷却材の系外への流出量が多くなるため, 炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。</p> <p>【例2: 高圧・低圧注水機能喪失】 過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため, 通常水位から原子炉停止に至る手動停止, サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシーケンスの余裕時間が短い。</p> <p>c. 設備容量の観点 炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要となる注水量等, 設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。</p>	<p>【例1: 高圧・低圧注水機能喪失】 サポート系喪失を起因とするシーケンスは, 系統間機能依存性によって多重性を有する機能の片区分の設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>【例2: 全交流動力電源喪失】 いずれのシーケンスでも全交流動力電源喪失に至り, 電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. 余裕時間の観点 炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため, 事象が早く進展し, 炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。</p> <p>【例1: LOCA時注水機能喪失】 中破断LOCAを起因とする事故シーケンスは, 破断面積が大きいことより流出流量が多く, 事象進展が早いことから「高」とした。また, 小破断LOCAを起因とする事故シーケンスについては, 中破断LOCAに比べて破断面積が小さいため「低」とした。</p> <p>【例2: 高圧・低圧注水機能喪失】 過渡事象(給水流量の全喪失)又はサポート系喪失(自動停止)を起因とする事故シーケンスは, 事象進展が早いことから「高」とした。また, 原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失(手動停止)については「低」とした。</p> <p>c. 設備容量の観点 炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要となる注水量等, 設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。</p>	<p>安全機能を直接果たす系統)に共通のサポート系(電源等, フロントライン系の機能維持をサポートする系統)が機能喪失し, それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。</p> <p>b. 余裕時間の観点 炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため, 事象が早く進展し, 炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。</p> <p>【例1: LOCA時注水機能喪失】 破断口径が大きい方が, 原子炉冷却材の系外への流出量が多くなるため, 炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。</p> <p>【例2: 高圧・低圧注水機能喪失】 過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(レベル3)が事象進展の起点となるため, 通常水位から原子炉停止に至る手動停止, サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため, 過渡事象を起因とする事故シーケンスの余裕時間が短い。</p> <p>c. 設備容量の観点 炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要となる注水量等, 設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定</p>	<p>海第二は着眼点dで考慮している</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は機能依存性の有無について共通のサポート系が機能喪失する場合を記載, 一方, 東海第二は「中」「高」等の分類の例を記載していることによる, 表現の差異</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は余裕時間が短くなる例を記載, 一方, 東海第二は「高」「低」等の分類の例を記載していることによる, 表現の差異</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉はこのための後に「,」を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>【例：LOCA 時注水機能喪失(中小破断LOCA)】</p> <p>中小破断LOCA 後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが、減圧に用いるSRV は十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧ECCS 失敗を含むシーケンスが厳しいと考える。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内の代表性の観点</p> <p>当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が大きく、事故進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。</p> <p>今回の内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA 及び津波レベル1PRA の結果のうち、シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、各PRA は扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり、結果を足し合わせて用いることの可否(比較可</p>	<p>【例：LOCA時注水機能喪失】</p> <p><u>中破断LOCA及び小破断LOCA発生後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが、原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ECCSより少ない。このため、低圧炉心冷却失敗を含む事故シーケンスを「高」とし、原子炉減圧失敗を含む事故シーケンスを「低」とした。</u></p> <p>d. 事故シーケンスグループ内の代表性の観点</p> <p>当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が高く、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。</p> <p>【例：高圧・低圧注水機能喪失】</p> <p><u>事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して1%以上の寄与を持つシーケンスを「中」、1%未満のシーケンスを「低」とした。</u></p> <p>今回の内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAの結果のうち、事故シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、各PRAは扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり、結果を足し合わせて用いるこ</p>	<p>する。</p> <p>【例：LOCA時注水機能喪失(中小破断LOCA)】</p> <p>中小破断LOCA後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが、減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ECCSより少ない。このため、代替となる設備容量の観点で低圧ECCS失敗を含む事故シーケンスが厳しいと考える。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内の代表性の観点</p> <p>当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が大きく、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。</p> <p>今回の内部事象運転時レベル1PRA、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAの結果のうち、事故シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、各PRAは扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり、結果を足し</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は中破断LOCAと小破断LOCAを中小破断LOCAと記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は設備容量が厳しくなる例を記載、一方、東海第二は「高」「低」等の分類の例を記載していることによる、表現の差異</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は「事象進展」で統一(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は着眼点dについて、例示は記載していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>能性)については、PRAの結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから、結果の不確かさやPRA間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。</p> <p>○今回抽出された事故シーケンスについては、第1-8表に示すとおり、結果的に、事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンスに対して、概ね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シーケンスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きを置いて選定することが適切と考え、主に着眼点b及びcによって重要事故シーケンスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シーケンスを評価することで、選定対象とした全ての事故シーケンス対しても<u>重大事故等対処設備の有効性を確認できる</u>と考えたためである。</p> <p>○着眼点dについては、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており、結果的に崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループにおいてのみ、重要事故シーケンスの選定の理由としている。なお、崩壊熱除去機能喪失で選定した重要事故シーケンスは<u>内部事象レベル1PRA</u>及び地震レベル1PRAから抽出されたシーケンスであったが、第1-7表に示すとおり、いずれのPRAにおいても、事故シーケンスグループ内で最も<u>高い炉心損傷頻度</u>となったシーケンスである。</p>	<p>との可否(比較可能性)については、PRAの結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから、結果の不確かさやPRA間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。</p> <p>○今回抽出された事故シーケンスについては、<u>第1-4表</u>に示すとおり、結果的に、事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンスに対して、<u>おおむね</u>同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シーケンスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きを置いて選定することが適切と考え、主に着眼点b及びcによって重要事故シーケンスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シーケンスを評価することで、選定対象とした全ての事故シーケンス対しても<u>重大事故等対策の有効性を確認できる</u>と考えたためである。</p> <p>○着眼点dについては、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており、結果的に崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループにおいてのみ、重要事故シーケンス選定の理由としている。なお、崩壊熱除去機能喪失で選定した重要事故シーケンスは<u>内部事象レベル1PRA</u>及び地震レベル1PRAから抽出されたシーケンスであったが、<u>第1-3表</u>に示すとおり、いずれのPRAにおいても、事故シーケンスグループ内で最も<u>高い炉心損傷頻度</u>となった事故シーケンスである。</p>	<p>合わせて用いることの可否(比較可能性)については、PRAの結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから、結果の不確かさやPRA間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。</p> <p>○今回抽出された事故シーケンスについては、<u>第1-8表</u>に示すとおり、結果的に、事故シーケンスグループ内において選定対象とした<u>すべての</u>事故シーケンスに対して、<u>概ね</u>同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シーケンスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きを<u>おいて</u>選定することが適切と考え、主に着眼点b及びcによって重要事故シーケンスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シーケンスを評価することで、選定対象とした<u>すべての</u>事故シーケンス対しても<u>重大事故等対策の有効性を確認できる</u>と考えたためである。</p> <p>○着眼点dについては、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており、結果的に崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループについて、重要事故シーケンスの選定の理由としている。なお、崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失で選定した重要事故シーケンスは<u>内部事象運転時レベル1PRA</u>及び地震レベル1PRAから抽出された<u>事故</u>シーケンスであったが、<u>第1-7表</u>に示すとおり、いずれのPRAにおいても、事故シーケンスグループ内で最も<u>大きい炉心損傷頻度</u>となった<u>事故</u>シーケンスである。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は「おいて」と記載 ・記載表現の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は「重大事故等対策」と記載 ・記載表現の相違【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉では原子炉停止機能喪失についても着眼点dを重要事故シーケンス選定の理由としている(なお、原子炉停止の選定理由は柏崎刈羽6/7号炉と同様である) ・記載表現の相違【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉において

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理 事故シーケンスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組み合わせによって決定されるものであり、起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら、事故シーケンスへの対策の観点では、同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも、<u>喪失した機能の機能喪失の原因が異なる場合</u>、有効な対策が異なることがある。</p> <p>具体的には、<u>高圧・低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失がこれに該当すると考える。これらについては、内部事象又は地震を原因として各機能の喪失が生じる場合と、津波による浸水によって各機能の喪失が生じる場合がある。内部事象及び地震を原因とする場合は、重大事故等対処設備により、喪失した機能を代替することが有効と考えられる。</u> <u>一方、津波を原因とする場合について、今回評価対象としたプラント状態においては、地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると、浸水防止対策が最も有効であり、これにより機能喪失の原因自体を取り除くことができる。</u></p> <p><u>これらの対策の観点での相違も踏まえ、今回は重大事故等対処設備の有効性を評価するに当たって適切と考えられるシーケンスを選定した。各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の1.3.2項に示す。</u></p> <p>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果 1.3.1項の選定の着眼点を踏まえ、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、<u>事故進展が早いもの等、より厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。また、「(3)全交流動力電源喪失」では機能喪失の状況が異なるシーケンスが抽出された</u></p>	<p>(2) 同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理 事故シーケンスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組合せによって決定されるものであり、起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら、事故シーケンスへの対策の観点では、同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも、<u>喪失した機能の喪失原因が異なる場合</u>、有効な対策が異なることがある。</p> <p>具体的には、<u>全交流動力電源喪失がこれに該当するが、同じ炉心損傷防止対策で対応可能な事故シーケンスを1つの事故シーケンスグループとし、細分化した各事故シーケンスグループからそれぞれ重要事故シーケンスを選定した。</u></p> <p>各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の1.3.2項に示す。</p> <p>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果 1.3.1項の選定の着眼点を踏まえ、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、<u>事象進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。また、「(3)全交流動力電源喪失」では機能喪失の状況が異なる事故シーケンスが抽出さ</u></p>	<p>(2) 同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理 事故シーケンスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組合せによって決定されるものであり、起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら、事故シーケンスへの対策の観点では、同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも、<u>機能喪失の原因が異なる場合</u>、有効な対策が異なることがある。</p> <p>具体的には、<u>全交流動力電源喪失がこれに該当するが、同じ炉心損傷防止対策で対応可能な事故シーケンスを1つの事故シーケンスグループとし、細分化した各事故シーケンスグループからそれぞれ重要事故シーケンスを選定した。</u></p> <p>各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の「<u>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果</u>」に示す。</p> <p>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果 「<u>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</u>」の選定の着眼点を踏まえ、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、<u>事象進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。また、「(3) 全交流動力電源喪失」では機能喪失</u></p>	<p>は、炉心損傷頻度は「大きい」又は「小さい」で統一</p> <p>・記載の適正化 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉では、「機能喪失の原因」と記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、津波を起因とする事故シーケンスとして「直接炉心損傷に至る事象」のみを抽出していることから、「高圧・低圧注水機能喪失」に津波を起因とする事故シーケンスは含まれない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>め、4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については第1-8表に示す。</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス 「<u>過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗</u>」</p>	<p>れたが、<u>原子炉圧力、余裕時間及び対応する炉心損傷防止対策の類似性を考慮し、3つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については第1-4表及び以下に示す。</u></p> <p>【以下、島根2号炉の構成に合わせて東海第二の記載順序を入れ替えている】</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>iv) <u>選定した重要事故シーケンス</u></p> <p>① <u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>i) <u>事故シーケンス</u></p> <p>① <u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>② <u>過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>③ <u>手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>④ <u>手動停止/サポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>⑤ <u>サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>⑥ <u>サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>ii) <u>事故シーケンスグループの特徴</u></p> <p><u>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、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し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては、代替注水手段による原子炉注水等が</u></p>	<p>失の状況が異なる事故シーケンスが抽出されたため、<u>4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第1-8表に示す。</u></p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス 「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」</p>	<p>・分類の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループは機能喪失の状況の観点から4つの事故シーケンスグループに細分化し、それぞれ重要事故シーケンスを選定している</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は第1-4表に記載している事故シーケンス等の内容を本文にも記載している(以下、同様の相違は記載を省略)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</u> <p>③ 選定理由</p> <p><u>本事故シーケンスグループには津波に伴って生じる事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの⑦～⑩)が含まれている。いずれも炉心損傷頻度への寄与割合が高く、着眼点 d では「高」又は「中」に分類されるが、今回評価対象としたプラント状態においては、地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると、その対策は建屋内止水等の止水対策であり、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、これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスとして選定していない。</u></p>	<p><u>考えられる。</u></p> <p>iii) <u>有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>手動減圧</u> ・ <u>低圧代替注水系 (常設)</u> ・ <u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u> ・ <u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント</u> ・ <u>常設代替交流電源設備</u> ・ <u>常設代替直流電源設備</u> <p>v.) 選定理由</p>	<p>② 炉心損傷防止対策 (有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> <p>③ 選定理由</p>	<p>・ 記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は有効性評価で主に考慮している炉心損傷防止対策を記載。一方、東海第二は第 1-4 表に記載している炉心損傷防止対策を全て記載 (以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・ 設備名称の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は耐圧強化ベントは自主対策設備とし、記載していない</p> <p>・ 解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉において津波を起因とする事故シーケンスとして「直接炉心損傷に至る事象」のみを抽出していることから、「高圧・低圧注水機能喪失」には津波を起因とする事故シーケンスは含まれな</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>このため、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの①～⑥)から、着眼点「高」が多く、「高」の数が同じ場合は「中」の数が多シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの①～⑥)は有効と考えられる対策に差異がない。このため、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を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV再閉失敗を含まない事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの①)は、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの②～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失 ① 重要事故シークエンス 「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」</p>	<p>過渡事象(給水流量の全喪失)を起因とする事故シークエンスは、事象進展が早いため、余裕時間の観点で厳しい。また、逃がし安全弁の再閉鎖に成功する事故シークエンスは、低圧の代替注水機能に期待する場合には、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シークエンスに比べて、逃がし安全弁の設備容量の観点で厳しい。さらに、代表性の観点からは①の事故シークエンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、①の事故シークエンスを重要事故シークエンスとして選定した。</p> <p>なお、本事故シークエンス含まれる各事故シークエンスに対して有効と考えられる対策に差異がないため、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を起因とし、原子炉減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、逃がし安全弁再閉鎖失敗を含まない①の事故シークエンスは、②～⑥の事故シークエンスに対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失 iv) 選定した重要事故シークエンス ①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 i) 事故シークエンス ①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 ②手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 ③サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 ii) 事故シークエンスグループの特徴</p>	<p>本事故シークエンスグループには、事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの①～⑥)から、着眼点「高」が最も多い事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの①～⑥)は有効と考えられる対策に差異がない。このため、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を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV再閉失敗を含まない事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの①)は、事故シークエンス(第1-8表の本事故シークエンスグループの②～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失 ① 重要事故シークエンス 「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」</p>	<p>い</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は高圧・低圧注水機能喪失に津波を起因とする事故シークエンスは含まれていないので、津波と対比させる「ランダム故障と地震に伴って生じる事故シークエンス」という表現はせず、「本事故シークエンスグループ」の記載に統一している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧ロジック <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点「高」が多く、「高」の数と同じ場合は「中」の数が多いシーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、本事故シーケンスグループは、各事故シーケンスに対して有効と考えられる対策に差異がない。このため、起回事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV再閉失敗を含まない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は、本事故シーケンスグループのほかの事故シーケンスに対して(第1-8表の本事故シーケンスグループの②～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(3) 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。</p>	<p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、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)が喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては、代替減圧手段により原子炉を減圧し、低圧ECCSによる原子炉冷却等が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系 ・過渡時自動減圧機能 ・残留熱除去系 <p>v) 選定理由</p> <p>過渡事象(給水流量の全喪失)を起因とする事故シーケンスは、事象進展が早いため、余裕時間の観点及び原子炉減圧に必要な設備容量の観点で厳しい。また、代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、①の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>なお、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは、②及び③の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(3) 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。</p>	<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧機能 ・残留熱除去系(低圧注水モード) <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点「高」が最も多い事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、本事故シーケンスグループは、各事故シーケンスに対して有効と考えられる対策に差異がない。このため、起回事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とした事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は、本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②～③)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(3) 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。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉では、炉心損傷防止対策として注水手段について記載している</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は「高」の数だけで選定できたため、「中」については記載していない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、SRV1個の開放により原子炉が減圧されるため、本事故シーケンスグループにはSRVの再閉鎖失敗を含む事故シーケンスは含まれない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>るシーケンスが抽出されたため、4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。4つの事故シーケンスは、PRAから抽出された電源喪失の事故シーケンスである、長期TB、TBD、TBP及びTBUと一致することから、この名称で事故シーケンスグループを詳細化した。</p> <p>また、第1-4図に示すとおり、各重要事故シーケンスに対し、地震PRAからは、全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが、全交流動力電源喪失時には、最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震による損傷の有無に関わらず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが現れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。ただし、設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容器圧</p>	<p>る4つの事故シーケンスが抽出されたが、<u>原子炉圧力、余裕時間及び対応する主な炉心損傷防止対策の類似性に着目して事故シーケンスグループを以下の3つに細分化した。</u></p> <p>①長期TB ②TBD、TBU ③TBP</p> <p>なお、TBUは、<u>外部電源喪失の発生後、非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源喪失が発生し、原子炉隔離時冷却系による炉心冷却にも失敗する事故シーケンスである。</u>また、TBDは、<u>外部電源喪失の発生後、区分I及び区分IIの直流電源の喪失により非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、高圧炉心スプレイ系にも失敗することで全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスである。</u>TBUにおいては<u>直流電源が健全であるため、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の計装設備は健全である。</u>一方、TBDにおいては<u>区分I及び区分IIの直流電源の喪失により設計基準事故対処設備の計装設備が機能喪失するが、直流電源は重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備が健全であり、重大事故等対処設備の計装設備は緊急用直流母線から給電されるため、直流電源及び計装設備の機能は維持される。</u>また、TBD、TBUは<u>いずれも事象発生初期に高圧注水機能が喪失する事故シーケンスであること、及び主な炉心損傷防止対策はいずれも高圧代替注水系であることから、1つの事故シーケンスグループとした。</u></p>	<p>る事故シーケンスが抽出されたため、<u>4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。4つの事故シーケンスは、PRAから抽出された電源喪失の事故シーケンスである、長期TB、TBD、TBP及びTBUと一致することから、この名称で事故シーケンスグループを詳細化した。</u></p> <p>また、第1-4図に示すとおり、各重要事故シーケンスに対し、<u>地震レベル1 PRAからは、全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが、全交流動力電源喪失時には、最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震による損傷の有無に関わらず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが表れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段は少なくなる。ただし、設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合におい</u></p>	<p>・分類の相違 【東海第二】 東海第二はTBUとTBDをまとめて1つの事故シーケンスグループとして記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、地震PRAから抽出される全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳の取扱いについて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>力逃がし装置による除熱が可能であり、交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には、これに加えて代替原子炉補機冷却系の有効性を確認することができる。これを考慮し、重要事故シーケンスには、設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。</p> <p>a) 長期TB</p> <p>① 重要事故シーケンス 「<u>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機喪失)(蓄電池枯渇後 RCIC 停止)</u>」</p> <p>② 主な炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・原子炉隔離時冷却系(所内蓄電式直流電源設備の24時間確保) ・<u>格納容器圧力逃がし装置</u></p>	<p>(3-1) 長期TB</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス ①外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)</p> <p>i) 事故シーケンス ①外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止) ②サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失の発生後、非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源喪失が発生し、原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却するが、蓄電池の直流電源供給能力が枯渇すると原子炉隔離時冷却系が停止することで炉心の冷却が維持できなくなり、原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては、交流電源に依存しない代替注水手段による原子炉注水等が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・<u>低圧代替注水系(可搬型)</u> ・<u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> ・<u>残留熱除去系</u> ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備</p>	<p>ても格納容器フィルタベント系による除熱が可能であり、交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には、これに加えて原子炉代替補機冷却系の有効性を確認することができる。これを考慮し、重要事故シーケンスには、設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。</p> <p>a. 長期TB</p> <p>① 重要事故シーケンス 「<u>外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗</u>」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・原子炉隔離時冷却系 ・<u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u> ・<u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u> ・<u>残留熱除去系(格納容器冷却モード)</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「a.」と記載(以下, 同様の相違は記載を省略)</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の有効性評価では, 低圧原子炉代替注水系(可搬型)や格納容器代替スプレ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ 選定理由</p> <p>シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p> <p>b) TBU</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「<u>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機喪失)+RCIC 失敗(RCIC 本体の機能喪失)</u>」</p>	<p>v) 選定理由</p> <p><u>いずれの事故シーケンスも、蓄電池枯渇による原子炉隔離時冷却系停止後の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差はない。このため、事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着目する。外部電源喪失を起因とする事故シーケンスについては、起因事象の発生により給復水系が停止するため原子炉水位の低下が早いことから、余裕時間及び設備容量の観点で厳しい。また、代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</u></p> <p><u>以上より、①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</u></p> <p><u>なお、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がないため、①の事故シーケンスは、②の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</u></p> <p>(3-2) T B D, T B U</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p><u>③外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗(T B D)</u></p> <p>i) 事故シーケンス</p>	<p>③ 選定理由</p> <p><u>事故シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</u></p> <p>b) T B U</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <p><u>「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗」</u></p>	<p>イ系(可搬型)等を考慮している</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は本事故シーケンスグループに対する有効性評価の対策として、格納容器代替スプレイ系(可搬型)及び残留熱除去系(格納容器冷却モード)を記載(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は抽出された事故シーケンスが1つであることから、それを重要事故シーケンスとして選定した旨を記載</p> <p>・分類の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二はT B UとT B Dをまとめて1つの事故シーケンスグループとして記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 主な炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・ 格納容器圧力逃がし装置 <p>③ 選定理由</p> <p>シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p>	<p>③外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗(TBD)</p> <p>④外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗(TBU)</p> <p>⑤サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+高圧炉心冷却失敗(TBU)</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失の発生後、直流電源又は非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源喪失が発生し、原子炉隔離時冷却系による炉心冷却も失敗することにより、原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては、代替直流電源供給手段による代替高圧代替注水手段又は原子炉減圧後の代替低圧代替注水手段による原子炉注水等が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系 ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系(可搬型) ・ 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) ・ 残留熱除去系 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 常設代替直流電源設備 <p>v) 選定理由</p> <p>いずれの事故シーケンスも全交流動力電源が喪失しているため、共通原因故障・系統間機能依存性の観点では差異がない。また、余裕時間及び設備容量の観点からは、いずれの事故シーケンスも事象進展の早さには差異はないものの、直流電源が喪失する事故シーケンスは代替注水設備の起動に必要な直流電源を緊急用125V系蓄電池から給電するための直流電源の切替操作が必要となり、代替直流電源の必要容量も大きくなるため、直流電源が喪失する事故シーケンスの方が厳しい。さらに、代表性の</p>	<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧原子炉代替注水系 ・ 低圧原子炉代替注水系(可搬型) ・ 格納容器代替スプレイ系(可搬型) ・ 残留熱除去系(格納容器冷却モード) <p>③ 選定理由</p> <p>事故シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の有効性評価では、低圧原子炉代替注水系(可搬型)や格納容器代替スプレイ系(可搬型)等を考慮している ・ 解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は抽出された事故シーケンスが1つであることから、それを重要事故シーケンスとして選定した旨を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c) TBP</p> <p>① 重要事故シーケンス 「<u>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機喪失)+SRV 再閉失敗</u>」</p> <p>② <u>主な炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) ・<u>低圧代替注水系(可搬型)</u> ・<u>格納容器圧力逃がし装置</u> 	<p>観点からは、<u>③の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</u></p> <p>以上より、<u>③の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。有効性評価においては、④及び⑤の事故シーケンスを包含する条件として、原子炉隔離時冷却系及び非常用ディーゼル発電機の本体故障を想定する。</u></p> <p><u>なお、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異はなく、③の事故シーケンスは緊急用125V系蓄電池への直流電源の切替操作が必要となることから、④及び⑤の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</u></p> <p>(3-3) TBP</p> <p>iv) <u>選定した重要事故シーケンス</u></p> <p>⑥外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗</p> <p>i) <u>事故シーケンス</u></p> <p>⑥外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗</p> <p>⑦サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗</p> <p>ii) <u>事故シーケンスグループの特徴</u></p> <p><u>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失の発生後、非常用ディーゼル発電機等の故障により全交流動力電源喪失が発生し、原子炉隔離時冷却系は作動するものの、逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉圧力が徐々に低下することで、原子炉隔離時冷却系も機能喪失し、原子炉が低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては、交流電源に依存しない代替注水手段による原子炉注水等が考えられる。</u></p> <p>iii) <u>有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) ・<u>手動減圧</u> ・<u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 	<p>c. TBP</p> <p>① 重要事故シーケンス 「<u>外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗</u>」</p> <p>② <u>炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) ・<u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u> ・<u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u> 	<p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ 選定理由</p> <p>シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p> <p>d) TBD</p> <p>① 重要事故シーケンス 「<u>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機喪失)+直流電源喪失</u>」</p> <p>② 炉心損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)</u> ・ <u>格納容器圧力逃がし装置</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> ・ <u>残留熱除去系</u> ・ <u>常設代替交流電源設備</u> ・ <u>常設代替直流電源設備</u> <p>v) 選定理由</p> <p><u>いずれの事故シーケンスも、原子炉圧力の低下による原子炉隔離時冷却系停止後の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差はない。このため、事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着目する。外部電源喪失を起因とする事故シーケンスについては、起因事象の発生により給復水系が停止するため原子炉水位の低下が早いことから、余裕時間及び設備容量の観点で厳しい。また、代表性の観点からは⑥の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</u></p> <p><u>以上より、⑥の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</u></p> <p><u>なお、本事故シーケンスに含まれる各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がないため、⑥の事故シーケンスは、⑦の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系(格納容器冷却モード)</u> <p>③ 選定理由</p> <p><u>事故シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</u></p> <p>d. TBD</p> <p>① 重要事故シーケンス 「<u>外部電源喪失+直流電源(区分1, 2)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗</u>」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧原子炉代替注水系</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u> ・ <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u> ・ <u>残留熱除去系(格納容器冷却モード)</u> 	<p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の有効性評価では、格納容器代替スプレイ系(可搬型)等を考慮している</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 解析結果の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は抽出された事故シーケンスが1つであることから、それを重要事故シーケンスとして選定した旨を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 分類の相違 <p>【東海第二】</p> <p>東海第二はTBUとTBDをまとめて1つの事故シーケンスグループとして記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の有効性評価では、低圧原子炉代替注水系(可搬型)や格納容器代替スプレイ系(可搬型)等での注水を考慮している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ 選定理由</p> <p><u>本事故シーケンスグループには2つの事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①, ②)が含まれている。</u></p> <p><u>しかしながら, 浸水による電源設備の機能喪失を含む事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②)は津波PRAから抽出されたシーケンスであり, 頻度の観点で支配的であるものの, 今回評価対象としたプラント状態においては, 地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると, その対策は建屋内止水等の止水対策であり, 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。</u></p> <p><u>以上より, 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機喪失)+直流電源喪失」を重要事故シーケンスとして選定した。</u></p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「<u>過渡事象+崩壊熱除去失敗</u>」(炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については残留熱除去系の機能喪失又は原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮)</p>	<p>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>iv) <u>選定した重要事故シーケンス</u></p> <p>① <u>過渡事象+RHR失敗</u> (炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については, <u>残留熱除去系の機能喪失又は残留熱除去系海水系の機能喪失を考慮</u>)</p> <p>i) <u>事故シーケンス</u></p> <p>① <u>過渡事象+RHR失敗</u></p> <p>② <u>過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗</u></p> <p>③ <u>外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)</u></p> <p>④ <u>外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功)</u></p> <p>⑤ <u>外部電源喪失+直流電源失敗 (HPCS成功)</u></p> <p>⑥ <u>手動停止/サポート系喪失 (手動停止)+RHR失敗</u></p> <p>⑦ <u>手動停止/サポート系喪失 (手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗</u></p> <p>⑧ <u>サポート系喪失 (自動停止)+RHR失敗</u></p>	<p>③ 選定理由</p> <p><u>事故シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</u></p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <p><u>「過渡事象+崩壊熱除去失敗」</u>(炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については残留熱除去系の機能喪失又は原子炉補機冷却系の機能喪失を考慮)</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉において津波を起因とする事故シーケンスとして「直接炉心損傷に至る事象」のみを抽出していることから, 「TBD」には津波を起因とする事故シーケンスは含まれない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>a. 残留熱除去系の機能喪失を考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器圧力逃がし装置</u> <p>b. 原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>代替原子炉補機冷却系</u> 	<p>⑨ <u>サポート系喪失(自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR失敗</u></p> <p>⑩ <u>サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失) + DG失敗(HPCS成功)</u></p> <p>⑪ <u>サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失) + DG失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)</u></p> <p>⑫ <u>小破断LOCA + RHR失敗</u></p> <p>⑬ <u>中破断LOCA + RHR失敗</u></p> <p>⑭ <u>大破断LOCA + RHR失敗</u></p> <p>ii) <u>事故シーケンスグループの特徴</u></p> <p><u>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、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で、炉心損傷前に格納容器が破損し、その後、炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては、代替除熱手段による格納容器除熱等が考えられる。</u></p> <p>iii) <u>有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</u></p> <p><u>機能喪失した崩壊熱除去機能に対する代替除熱手段として、RHR故障時及び取水機能喪失時の状況を想定し、それぞれ以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</u></p> <p>【RHR故障時】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉隔離時冷却系</u> ・ <u>高圧炉心スプレイ系</u> ・ <u>手動減圧</u> ・ <u>低圧代替注水系(常設)</u> ・ <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> ・ <u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント</u> ・ <u>常設代替交流電源設備</u> ・ <u>常設代替直流電源設備</u> <p>【取水機能喪失時】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉隔離時冷却系</u> ・ <u>手動減圧</u> 	<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>a. <u>残留熱除去系の機能喪失を考慮する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器フィルタベント系</u> <p>b. <u>原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉補機代替冷却系</u> 	<p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は耐圧強化ベントは自主対策設備とし、記載していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>③ 選定理由</p> <p>本事故シナリオグループには LOCA に伴う事故シナリオ (第 1-8 表の本事故シナリオグループの⑦～⑨) が含まれており、いずれも格納容器圧力の上昇が早く、圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳しいことから、着眼点 b 及び c では「高」に分類されるが、これらは LOCA から派生したシナリオである。LOCA を起因とするシナリオについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めてほかのシナリオグループで評価することから、これらの事故シナリオは重要事故シナリオの選定対象から除外した。</p>	<p>・ <u>低圧代替注水系 (常設)</u> ・ <u>残留熱除去系</u> ・ <u>緊急用海水系</u> ・ <u>常設代替交流電源設備</u> ・ <u>常設代替直流電源設備</u></p> <p>v) 選定理由</p> <p><u>いずれの事故シナリオも代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差異はない。このため、炉心冷却に成功する事故シナリオグループではあるものの、事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着目する。原子炉水位の低下が早い過渡事象 (給水流量の全喪失)、サポート系喪失 (自動停止) 又は LOCA を起因とする事故シナリオは、余裕時間の観点で厳しい。また、事象初期の事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなる。さらに、低圧の代替注水手段に期待する場合、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シナリオは、注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、逃がし安全弁の設備容量は再閉鎖成功時の方が厳しくなる。代表性の観点からは①の事故シナリオの炉心損傷頻度が最も高い。</u></p> <p><u>以上より、①の事故シナリオを重要事故シナリオとして選定した。</u></p> <p><u>なお、LOCA を起因とする事故シナリオについては、LOCA 時注水機能喪失及び雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) において、代替除熱手段に係る重大事故等対策の有効性を含めて確認する。</u></p> <p><u>また、本事故シナリオグループには非常用交流電源</u></p>	<p>③ 選定理由</p> <p><u>本事故シナリオグループには LOCA に伴う事故シナリオ (第 1-8 表の本事故シナリオグループの⑬～⑯) が含まれており、いずれも格納容器圧力の上昇が早く、圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳しいことから、着眼点 b 及び c では「高」に分類されるが、これらは LOCA から派生した事故シナリオである。LOCA を起因とする事故シナリオについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて LOCA 時注水機能喪失で評価することから、これらの事故シナリオは重要事故シナリオの選定対象から除外した。</u></p> <p><u>また、事故シナリオ (第 1-8 表の本事故シナリオグ</u></p>	<p>備考</p> <p>・ 解析結果の相違 【柏崎 6/7】 運転時レベル 1 P R A による事故シナリオ数の相違</p> <p>・ 解析結果の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>このため、このほかの事故シーケンスから、着眼点「高」が多く、「高」の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、LOCAを起因としない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～⑥)は有効と考えられる対策に差異がない。このため、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を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV再閉失敗を含まない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は、LOCAを起因としない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失 ① 重要事故シーケンス 「過渡事象+原子炉停止失敗」</p>	<p><u>の喪失により崩壊熱除去機能が喪失している事故シーケンスが含まれるものの、主要な炉心損傷防止対策の電源を代替電源とする場合、有効と考えられる対策に差異がないため、過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは、②～④の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする(別紙4)。</u></p> <p>このため、このほかの事故シーケンスから、着眼点「高」が多く、「高」の数が同じ場合は「中」の数が多い事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、LOCAを起因としない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～⑥)は有効と考えられる対策に差異がない。このため、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を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV再閉失敗を含まない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は、LOCAを起因としない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失 iv) 選定した重要事故シーケンス ①過渡事象+原子炉停止失敗 i) 事故シーケンス ①過渡事象+原子炉停止失敗 ②サポート系喪失(自動停止)+原子炉停止失敗 ③小破断LOCA+原子炉停止失敗 ④中破断LOCA+原子炉停止失敗 ⑤大破断LOCA+原子炉停止失敗</p>	<p><u>ループの⑱～㉑)は炉心冷却に成功した後、原子炉格納容器の除熱手段を必要とする点で事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)と類似している。格納容器フィルタベント系は系統構成に必要な弁の駆動電源を喪失した場合でも手動操作により対応可能であり、外部電源及び非常用電源が喪失しているTBWシーケンスにおいても有効である。以上から事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの⑱～㉑)は事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)に包絡される。</u></p> <p>このため、このほかの事故シーケンスから、着眼点「高」が多く、「高」の数が同じ場合は「中」の数が多い事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、LOCAを起因としない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～⑫及び⑲～㉑)は有効と考えられる対策に差異がない。このため、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を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV再閉失敗を含まない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は、LOCAを起因としない事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～⑫及び⑲～㉑)に対して包絡性を有しているものとする。(別紙4)</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失 ① 重要事故シーケンス 「過渡事象+原子炉停止失敗」</p>	<p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、非常用電源が喪失しているTBWシーケンスの扱いについて記載した ・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 非常用電源が喪失しているTBWシーケンスの扱いについて 記載表現は異なるが内容は同等</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】 運転時レベル1PRAによる事故シーケンス数の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 ・ほう酸水注入系 <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、本事故シーケンスグループでは、過渡事象を起因とする事故シーケンスとLOCAを起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては、重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、LOCAを起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②～④)の事象進展はLOCA時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCAを起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及びLOCAに伴う減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投入されると考えられることから、事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)が厳</p>	<p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては、代替原子炉停止手段による原子炉停止等が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ・ほう酸水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 <p>v) 選定理由</p> <p>過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)に起因する事故シーケンスは、原子炉圧力の上昇が早く、反応度印加の観点で厳しい事象であり、事象進展が早く余裕時間が短く、反応度印加の観点で厳しく出力抑制に必要な設備容量が大きくなる。代表性の観点から、①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、①の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>なお、本事故シーケンスグループでは、過渡事象を起因とする事故シーケンスとLOCAを起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては、重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、LOCAを起因とする事故シーケンスの事象進展はLOCA時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。</p> <p>また、LOCAを起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及びLOCAに伴う減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投入されると考えられることから、事象発生後の反応度印加に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンスの方が厳しいと考えられる。さらに、LOCAを起因として</p>	<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点「高」の数が最も多い事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、本事故シーケンスグループでは、過渡事象を起因とする事故シーケンスとLOCAを起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては、重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、LOCAを起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②～④)の事象進展はLOCA時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCAを起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及びLOCAに伴う減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投入されると考えられることから、事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグル</p>	<p>・設備名称の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は後段で記載しており、実質的な差異はない</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、反応</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>しいと考えられる。</p> <p>また、本事故シーケンスグループでは、ECCS が確保されているシーケンスが抽出されていることから、水位低下に対しては一定の対応が可能と考えられるため、反応度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であるとする。更に、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1×10^{-13}/炉年未満であり、ほか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。これらを踏まえると、反応度制御の観点で厳しい、過渡事象を起因とする事故シーケンス(第1-8 表の本事故シーケンスグループの①)は、本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものとする。</p> <p>(6) LOCA 時注水機能喪失</p> <p>① 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」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・手動減圧</p>	<p>原子炉停止に失敗する事故シーケンスの炉心損傷頻度は1×10^{-10}/炉年未満であり極めて小さい。そのため、反応度制御の観点で厳しい過渡事象を起因とする①の事故シーケンスは、本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものとする。</p> <p>(6) LOCA時注水機能喪失</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>③中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>②小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</p> <p>③中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>④中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、小破断LOCA又は中破断LOCAの発生後、高圧注水機能の喪失に加え、低圧注水機能又は原子炉減圧機能を喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては、代替注水手段による原子炉注水等が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>・手動減圧</p>	<p>ープの①)の方が厳しいと考えられる。</p> <p>本事故シーケンスグループでは、ECCS が確保されている事故シーケンスが抽出されていることから、水位低下に対しては一定の対応が可能と考えられるため、反応度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であるとする。さらに、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1×10^{-12}/炉年未満であり、極めて小さい。これらを踏まえると、反応度制御の観点で厳しい過渡事象を起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は、本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものとする。</p> <p>(6) LOCA時注水機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス 「冷却材喪失(中破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・SRVの手動操作</p>	<p>度「投入」と記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 運転時レベル1 P R Aの相違により炉心損傷頻度が異なっている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・ <u>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</u></p> <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの③)を選定した。なお、LOCAに伴って生じる事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～④)は、配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。配管破断規模の大きさの観点では、中破断 LOCA の方が水位の低下が早く、厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では、原子炉減圧に用いる SRV は十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧注水機能喪失を含むシーケンスが厳しいと考える。これらのことから、配管破断規模が大きく、低圧注水機能喪失を含むシーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの③)は、本事故シーケンスグループのほかに事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考えられる。</p> <p>また、(4)の崩壊熱除去機能喪失においても LOCA を含む事故シーケンス(第1-8表の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑦～⑨)が抽出されている。これについて、重要事故シーケンスによる包絡性を考えると、重要事故シーケンスに低圧 ECCS 注水失敗が含まれており、低圧 ECCS の機能喪失は残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱にも期待できないこととほぼ同義であることから、本重要事故シーケンスでは、原子炉格納容器除熱</p>	<p>・ <u>低圧代替注水系(常設)</u></p> <p>・ <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u></p> <p>・ <u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント</u></p> <p>・ <u>常設代替交流電源設備</u></p> <p>・ <u>常設代替直流電源設備</u></p> <p>v) 選定理由</p> <p><u>中破断 LOCA を起因とする事故シーケンスは、小破断 LOCA に比べて破断面積が大きいことにより流出流量が多く、事象進展が早いため、余裕時間の観点で厳しい。また、設備容量の観点では、原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されているが、低圧の代替注水設備の設備容量は低圧 ECCS より少ないため、低圧炉心冷却に失敗する事故シーケンスの方が厳しい。代表性の観点からは、③の事故シーケンスの炉心損傷頻度が高い。</u></p> <p><u>以上より、③の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</u></p> <p><u>なお、本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がないため、重要事故シーケンスとして選定した③の事故シーケンスは、①、②、④の事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考えられる。</u></p> <p>また、「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループにおいても LOCA を起因とする事故シーケンスが抽出されている。これについて、重要事故シーケンスによる包絡性を考えると、<u>低圧炉心冷却失敗の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定することにより、崩壊熱除去機能喪失に関する重大事故等対策の有効性についても評価することとなる。このことから、選定した重要事故シーケンスは「崩壊熱除去機能喪失」の事故シー</u></p>	<p>・ <u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u></p> <p>③ 選定理由</p> <p><u>着眼点「高」の数が最も多い事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの③)を選定した。なお、LOCAに伴って生じる事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～④)は、配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。配管破断規模の大きさの観点では、中破断 LOCA の方が水位の低下が早く、厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では、原子炉減圧に用いる SRV は十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧 ECCS より少ない。このため、代替となる設備容量の観点で低圧注水機能喪失を含む事故シーケンスが厳しいと考える。これらのことから、配管破断規模が大きく、低圧注水機能喪失を含む事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの③)は、本事故シーケンスグループの他の事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考えられる。</u></p> <p>また、「(4)崩壊熱除去機能喪失」においても LOCA を含む事故シーケンス(第1-8表の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑬～⑱)が抽出されている。これについて、重要事故シーケンスによる包絡性を考えると、<u>重要事故シーケンスに低圧注水失敗が含まれており、低圧 ECCS の機能喪失は残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱にも期待できないことをほぼ包絡していることから、本重要事故シーケンスでは、原子炉格納容</u></p>	<p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は耐圧強化ベントは自主対策設備とし、記載していない</p> <p>・ 記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失の観点で理由を記載しており、実質的な差異はない</p> <p>・ 記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、「他」と記載</p> <p>・ 解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>運転時レベル1 PRAによる事故シーケンス数の相違</p> <p>・ 記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は残留熱</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>機能に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから、本重要事故シーケンスは、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」のLOCAを起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものとする。</p> <p>(7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>① 重要事故シーケンス 「ISLOCA」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・高圧炉心注水系</p>	<p>ケンスグループにおけるLOCAを起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものとする。</p> <p>(7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①インターフェイスシステムLOCA</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①インターフェイスシステムLOCA</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、インターフェイスシステムLOCAの発生後、破損箇所の隔離に失敗し、格納容器貫通配管からの漏えいが防止できずに炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては、破損系統の隔離及び破損系統を除くECCSによる原子炉注水等が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・破損系統を除く原子炉注水機能 ・破損系統の隔離 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 	<p>器除熱機能に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから、本重要事故シーケンスは、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」のLOCAを起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものとする。</p> <p>(7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>① 重要事故シーケンス 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SRVの手動操作 ・高圧炉心スプレイ系 	<p>除去系以外の低圧ECCSであるLPCCS等もあるため、低圧ECCSの機能喪失は残留熱除去系と同義ではなく包絡という記載をしている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】</p> <p>重要事故シーケンスの包絡性について記載表現は異なるが内容は同等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉においては、インターフェイスシステムLOCAの発生下において、系外漏</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ 選定理由</p> <p>シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p>	<p>v) 選定理由</p> <p><u>抽出した事故シーケンスが1つであることから、①を重要事故シーケンスとして選定した。</u></p> <p>(8) <u>津波浸水による最終ヒートシンク喪失</u></p> <p>i) <u>事故シーケンス</u></p> <p>①<u>原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失(最終ヒートシンク喪失)</u></p> <p>②<u>最終ヒートシンク喪失(蓄電池枯渇後RCIC停止)</u></p> <p>③<u>最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗</u></p> <p>④<u>最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗</u></p> <p>ii) <u>事故シーケンスグループの特徴</u></p> <p><u>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水・没水し、最終ヒートシンクが喪失することにより、炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては、津波防護対策等が考えられる。</u></p> <p>iii) <u>有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>津波防護対策</u> ・<u>原子炉隔離時冷却系</u> ・<u>手動減圧</u> ・<u>低圧代替注水系(常設)</u> ・<u>残留熱除去系</u> ・<u>緊急用海水系</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>常設代替直流電源設備</u> <p>iv) <u>選定した重要事故シーケンス</u></p> <p>①<u>原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失(最終ヒートシンク喪失)</u></p> <p>v) 選定理由</p> <p><u>共通原因故障・系統間機能依存性の観点では、原子炉建屋内浸水を起因とする①の事故シーケンスが厳しい。余裕時間の観点では、事象発生初期に原子炉への注水に</u></p>	<p>③ 選定理由</p> <p><u>事故シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</u></p>	<p>えいを抑制するためS RVの手動操作を行う ことを記載</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 東海第二は新たに追加した「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」の事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンス選定について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。(別紙4)</p> <p>また、地震又は津波レベル1PRA から抽出される事故シーケンスは、地震又は津波によって起回事象が引き起こされるものの、起回事象の後のシーケンスは緩和系の成功・失敗(地震又は津波によって起回事象発生と同じタイミングで機能喪失している場合を含む)の分岐によって決定されることから、整理される事故シーケンスグループは内部事象PRA で抽出される事故シーケンスグループと同等となる。内部事象では喪失時の炉心損傷頻度への影響の大きな機器・系統等の信頼性向上や系統機能を代替する設備の設置が対策となるが、外部事象では内部事象の対策に加えて外部事象への対策(津波に対する止水対策等)も挙げられる。外部事象自体による損傷(起回事象)の発</p>	<p><u>失敗する事故シーケンスが厳しい。設備容量の観点では、原子炉建屋内浸水を起因とする①の事故シーケンスは津波防護対策が広範囲に要求される。代表性の観点からは②の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</u></p> <p><u>以上より、①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</u></p> <p><u>なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、①の事故シーケンスは②～④の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</u></p> <p>なお、各事故シーケンスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度に対する寄与割合の観点で分析した結果、主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した(別紙6)。</p> <p>また、各事故シーケンスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シーケンスについても、地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除いて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した(別紙7)。</p>	<p>なお、各事故シーケンスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度に対する寄与割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。(別紙5)</p> <p>また、各事故シーケンスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シーケンスについても、地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除いて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策が概ね有効であることを確認した。(別紙6)</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 別紙5に示すカットセットは内部事象を対象としているため、島根2号炉は「内部事象を起因とする」と記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は別紙5で用いている用語と整合させ、「寄与割合」としている</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除き、炉心損傷防止対策が概ね有効であることを確認</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>生防止対策を実施することによっても当該事故シーケンスの発生頻度は低下すること、及び、地震又は津波によって起因事象が発生した場合であってもその後の対応は内部事象による事故シーケンスに対する有効性評価で代表できることから、地震又は津波レベルIPRA から抽出された事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定していない。(別紙5)</u></p>			<p>島根2号炉は、津波PRAにおいて防波壁等の止水対策を考慮したため、止水対策による事故シーケンスの発生頻度低下について記載していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																														
<p align="center">第1-1表 PRAの対象とした主な設備・系統</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止に関する機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>スクラム系</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉緊急停止系</td> <td>2 out of 4 論理回路</td> </tr> <tr> <td>制御棒及び制御棒駆動系</td> <td>制御棒 205 本</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系</td> <td>系統数 1 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>炉心冷却に関する機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系 (HPCF)</td> <td>系統数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m³/h/台～約 730 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系 (RCIC)</td> <td>系統数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系</td> <td>自動減圧機能付逃がし安全弁 (SRV) 8 弁 容量約 380 t/h/個</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系</td> <td>系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>放射性物質の閉じ込めに関する機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (RHR)</td> <td>系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>安全機能のサポートに関する機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td>系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m³/h/台 (A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m³/h/台, 7 号炉約 800 m³/h/台)</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m³/h/台 (A/B/C 系)</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機 (D/G)</td> <td>台数 3 発電容量約 6,250 kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備</td> <td>系統数 (125 V) 4 蓄電池 4 組</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	原子炉停止に関する機能		スクラム系		原子炉緊急停止系	2 out of 4 論理回路	制御棒及び制御棒駆動系	制御棒 205 本	ほう酸水注入系	系統数 1 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m ³ /h/台	炉心冷却に関する機能		高圧炉心注水系 (HPCF)	系統数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m ³ /h/台～約 730 m ³ /h/台	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	系統数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m ³ /h/台	自動減圧系	自動減圧機能付逃がし安全弁 (SRV) 8 弁 容量約 380 t/h/個	低圧注水系	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m ³ /h/台	放射性物質の閉じ込めに関する機能		残留熱除去系 (RHR)	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m ³ /h/台	安全機能のサポートに関する機能		原子炉補機冷却水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m ³ /h/台 (A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m ³ /h/台, 7 号炉約 800 m ³ /h/台)	原子炉補機冷却海水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m ³ /h/台 (A/B/C 系)	非常用ディーゼル発電機 (D/G)	台数 3 発電容量約 6,250 kVA/台	直流電源設備	系統数 (125 V) 4 蓄電池 4 組		<p align="center">第1-1表 PRAの対象とした主な設備・系統</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止に関する機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉停止系</td> <td>制御棒 137 本</td> </tr> <tr> <td>制御棒及び制御棒駆動系</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉保護系</td> <td>1 out of 2 × 2 論理回路</td> </tr> <tr> <td>炉心冷却に関する機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系</td> <td>系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 320m³/h～約 1050m³/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>系列数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 100m³/h</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系</td> <td>自動減圧機能付 SRV 6 個 容量約 400t/h/個</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系</td> <td>系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系</td> <td>系列数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 1,200m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去に関する機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系</td> <td>系列数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 1200m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>安全機能のサポートに関する機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系</td> <td>系列数 2 電動ポンプ 4 台 (2 台/系列) ポンプ容量約 1,700m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系</td> <td>系列数 2 電動ポンプ 4 台 (2 台/系列) ポンプ容量約 2,000m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系補機冷却系</td> <td>系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 240m³/h</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系補機海水系</td> <td>系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 340m³/h</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td>台数 2 発電容量約 7,300kVA/台</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</td> <td>台数 1 発電容量約 4,000kVA</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備</td> <td>系列数 (115V) 2 所内蓄電池 2 組 系列数 (230V) 1 所内蓄電池 1 組 系列数 (115V) 1 高圧炉心スプレイ系蓄電池 1 組</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	原子炉停止に関する機能		原子炉停止系	制御棒 137 本	制御棒及び制御棒駆動系		原子炉保護系	1 out of 2 × 2 論理回路	炉心冷却に関する機能		高圧炉心スプレイ系	系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 320m ³ /h～約 1050m ³ /h	原子炉隔離時冷却系	系列数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 100m ³ /h	自動減圧系	自動減圧機能付 SRV 6 個 容量約 400t/h/個	低圧炉心スプレイ系	系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 1,050m ³ /h	低圧注水系	系列数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 1,200m ³ /h/台	崩壊熱除去に関する機能		残留熱除去系	系列数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 1200m ³ /h/台	安全機能のサポートに関する機能		原子炉補機冷却系	系列数 2 電動ポンプ 4 台 (2 台/系列) ポンプ容量約 1,700m ³ /h/台	原子炉補機海水系	系列数 2 電動ポンプ 4 台 (2 台/系列) ポンプ容量約 2,000m ³ /h/台	高圧炉心スプレイ系補機冷却系	系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 240m ³ /h	高圧炉心スプレイ系補機海水系	系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 340m ³ /h	非常用ディーゼル発電機	台数 2 発電容量約 7,300kVA/台	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	台数 1 発電容量約 4,000kVA	直流電源設備	系列数 (115V) 2 所内蓄電池 2 組 系列数 (230V) 1 所内蓄電池 1 組 系列数 (115V) 1 高圧炉心スプレイ系蓄電池 1 組	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は P R A の対象とした主な設備、系統を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の主な設備・系統について記載した</p>
系統設備	概要																																																																																
原子炉停止に関する機能																																																																																	
スクラム系																																																																																	
原子炉緊急停止系	2 out of 4 論理回路																																																																																
制御棒及び制御棒駆動系	制御棒 205 本																																																																																
ほう酸水注入系	系統数 1 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m ³ /h/台																																																																																
炉心冷却に関する機能																																																																																	
高圧炉心注水系 (HPCF)	系統数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m ³ /h/台～約 730 m ³ /h/台																																																																																
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	系統数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m ³ /h/台																																																																																
自動減圧系	自動減圧機能付逃がし安全弁 (SRV) 8 弁 容量約 380 t/h/個																																																																																
低圧注水系	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m ³ /h/台																																																																																
放射性物質の閉じ込めに関する機能																																																																																	
残留熱除去系 (RHR)	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m ³ /h/台																																																																																
安全機能のサポートに関する機能																																																																																	
原子炉補機冷却水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m ³ /h/台 (A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m ³ /h/台, 7 号炉約 800 m ³ /h/台)																																																																																
原子炉補機冷却海水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m ³ /h/台 (A/B/C 系)																																																																																
非常用ディーゼル発電機 (D/G)	台数 3 発電容量約 6,250 kVA/台																																																																																
直流電源設備	系統数 (125 V) 4 蓄電池 4 組																																																																																
系統設備	概要																																																																																
原子炉停止に関する機能																																																																																	
原子炉停止系	制御棒 137 本																																																																																
制御棒及び制御棒駆動系																																																																																	
原子炉保護系	1 out of 2 × 2 論理回路																																																																																
炉心冷却に関する機能																																																																																	
高圧炉心スプレイ系	系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 320m ³ /h～約 1050m ³ /h																																																																																
原子炉隔離時冷却系	系列数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 100m ³ /h																																																																																
自動減圧系	自動減圧機能付 SRV 6 個 容量約 400t/h/個																																																																																
低圧炉心スプレイ系	系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 1,050m ³ /h																																																																																
低圧注水系	系列数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 1,200m ³ /h/台																																																																																
崩壊熱除去に関する機能																																																																																	
残留熱除去系	系列数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 1200m ³ /h/台																																																																																
安全機能のサポートに関する機能																																																																																	
原子炉補機冷却系	系列数 2 電動ポンプ 4 台 (2 台/系列) ポンプ容量約 1,700m ³ /h/台																																																																																
原子炉補機海水系	系列数 2 電動ポンプ 4 台 (2 台/系列) ポンプ容量約 2,000m ³ /h/台																																																																																
高圧炉心スプレイ系補機冷却系	系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 240m ³ /h																																																																																
高圧炉心スプレイ系補機海水系	系列数 1 電動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 340m ³ /h																																																																																
非常用ディーゼル発電機	台数 2 発電容量約 7,300kVA/台																																																																																
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	台数 1 発電容量約 4,000kVA																																																																																
直流電源設備	系列数 (115V) 2 所内蓄電池 2 組 系列数 (230V) 1 所内蓄電池 1 組 系列数 (115V) 1 高圧炉心スプレイ系蓄電池 1 組																																																																																

第1-2表 内部事象運転時レベルIPRAにおける起因事象と発生頻度

起因事象	発生頻度 (/炉年)	説明
非隔離事象 ^{※1}	1.7×10 ⁻¹	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して給復水系が利用可能。
隔離事象 ^{※2}	2.7×10 ⁻²	主蒸気隔離弁等が閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。事象初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。
全給水喪失	1.0×10 ⁻²	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。事象初期には給復水系が利用できない。
過渡変化	2.7×10 ⁻²	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。給水流量の全喪失までは至らないため、機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能。
RPS 誤動作等	5.5×10 ⁻²	原子炉緊急停止系(RPS)の誤動作が起因となっている事象や、制御棒の誤引き抜きに関する事象等出力の増加が軽微な事象。事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能。
外部電源喪失	4.2×10 ⁻³	外部電源が喪失する事象であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になる。
迷し安全弁誤開放	1.0×10 ⁻³	原子炉運転中に SRV が誤開放する事象であり、原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴う。原子炉水位の低下等は給水系により収束可能であるが、これに失敗する場合は、より厳しい過渡変化に移行する。
通常停止	1.7	定期検査等前もって計画されているプラント停止のほか、機器からの漏えい等比較的軽微な故障による計画されないプラント停止。
従属性を有する起因事象	1.5×10 ⁻¹ 2.8×10 ⁻¹ 7.2×10 ⁻¹	交流電源故障(非常用) 直流電源故障 原子炉補機冷却系故障
原子炉冷却材喪失(LOCA)	2.0×10 ⁻⁵ 2.0×10 ⁻¹	原子炉が減圧状態になる規模の LOCA であり、SRV による減圧操作なしに低圧注水系により、事象緩和が可能。 事象発生後短時間では原子炉の減圧に至らないが、長期間では減圧する規模の LOCA。
格納容器バイパス事象	3.0×10 ⁻¹	原子炉隔離時冷却系により事象緩和が可能な LOCA。 隔離弁の多重故障や弁試験時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計部等にかかることによってこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ流出する事象。

※1 発電機負荷遮断等によりタービンがトリップする事象(原子炉圧力容器は隔離されない)
 ※2 主蒸気隔離弁閉鎖等により主蒸気隔離弁が閉鎖する事象(原子炉圧力容器は隔離される)
 ※3 給水制御系の故障等によりタービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下する事象

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)

東海第二発電所 (2018.9.12 版)

第1-2表 内部事象運転時レベル1PRAにおける起因事象と発生頻度

起因事象	発生頻度 (/炉年)	説明
非隔離事象 ^{※1}	1.6E-01	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して復水・給水系 ^{※4} が利用可能。
隔離事象 ^{※2}	2.5E-02	主蒸気隔離弁等が閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。事象初期には復水・給水系が利用できるが、水源である復水器のホットウェルが隔離されるため、復水・給水系 ^{※4} の運転継続に支障が生ずる。
全給水喪失	9.5E-03	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。事象初期には復水・給水系 ^{※4} が利用できない。
過渡事象	2.5E-02	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。給水流量の全喪失までは至らないため、機能は低下しているが事象の初期にも復水・給水系 ^{※4} は利用可能。
原子炉保護系誤動作等	7.4E-02	原子炉保護系の誤動作が起因となっている事象や、制御棒の誤引き抜きに関する事象等出力の増加が軽微な事象。事象初期で原子炉が隔離されないため、復水・給水系 ^{※4} が利用可能。
SRV 誤開放	9.5E-04	原子炉運転中に SRV が誤開放する事象であり、原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴う。原子炉水位の低下等は復水・給水系 ^{※4} により収束可能であるが、これに失敗する場合は、より厳しい過渡事象に移行する。
外部電源喪失	3.8E-03	外部電源が喪失する事象であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になる。
手動停止	1.7	定期検査等前もって計画されているプラント停止のほか、機器からの漏えい等比較的軽微な故障による計画されないプラント停止。
サボート系喪失 (従属性を有する起因事象)	1.4E-04 2.6E-04 6.6E-04	交流電源喪失(非常用) 直流電源喪失(非常用) 原子炉補機冷却系故障
原子炉冷却材喪失(LOCA)	2.0E-05 2.0E-04	原子炉が減圧状態になる規模の LOCA であり、SRV による原子炉減圧操作なしに低圧注水系による事象緩和が可能。 事象発生後短時間では原子炉の減圧に至らないが、長時間では減圧に至る規模の LOCA。
インターフェースシステム LOCA	3.0E-04 8.1E-08	小破断 LOCA インターフェースシステム LOCA

※1 発電機負荷遮断等によりタービンがトリップする事象(原子炉圧力容器は隔離されない)
 ※2 主蒸気隔離弁閉鎖等により主蒸気隔離弁が閉鎖する事象(原子炉圧力容器は隔離される)
 ※3 給水制御系の故障等により給水流量が減少し、原子炉水位が低下する事象
 ※4 内部事象運転時レベル1PRAでは復水・給水系は手動停止時のみ期待しており、過渡事象等では緩和設備として期待していない。

島根原子力発電所 2号炉

備考

・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉はPRAにおける起因事象と発生頻度を記載
 ・解析結果の相違
【柏崎6/7】
 内部事象運転時レベル1PRAの起因事象発生頻度が異なる(収集期間の相違のため)
 島根2号炉は、今回の内部事象運転時レベル1PRAでは、手動停止時のみ給復水系に期待している

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																											
<p>第1-3表 地震レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">起回事象</th> <th colspan="2">発生頻度(/年)</th> </tr> <tr> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷(原子炉建屋損傷)</td> <td>3.6×10⁻⁶</td> <td>3.8×10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>建屋・構築物(原子炉圧力容器, 原子炉格納容器)の損傷(原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷)</td> <td>1.2×10⁻⁶</td> <td>8.9×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>9.6×10⁻⁷</td> <td>1.2×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失</td> <td>1.0×10⁻⁶</td> <td>7.8×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>計測・制御系喪失</td> <td>1.9×10⁻⁷</td> <td>6.9×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>直流電源喪失</td> <td>1.3×10⁻⁷</td> <td>6.0×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系損傷)</td> <td>1.7×10⁻⁶</td> <td>3.8×10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(非常用ディーゼル発電機損傷)</td> <td>2.0×10⁻⁷</td> <td>2.7×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>1.0×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>過渡事象</td> <td>1.5×10⁻²</td> <td>1.5×10⁻²</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	発生頻度(/年)		6号炉	7号炉	建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷(原子炉建屋損傷)	3.6×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	建屋・構築物(原子炉圧力容器, 原子炉格納容器)の損傷(原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷)	1.2×10 ⁻⁶	8.9×10 ⁻⁷	格納容器バイパス	9.6×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	1.0×10 ⁻⁶	7.8×10 ⁻⁷	計測・制御系喪失	1.9×10 ⁻⁷	6.9×10 ⁻⁸	直流電源喪失	1.3×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁸	全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系損傷)	1.7×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	全交流動力電源喪失(非常用ディーゼル発電機損傷)	2.0×10 ⁻⁷	2.7×10 ⁻⁷	外部電源喪失	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	過渡事象	1.5×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²		<p>第1-3表 地震レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>発生頻度 (/炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>1.5E-04</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物損傷</td> <td>3.1E-08</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器損傷</td> <td>3.4E-07</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器損傷</td> <td>1.7E-07</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>3.5E-09</td> </tr> <tr> <td>Excessive LOCA</td> <td>4.2E-07</td> </tr> <tr> <td>制御室建物損傷</td> <td>1.4E-08</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建物損傷</td> <td>1.8E-10</td> </tr> <tr> <td>計装・制御系喪失</td> <td>1.5E-07</td> </tr> <tr> <td>直流電源喪失</td> <td>5.8E-09</td> </tr> <tr> <td>交流電源・補機冷却系喪失</td> <td>3.9E-06</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	発生頻度 (/炉年)	外部電源喪失	1.5E-04	原子炉建物損傷	3.1E-08	原子炉格納容器損傷	3.4E-07	原子炉圧力容器損傷	1.7E-07	格納容器バイパス	3.5E-09	Excessive LOCA	4.2E-07	制御室建物損傷	1.4E-08	廃棄物処理建物損傷	1.8E-10	計装・制御系喪失	1.5E-07	直流電源喪失	5.8E-09	交流電源・補機冷却系喪失	3.9E-06	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は地震PRAの起回事象と発生頻度及び津波高さ別の発生頻度を記載</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 地震ハザード, フラジリティの相違により, 地震PRAの起回事象発生頻度が異なる。また, 島根2号炉では, 地震PRAの事故シーケンスの分析において, 原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割していること, 制御室建物損傷, 廃棄物処理建物損傷を個別に抽出していることから, 起回事象の分類が異なる</p>
起回事象		発生頻度(/年)																																																												
	6号炉	7号炉																																																												
建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷(原子炉建屋損傷)	3.6×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶																																																												
建屋・構築物(原子炉圧力容器, 原子炉格納容器)の損傷(原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷)	1.2×10 ⁻⁶	8.9×10 ⁻⁷																																																												
格納容器バイパス	9.6×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷																																																												
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	1.0×10 ⁻⁶	7.8×10 ⁻⁷																																																												
計測・制御系喪失	1.9×10 ⁻⁷	6.9×10 ⁻⁸																																																												
直流電源喪失	1.3×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁸																																																												
全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系損傷)	1.7×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶																																																												
全交流動力電源喪失(非常用ディーゼル発電機損傷)	2.0×10 ⁻⁷	2.7×10 ⁻⁷																																																												
外部電源喪失	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴																																																												
過渡事象	1.5×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²																																																												
起回事象	発生頻度 (/炉年)																																																													
外部電源喪失	1.5E-04																																																													
原子炉建物損傷	3.1E-08																																																													
原子炉格納容器損傷	3.4E-07																																																													
原子炉圧力容器損傷	1.7E-07																																																													
格納容器バイパス	3.5E-09																																																													
Excessive LOCA	4.2E-07																																																													
制御室建物損傷	1.4E-08																																																													
廃棄物処理建物損傷	1.8E-10																																																													
計装・制御系喪失	1.5E-07																																																													
直流電源喪失	5.8E-09																																																													
交流電源・補機冷却系喪失	3.9E-06																																																													
<p>第1-4表 津波高さ別の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">津波高さ (T.M.S.L.)</th> <th colspan="2">発生頻度(/炉年)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4.8m未満</td> <td>5.4×10⁻⁵</td> <td>8.8×10⁻⁵</td> <td>地下からの浸水により, 6号炉では津波高さT.M.S.L.+4.4m, 7号炉では津波高さT.M.S.L.+4.2m, 原子炉補機冷却水系を喪失し, 最終ヒートシンク喪失が発生する。</td> </tr> <tr> <td>4.8m~6.5m</td> <td>1.0×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻⁴</td> <td>上記に加え, 津波高さT.M.S.L.+4.8mで非常用分電盤(交流)を喪失し, 全交流動力電源喪失が発生する。</td> </tr> <tr> <td>6.5m以上</td> <td>2.5×10⁻⁵</td> <td>2.5×10⁻⁵</td> <td>上記に加え, 津波高さT.M.S.L.+6.5mで直流電源盤が水没し直流電源喪失が発生する。</td> </tr> </tbody> </table>	津波高さ (T.M.S.L.)	発生頻度(/炉年)		備考	6号炉	7号炉	4.8m未満	5.4×10 ⁻⁵	8.8×10 ⁻⁵	地下からの浸水により, 6号炉では津波高さT.M.S.L.+4.4m, 7号炉では津波高さT.M.S.L.+4.2m, 原子炉補機冷却水系を喪失し, 最終ヒートシンク喪失が発生する。	4.8m~6.5m	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	上記に加え, 津波高さT.M.S.L.+4.8mで非常用分電盤(交流)を喪失し, 全交流動力電源喪失が発生する。	6.5m以上	2.5×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	上記に加え, 津波高さT.M.S.L.+6.5mで直流電源盤が水没し直流電源喪失が発生する。		<p>第1-4表 津波高さ別の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波高さ</th> <th>発生頻度 (/炉年)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E L 20m 超過</td> <td>1.2E-07</td> <td>原子炉建物等への浸水により, 計装・制御系, ECCS等の緩和機能が喪失し, 直接炉心損傷に至る。</td> </tr> </tbody> </table>	津波高さ	発生頻度 (/炉年)	備考	E L 20m 超過	1.2E-07	原子炉建物等への浸水により, 計装・制御系, ECCS等の緩和機能が喪失し, 直接炉心損傷に至る。	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 津波ハザード, 敷地内浸水状況, 浸水対策への期待有無等により, 津波PRAの起回事象の分類及び起回事象発生頻度が異なる</p>																																			
津波高さ (T.M.S.L.)		発生頻度(/炉年)			備考																																																									
	6号炉	7号炉																																																												
4.8m未満	5.4×10 ⁻⁵	8.8×10 ⁻⁵	地下からの浸水により, 6号炉では津波高さT.M.S.L.+4.4m, 7号炉では津波高さT.M.S.L.+4.2m, 原子炉補機冷却水系を喪失し, 最終ヒートシンク喪失が発生する。																																																											
4.8m~6.5m	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	上記に加え, 津波高さT.M.S.L.+4.8mで非常用分電盤(交流)を喪失し, 全交流動力電源喪失が発生する。																																																											
6.5m以上	2.5×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	上記に加え, 津波高さT.M.S.L.+6.5mで直流電源盤が水没し直流電源喪失が発生する。																																																											
津波高さ	発生頻度 (/炉年)	備考																																																												
E L 20m 超過	1.2E-07	原子炉建物等への浸水により, 計装・制御系, ECCS等の緩和機能が喪失し, 直接炉心損傷に至る。																																																												

第1-6表 PRAの結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討(6号炉)

Table with 11 columns: シナリオグループ, 内容, 詳細, 評価, 各々の損傷状態に対する評価値(%)の合計, PRAにおける分類, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計.

※1 断片1-1(a)の必ず想定する事故シナリオグループに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加するシナリオとはしないこととしたシナリオグループ。

第1-2表 PRAの結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

Table with 11 columns: シナリオグループ, シナリオ, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計.

※1 断片1-1(a)の必ず想定する事故シナリオグループに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加するシナリオとはしないこととしたシナリオグループ。

解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
運転時レベル1 PRAによる事故シナリオ及び炉心損傷頻度の相違
・地震PRAの解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
地震ハザード、フラジリティの相違により、地震PRAの炉心損傷頻度が異なる。また、島根2号炉では、地震PRAの事故シナリオの分析において、原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割していることから、事故シナリオの分類が異なる
・津波PRAの解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
津波ハザード、敷地内浸水状況、浸水対策への期待有無等により、津波PRAの事故シナリオの分類及び炉心損傷頻度が異なる

第1-6表 PRAの結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

Table with 11 columns: シナリオグループ, シナリオ, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計, 断片・破片の発生率(%)の合計.

※1 断片1-1(a)の必ず想定する事故シナリオグループに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加するシナリオとはしないこととしたシナリオグループ。

第1-7表 事故シナリオグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度(6号炉)

Table with 6 columns: シナリオグループ (Scenario Group), 主要な炉心損傷防止対策 (Main Core Damage Prevention Countermeasures), 炉心損傷頻度 (炉心損傷頻度) (Core Damage Frequency), 炉心損傷防止対策 (炉心損傷防止対策) (Core Damage Prevention Countermeasures), 炉心損傷頻度 (炉心損傷頻度) (Core Damage Frequency), 備考 (Remarks).

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

【以下、比較のため第1-7表を再掲】

第1-3表 事故シナリオグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度

Table with 6 columns: シナリオグループ (Scenario Group), 主要な炉心損傷防止対策 (Main Core Damage Prevention Countermeasures), 炉心損傷頻度 (炉心損傷頻度) (Core Damage Frequency), 炉心損傷防止対策 (炉心損傷防止対策) (Core Damage Prevention Countermeasures), 炉心損傷頻度 (炉心損傷頻度) (Core Damage Frequency), 備考 (Remarks).

東海第二発電所 (2018.9.12版)

【以下、比較のため第1-3表を再掲】

第1-7表 事故シナリオグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度

Table with 6 columns: シナリオグループ (Scenario Group), 主要な炉心損傷防止対策 (Main Core Damage Prevention Countermeasures), 炉心損傷頻度 (炉心損傷頻度) (Core Damage Frequency), 炉心損傷防止対策 (炉心損傷防止対策) (Core Damage Prevention Countermeasures), 炉心損傷頻度 (炉心損傷頻度) (Core Damage Frequency), 備考 (Remarks).

島根原子力発電所 2号炉

【以下、比較のため第1-7表を再掲】

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉と柏崎6/7号, 東海第二とで, 炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれない事故シーケンスの炉心損傷頻度の絶対値に大きな相違はないが, 島根2号炉では全炉心損傷頻度が小さいため, 上記事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合が相対的に大きくなる。このため, 島根2号炉では対策が有効となる事故シーケンスの割合が小さくなっている

備考

第1-7 表 事故シークエンスグループの主要な炉心損傷頻度(7号炉)

シークエンスグループ	シークエンス	発生する主要な炉心損傷のシナリオ	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	備考
燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	燃料棒シークエンス	燃料棒シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
炉心シークエンス	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	
	炉心シークエンス	炉心シークエンス	内訳	頻度	合計	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	炉心損傷発生率(10 ⁻⁶ /年)	

注1: 100%は1年間で100%発生するシナリオの炉心損傷頻度を表す。注2: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。注3: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。注4: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。注5: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。注6: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。注7: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。注8: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。注9: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。注10: 炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)は、炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)と炉心損傷発生率(10⁻⁶/年)の積である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

・島根2号炉は単一プラントの申請なので、該当なし
【柏崎6/7】

第1-8 表 重要事故シーケンス等の選定 (1/3)

解析の事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス①	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止策 (下欄は有効性を確認する主な対策)	選定した重要事故シーケンス選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
				a	b	c	d	
高圧・低圧注水機能喪失	① ① 過渡現象+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	② 過渡現象+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	③ サポート系喪失+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	④ サポート系喪失+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	⑤ サポート系喪失+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。

第1-4 表 重要事故シーケンス等の選定 (1/2)

解析の事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス①	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止策 (下欄は有効性を確認する主な対策)	選定した重要事故シーケンス選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
				a	b	c	d	
高圧・低圧注水機能喪失	① ① 過渡現象+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	② 過渡現象+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	③ サポート系喪失+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	④ サポート系喪失+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	⑤ サポート系喪失+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。

第1-8 表 重要事故シーケンス等の選定 (1/3)

解析の事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス①	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止策 (下欄は有効性を確認する主な対策)	選定した重要事故シーケンス選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
				a	b	c	d	
高圧・低圧注水機能喪失	① ① 過渡現象+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	② 過渡現象+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	③ サポート系喪失+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	④ サポート系喪失+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。
	⑤ サポート系喪失+SRV閉鎖+高圧注水喪失+低圧注水喪失	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	中高	中高	低	低	a, ①, ②ではサポート系1区分の喪失を起因とする。b, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。c, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。d, ①, ②では高圧注水喪失が起因となる。

※1 ①は選定した重要事故シーケンスを示す。
 ※2 手順レベル1 PRAでは多量化された機器を常置復旧としていることから、多量化された機器の損傷が生じることから、多量化された機器の損傷が生じるものとした。

・解析結果の相違
 運転時レベル1 PRAによる事故シーケンス及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違
【東海第二】
 設備の相違により、東海第二はサポート系喪失（自動停止）の事故シーケンスが抽出されている
 東海第二は「着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方」a.において、サポート系喪失を「中」としているが、島根2号炉は「高」としている（柏崎6/7と同様）

【以下、比較のため第1-8 表(2/3)を再掲】

Table with 7 columns: 詳細化したシナリオグループ, 詳細化したシナリオ, 主要なシナリオ, 電源, 喪失した機能, 対応する主要な炉内保護系, 重要点との関係と重要シナリオ選定の考え方, 選定した重要事故シナリオと選定理由.

※1 ①は指定した重要事故シナリオを指す。 ※2 地震RPAでは多量化された機器を安全保護していることから、多量化された機器が故障を生じるものとした。 ※3 蒸気発生機が故障した場合、炉内温度が上昇し、炉内圧力が低下する。炉内圧力が低下すると、原子炉降圧系が動作し、炉内圧力を低下させる。炉内圧力が低下すると、炉内温度が上昇し、炉内圧力が低下する。炉内圧力が低下すると、炉内温度が上昇し、炉内圧力が低下する。

【以下、比較のため第1-4 表(1/2)を再掲】

Table with 7 columns: 詳細化したシナリオグループ, 詳細化したシナリオ, 主要なシナリオ, 電源, 喪失した機能, 対応する主要な炉内保護系, 重要点との関係と重要シナリオ選定の考え方, 選定した重要事故シナリオと選定理由.

第1-4 表 重要事故シナリオ等の選定(1/2)

第1-8 表 重要事故シナリオ等の選定(2/3)

【以下、比較のため第1-8 表(2/3)を再掲】

Table with 7 columns: 詳細化したシナリオグループ, 詳細化したシナリオ, 主要なシナリオ, 電源, 喪失した機能, 対応する主要な炉内保護系, 重要点との関係と重要シナリオ選定の考え方, 選定した重要事故シナリオと選定理由.

※1 ①は指定した重要事故シナリオを指す。 ※2 地震RPAでは多量化された機器を安全保護していることから、多量化された機器が故障を生じるものとした。 ※3 蒸気発生機が故障した場合、炉内温度が上昇し、炉内圧力が低下する。炉内圧力が低下すると、原子炉降圧系が動作し、炉内圧力を低下させる。炉内圧力が低下すると、炉内温度が上昇し、炉内圧力が低下する。

・解析結果の相違
運転時レベル1 PRAの事故シナリオ及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違

【東海第二】
東海第二は「TBU」と「TBD」を同じ事故シナリオグループとして整理し、重要事故シナリオは「TBD」のシナリオを選定しているが、島根2号炉は「TBU」, 「TBD」それぞれ別の事故シナリオグループとして整理している(柏崎6/7と同様)

【東海第二】
設備の相違により、東海第二はサポート系喪失(直流電源喪失)の事故シナリオが抽出されている

第1-8表 重要事故シナリオ等の選定 (3/3)

前期の事故シナリオ	主要な事故シナリオ*	発生した故障	対応する主要な事故シナリオの選定 (下欄は有効性を確認する主要な理由)					選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	e	
炉心の事故シナリオ	① ①過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	a. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、燃料棒融解による炉心損傷を招く可能性があり、炉心の事故シナリオとして選定された。b. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。c. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。d. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。e. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。
	② ②過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	③ ③過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	④ ④過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	⑤ ⑤過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
燃料棒融解事故シナリオ	① ①過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	② ②過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	③ ③過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	

注1: ①は選定した重要事故シナリオを示す。注2: 地震 PRA では多重化された機能を完全喪失としていることから、多重化された機器の損傷が生じるものとした。注3: 炉心の損傷防止対策の有効性を確認する際の機器喪失の理由については残留熱除去系の機器喪失又は原子炉冷却材の水素の機器喪失を考慮する。

第1-4表 重要事故シナリオ等の選定 (2/2)

前期の事故シナリオ	主要な事故シナリオ*	発生した故障	対応する主要な事故シナリオの選定 (下欄は有効性を確認する主要な理由)					選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	e	
炉心の事故シナリオ	① ①過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	a. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、燃料棒融解による炉心損傷を招く可能性があり、炉心の事故シナリオとして選定された。b. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。c. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。d. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。e. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。
	② ②過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	③ ③過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	④ ④過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	⑤ ⑤過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
燃料棒融解事故シナリオ	① ①過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	② ②過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	③ ③過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	

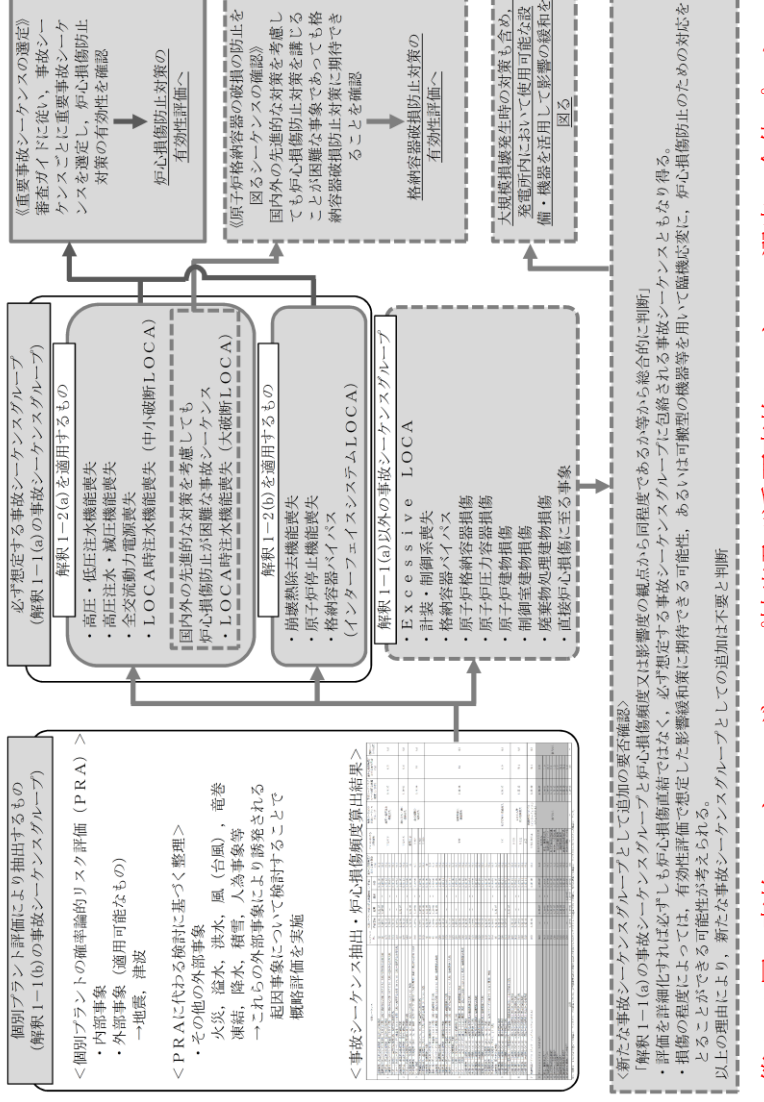
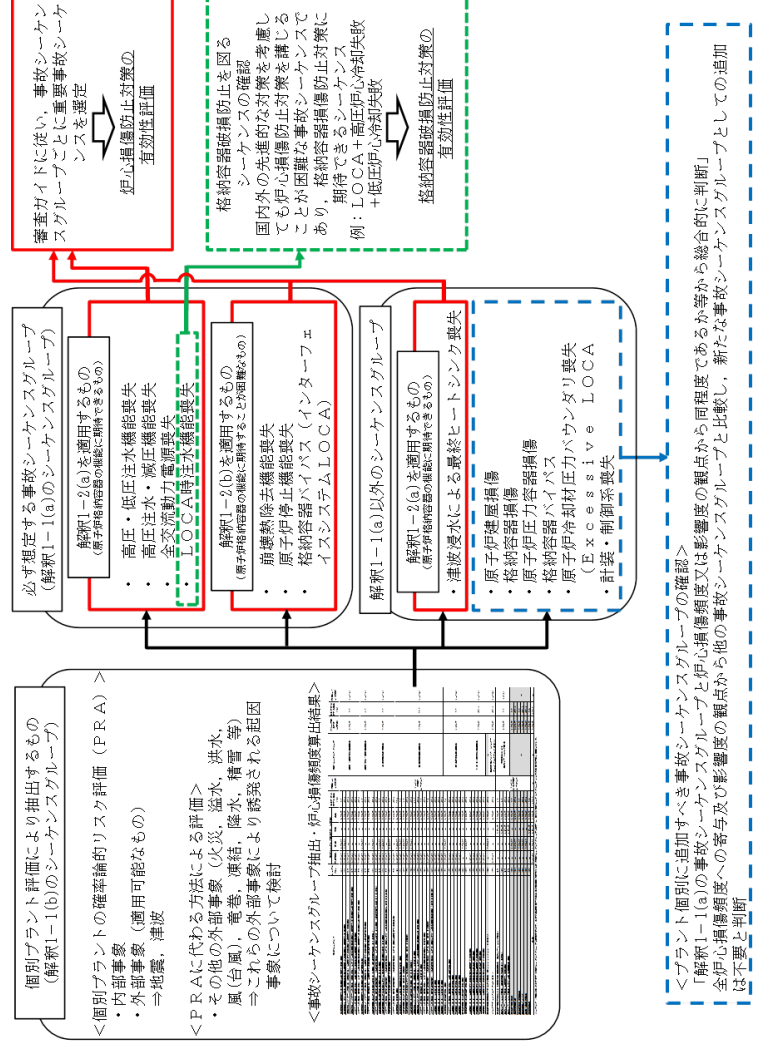
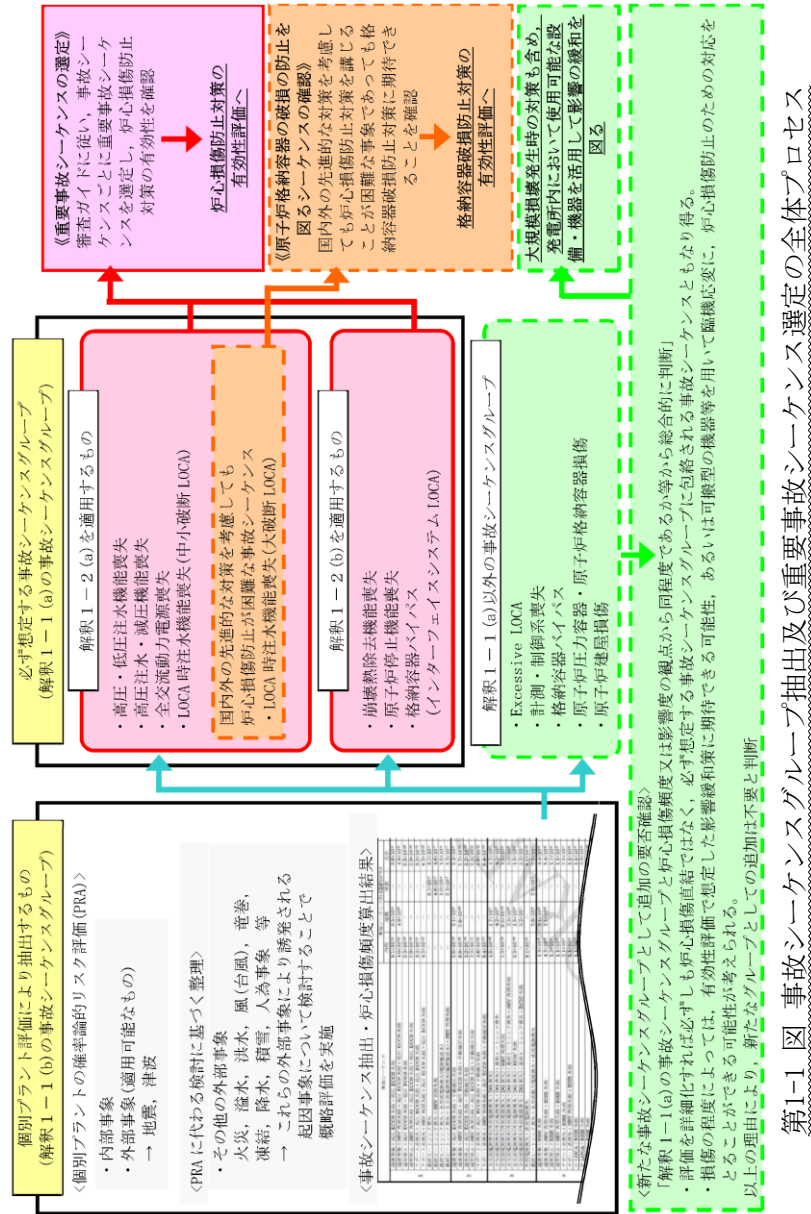
注1: ①は選定した重要事故シナリオを示す。注2: 地震 PRA では多重化された機能を完全喪失としていることから、多重化された機器の損傷が生じるものとした。注3: 炉心の損傷防止対策の有効性を確認する際の機器喪失の理由については残留熱除去系の機器喪失又は原子炉冷却材の水素の機器喪失を考慮する。

第1-8表 重要事故シナリオ等の選定 (3/3)

前期の事故シナリオ	主要な事故シナリオ*	発生した故障	対応する主要な事故シナリオの選定 (下欄は有効性を確認する主要な理由)					選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	e	
炉心の事故シナリオ	① ①過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	a. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、燃料棒融解による炉心損傷を招く可能性があり、炉心の事故シナリオとして選定された。b. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。c. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。d. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。e. ①過熱事故→燃料棒融解事故は、炉心の事故シナリオとして選定された。
	② ②過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	③ ③過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	④ ④過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	⑤ ⑤過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
燃料棒融解事故シナリオ	① ①過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	② ②過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	
	③ ③過熱事故→燃料棒融解事故	燃料棒融解事故	中	中	中	中	中	

注1: ①は選定した重要事故シナリオを示す。注2: 地震 PRA では多重化された機能を完全喪失としていることから、多重化された機器の損傷が生じるものとした。注3: 炉心の損傷防止対策の有効性を確認する際の機器喪失の理由については残留熱除去系の機器喪失又は原子炉冷却材の水素の機器喪失を考慮する。

・解析結果の相違
 運転時レベル 1 PRA の事故シナリオ及び炉心損傷頻度並びに主要な炉心損傷防止対策の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、BW R-5 のため「崩壊熱除去機能喪失」において、TBW のシナリオが抽出されているが、重要事故シナリオに包絡されるものであり、事故シナリオ選定の考え方は同様
【東海第二】
 設備の相違により、東海第二は崩壊熱除去機能喪失において、サポート系喪失 (自動停止)、サポート系喪失 (直流電源喪失) の事故シナリオが抽出されている
【東海第二】
 東海第二は新たな事故シナリオグループとして「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」が抽出されている



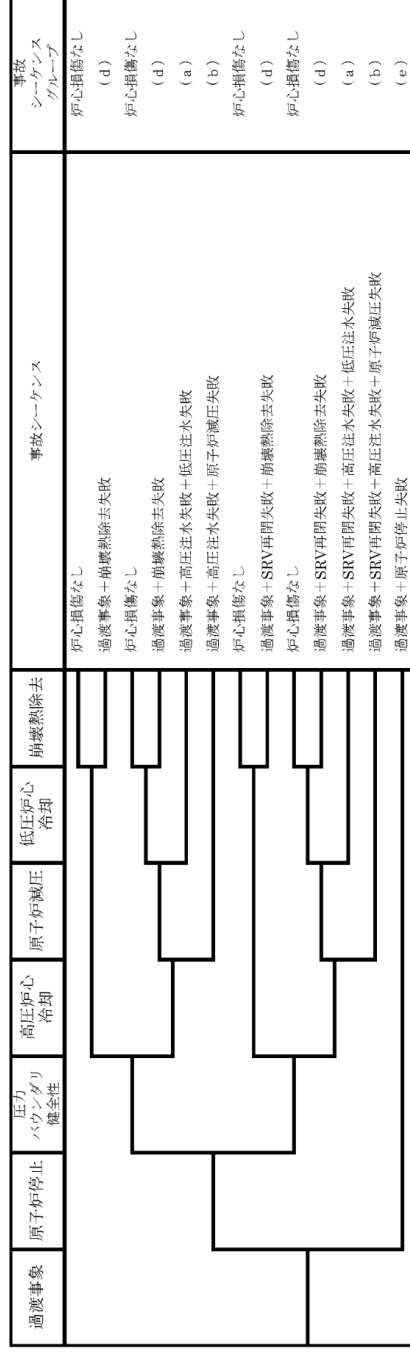
・地震PRAの解析結果の相違

【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉では、地震PRAの事故シナリオの分析において、原子炉圧力容器損傷と原子炉格納容器損傷を分割したこと、制御室建物損傷、廃棄物処理建物損傷を個別に抽出したことから、事故シナリオの分類が異なる

・津波PRAの解析結果の相違

【柏崎6/7, 東海第二】
敷地内浸水状況、浸水対策への期待有無等により、津波PRAの事故シナリオの分類が異なる

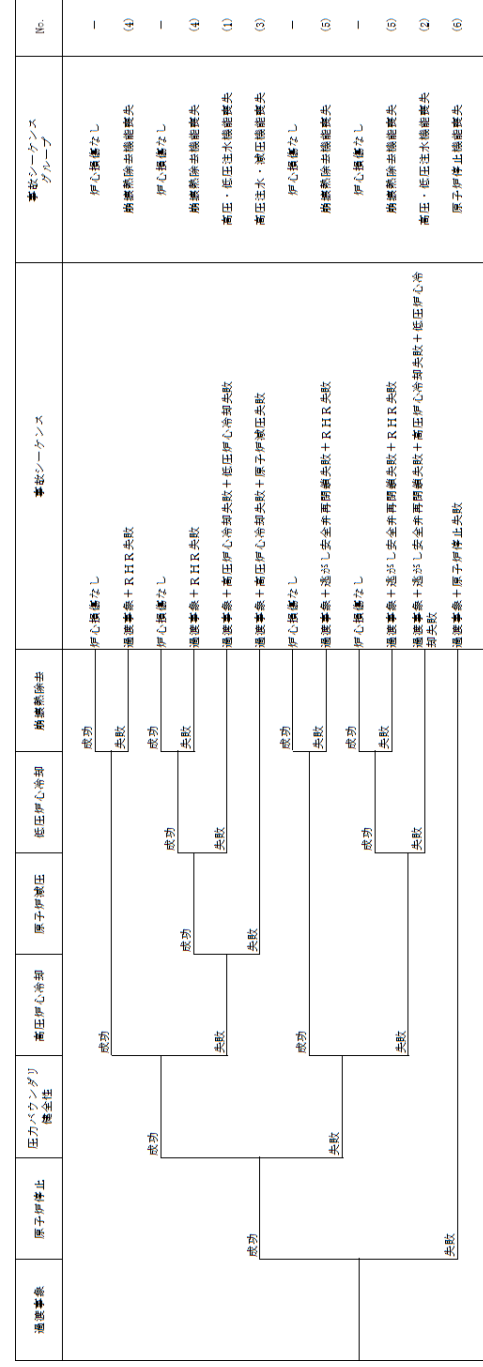
第1-1 図 事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオグループ選定の全体プロセス



外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シナリオ	事故シナリオグループ
					過渡事象なし 過渡事象+崩壊熱除去失敗 炉心損傷なし 過渡事象+崩壊熱除去失敗 炉心損傷なし 過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗 過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗 炉心損傷なし 過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 炉心損傷なし 過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗 過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗 過渡事象+原子炉停止失敗	事故シナリオグループ (d) (d) (a) (b) (d) (d) (a) (b) (e)

(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

第1-2図 内部事象運転時レベルIPRAイベントツリー (1/3)



(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

第1-2図 内部事象運転時レベルIPRAイベントツリー (1/3)

第1-2図 内部事象レベル1 PRAにおけるイベントツリー (1/7)



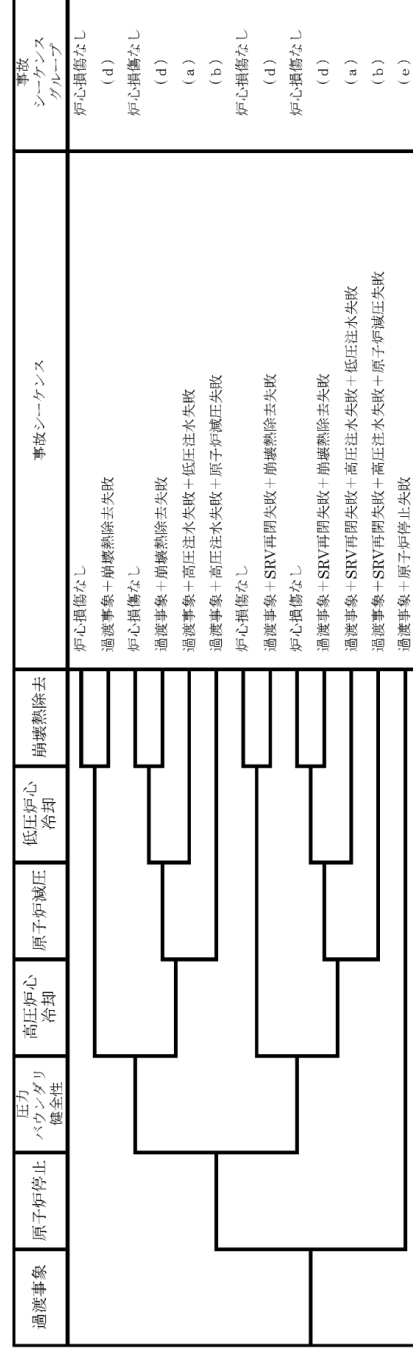
外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオ No.
					過渡事象なし 過渡事象+崩壊熱除去失敗 炉心損傷なし 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 炉心損傷なし 過渡事象+圧力バウンダリ健全性失敗+崩壊熱除去失敗 炉心損傷なし 過渡事象+圧力バウンダリ健全性失敗+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗 過渡事象+圧力バウンダリ健全性失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 過渡事象+原子炉停止失敗	事故シナリオグループ 過渡事象へ 全交流動力電源喪失* 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失	(9) (13) (11) (14) (10) (15) (12)

* 高圧炉心スプレイス系が成功した事故シナリオを「崩壊熱除去機能喪失」、高圧炉心スプレイス系に失敗し原子炉減圧時冷却が成功した事故シナリオを「全交流動力電源喪失」に分類

第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー (1/3)

・記載表現の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は、第1-5表の事故シナリオと対比できるように、シナリオ No. を記載 (以下、同様の相違は省略)
・解析結果の相違
内部事象運転時レベル1 PRAのイベントツリーの相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は、「過渡事象」のイベントツリーにおいて、SRV1個の開放により原子炉が減圧されるため、A BWRのように圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗後に、原子炉減圧の分岐を設けていない

【以下、比較のため第1-2図(1/3)を再掲】



(a) 高圧・低圧注水・減圧機能喪失 (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

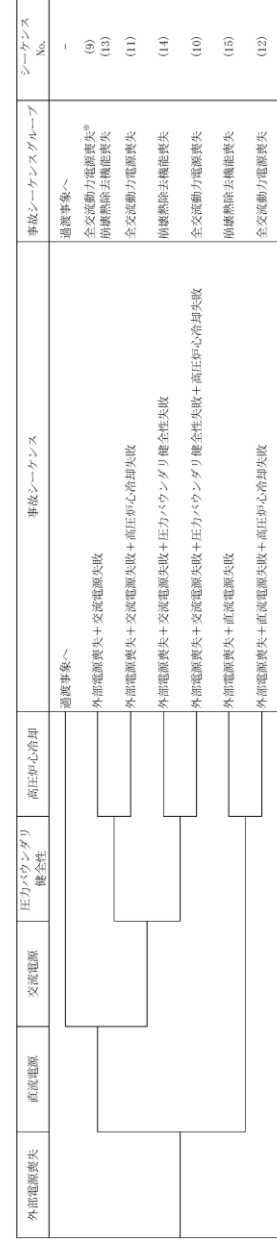
第1-2図 内部事象運転時レベル1PRA イベントツリー (1/3)

外部電源喪失	原子炉停止	直流電源	交流電源	圧力パワウンダリ健全性	高圧炉心冷却		事故シナリオ	事故シナリオグループ	No.
					HPCS	RCIC			
成功	成功	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DO失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(11)
					失敗	失敗	外部電源喪失+DO失敗+HPCS失敗 (外部電源喪失+非常用交流電源喪失)		
失敗	成功	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DO失敗+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (TBU)	(8)
					失敗	失敗	外部電源喪失+DO失敗+過剰し安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)		
失敗	成功	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DO失敗+過剰し安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBP)	(9)
					失敗	失敗	外部電源喪失+直流通源喪失 (HPCS成功)		
失敗	成功	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+直流通源喪失+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBD)	(10)
					失敗	失敗	過渡事象+原子炉停止失敗		

第1-2図 内部事象レベル1PRAにおけるイベントツリー (2/7)



【以下、比較のため第1-2図(1/3)を再掲】

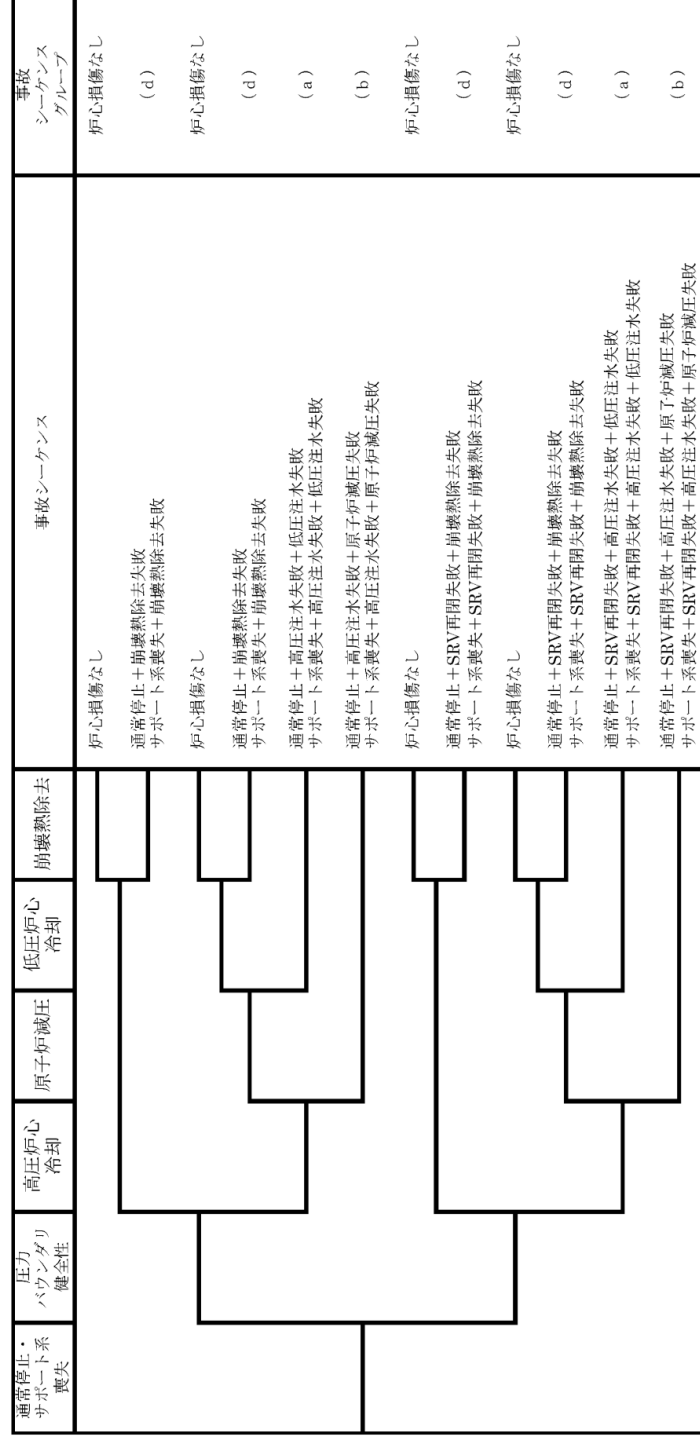


* 高圧炉心スプレイ系が成功した事故シナリオを「崩壊熱除去機能喪失」、高圧炉心スプレイ系に失敗し原子炉閉鎖時冷却系が成功した事故シナリオを「全交流動力電源喪失」に分類

第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (1 / 3)

備考

- 解析結果の相違
- 【柏崎6/7】
「外部電源喪失」のイベントツリーにおいて、直流電源及び交流電源のヘディングについて、区分I及び区分IIの直流電源及び交流電源の成功/失敗を展開。なお、区分IIIの直流電源故障及び交流電源故障は高圧炉心スプレイ系のヘディングでモデル化している(東海第二と同様)
- 記載表現の相違
- 【東海第二】
島根2号炉は高圧炉心冷却においてHPCSとRCICの分岐を分けた記載とはしていないが、HPCS又はRCICの成功で事故シナリオグループを分けているのは同様である



(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

第1-2 図 内部事象運転時レベル IPRA イベントツリー (2/3)

手動停止 / サポート系喪失 (手動停止)	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.
成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(19)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(19)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(16)
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失	(18)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉塞失敗 + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(20)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉塞失敗 + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(20)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉塞失敗 + 高圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(17)

第1-2 図 内部事象レベル 1 PRA におけるイベントツリー (3/7)

手動停止 / サポート系喪失	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンス No.
成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(20), (27)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(21), (28)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	手動停止 / サポート系喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(17), (24)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	手動停止 / サポート系喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失	(19), (26)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(22), (29)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
成功	成功	成功	成功	成功	失敗	手動停止 / サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失	(23), (30)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	手動停止 / サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(18), (25)

第1-2 図 内部事象運転時レベル 1 PRA イベントツリー (2 / 3)

備考

- 解析結果の相違
- 内部事象運転時レベル 1 PRA のイベントツリーの相違
- 【柏崎 6/7】
- 島根 2 号炉は, SRV 1 個の開放により原子炉が減圧されるため, ABWR のように圧力バウンダリ健全性 (SRV 再閉) 失敗後に, 原子炉減圧の分岐を設けてない

サポータ系喪失 (自動停止)	原子炉停止	圧力バウンダリ 機能性	蓄圧炉心冷却	原子炉蓄圧	低圧炉心冷却	蓄圧炉心冷却	事故シナリオ	No.
	成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	-
	失敗	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし 蓄圧炉心冷却喪失	(24)
		成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	-
		失敗	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし 蓄圧炉心冷却喪失	(24)
		成功	成功	成功	成功	成功	蓄圧炉心冷却喪失+低圧炉心冷却喪失	(21)
		失敗	成功	成功	成功	成功	蓄圧炉心冷却喪失+蓄圧炉心冷却喪失	(23)
		成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	-
		失敗	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし 蓄圧炉心冷却喪失	(25)
		成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	-
		失敗	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし 蓄圧炉心冷却喪失	(26)
		成功	成功	成功	成功	成功	蓄圧炉心冷却喪失+蓄圧炉心冷却喪失	(22)
	失敗						蓄圧炉心冷却喪失 原子炉停止機能喪失	(26)

※ サポータ系喪失において、原子炉自動停止に至る場合のうち、直達電源喪失については別添録。

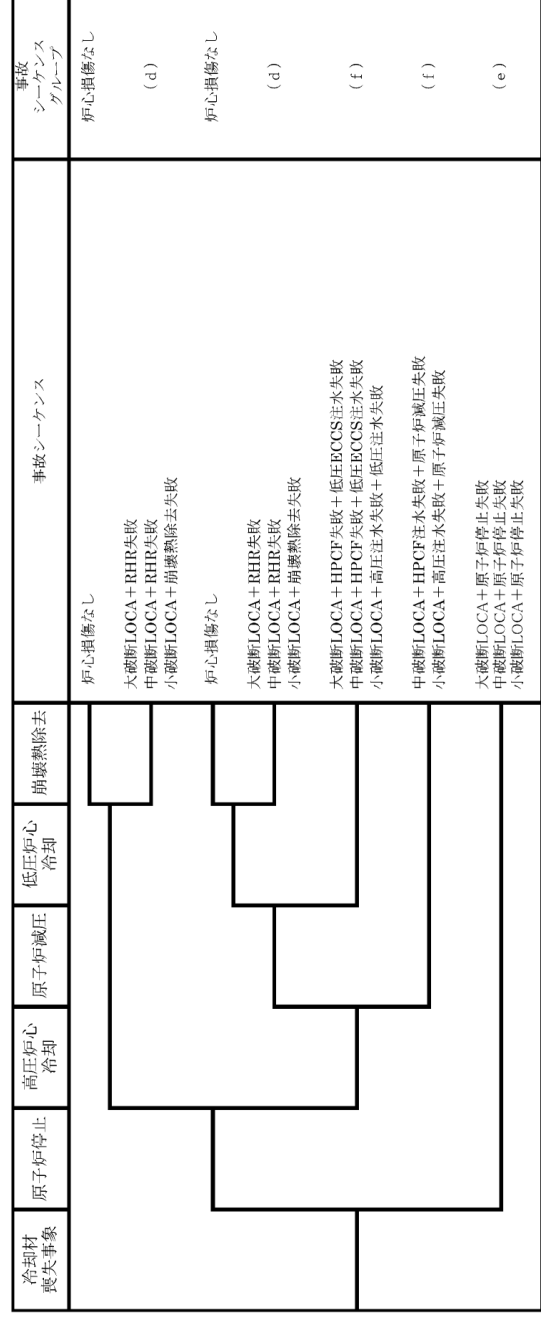
第1-2図 内部事象レベル1 PRAにおけるイベントツリー (4/7)

・解析結果の相違
【東海第二】
設備の相違により東海第二はサポート系喪失（自動停止）のイベントツリーを展開している

事故シナリオ (電源喪失)	原子炉停止	交流電源	圧力バッキング 健全性		高圧炉心冷却		事故シナリオ グループ	No.
			HPCS	RIC	HPCS	RIC		
サポート系喪失 (直流電源喪失)	成功	成功	成功	成功	成功	成功	サポート系喪失 (自動停止) ~ C S 成功 (直流電源喪失) + D G 失敗 (HP 電源喪失) (外部電源喪失)	-
	失敗	失敗	成功	成功	成功	成功	サポート系喪失 (直流電源喪失) (外部電源喪失) + D G 失敗 + HP C S 失敗 (蓄電池枯渇 R I C 停止)	(30)
サポート系喪失 (交流電源喪失)	成功	成功	成功	成功	成功	成功	サポート系喪失 (直流電源喪失) (外部電源喪失) + D G 失敗 + HP C S 失敗 (蓄電池枯渇 R I C 停止)	(27)
	失敗	失敗	成功	成功	成功	成功	サポート系喪失 (直流電源喪失) (外部電源喪失) + D G 失敗 + 高圧 炉心冷却失敗	(28)
サポート系喪失 (交流電源喪失)	成功	成功	成功	成功	成功	成功	サポート系喪失 (直流電源喪失) (外部電源喪失) + D G 失敗 + 送込 失敗 (安全弁閉鎖失敗) (H P C S 成功)	(31)
	失敗	失敗	成功	成功	成功	成功	サポート系喪失 (直流電源喪失) (外部電源喪失) + D G 失敗 + 送込 失敗 (安全弁閉鎖失敗) (H P C S 失敗)	(29)
	成功	成功	成功	成功	成功	成功	サポート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止機能喪失	(26)

第1-2図 内部事象レベル1 P R Aにおけるイベントツリー (5/7)

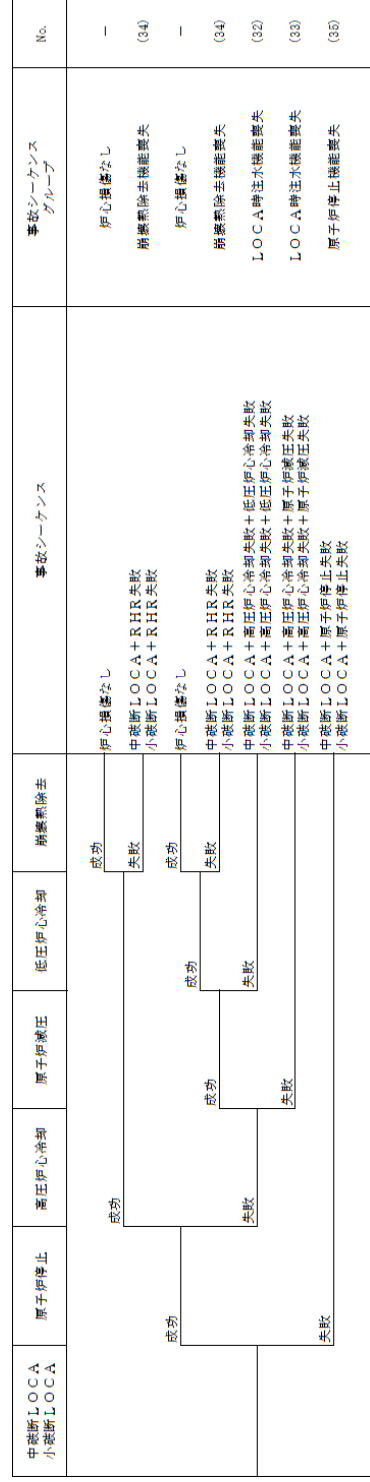
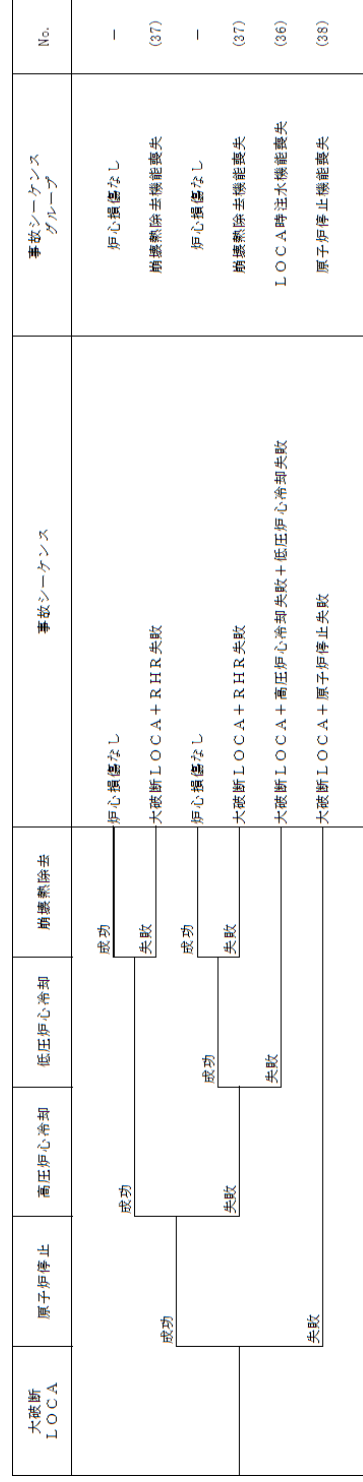
・解析結果の相違
【東海第二】
設備の相違により東海第二はサポート系喪失 (直流電源喪失) のイベントツリーを展開している



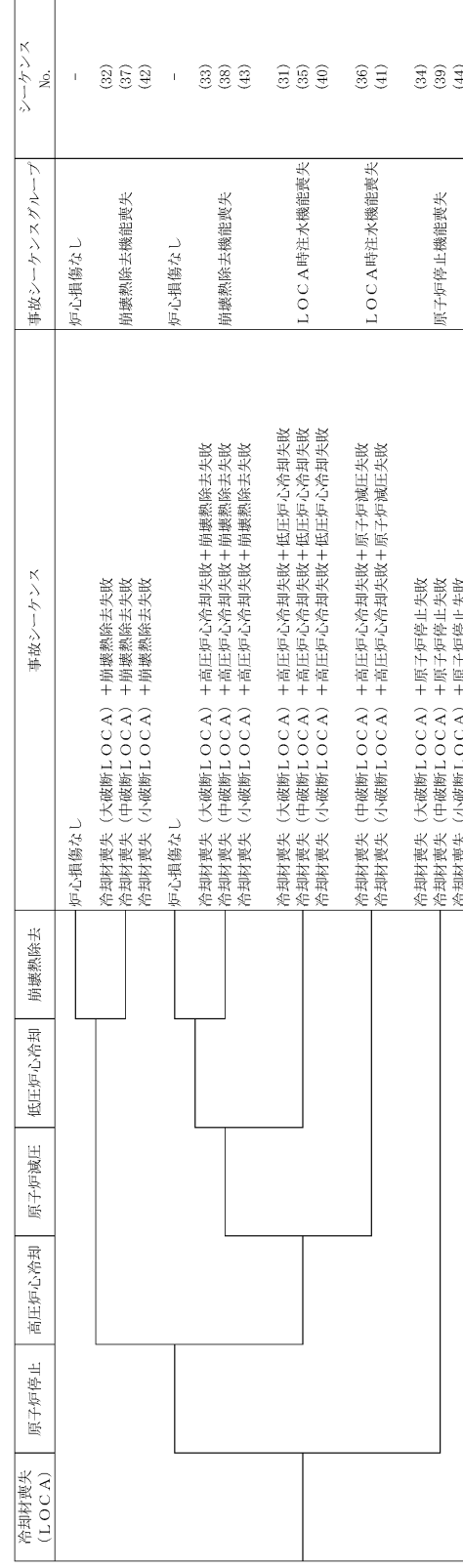
インターフェイスシステムLOCA	事故シナリオ	事故シナリオグループ
ISLOCA		(g)

(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)

第1-2 図 内部事象運転時レベル IPRA イベントツリー (3/3)



第1-2 図 内部事象レベル1 PRAにおけるイベントツリー (6/7)



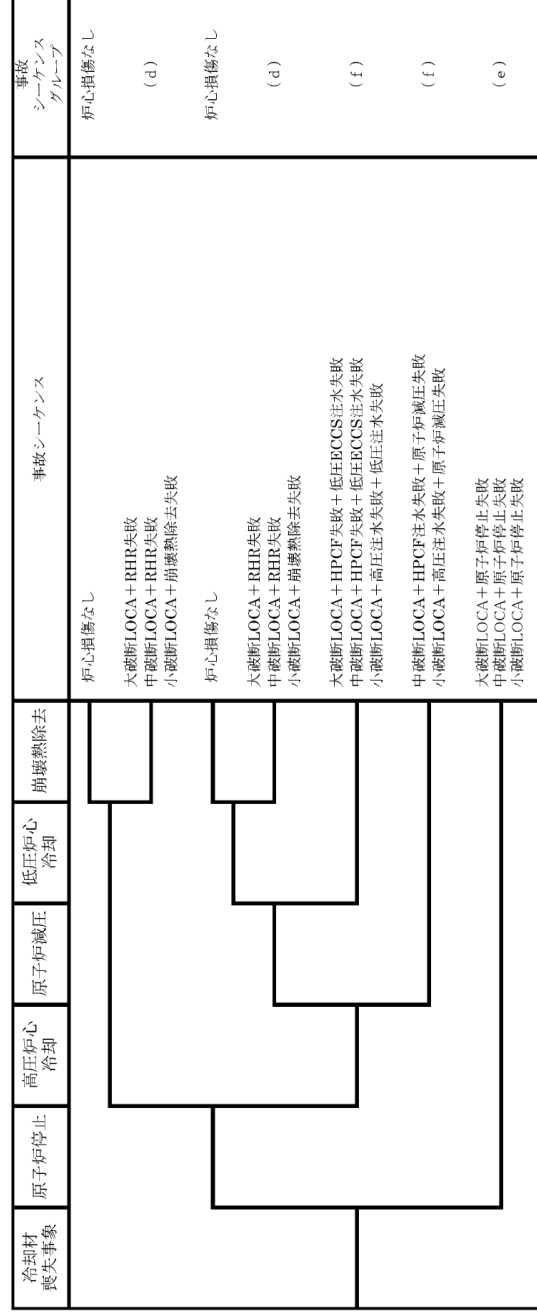
インターフェイスシステムLOCA	運転員による隔離操作	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオ No.
			手動停止/サポート系喪失へ 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	(45)

第1-2 図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (3/3)

備考

- 解析結果の相違
内部事象運転時レベル1 PRAのイベントツリーの相違
- 記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉は、大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCAについて同一のイベントツリーを用いている。大破断LOCAについては原子炉減圧されるものとして取り扱っており、東海第二と実質的な差異はない(柏崎6/7と同様)

【以下、比較のため第1-2図(3/3)を再掲】



インターフェイスシステムLOCA	事故シナリオ	事故シナリオグループ
ISLOCA		(g)

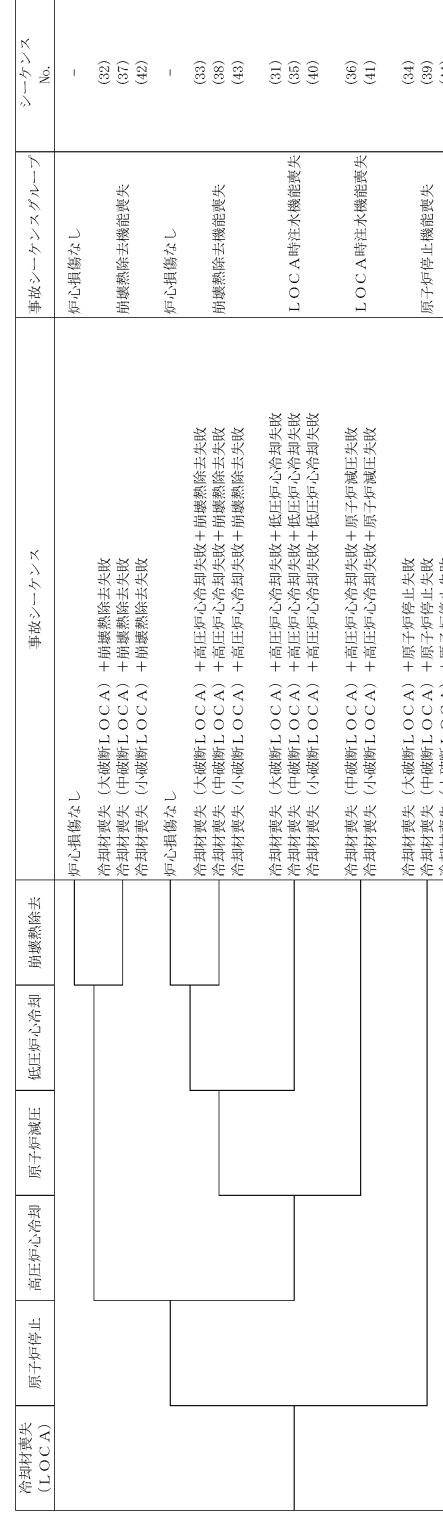
(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA時注水機能喪失 (g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

第1-2図 内部事象運転時レベルIPRA イベントツリー (3/3)

インターフェイスシステムLOCA	事故シナリオ	事故シナリオグループ	No.
	インターフェイスシステムLOCA	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	(39)

第1-2図 内部事象レベルIPRAにおけるイベントツリー (7/7)

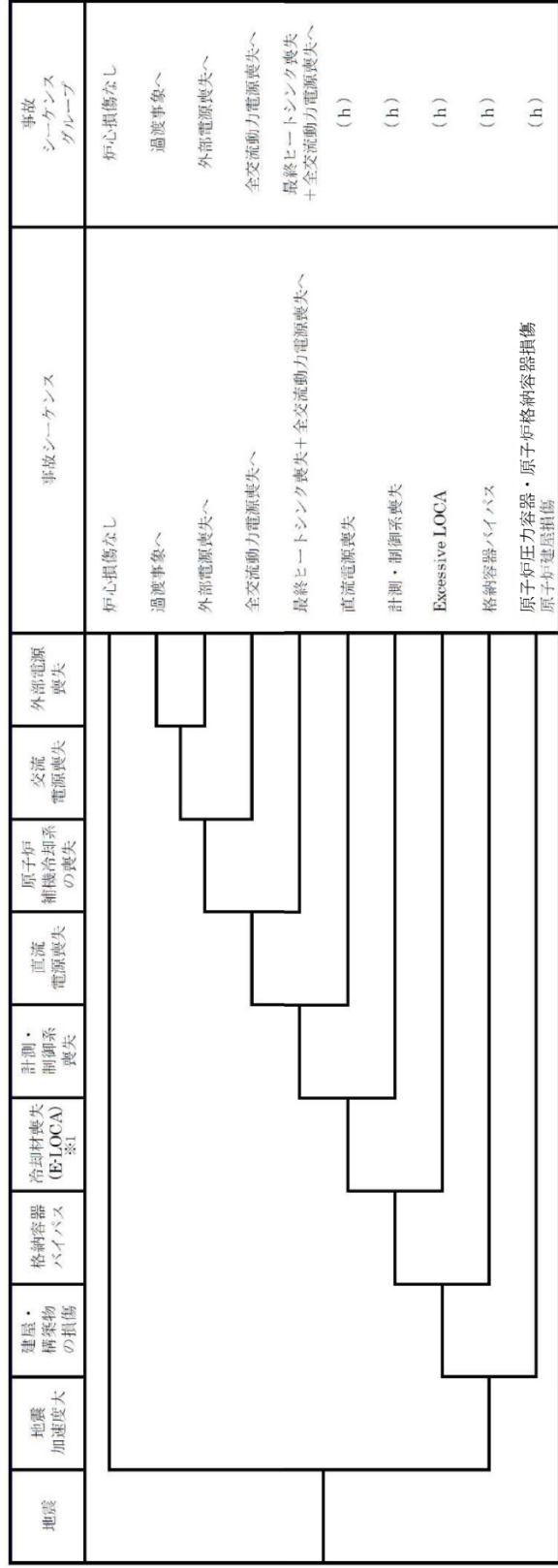
【以下、比較のため第1-2図(3/3)を再掲】



インターフェイスシステムLOCA	運転員による隔離操作	事故シナリオグループ	シナリオ No.
	手動停止/サボート系喪失へ 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	手動停止/サボート系喪失へ 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	(45)

第1-2図 内部事象運転時レベルIPRA イベントツリー (3/3)

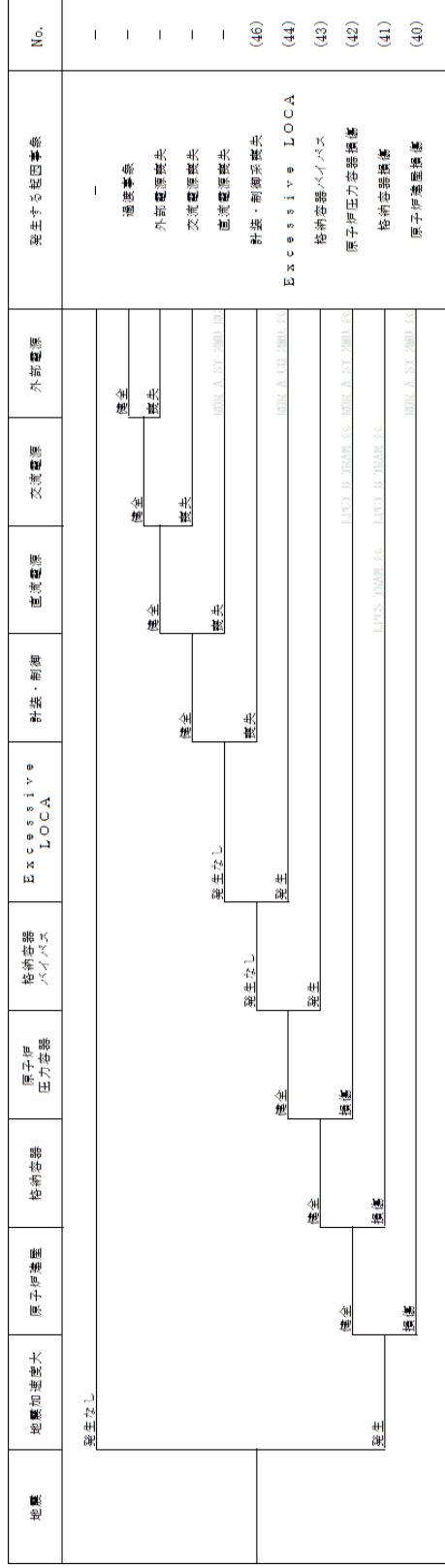
備考
・記載表現の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉はインターフェイスシステムLOCAの発生後、運転員による隔離操作を行うヘディングを記載している



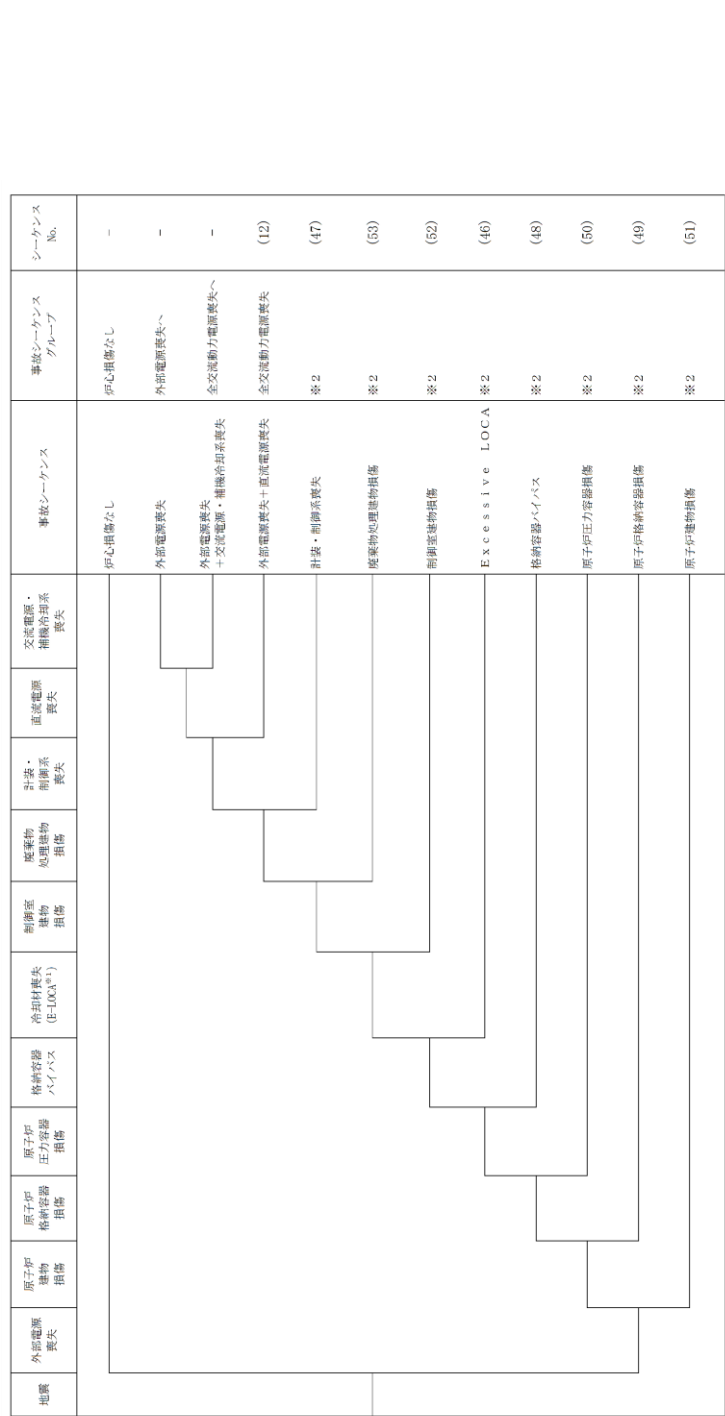
※1 E-LOCA : Excessive -LOCA

(h) 炉心損傷直結シナリオ

第1-3 図 地震レベルIPRA 階層イベントツリー



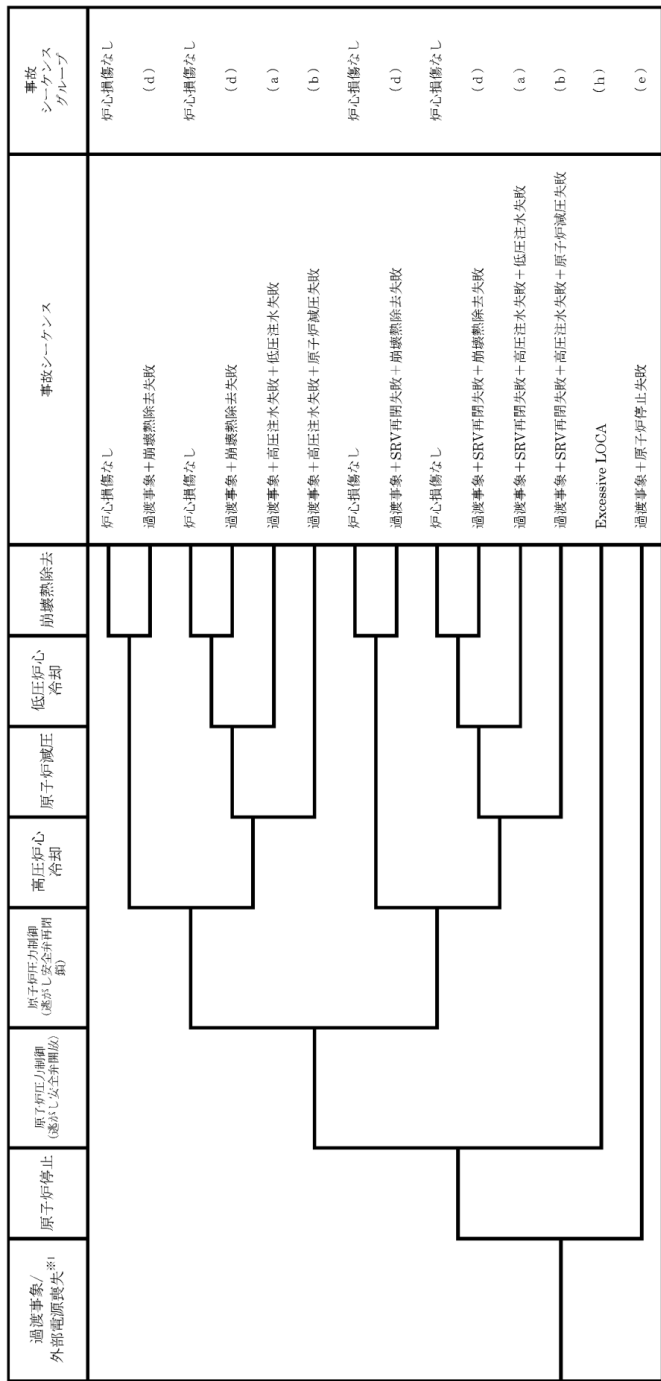
第1-3区 地震レベル1 PRAにおける階層イベントツリー



※1 Excessive LOCA
※2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

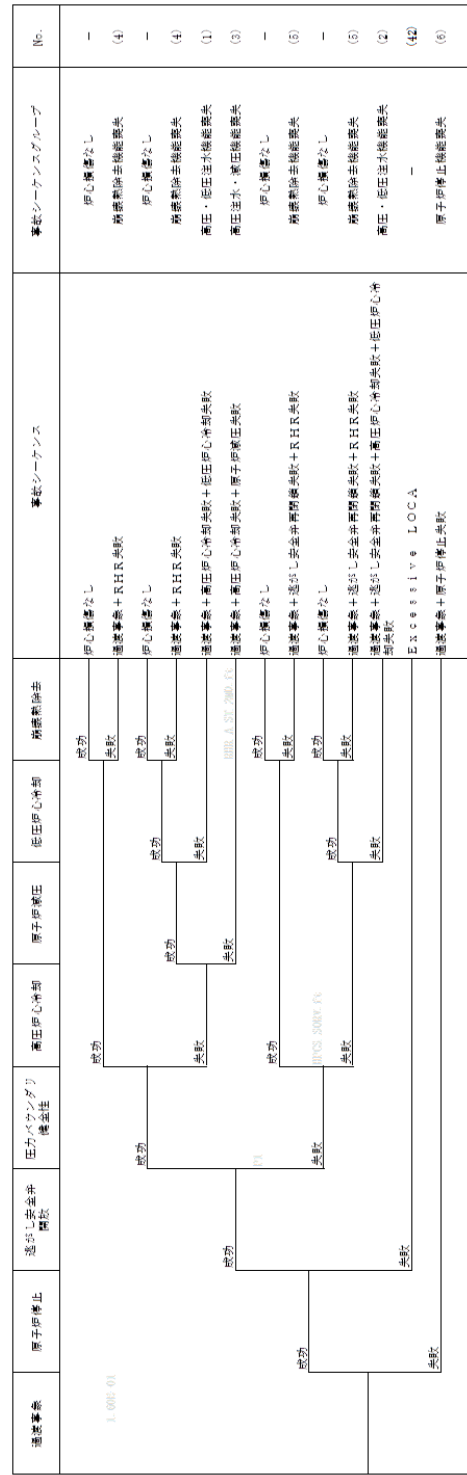
第1-3区 地震レベル1 PRA階層イベントツリー

・階層イベントツリーのヘディングの相違
【柏崎6/7】
柏崎6/7は原子炉圧力容器損傷、原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷を1つの事故シナリオで取り扱っているが、島根2号炉ではこれらの事故シナリオを分けて評価している。このイベントツリー構造の相違によるシナリオ選定の結果への影響はない
・地震PRAの起点となる起因事象の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
地震PRAの起点となる起因事象が「地震加速度大」と「外部電源喪失」とで異なる。地震PRAで扱う地震加速度の下限値等に相違が生じるが、この相違によるシナリオ選定の結果への影響はない

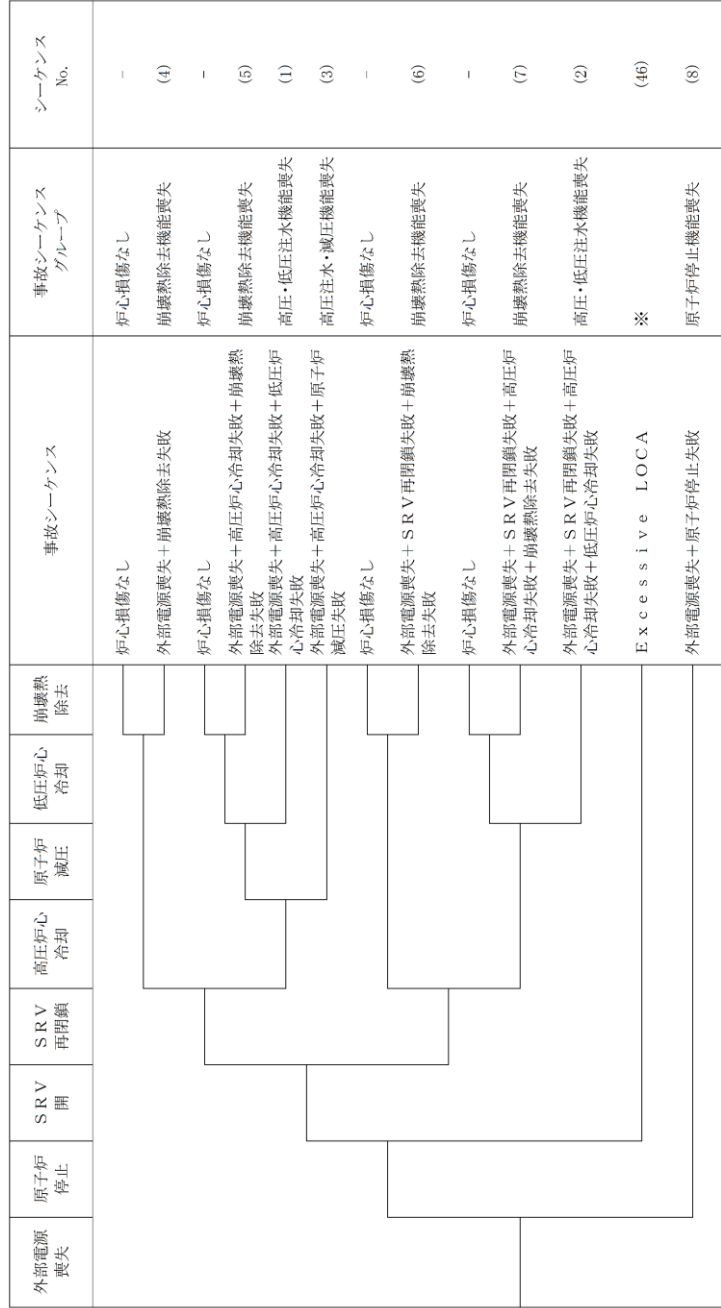


※1 非常用ディーゼル発電機全台機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 崩壊熱除去機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) 炉心損傷直結シーケンス
第1-4図 地震レベルIPRA イベントツリー (1/2)



第1-4図 地震レベル1PRAにおけるイベントツリー (1/3)

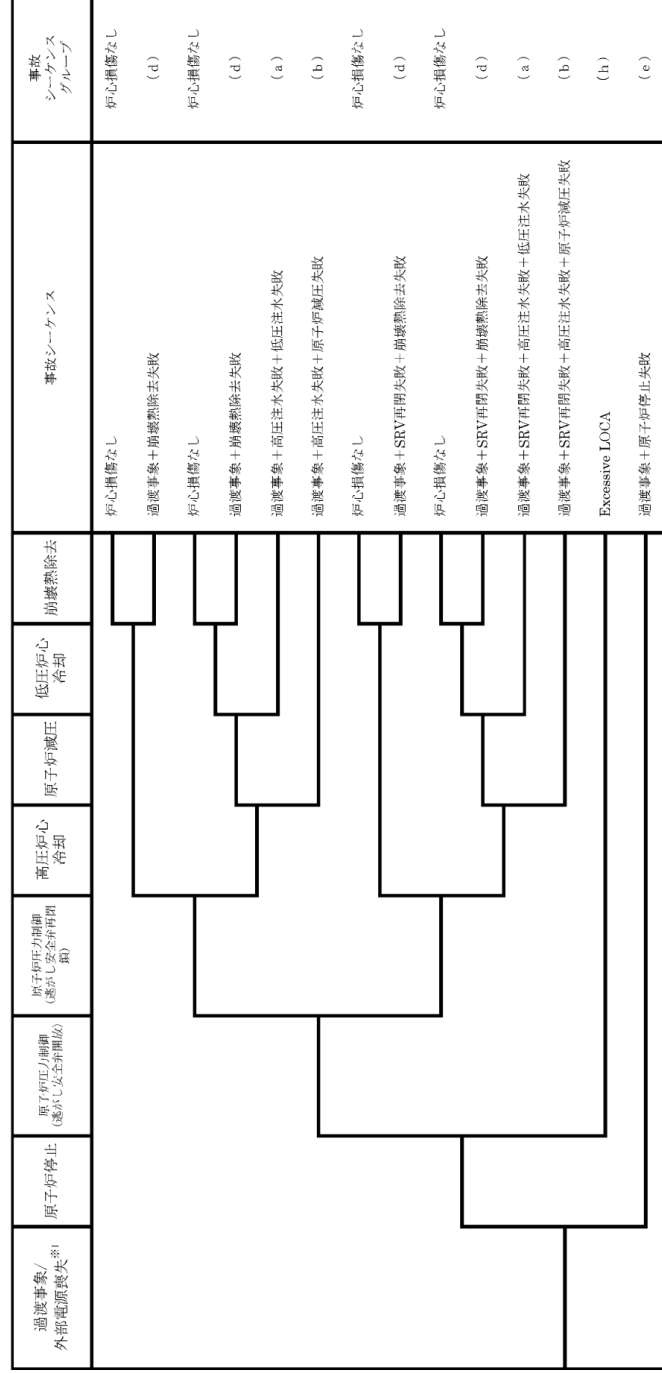


※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

第1-4図 地震レベル1PRA イベントツリー (1/2)

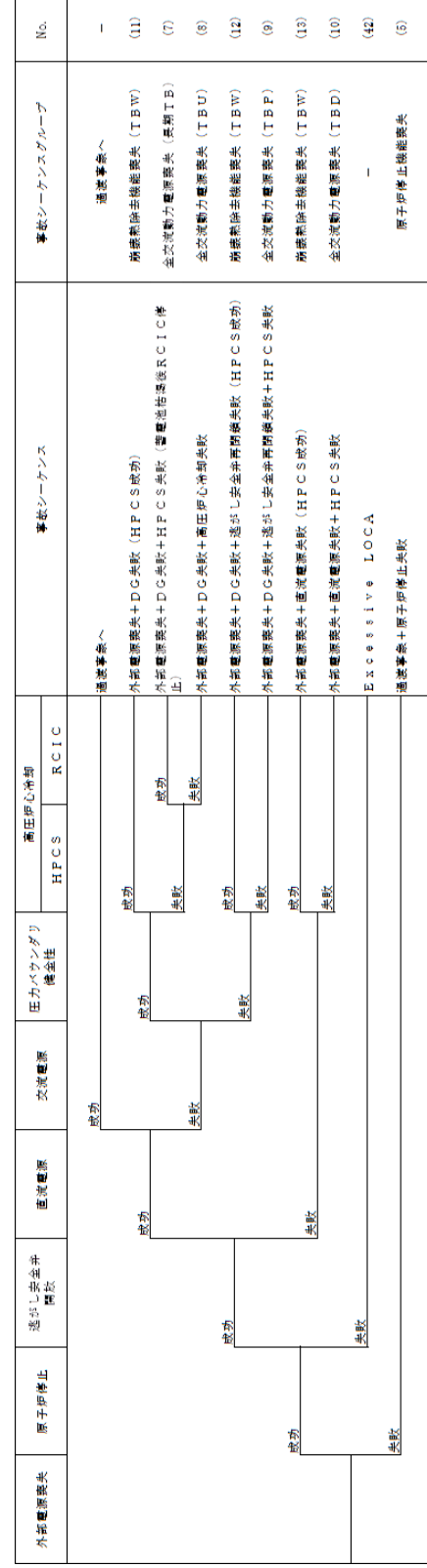
備考
 ・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉は階層イベントツリーで抽出している外部電源喪失のイベントツリーを展開しており、柏崎6/7, 東海第二は、階層イベントツリーにおいて過渡事象と外部電源喪失を分けて抽出しているため過渡事象/外部電源喪失を起因事象としたイベントツリーを展開しているが、この相違によるシーケンス選定の結果への影響はない

【以下、比較のため第1-4図(1/2)を再掲】



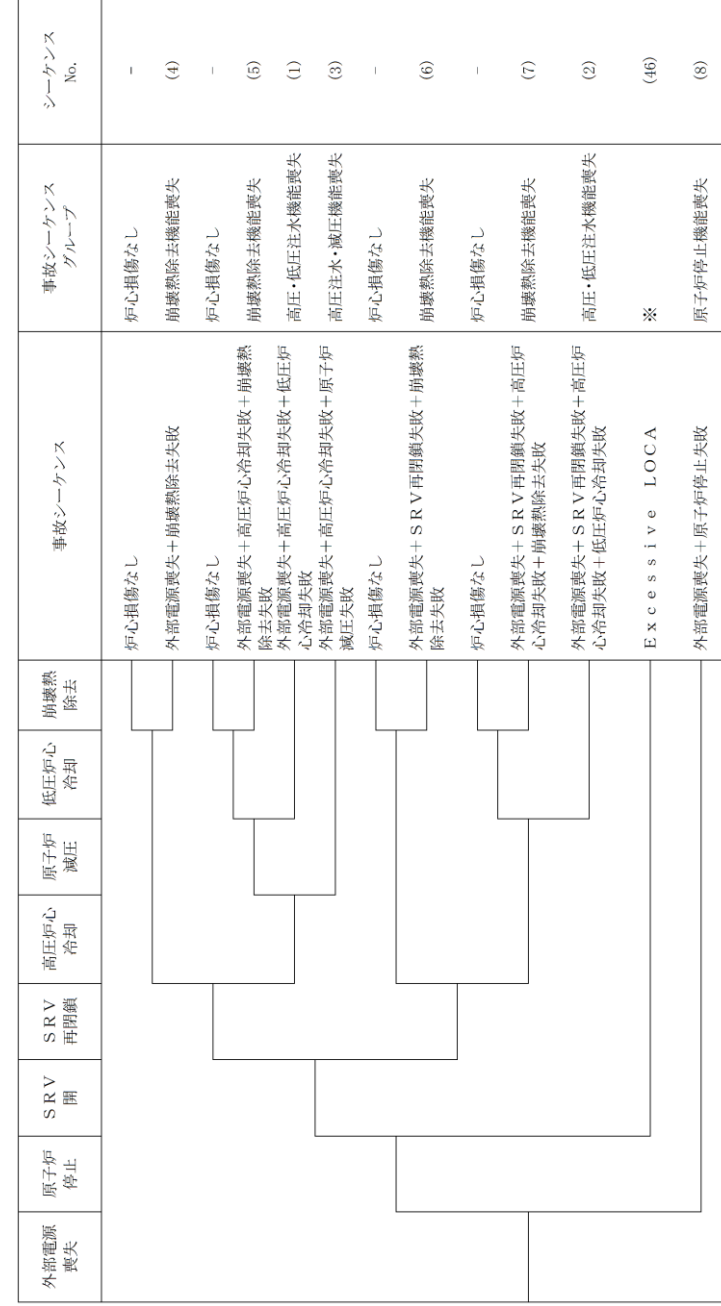
※1 非常用ディーゼル発電機全機機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

(a) 高圧・低圧注水・減圧機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 崩壊熱除去機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) 炉心損傷直結シケケンス
第1-4図 地震レベルIPRA イベントツリー (1/2)



第1-4図 地震レベルIPRAにおけるイベントツリー (2/3)

【以下、比較のため第1-4図(1/2)を再掲】



※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

第1-4図 地震レベルIPRA イベントツリー (1/2)

備考
・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は階層イベントツリーで抽出している外部電源喪失のイベントツリーを展開しており、柏崎6/7及び東海第二は、階層イベントツリーにおいて過渡事象と外部電源喪失を分けて抽出しているため過渡事象/外部電源喪失を起因事象としたイベントツリーを展開しているが、この相違によるシケケンス選定の結果への影響はない

全交流動力電源喪失/ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失	原子炉停止	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁開放)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心 冷却	事故シナリオ	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) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失 ^{a1}	(c)
					全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗 ^{a1} 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗 ^{a1}	(c)
					全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉鎖 ^{a1} 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+SRV再閉鎖 ^{a1}	(c)
					Excessive LOCA	(h)
					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 ^{a1} 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+原子炉停止失敗 ^{a1}	(e)

※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、全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1-4 図 地震レベルIPRA イベントツリー (2/2)

直流電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁 開放	圧力安全弁 閉鎖	高圧炉心冷却		事故シナリオ	No.
				HPCS	RCIC		
成功	成功	成功	成功	成功	成功	崩壊除去機能喪失 (TBW)	(11)
				失敗	失敗	全交流動力電源喪失 (長期TB)	(7)
成功	成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失 (TBU)	(8)
				失敗	失敗	崩壊除去機能喪失 (TBW)	(12)
失敗	失敗	失敗	失敗	成功	成功	全交流動力電源喪失 (TBP)	(9)
				失敗	失敗	-	(42)
						交流電源喪失+原子炉停止失敗	(48)

直流電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁 開放	高圧炉心冷却		事故シナリオ	No.
			HPCS	RCIC		
成功	成功	成功	成功	成功	崩壊除去機能喪失 (TBW)	(13)
失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	全交流動力電源喪失 (TBD)	(10)
					Excessive LOCA	(42)
					重流電源喪失+原子炉停止失敗	(45)

第1-4 図 地震レベルIPRAにおけるイベントツリー (3/3)

全交流動力 電源喪失	原子炉停止	SRV開	SRV再閉鎖	高圧炉心冷却	事故シナリオ	シナリオ No.
				外部電源喪失+交流電源・補機冷却系喪失+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失	(11)
				外部電源喪失+交流電源・補機冷却系喪失+SRV再閉鎖失敗	全交流動力電源喪失	(10)
				Excessive LOCA	※	(46)
				外部電源喪失+交流電源・補機冷却系喪失+原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(16)

※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

・解析結果の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は階層イベントツリーで抽出している全交流動力電源喪失のイベントツリーを展開しており、柏崎6/7は、階層イベントツリーにおいて全交流動力電源喪失と、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を分けて抽出しているため、全交流動力電源喪失/全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を起因事象としたイベントツリーを展開しているが、この相違によるシナリオ選定の結果への影響はない

【東海第二】
島根2号炉は階層イベントツリーにて直流電源喪失からTBDを抽出しているが、東海第二は階層イベントツリーにて直注電源喪失を抽出し、直流電源喪失を起因事象とするイベントツリーを展開しTBDを抽出している

第1-4 図 地震レベルIPRA イベントツリー (2/2)

津波高さ	12m	6.5m	4.8m	4.2m	3.5m	発生する起回事象	事故シナリオ	事故シナリオグループ
以上↓	以下→					起因となる事象発生なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし
以下↓								
3.5m							津波高さ 4.2m～6.5mへ	津波高さ 4.2m～6.5mへ
4.2m							非常用交流電源喪失 +最終ヒートシンク喪失 +直流電源喪失	直流電源喪失

※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(LHS) 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

第1-5 図 津波レベル1PRA 津波高さ別イベントツリー

津波 (津波高さ)	防潮堤損傷 (T.P. + 24m～)	原子炉建屋内浸水 (T.P. + 22m～24m)	最終ヒートシンク喪失 (T.P. + 20m～22m)	発生する起回事象	No.
発生なし	発生なし	発生なし	発生なし	-	-
発生	発生	発生	発生	最終ヒートシンク喪失 (T.P. + 20m～22m) 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (最終ヒートシンク喪失) ※ (T.P. + 22m～24m) 防潮堤損傷 ※ (T.P. + 24m～)	(47)
発生	発生	発生	発生		(46)

※ 炉心損傷重傷のためイベントツリーは展開しない。

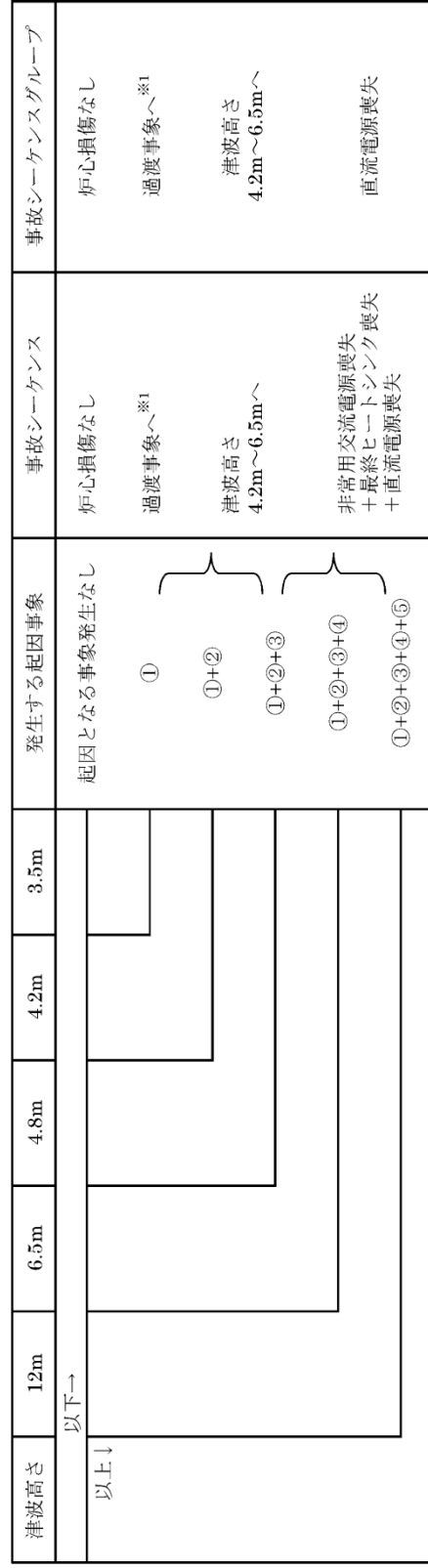
第1-5図 津波レベル1PRAにおける階層イベントツリー

津波	直接炉心損傷に至る事象	事故シナリオ	最終状態	シナリオ No.
津波高さ E L 20m 以下	炉心損傷なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
津波高さ E L 20m 超過	直接炉心損傷に至る事象	直接炉心損傷に至る事象	※	(54)

※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結事象として整理

第1-5図 津波レベル1PRA階層イベントツリー

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
敷地内浸水状況、浸水対策への期待有無等により、津波PRAの事故シナリオの分類が異なる。島根2号炉では、防波壁等の津波防護施設及び浸水防止設備に期待した評価としており、E L 20m 超過津波襲来時の「直接炉心損傷に至る事象」のみが抽出された



※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

第1-6 図 津波レベル1PRA イベントツリー

最終ヒートシンク喪失	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シークエンス	事故シークエンスグループ	No.
成功	成功	成功	最終ヒートシンク喪失 (蓄電池給電器RCI停止)	津波洪水による最終ヒートシンク喪失	(48)
失敗	失敗	失敗	最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗	津波洪水による最終ヒートシンク喪失	(49)
失敗	失敗	失敗	最終ヒートシンク喪失 + 過剰し安全弁閉鎖失敗	津波洪水による最終ヒートシンク喪失	(50)

第1-6図 津波レベル1PRAにおけるイベントツリー

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉の津波PRAでは、評価対象とする起回事象に対して炉心損傷に直結する事象のみが抽出されたため、イベントツリーを作成していない

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6号炉 全炉心損傷頻度：2.0×10^{-4} / 炉年</p> <p>7号炉 全炉心損傷頻度：2.4×10^{-4} / 炉年</p>	<p>(CDF : 7.5×10^{-5} / 炉年)</p>	<p>全炉心損傷頻度：1.4×10^{-5} / 炉年</p>	<p>・事象別の炉心損傷頻度寄与割合の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は津波 PRAにおいて津波防護施設及び浸水防止設備を考慮しており、津波 PRAの炉心損傷頻度が相対的に小さくなっているため、事象別の炉心損傷頻度寄与割合において津波 PRAの占める割合が小さい</p> <p>・事故シーケンスグループ別の寄与割合の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>柏崎 6/7 では津波 PRAの寄与割合が大きく、結果として津波 PRAから抽出される事故シーケンスグループの高圧・低圧注水機能喪失, 全交流動力電源喪失の寄与割合が大きくなっている。東海第二では内部事象 PRAの寄与割合が大きくなっているが、崩壊熱除去機能喪失の寄与割合が大きくなっていること等は同様</p>
<p>第1-7 図 プラント全体の炉心損傷頻度</p>	<p>第1-7図 プラント全体の炉心損傷頻度</p>	<p>第1-6図 プラント全体の炉心損傷頻度</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6号炉内部事象運転時レベル1PRA (炉心損傷頻度：8.7×10^{-6} / 炉年)</p> <p>7号炉内部事象運転時レベル1PRA (炉心損傷頻度：8.7×10^{-6} / 炉年)</p> <p>6号炉地震レベル1PRA (炉心損傷頻度：1.2×10^{-5} / 炉年)</p> <p>7号炉地震レベル1PRA (炉心損傷頻度：1.5×10^{-5} / 炉年)</p> <p>6号炉津波レベル1PRA (炉心損傷頻度：1.8×10^{-4} / 炉年)</p> <p>7号炉津波レベル1PRA (炉心損傷頻度：2.1×10^{-4} / 炉年)</p>	<p>内部事象レベル1PRA (CDF：6.1×10^{-5} / 炉年)</p> <p>地震レベル1PRA (CDF：1.0×10^{-5} / 炉年)</p> <p>津波レベル1PRA (CDF：4.3×10^{-6} / 炉年)</p>	<p>内部事象運転時レベル1PRA (炉心損傷頻度：6.2×10^{-6} / 炉年)</p> <p>地震レベル1PRA (炉心損傷頻度：7.9×10^{-6} / 炉年)</p> <p>津波レベル1PRA (炉心損傷頻度：1.2×10^{-7} / 炉年)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 運転時レベル1PRAによる炉心損傷頻度及び寄与割合の相違 ・地震PRA結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 地震ハザード、フラジリティの相違により、各事故シーケンスの寄与割合が異なっている ・津波PRA結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉及び東海第二では津波防護施設及び浸水防止設備に期待したPRAを実施した結果、津波PRAの炉心損傷頻度が小さい。島根2号炉の事故シーケンスとしてはEL20m超過時の「直接炉心損傷に至る事象」のみが抽出された
<p>第1-8 図 各PRAの結果と事故シーケンスグループごとの寄与割合</p>	<p>第1-8図 事故シーケンスグループごとの寄与割合</p>	<p>第1-7図 各PRAの結果と事故シーケンスグループごとの寄与割合</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第2-1図に示す。また、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① <u>内部事象レベル1.5PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を実施した。</u></p> <p>② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈1-2(b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。</p> <p>③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードは<u>ないものと判断した。</u></p> <p>④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>解釈には、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおりに示されている。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) </div>	<p>2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第2-1図に示す。また、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① <u>内部事象レベル1.5PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を実施した。</u></p> <p>② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈1-2(b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。</p> <p>③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードの<u>要否を検討した。</u></p> <p>④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>解釈には、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおりに示されている。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) </div>	<p>2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第2-1図に示す。また、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① <u>内部事象運転時レベル1.5PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を実施した。</u></p> <p>② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈1-2(b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。</p> <p>③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードの<u>要否を検討した。</u></p> <p>④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>解釈には、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの<u>選定の</u>個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおりに示されている。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) </div>	<p>備考</p> <p>・ 記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号は内部事象運転時レベル1.5PRAと記載(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・ 記載表現の相違 【柏崎6/7】 格納容器破損モードの抽出プロセスを記載しているため、島根2号炉では「新たに追加すべき格納容器破損モードの要否を検討した」と記載</p> <p>・ 記載表現の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関するPRA 及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p>	<p>・溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p>	<p>・溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p>	
<p>上記2-1(b)①に基づき、<u>内部事象レベル1.5PRA</u>を実施し、格納容器破損モードを評価した。</p> <p>外部事象については、地震レベル1.5PRAは原子炉建屋、原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。</p> <p>また、PRAの適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する<u>事故シーケンス</u>の分析を行った。</p> <p>実施した<u>事故シーケンスグループ</u>に係る分析結果を以下に示す。</p>	<p>上記2-1(b)①に基づき、<u>内部事象レベル1.5PRA</u>を実施し、格納容器破損モードを評価した。</p> <p>外部事象については、地震レベル1.5PRAは原子炉建屋、格納容器等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。</p> <p>また、PRAの適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。</p> <p>実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。</p>	<p>上記2-1(b)①に基づき、<u>内部事象運転時レベル1.5PRA</u>を実施し、格納容器破損モードを評価した。</p> <p>外部事象については、地震レベル1.5PRAは原子炉建物、原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。</p> <p>また、PRAの適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する<u>格納容器破損モード</u>の分析を行った。</p> <p>実施した<u>格納容器破損モード抽出</u>に係る分析結果を以下に示す。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は格納容器破損モード抽出の観点で分析を実施(以下、同様の相違は記載を省略)</p>
<p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理</p> <p>(1) PRAに基づく整理</p> <p><u>内部事象レベル1.5PRA</u>を実施し、事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、以下の①～⑫に示す格納容器破損モードの抽出を行った。</p> <p>具体的には第2-2図のとおり、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各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第2-3図に示す格納容器イベントツリーを作成し、原子炉格納容器の破損に至る格納容器破損モードを整理</p>	<p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理</p> <p>(1) PRAに基づく整理</p> <p><u>内部事象レベル1.5PRA</u>を実施し、事故の進展に伴い生じる<u>格納容器</u>の健全性に影響を与える負荷の分析から、以下の<u>a. ～ i.</u>に示す格納容器破損モードの抽出を行った。</p> <p>具体的には第2-2図のとおり、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各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第2-3図に示す<u>イベントツリー</u>を作成し、<u>格納容器</u>の破損に至る格納容器破損モードを整理している。<u>内部</u></p>	<p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理</p> <p>(1) PRAに基づく整理</p> <p><u>内部事象運転時レベル1.5PRA</u>を実施し、事故の進展に伴い生じる<u>原子炉格納容器</u>の健全性に影響を与える負荷の分析から、以下の①～⑫に示す格納容器破損モードの抽出を行った。</p> <p>具体的には第2-2図のとおり、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各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第2-3図に示す<u>格納容器イベントツリー</u>を作成し、<u>原子炉格納容器</u>の破損に至る格納容器破損モードを整理</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>している。<u>内部事象レベル1.5PRA</u>から抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2-1表に示す。また、格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第2-4図に示す。</p> <p>① <u>原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損</u></p> <p>原子炉停止失敗時に、炉心で発生した大量の水蒸気が原子炉格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、原子炉格納容器が過圧破損に至る事象として分類する。</p> <p>② <u>水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前)</u> 炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。</p> <p>③ <u>インターフェイスシステムLOCA</u> インターフェイスシステムLOCAの発生により、原子炉格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。</p> <p>④ <u>格納容器隔離失敗</u> 炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗しており、原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。</p>	<p><u>事象レベル1.5PRA</u>から抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2-1表に示す。また、格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第2-4図に示す。</p> <p>a. <u>早期過圧破損(未臨界確保失敗)</u></p> <p>原子炉停止失敗時に、炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、格納容器が過圧破損に至る格納容器破損モードである。</p> <p>b. <u>過圧破損(崩壊熱除去失敗)</u> 炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損する格納容器破損モードである。</p> <p>c. <u>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</u> インターフェイスシステムLOCAの発生により、格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードである。</p> <p>d. <u>格納容器バイパス(格納容器隔離失敗)</u> 炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗しており、格納容器の閉じ込め機能を喪失している格納容器破損モードである。</p>	<p>している。<u>内部事象運転時レベル1.5PRA</u>から抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2-1表に示す。また、格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度(以下「<u>CF F</u>」という。)への寄与割合を第2-4図に示す。</p> <p>① <u>早期過圧破損(未臨界確保失敗時の過圧)</u></p> <p>原子炉停止失敗時に、炉心で発生した大量の水蒸気が原子炉格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、原子炉格納容器が過圧破損に至る事象として分類する。</p> <p>② <u>水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前)</u> 炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。</p> <p>③ <u>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</u> インターフェイスシステムLOCAの発生により、原子炉格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建物内に放出される事象として分類する。</p> <p>④ <u>格納容器バイパス(格納容器隔離失敗)</u> 炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗しており、原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は格納容器破損頻度をCF Fと読み替え</p> <p>・格納容器破損モード名称の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉PRAにて抽出される格納容器破損モード名称を記載(以下、同じ相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号は「事象として分類する」と記載(以下、同様の相違は記載を省略)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑤ 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その際の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し、格納容器破損に至る事象として分類する。</p>	<p><u>なお、以下の格納容器破損モードは、今回実施した内部事象レベル1.5PRAでは分析により除外した。</u></p> <p>j. 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その際の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって格納容器に衝突し、格納容器破損に至る格納容器破損モードである。</p> <p><u>ただし、これまでの炉内溶融燃料-冷却材相互作用に係る研究等の知見から、炉内溶融燃料-冷却材相互作用により格納容器が破損する可能性は十分低いため、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器破損モードとして設定していない。</u></p> <p>g. 格納容器雰囲気直接加熱</p>	<p>⑤ 原子炉圧力容器内の水蒸気爆発</p> <p>高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その際の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し、格納容器破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑥ 格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、溶融炉心が</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉では除外した格納容器破損モードも記載しているので除外理由記載していない。除外理由は「2.1.2 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号は「エネルギー」と記載（以下、同様の相違は記載を省略）</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉では除外した格納容器破損モードも記載しているので除外理由記載していない。除外理由は「2.1.2 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑥ 格納容器雰囲気直接加熱 高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑦ 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 高温の溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下し、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機械的エネルギーによって原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑧ 溶融物直接接触 原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心が原子炉格納容器下部の床からその外側のドライウエルの床に広がり、高温の溶融炉心がドライウエルの壁(バウンダリ)に接触してドライウエル壁の一部が溶融貫通し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p>	<p>高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、溶融炉心が格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、格納容器圧力が上昇し格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。</p> <p>h. 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 高温の溶融炉心がペDESTAL(ドライウエル部)の水中又はサプレッション・プール水中に落下した場合、若しくは格納容器内に放出されたデブリに対して注水を実施した場合に、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに格納容器に付加される機械的エネルギーによって格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。</p> <p>1. 溶融物直接接触 原子炉圧力容器破損後に格納容器下部へ落下した溶融炉心が格納容器下部の床からその外側のドライウエルの床に広がり、高温の溶融炉心がドライウエルの壁(バウンダリ)に接触してドライウエル壁の一部が溶融貫通し、格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。</p> <p>ただし、東海第二発電所のMark-II型格納容器においては、ペDESTAL(ドライウエル部)内に蓄積したデブリがドライウエル床には拡がらない格納容器構造となっているため、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器破損モードとして設定してしない。</p>	<p>原子炉格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑦ 原子炉圧力容器外の水蒸気爆発 高温の溶融炉心がペDESTALの水中に落下し、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機械的エネルギーによって原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑧ 格納容器直接接触 原子炉圧力容器破損後にペDESTALへ落下した溶融炉心がペDESTALの床からその外側のドライウエルの床に拡がり、高温の溶融炉心がドライウエルの壁(バウンダリ)に接触してドライウエル壁の一部が溶融貫通し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉はペDESTALと記載(以下、同様な相違は記載を省略)</p> <p>・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はMark-II型格納容器であるため、サプレッション・プール水中での水蒸気爆発について記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 格納容器破損防止に係るガイドの記載に従い「拡がり」と記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉では除外した格納容器破損モードも記載しているので除外理由記載していない。除外理由は「2.1.2内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑨ 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷後)</p> <p>炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気によって原子炉格納容器が過圧され、破損に至る事象、又は、熔融炉心が冷却されない場合に、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し、原子炉格納容器内が過圧されて原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑩ 過温破損</p> <p>原子炉圧力容器破損後、原子炉格納容器内で熔融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、熔融炉心からの放射及び対流によって原子炉格納容器の雰囲気加熱され、原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑪ 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>原子炉圧力容器の破損後、原子炉格納容器内に放出された熔融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、原子炉格納容器下部の側壁のコンクリートが浸食され、原子炉圧力容器支持機能が喪失する事象又は原子炉格納容器のベースマツトが熔融貫通し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p>	<p>e. 過圧破損(長期冷却失敗)</p> <p>炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気によって格納容器が過圧され、破損に至る格納容器破損モード、又は、熔融炉心が冷却されない場合に、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し、格納容器内が過圧されて格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。</p> <p>f. 過温破損</p> <p>炉心損傷後に、熔融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、熔融炉心からの放射及び対流によって格納容器の雰囲気加熱され、格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。</p> <p>i. 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>原子炉圧力容器の破損後、格納容器内に放出された熔融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、ペDESTAL(ドライウェル部)床のコンクリートが侵食され、熔融炉心はペDESTAL(ドライウェル部)床を貫通してサブプレッション・プールに落下する。その後、サブプレッション・プールにおける熔融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマツト熔融貫通に先行してペDESTAL壁面の侵食に伴う原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。</p>	<p>⑨ 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷後)</p> <p>炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気によって原子炉格納容器が過圧され、破損に至る事象、又は、熔融炉心が冷却されない場合に、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し、原子炉格納容器内が過圧されて原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑩ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過温破損)</p> <p>原子炉圧力容器破損後、原子炉格納容器内で熔融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、熔融炉心からの放射及び対流によって原子炉格納容器の雰囲気加熱され、原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑪ 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>原子炉圧力容器の破損後、ペDESTAL内に放出された熔融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、ペDESTAL壁のコンクリートが侵食され、原子炉圧力容器支持機能の喪失により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p>	<p>果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の過温破損は、PRAの結果から、圧力容器破損後に発生するため「原子炉圧力容器破損後」と記載</p> <p>・格納容器型式の相違 【東海第二】 東海第二はMark-II型格納容器に固有のサブプレッション・プールにおけるMCCIによる破損モードの想定について記載 ・解析結果及び格納容器型式の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はペDESTAL壁のコンクリートが侵食され原子炉圧力容器支持機能が喪失す</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑫ 水素燃焼</p> <p>原子炉格納容器内に酸素ガス等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと反応して激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>地震、津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて、内部事象運転時レベル 1.5PRA の知見等を活用して検討した結果、地震、津波及びその他の外部事象等についても、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、格納容器破損モードは内部事象と同等であり、今回、内部事象 PRA から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判</p>	<p>k. 水素燃焼</p> <p>格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム-水反応等によって発生した水素と反応して激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る格納容器破損モードである。</p> <p>ただし、東海第二発電所では、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性は十分低い。このため、内部事象レベル 1.5 PRA では格納容器破損モードとして設定していない。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>地震、津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて、内部事象運転時レベル 1.5 PRA の知見等を活用して検討した結果、地震、津波及びその他の外部事象等についても、炉心損傷後の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、格納容器破損モードは内部事象と同等であり、今回、内部事象 PRA から抽出された格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判</p>	<p>⑫ 水素燃焼</p> <p>原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム-水反応等によって発生した水素と反応して激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>地震、津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて、内部事象運転時レベル 1.5 PRA の知見等を活用して検討した結果、地震、津波及びその他の外部事象等についても、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、格納容器破損モードは内部事象と同等であり、今回、内部事象運転時レベル 1.5 PRA から選定した格納容器破損モードに追加すべき</p>	<p>る格納容器破損モードが支配的であり、また原子炉格納容器はベースマツトで構成されない構造のため原子炉格納容器のベースマツトの溶融貫通について記載していない</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉では「ガス」を記載していない（以下、同様の相違は記載を省略） ・記載表現の相違【東海第二】 島根 2号炉では除外した格納容器破損モードも記載しているので除外理由記載していない。除外理由は「2.1.2 内部事象運転時レベル 1.5 PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載 ・記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>断した。(別紙1)</p> <p>2.1.2 レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討</p> <p>第2-1表に示す格納容器破損モードについて、2.1.1項に示すレベル1.5PRAから抽出された格納容器破損モードと解釈2-1(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。</p> <p>確認の結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(4)の破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして追加することの要否につい</p>	<p>判断した(別紙1)。</p> <p>2.1.2 抽出した格納容器破損モードの整理</p> <p>2.1.2.1 必ず想定する格納容器破損モードとの対応</p> <p>第2-1表に示す格納容器破損モードについて、2.1.1項に示すレベル1.5PRAから抽出された格納容器破損モードと解釈2-1(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 </div> <p>なお、レベル1.5PRAより抽出した溶融物がサプレッション・プールへ落下した後に発生する格納容器破損モードについては、<u>ペDESTAL(ドライウエル部)床における溶融炉心・コンクリート相互作用に引き続いて発生する格納容器破損モードであること、及び当該格納容器破損モードの防止のためにはペDESTAL(ドライウエル部)床における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することが有効であることを考慮し、解釈に基づき必ず想定する格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」として整理した。また、当該破損モードの有効性評価では、ペDESTAL床(ドライウエル部)における溶融炉心・コンクリート相互作用に対する対策の有効性を確認し、溶融炉心がペDESTAL(ドライウエル部)内に保持可能であることを確認する(別紙8)。</u></p>	<p>ものはないものと判断した。(別紙1)</p> <p>2.1.2 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討</p> <p>第2-1表に示す格納容器破損モードについて、「2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理」に示すレベル1.5PRAから抽出された格納容器破損モードと解釈2-1(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 </div> <p>確認の結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(4)の格納容器破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして追加することの要</p>	<p>【東海第二】</p> <p>・ 記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉では解釈に記載の必ず想定する格納容器破損モードを記載</p> <p>・ 格納容器型式の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二はMark-II型格納容器であることを考慮し、ペDESTAL部でのMCCIの取扱いを記載</p> <p>・ 記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は「2.1.2.2</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>て検討を実施した。</p> <p>なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触(シェルアタック)は、<u>原子炉格納容器下部の床面とその外側のドライウエルの床面とが同じ高さに設計されているBWR MARK-I型の原子炉格納容器に特有の破損モードであり、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV型格納容器)では、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、格納容器破損モードとして考慮しない。(別紙6)</u></p> <p>また、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、運転中、原子炉格納容器内を窒素ガスで置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さい。</u></p> <p>このため、本破損モードはレベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方、<u>原子炉格納容</u></p>	<p>必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触(シェルアタック)は、<u>格納容器下部の床面とその外側のドライウエルの床面とが同じ高さに設計されているBWR Mark-I型の格納容器に特有の破損モードであり、東海第二発電所のMark-II型格納容器では、熔融炉心が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、格納容器破損モードとして考慮しない(別紙9)。</u></p> <p>また、<u>必ず想定する格納容器破損モードのうち、水素燃焼に関しては、東海第二発電所では、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性は十分低い。</u></p> <p>このため、本破損モードはレベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方、可搬型</p>	<p><u>否について検討を実施した。</u></p> <p><u>なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触※(シェルアタック)は、ペデスタルの床面とその外側のドライウエルの床面とが同じ高さに設計されている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、島根原子力発電所2号炉のMark-I改良型の原子炉格納容器では、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、格納容器破損モードとして考慮しない。(別紙7)</u></p> <p>※ <u>格納容器直接接触には、原子炉圧力容器が高圧の状態で破損した場合に、熔融炉心が急激に噴出し、噴出した熔融炉心が原子炉格納容器壁に接触しこれを侵食する事象が含まれる。本事象は、原子炉圧力容器の破損までに減圧することが対策であり「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」も対策が同一であることから、この事象に含まれると整理</u></p> <p>また、<u>島根原子力発電所2号炉では、運転中、原子炉格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さい。</u></p> <p>このため、本格納容器破損モードはレベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方、</p>	<p>追加すべき格納容器破損モードの検討」に記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違【東海第二】 島根2号炉は「なお、」を記載 ・記載表現の相違【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「格納容器破損モード」と記載 ・記載表現の相違【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉, 柏崎刈羽, 東海第二のプラント, 格納容器型式の相違 ・記載表現の相違【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は格納容器直接接触の整理について記載 ・記載表現の相違【東海第二】 運転中の格納容器内酸素濃度について記載表現は異なるが内容は同等 ・対応方針の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>器内の窒素ガス置換が水素燃焼の発生防止対策であることを踏まえ、窒素ガス置換対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても原子炉格納容器の雰囲気</u> <u>が水素ガスの可燃限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して4vol%以下又は酸素濃度5vol%以下)に維持できることを確認する必要があると考える。</u></p> <p>よって、水素燃焼については、有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙6)</p> <p>(1) <u>原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損</u> 本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の</p>	<p>窒素供給装置による格納容器内への窒素封入が水素燃焼の格納容器破損防止対策であることを踏まえ、対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても、<u>長期にわたって格納容器の雰囲気</u>が水素の可燃限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して4vol%以下又は酸素濃度5vol%以下)に維持できることを確認する必要があると考える。</p> <p>よって、水素燃焼については、有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。</p> <p>2.1.2.2 <u>追加すべき格納容器破損モードの検討</u> <u>抽出した格納容器破損モードについて、必ず想定する格納容器破損モードに対応しない以下の(1)～(4)の破損モードが抽出されたため、これらを新たな格納容器破損モードとして追加することの可否について検討を実施した。</u></p> <p>(2) <u>早期過圧破損(未臨界確保失敗)</u> 本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉</p>	<p><u>原子炉格納容器内の窒素置換及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素封入が水素燃焼の格納容器破損防止対策であることを踏まえ、対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても原子炉格納容器の雰囲気</u>が水素の可燃限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して4vol%以下又は酸素濃度5vol%以下)に維持できることを確認する必要があると考える。</p> <p>よって、水素燃焼については、有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙7)</p> <p>(1) <u>早期過圧破損(未臨界確保失敗時の過圧)</u> 本<u>格納容器</u>破損モードは内部事象運転時レベル1.5PRA評価上の<u>格納容器</u>破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格</p>	<p>【柏崎6/7】 島根2号炉は水素燃焼に対する対策として可搬式窒素供給装置を記載 ・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 水素燃焼に対する対策について記載表現は異なるが内容は同等</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は別紙7に「水素燃焼」及び「格納容器直接接触(シェルアタック)」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は「2.1.2内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討」に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(5.1×10⁻¹²/炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>(2) 過圧破損(炉心損傷前) 本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(8.7×10⁻⁶/炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約99.9%である。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>(3) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCA</p>	<p>心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(2.5×10⁻⁸/炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(3) 過圧破損(崩壊熱除去失敗) 本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(6.0×10⁻⁵/炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約99.8%である。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(1) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、格納容器隔離失敗)</p>	<p>納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該格納容器破損モードのCFF(6.4×10⁻¹⁰/炉年)の全CFFに対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>したがって、当該格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(2) 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前) 本格納容器破損モードは内部事象運転時レベル1.5PRA上の格納容器破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該格納容器破損モードのCFF(6.2×10⁻⁶/炉年)の全CFFに対する寄与割合は約100%である。</p> <p>したがって、当該格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(3) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCA</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 PRAの評価の相違 ・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉では格納容器破損頻度をCFFと記載(以下、同じ相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では格納容器破損モード抽出の観点で記載(以下、同じ相違は記載を省略)</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 PRAの評価の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの破損モードは、事象の発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能を喪失している事象であり、解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、講じるべき対策は炉心損傷防止であり、これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>以下に、格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCAで想定した事象及び評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した理由を示す。</p> <p>(3)-1 格納容器隔離失敗</p> <p>本破損モードは炉心が損傷した時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。</p> <p>格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として、ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。</p> <p>現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。(別紙7)</p> <p>今回実施したレベル1.5PRAでは、国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し当該破損モードの格納容器破損頻度 (5.5×10^{-11}/炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合0.1%未満)を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの</p>	<p>これらの破損モードは、事象の発生と同時に格納容器の隔離機能を喪失している事象であり、解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、講じるべき対策は炉心損傷防止であり、これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以下に、インターフェイスシステムLOCA及び格納容器隔離失敗で想定した事象及び格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した理由を示す。</p> <p>b. 格納容器隔離失敗</p> <p>本破損モードは、炉心が損傷した時点で格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。</p> <p>格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として、ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。</p> <p>現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える(別紙10)。</p> <p>今回実施したレベル1.5PRAでは、国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長期間の格納容器隔離失敗実績に基づき、当該破損モードの格納容器破損頻度 (6.1×10^{-10}/炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合0.1%未満)を定量化した。国内の</p>	<p>これらの格納容器破損モードは、事象の発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能を喪失している事象であり、解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、講じるべき対策は炉心損傷防止であり、これらの格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以下に、格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCAで想定した事象及び格納容器破損モードに追加する必要はないと判断した理由を示す。</p> <p>a. 格納容器隔離失敗</p> <p>本格納容器破損モードは炉心が損傷した時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。</p> <p>格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として、ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。</p> <p>現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。(別紙8)</p> <p>今回実施した内部事象運転時レベル1.5PRAでは、国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し当該格納容器破損モードの格納容器破損頻度 (5.5×10^{-11}/炉年、全CFFに対する寄与割合0.1%未満)を定量化した。国内の運転管理実績</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違【東海第二】</p> <p>・解析結果の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器破損頻度はさらに小さくなると推定される。(別紙7)</p> <p>以上、本事象は発生と同時に原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、原子炉格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、原子炉格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。</p> <p>通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、<u>本事象の分岐に至る前の事故シーケンスによる炉心損傷を防止することが重要と考えることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</u></p> <p>また、格納容器隔離失敗については地震レベル1PRAにおいても抽出されており、地震レベル1PRAでは、地震によって原子炉格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が原子炉格納容器外で破断する事象を想定している。</p> <p>破断箇所や破断の程度の組み合わせを特定することは困難であるため、<u>定量的に分析することは難しいが、破断箇所及び喪失した機能に応じて炉心損傷防止を試みる対応が発生するものと考える。</u></p> <p><u>炉心損傷の後に原子炉格納容器の破損に至る事象ではなく、地震により原子炉格納容器の隔離機能が先行して喪失する事象であるため、その対応は炉心損傷防止が重要となる。</u>この観点から、地震レベル1PRAで抽出された格納容器隔離失敗についても、<u>評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</u></p>	<p>運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さくなると推定される(別紙10)。</p> <p>以上、本事象は発生と同時に格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、<u>格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。</u></p> <p>通常の運転管理において格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く、本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから、<u>格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</u></p> <p>また、格納容器隔離失敗については地震レベル1PRAにおいても抽出されており、地震レベル1PRAでは、地震によって格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が格納容器外で破断する事象を想定している。</p> <p>破断箇所や破断の程度の組合せを特定することは困難であり、本破損モードについては、<u>有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものとする。</u>また、地震レベル1PRAの評価から、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことを確認している。</p> <p>この観点から、地震レベル1PRAで抽出された格納容器隔離失敗についても、<u>個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</u></p>	<p>を考慮すれば、当該格納容器破損モードのCFFは更に小さくなると推測される。(別紙8)</p> <p>以上、本事象は発生と同時に原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、<u>原子炉格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、原子炉格納容器の機能喪失を防止することが対策とはならない。</u></p> <p>通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、<u>本格納容器破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く、本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</u></p> <p>また、格納容器隔離失敗については地震レベル1PRAにおいても抽出されており、地震レベル1PRAでは、地震によって原子炉格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が原子炉格納容器外で破断する事象を想定している。</p> <p>破断箇所や破断の程度の組合せを特定することは困難であり、<u>本格納容器破損モードについては、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものとする。</u>また、地震レベル1PRAの評価から、<u>本格納容器破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことを確認している。</u></p> <p>この観点から、地震レベル1PRAで抽出された格納容器隔離失敗についても、<u>個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</u></p>	<p>PRAの評価の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「更に」と記載(以下、同じ相違は記載を省略) ・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「ことが」を記載 ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は本破損モードの頻度が十分低いことを記載 ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は地震による当該破損モードを「1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討」の記載に従い、頻度及び影響度の観点から考慮不要であることを記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3)-2 インターフェイスシステムLOCA</p> <p>本破損モードは、発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに原子炉格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象運転時レベル1PRAの結果から重要事故シーケンスとして抽出し、有効性評価の対象としている。</p> <p>原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものとする。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度 (9.5×10^{-11}/炉年) の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>本破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。(別紙8)</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>以上から、PRAの知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。</p> <p>2.2 評価事故シーケンスの選定について</p> <p>設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シ</p>	<p>a. インターフェイスシステムLOCA</p> <p>本破損モードは、発生と同時に格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象運転時レベル1PRAの結果から重要事故シーケンスとして抽出し、有効性評価の対象としている。</p> <p>格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものとする。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度 (4.8×10^{-10}/炉年) の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>以上から、PRAの知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。</p> <p>2.2 評価事故シーケンスの選定について</p> <p>設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シ</p>	<p>b. インターフェイスシステムLOCA</p> <p>本格納容器破損モードは、発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに原子炉格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象運転時レベル1PRAの結果から重要事故シーケンスとして抽出し、有効性評価の対象としている。</p> <p>原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものとする。</p> <p>したがって、当該格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。なお、当該格納容器破損モードのCFR (3.3×10^{-9}/炉年) の全CFRに対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>本格納容器破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。(別紙9)</p> <p>したがって、当該格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>以上から、PRAの知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。</p> <p>2.2 評価事故シーケンスの選定について</p> <p>設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シ</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 PRAの評価の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は「2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理」に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>一ケンスを選定している。</p> <p>評価事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている、当該破損モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷</p> <p>PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシーケンスを選定する。また、炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>水素燃焼の観点で厳しいシーケンスを選定する。柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、運転中、原子炉格納容器内を窒素ガスで置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから、本破損モードはレベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが、評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の原子炉格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、溶融炉</p>	<p>評価事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスの選定を考慮している。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷</p> <p>PRAに基づく事故シーケンスの中から、過圧及び過温の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。また、炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>PRAに基づく事故シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、原子炉圧力容器破損までの余裕時間の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>PRAに基づく事故シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>水素燃焼の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。東海第二発電所では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから、本破損モードはレベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが、評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。</p> <p>(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>PRAに基づく事故シーケンスの中から、ペDESTAL(ド</p>	<p>一ケンスを選定している。</p> <p>評価事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各格納容器破損モードの主要解析条件に示されている、当該格納容器破損モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷</p> <p>PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシーケンスを選定する。また、炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、原子炉圧力容器破損までの余裕時間の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>水素燃焼の観点で厳しいシーケンスを選定する。島根原子力発電所2号炉では、運転中、原子炉格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから、本格納容器破損モードは内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが、評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の原子炉格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、溶融炉</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は「厳しいシーケンス」と記載（以下、同じ相違は記載を省略）</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は「格納容器破損シーケンス」と記載（以下、同じ相違は記載を省略）</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は具体的な観点として、「原子炉圧力容器破損までの余裕時間」を記載</p> <p>・記載表現の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>上記に基づき、<u>レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では、先ず格納容器破損モードごとに原子炉格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し、その後、選定したPDSを含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものとする。</u></p> <p>2.2.1 評価対象とするPDSの選定</p> <p><u>レベル1.5PRAでは、レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際、原子炉格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」、「原子炉圧力容器圧力」、「炉心損傷時期」及び「電源有無」の4つの属性に着目してレベル1PRAから抽出された事故シーケンスグループを分類し、PDSとして定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。</u></p> <p>ここで、AE、S1E、S2EはLOCAとして1つのPDSとした。これは事故進展解析の結果、原子炉冷却材の流出口の大きさが炉心損傷後の事象の進展速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。</p>	<p><u>ライウエル部)における溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</u></p> <p>上記に基づき、<u>レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では、先ず格納容器破損モードごとに格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し、その後、選定したPDSを含む事故シーケンスの中から余裕時間、設備容量及び代表性の観点より評価事故シーケンスを選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しい事故シーケンスが選定されるものとする。</u></p> <p>2.2.1 評価対象とするPDSの選定</p> <p><u>レベル1.5PRAでは、レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して格納容器の破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際、格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」、「原子炉圧力」、「炉心損傷時期」及び「電源の状態」の4つの属性に着目してレベル1PRAから抽出された事故シーケンスグループを分類し、PDSとして定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。</u></p> <p>ここで、AE、S1E、S2Eは、<u>炉心損傷後の事象進展の類似性を考慮し、4つの属性に着目してLOCAとして1つのPDSとした。</u></p>	<p>心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>上記に基づき、<u>内部事象運転時レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では、先ず格納容器破損モードごとに原子炉格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し、その後、選定したPDSを含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものとする。</u></p> <p>2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態の選定</p> <p><u>内部事象運転時レベル1.5PRAでは、内部事象運転時レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、更に事象が進展して原子炉格納容器破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際、原子炉格納容器内の事象進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」、「原子炉圧力容器圧力」、「炉心損傷時期」及び「電源有無」の4つの属性に着目して内部事象運転時レベル1PRAから抽出された事故シーケンスグループを分類し、PDSとして定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。</u></p> <p>ここで、AE、S1E及びS2EはLOCAとして1つのPDSとした。<u>これは事故進展解析の結果、原子炉冷却材の流出口の大きさが炉心損傷後の事象の進展速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。</u></p>	<p>【東海第二】 東海第二はサプレッション・プールにおけるMCCIもあるため「ペDESTAL(ドライウエル部)における」と記載しているが内容は同等</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉はPDS選定において対応の厳しさの観点で全交流動力電源喪失(SBO)の重畳を設定しており、実質的な差異はない(以下、同じ相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>このPDSの定義に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のある全てのPDSを整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDSを検討し、評価対象とするPDSを選定した。選定結果を第2-3表に示す。</p> <p>なお、第2-2表において、格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているTW, TC, ISLOCAについては、格納容器先行破損の事故シーケンスであることから、解釈の要求事項を踏まえ、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。</p> <p>したがって、これらのPDSは、第2-3表に示す評価対象とするPDSの選定では考慮していない。</p>	<p>このPDSの定義に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のある全てのPDSを整理した。また、余裕時間、設備容量及び格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDSを検討し、評価対象とするPDSを選定した。選定結果を第2-3表に示す。</p> <p>なお、原子炉圧力容器外溶融燃料-冷却材相互作用のPDS選定については、溶融炉心・コンクリート相互作用の対策であるペDESTAL(ドライウェル部)への事前水張りが与える影響を考慮し、全てのPDSを対象に評価対象とするPDSを選定した。また、雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧・過温)のPDS選定については、過圧・過温の各々において、各事故シーケンスの対策は損傷炉心への注水(損傷炉心冷却)の点で同じとなることから、有効性評価では過圧・過温を同じPDSで評価している。</p> <p>また、第2-2表において、格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているTW, TBW, TC及びISLOCAについては、格納容器先行破損又は格納容器バイパスに該当するPDSであることから、解釈の要求事項を踏まえ、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。</p> <p>したがって、これらのPDSは、第2-3表に示す評価対象とするPDSの選定では考慮していない。</p>	<p>このPDSの定義に従い、格納容器破損モードごとにCFE、当該格納容器破損モードに至る可能性のあるすべてのPDSを整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDSを検討し、評価対象とするPDSを選定した。選定結果を第2-3表に示す。</p> <p>なお、第2-2表において、格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているTW, TC, インターフェイスシステムLOCAについては、格納容器先行破損又は格納容器バイパスのPDSであることから、解釈の要求事項を踏まえ、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。</p> <p>したがって、これらのPDSは、第2-3表に示す評価対象とするPDSの選定では考慮していない。</p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態の選定について」に記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、TBWをTWに含めて整理している。(以下、同じ相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉ではインターフェイスシステムLOCAと記載(以下、同じ相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は「TW, TC, ISLOCAに</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.2.2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果</p> <p>2.2.1項で格納容器破損モードごとに選定したPDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し、評価事故シーケンスを選定した。選定結果を第2-4表に示す。</p> <p>なお、重大事故等対処設備により、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下を防止できるため、有効性評価では重大事故等対処設備に期待せず、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下に至る状況を仮定している。</p> <p>また、各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。(別紙4)</p>	<p>2.2.2 評価事故シーケンスの選定の考え方</p> <p>2.2.1項で格納容器破損モードごとに選定したPDSに属する事故シーケンスを比較し、<u>余裕時間、設備容量及び事象の厳しさの観点から</u>評価事故シーケンスを選定した。選定結果を第2-4表に示す。</p> <p>なお、重大事故等対処設備により、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及びペDESTAL(ドライウエル部)への熔融炉心の落下を防止できるため、原子炉圧力容器の損傷が前提となる「<u>高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>」,「<u>原子炉圧力容器外熔融燃料－冷却材相互作用</u>」,「<u>熔融炉心・コンクリート相互作用</u>」の有効性評価では、物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から、一部の重大事故等対処設備に期待せず、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及びペDESTAL(ドライウエル部)への熔融炉心の落下に至る状況を仮定している</p> <p>また、各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した(別紙6)。</p> <p>2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果</p> <p>(1) <u>雰囲気圧力・温度による静的負荷</u></p> <p><u>本格納容器破損モードに至る可能性のある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。また、格納容器圧力が高く</u></p>	<p>2.2.2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果</p> <p>「2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態の選定」で格納容器破損モードごとに選定したPDSに属する事故シーケンスを比較し、<u>格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンス</u>を検討し、評価事故シーケンスを選定した。選定結果を第2-4表に示す。</p> <p>なお、重大事故等対処設備により、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及びペDESTALへの熔融炉心の落下を防止できるため、<u>原子炉圧力容器の損傷が前提となる「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u>」,「<u>原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</u>」,「<u>熔融炉心・コンクリート相互作用</u>」の有効性評価では、物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から、一部の重大事故等対処設備に期待せず、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及びペDESTALへの熔融炉心の落下に至る状況を仮定している。</p> <p>また、格納容器破損モードについて、CFEが支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、CFEの観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。(別紙5)</p>	<p>については、格納容器先行破損の事故シーケンス」と記載しているが、島根2号炉はインターフェイスシステムLOCAが格納容器バイパス事象であることをふまえて記載</p> <p>・記載表現の相違【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は有効性評価において、一部の重大事故等対処設備に期待せず、原子炉圧力容器の損傷を仮定する具体的な格納容器破損モードを記載</p> <p>・記載表現の相違【東海第二】</p> <p>島根2号炉は第2-3表及び第2-4表にPDS及び評価事故シ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>推移すること等、環境に放出される放射性物質量の観点でも<u>厳しい事故シナリオとなると考えられる。対策の観点では、過圧破損に対しては格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。</u></p> <p><u>以上の観点を総合的に考慮し、本格格納容器破損モードを代表するPDSとしてLOCAを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の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する。</u></p> <p>a. <u>事故シナリオ</u></p> <p>①大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>②中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>③中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</p> <p>④小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>⑤小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</p> <p>b. <u>有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧代替注水系(常設)</u> ・<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> ・<u>代替循環冷却系</u> ・<u>格納容器圧力逃がし装置</u> <p>c. <u>選定した評価事故シナリオ</u></p> <p>①大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗※※ 全交流動力電源喪失の重畳を考慮</p> <p>d. <u>選定理由</u></p> <p>a. <u>の事故シナリオのうち、中破断LOCA及び小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度上昇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ナリオとして「1.3.2 重要事故シナリオの選定結果」にて挙げた事故シナリオとの包絡関係や、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の観点を踏まえて</u></p>		<p>シナリオの選定結果を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>評価事故シーケンスを選定した。</u></p> <p>(2) <u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u></p> <p>本格納容器破損モードに至る可能性のある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、TBU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。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の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する。</p> <p>a. <u>事故シーケンス</u></p> <p>①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）</p> <p>②手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）</p> <p>③サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）</p> <p>b. <u>有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</u></p> <p>・手動減圧</p> <p>c. <u>選定した事故シーケンス</u></p> <p>①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）※</p> <p>※ 全交流動力電源喪失の重畳を考慮</p> <p>d. <u>選定理由</u></p> <p>TQUXに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、原子炉圧力容器破損までの時間の観点で厳しい過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>(3) <u>原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用</u></p> <p>本格納容器破損モードに至る可能性のある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</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>観点からは、ペDESTAL (ドライウエル部) 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压で破損に至る場合、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压で破損に至る場合の方が、ペDESTAL (ドライウエル部) 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。</p> <p>また、本格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、ペDESTAL (ドライウエル部) 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、高压溶融物放出/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る。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低压状態で破損するPDSを選定するものとし、高压状態で破損するTQUX、TBU及び長期TBは選定対象から除外する。LOCAは、蒸気が急速に格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低压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。</p> <p>よって、本格格納容器破損モードを代表する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。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の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する。</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <p>①過渡事象+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI (ペDESTAL))</p> <p>②過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI (ペDESTAL))</p> <p>③手動停止/サポート系喪失 (手動停止) +高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI (ペDESTAL))</p> <p>④手動停止/サポート系喪失 (手動停止) +逃がし安全弁再閉鎖失敗+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI(ペDESTAL))</p> <p>⑤サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+低 圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI(ペデ スタル))</p> <p>⑥サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失 敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉 心冷却失敗(+FCI(ペDESTAL))</p> <p>b. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <p>二</p> <p>c. 選定した評価事故シーケンス</p> <p>①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+ 損傷炉心冷却失敗+(FCI(ペDESTAL))※</p> <p>※ 全交流動力電源喪失の重量を考慮</p> <p>d. 選定理由</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(給水流量の全喪失)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再閉鎖失敗を含まない 事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>東海第二発電所では、通常運転時から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。</p> <p>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</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>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、その他のPDSに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。</p> <p>このため、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LOCAを選定する。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）」の評価シーケンスでは、対応の厳しさを観点で全交流動力電源喪失を重畳させていることを考慮し、LOCA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>a. 事故シーケンス</p> <p>—</p> <p>b. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入 <p>c. 選定した評価事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗* <p>※ 全交流動力電源喪失の重畳を考慮</p> <p>d. 選定理由</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、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選定した評価事故シーケンス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した。</p> <p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに至る可能性のあるPDSのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の観点からは、ペDESTAL(ドライウェル部)に落下する熔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、格納容器に放出される熔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、ペDESTAL(ドライウェル部)に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した熔融炉心が冷却されやすいことを考えると、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、ペDESTAL(ドライウェル部)へ一体となって落下する熔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況で</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>は、<u>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。</u></p> <p><u>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は原子炉圧力容器破損のタイミングが過渡事象より早いため、溶融炉心の崩壊熱は過渡事象に比べて高いが、有効性評価における本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損までの原子炉注水に期待していない評価としていること、原子炉圧力容器破損までの時間余裕は事象発生から3時間以上であることから、事象緩和のための対応操作の観点でTQUVと大きな差異はない。また、LOCAは、対策を考慮しない場合、ペDESTAL（ドライウェル部）に冷却材が流入する可能性があり、MCCIの観点で厳しい事象とはならないと考えられる。</u></p> <p><u>以上より、MCCIの観点で厳しいTQUVを評価対象PDSとして選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失の重畳を考慮することで、電源の復旧、注水機能の確保等の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する。</u></p> <p><u>a. 事故シーケンス</u></p> <p><u>①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））</u></p> <p><u>②過渡事象＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））</u></p> <p><u>③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））</u></p> <p><u>④手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））</u></p> <p><u>⑤サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスグループのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンス及び該当するPDSは以下のとおり。以下の事故シーケンスは、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである。(1.2項参照)</p> <p>・大破断LOCA+HPCF 注水失敗+低圧ECCS 注水失敗</p> <p>2.2.1項のPDS選定では、上記のPDSを含めて格納容器破損モードごとに厳しいPDSを選定している。したがって、炉心損傷</p>	<p>⑥サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却失敗(ペDESTAL))</p> <p>b. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <p>・格納容器下部注水系(常設)</p> <p>c. 選定した評価事故シーケンス</p> <p>①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗(ペDESTAL)※</p> <p>※ 全交流動力電源喪失の重量を考慮</p> <p>d. 選定理由</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(給水流量の全喪失)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事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスグループのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスのうち、以下の事故シーケンスは、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである(1.2項参照)。</p> <p>① 破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における評価シーケンスの選定では、上記の事故シーケンスを含めて格納容器破損モ</p>	<p>2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスグループのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスのうち、以下の事故シーケンスは、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである。(「1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて」参照)</p> <p>・冷却材喪失(大破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスの選定では、上記の事故シーケンスを含めて格納容器破</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉はPDS選定の観点ではなく、評価事故シーケンス選定の観点から記載</p> <p>・事故シーケンス名称の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>防止が困難な事故シーケンス等についても、今回整備した格納容器破損防止対策により、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。</p> <p>2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策</p> <p>1.1.2.2項において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては、炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により原子炉格納容器の破損の防止が可能な場合も考えられる。</p> <p>原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、可搬型設備(低圧代替注水系(可搬型)、可搬型代替交流電源設備等)による対応や放射性物質の拡散を防止する対策(大容量送水車、汚濁防止膜等)により敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事故の影響緩和を図る。</p>	<p>ードごとに選定している。したがって、炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても、今回整備した格納容器破損防止対策により、格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。</p> <p>2.2.5 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策</p> <p>1.1.2.2項において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては、炉心損傷後の格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により格納容器の破損の防止が可能な場合も考えられる。</p> <p>格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による対応も含め、敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事故の影響緩和を図る。</p>	<p>損モードごとに厳しいPDSを選定している。したがって、炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても、今回整備した格納容器破損防止対策により、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。</p> <p>2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策</p> <p>「1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討」において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては、炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により原子炉格納容器の破損の防止が可能な場合も考えられる。</p> <p>原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、可搬型設備(大量送水車、高圧発電機車等)による対応や放射性物質の拡散を防止する対策(放水砲、シルトフェンス等)により敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事故の影響緩和を図る。</p>	<p>島根2号炉は評価事故シーケンス選定の観点から記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は「厳しいPDSを」選定していることを記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p>

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度※1

PRから抽出された格納容器破損モード	格納容器破損頻度(1/年)	全格納容器破損頻度に占める割合(%)	解釈2-1(a)で想定する破損モード	備考
原子炉未臨界確保失敗時	5.1×10^{-12}	< 0.1	解釈2-1(a)で想定する破損モード	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナリオグループ「原子炉未臨界確保失敗」
過圧破損(炉心損傷前)	8.7×10^{-6}	99.9	炉内圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナリオグループ「炉心損傷前」
過圧破損(炉心損傷後)	3.9×10^{-10}	< 0.1	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気温度加熱	—
過温破損	8.4×10^{-9}	0.1	なし	—
格納容器雰囲気温度加熱	1.2×10^{-12}	< 0.1	なし	—
原子炉圧力容器内の水蒸気爆発	—	—	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価。(別紙8)
原子炉圧力容器外の水蒸気爆発	3.8×10^{-13}	< 0.1	原子炉圧力容器外の水蒸気爆発	—
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.2×10^{-11}	< 0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	—
インターフェースシステムLOCA	9.5×10^{-11}	< 0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナリオグループ「格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA)」
格納容器隔離失敗	5.5×10^{-11}	< 0.1	なし	通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用として、本破損モードの格納容器隔離失敗を考慮すべきPDSの多くについて炉心損傷防止対策の有効性を確認しており、原子炉格納容器外への放射性物質の大量放出防止が可能と考えられることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断。
水素燃焼	—	—	水素燃焼	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、運転中、原子炉格納容器内に窒素ガスで置換しておき、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、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ガス置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。
溶融物直接接触	—	—	格納容器直接接触(シエルアタック)	RCCV型格納容器である柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では構造的に発生する可能性はないと評価し、格納容器破損モードであることから、有効性評価の対象から除外した。
合計	8.7×10^{-6}	100	—	—

※1 灰色の箇所は、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。 ※2 BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では想定されないことから、定量化の対象から除外した格納容器破損モード。

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

レベル1, 5 PRAから抽出した格納容器破損モード	格納容器破損頻度(1/年)	寄与割合(%)	解釈2-1(a)の格納容器破損モード	備考
早期過圧破損(本臨界確保失敗)	2.5E-08	< 0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナリオグループ「原子炉停止機能喪失」
過圧破損(炉心損傷前)	6.0E-05	99.8	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナリオグループ「炉心損傷前」
格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA)	4.8E-10	< 0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナリオグループ「格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA)」
格納容器隔離失敗	6.1E-10	< 0.1	なし	本破損モードは、事象の進展に伴い発生するものではなく、格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること、格納容器の隔離機能が喪失する頻度が十分に低いことから、個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断。
過圧破損(長期冷却失敗)(サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)	2.2E-09	< 0.1	炉内圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧/過温破損)	—
(サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)	7.9E-08	0.1	—	—
格納容器雰囲気温度加熱	8.5E-09	< 0.1	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気温度加熱	—
原子炉圧力容器外の水蒸気爆発(ベータスタル)	2.2E-14	< 0.1	圧力容器外の水蒸気爆発(ベータスタル)	—
過圧破損(長期冷却失敗)(サブプレッション・プールへの溶融物落下あり)	1.8E-08	< 0.1	—	—
(サブプレッション・プールへの溶融物落下あり)	4.7E-10	< 0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	Mark II型格納容器特有の溶融物がサブプレッション・プールへ落下した後に溶融炉心・コンクリート相互作用に引き起こされる破損モードであること、及び当該破損モードの防止のためにはベータスタル(ドライウェル部)床における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することが有効であることとを考慮し、解釈に基づき必ず想定する破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」として整理した。
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	< 0.1	—	—
合計	6.1E-05	100	—	—

注 ハッチングは、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを示す。

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

PRから抽出された格納容器破損モード	主に寄与するPDS	CFF(1/年)	CFFに占める割合(%)	解釈2-1(a)で想定する破損モード	備考
早期過圧破損(本臨界確保失敗時の過圧)	TC	6.4E-10	< 0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナリオグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性を確認
水蒸気(前燃熱)による過圧破損(炉心損傷前)	TW	6.2E-06	約100	—	—
水蒸気(前燃熱)による過圧破損(炉心損傷後)	TQUX TQUIV	3.3E-12	< 0.1	炉内圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	—
炉内圧力・温度による静的負荷(過温破損)	長期TB	2.3E-09	< 0.1	—	—
格納容器雰囲気温度加熱	長期TB	5.9E-17	< 0.1	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気温度加熱	—
原子炉圧力容器内*水蒸気爆発	—	—	—	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価。
原子炉圧力容器外水蒸気爆発	TQUX TQUIV	2.3E-13	< 0.1	原子炉圧力容器外の水蒸気爆発(ベータスタル)	高圧原子力発電所2号炉では、運転中、原子炉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、水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、レベル1.5PRAでは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有効性評価の対象とする。
水素燃焼	—	—	—	水素燃焼	Mark II型格納容器である島根原子力発電所2号炉においては、溶融炉心は原子炉格納容器ハウダリには直接接触することはないと構造設計として考慮し、有効性評価の対象として考慮しない。
格納容器直接接触	—	—	—	格納容器直接接触(シエルアタック)	—
溶融炉心・コンクリート相互作用	TQUX TQUIV	2.5E-09	< 0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	—
格納容器隔離失敗	長期TB TQUX TQUIV	5.5E-11	< 0.1	なし	格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること及び炉心損傷防止対策の有効性があることから、本格納容器破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断。
インターフェースシステムLOCA	インターフェースシステムLOCA	3.3E-09	< 0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナリオグループ「格納容器バイパス(インターフェースシステムLOCA)」にて有効性を確認
合計	—	6.2E-06	100	—	—

※1 灰色の箇所は、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。 ※2 BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、島根原子力発電所2号炉では想定されないことから、定量化の対象から除外した格納容器破損モード。

- ・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
内部事象運転時レベル1.5PRAの相違により格納容器破損頻度が異なる
- ・記載表現の相違
【柏崎6/7】
表中の格納容器破損モードの記載順序等に相違があるが、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しない理由、考慮する格納容器破損モードは同等でありPDS選定に影響はない
- ・格納容器型式の相違
【東海第二】
東海第二はMark II型格納容器であるため、サブプレッション・プールへの溶融物落下に関する破損モードの想定について記載

第2-2表 PDS の定義

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
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	直流電源無 ^{※1} 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 交流電源無
LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧 ^{※2}	早期	交流/直流電源有
TW	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	—

※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 は速やかな原子炉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。
 注：網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」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。

第2-2表 プラント損傷状態 (PDS) の定義

電源確保	炉心損傷状態							
	有 交流電源	有 直流電源	有 交流電源	有 直流電源	無 交流電源	有 直流電源	無 交流電源	無 直流電源
電源確保	有	有	有	有	無	有	無	無
炉心損傷時期	早期	早期	後期	早期	早期	早期	後期	後期
原子炉圧力	低圧	高圧	高圧	高圧	低圧	高圧	—	—
格納容器破損時期	炉心損傷後	炉心損傷後	炉心損傷後	炉心損傷後	炉心損傷後	炉心損傷後	炉心損傷前	炉心損傷前
PDS	TQUV	TQUX	長期TB	TBU	TBP	TBD	TW	TBW
								TC
								LOCA
								ISLOCA

注 ハッチングは炉心損傷前に格納容器破損に至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」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。

第2-2表 プラント損傷状態の定義

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
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	直流電源無 ^{※1} 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	交流/直流 電源無
LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧 ^{※2}	早期	交流/直流 電源有
TW	炉心損傷前	—	後期	—
TC	炉心損傷前	—	早期	—
インターフェイス システムLOCA	炉心損傷前	—	早期	—

※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 は速やかな原子炉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。
 注：網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」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。

・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、TBWをTWを含めて整理している。長期TBについて、島根2号炉は、プラント損傷時点での電源有無の観点から直流電源を無と記載している

第2-3表 評価対象とするPDSの選定

Table with columns: 評価モード別破損モード別 CFF (1/年率), 破損モード別 CFF (1/年率), PDS別 CFF (1/年率), 破損モード別破損率 (CFFに対する割合(%)), 評価モード別破損率 (CFFに対する割合(%)), 選定するPDS, PDS別破損率 (CFFに対する割合(%)), 評価モード別破損率 (CFFに対する割合(%)), 最も厳しいPDSの考え方

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

【以下、比較のため第2-3表を再掲】

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定

Table with columns: 破損モード別破損モード別 CFF (1/年率), PDS別 CFF (1/年率), 破損モード別破損率 (CFFに対する割合(%)), 評価モード別破損率 (CFFに対する割合(%)), 選定するPDS, PDS別破損率 (CFFに対する割合(%)), 評価モード別破損率 (CFFに対する割合(%)), 最も厳しいPDSの考え方

東海第二発電所 (2018.9.12版)

【以下、比較のため第2-3表を再掲】

島根原子力発電所 2号炉

【以下、比較のため第2-3表(1/2)を再掲】

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態の選定について (1/2)

Detailed table for Shima No.2 reactor, listing evaluation modes, CFF values, and PDS selection criteria. Includes sub-sections for breakage, pressure, and thermal/chemical conditions.

備考

・解析結果の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉のレベル1.5PRAでは外部電源復旧を考慮していないため、雰囲気圧力・温度による静的負荷

(格納容器過圧破損), 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用 (FCI) における「該当するPDS」に

TBシーケンス (長期TB, TBU, TBP, TBD) が現れず, 柏崎6/7の「該当するPDS」に比べ少ないPDS数となっているが, PDS選定の考え方は同等の内容であり, 選定したPDSは同等である

・記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉は雰囲気圧力・温度による静的負荷のPDSをSBO (全交流動力電源喪失) の重畳をふまえて記載 (以下, 同じ相違は記載を省略)

第2-3表 評価対象とするPDSの選定

解凍で想定する 格納容器破損モード	破損モード別 破損位置	破損モード別 破損位置	選定する PDS	PDS別 破損位置	格納容器破損 モード別 破損位置	格納容器破損 モード別 破損位置
圧力・温度による静的負荷 破損	1	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	2	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	3	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	4	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	5	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

【以下、比較のため第2-3表を再掲】

東海第二発電所 (2018.9.12版)

【以下、比較のため第2-3表を再掲】

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定

格納容器破損モード	破損モード別 破損位置	破損モード別 破損位置	選定する PDS	PDS別 破損位置	格納容器破損 モード別 破損位置	格納容器破損 モード別 破損位置
圧力・温度による静的負荷 破損	1	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	2	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	3	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	4	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	5	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD

島根原子力発電所 2号炉

備考

・解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 内部事象運転時レベル1.5PRAの相違により格納容器破損頻度が異なる
 ・解析結果の相違
 【柏崎6/7】
 島根2号炉のレベル1.5PRAでは外部電源復旧を考慮していないため、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)における「該当するPDS」にTBシーケンス(長期TB, TBU, TBP, TBD)が現れず、柏崎6/7の「該当するPDS」に比べ少ないPDS数となっているが、PDS選定の考え方は同等の内容であり、選定したPDSは同等である

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定について (2/2)

格納容器破損モード	破損モード別 破損位置	破損モード別 破損位置	選定する PDS	PDS別 破損位置	格納容器破損 モード別 破損位置	格納容器破損 モード別 破損位置
圧力・温度による静的負荷 破損	1	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	2	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	3	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	4	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD
圧力・温度による静的負荷 破損	5	圧力・温度による静的負荷 破損	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD	TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD TKUW TKUW TKUB TKUC TKUD

※ 格納容器破損モード「水蒸気腐食」は、島根原子力発電所2号炉が運転中、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及び事故シナリオは抽出されない。

【以下、比較のため第2-3表を再掲】

評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード

【以下、比較のため第2-3表を再掲】

評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定

【以下、比較のため第2-3表(2/2)を再掲】

評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と	評価対象と 評価対象と 評価対象と
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード
格納容器破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード	破損モード 破損モード 破損モード

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態の選定について (2/2)

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、島根原子力発電所2号炉が運転中、原子炉格納容器内を蒸気で置換してあり、PDS及び事故シナリオの評価対象から除外している。このため、PRAからはPDS及び事故シナリオは除外されない。
 ・ 記載表現の相違
 【東海第二】
 島根2号炉は水素燃焼のPDSをSBO (全交流動力電源喪失)の重畳をふまえて記載
 ・ 格納容器型式の相違
 【東海第二】
 東海第二はMark-II型格納容器であるため、サプレッション・プールへの溶融物落下に関する破損モードが想定されており、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)における「該当するPDS」にTBU, TBPが現れている

【以下、比較のため第2-4表を再掲】

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定

Table with 3 main columns: 評価事故シーケンスの選定 (Evaluation Accident Sequence Selection), 格納容器破損防止対策 (Containment Damage Prevention Measures), 評価事故シーケンスの選定 (Evaluation Accident Sequence Selection). It lists various accident sequences like LOCA, TOX, TUV, LOST, etc., and their corresponding measures and selection criteria.

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また、各シーケンスの赤字で示した部分が評価対象のシーケンスを示す。

【以下、比較のため第2-4表を再掲】

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定

Table with 3 main columns: 評価事故シーケンスの選定 (Evaluation Accident Sequence Selection), 格納容器破損防止対策 (Containment Damage Prevention Measures), 評価事故シーケンスの選定 (Evaluation Accident Sequence Selection). It lists accident sequences like LOCA, TOX, TUV, LOST, etc., and their corresponding measures and selection criteria.

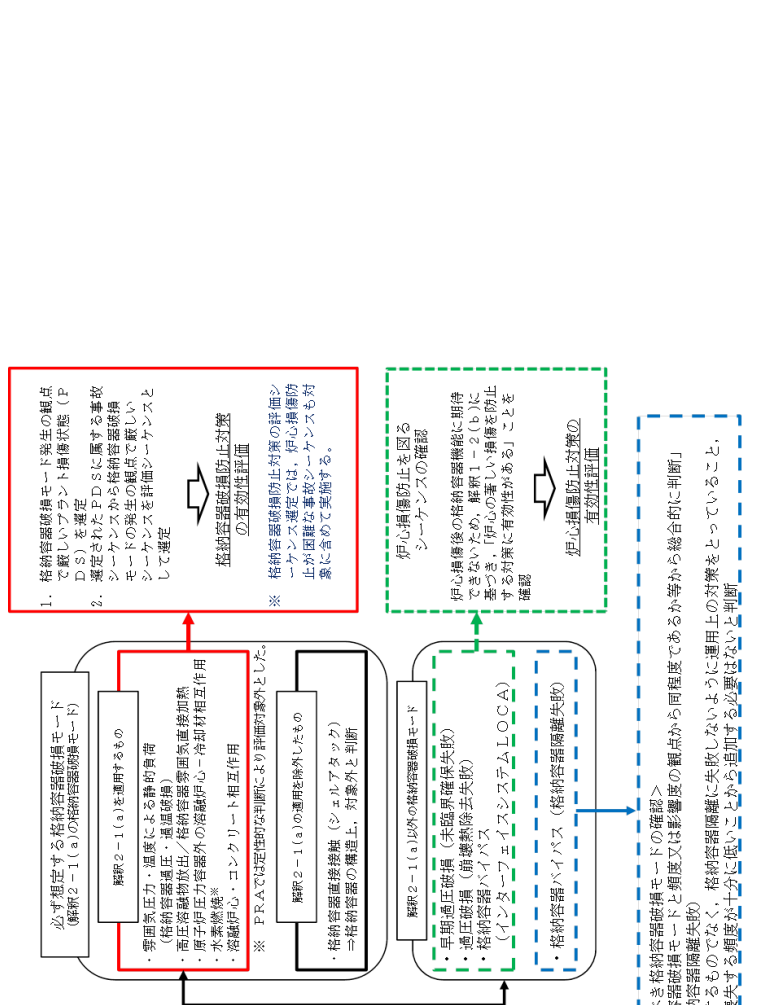
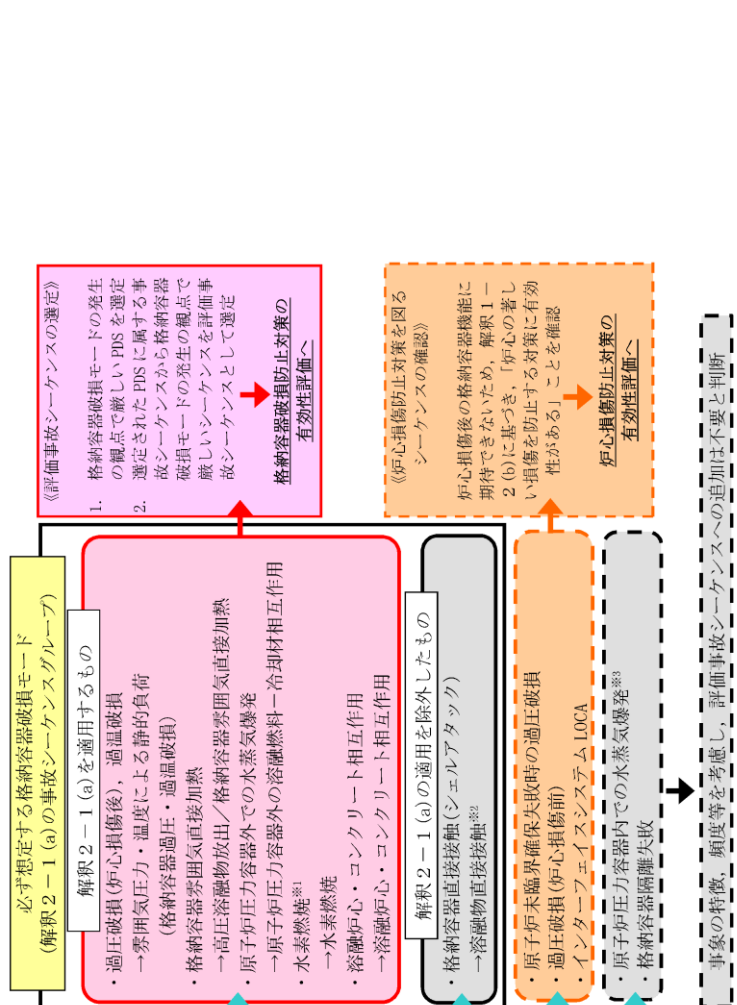
◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また、各シーケンスの赤字で示した部分が評価対象のシーケンスを示す。

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について(2/2)

Table with 3 main columns: 格納容器破損防止対策 (Containment Damage Prevention Measures), 該当する事故シーケンス (Accident Sequences), 評価事故シーケンス選定の考え方 (Evaluation Accident Sequence Selection Criteria). It compares accident sequences across different power plants, detailing measures like HPCS failure and selection criteria.

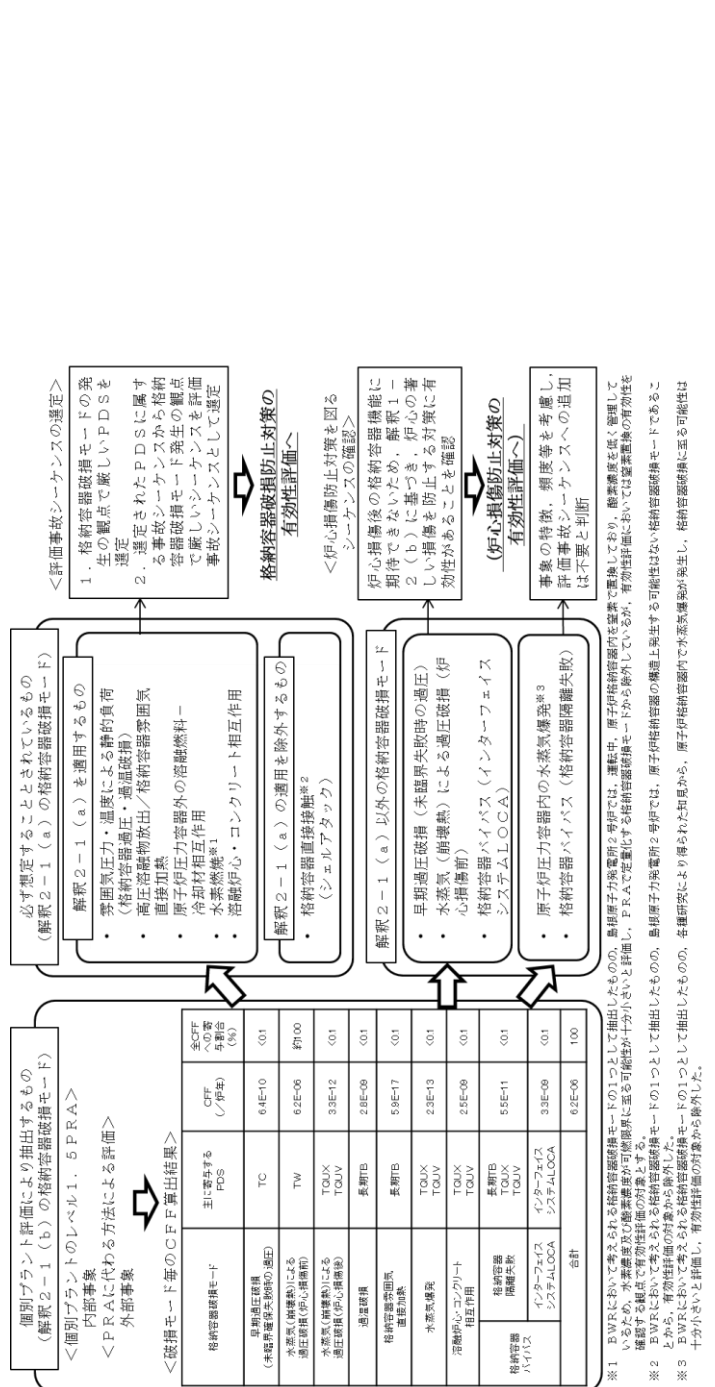
◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また、真正注は格納容器イベントツリーで評価した初心状態以降のシーケンスを示す。

・記載表現の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
記載体裁の相違はあるが、評価事故シーケンスの選定の考え方は同等の内容であり、選定された事故シーケンスは同等
・対応方針の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は水素燃焼の格納容器破損防止対策として可搬式窒素供給装置による対応を記載



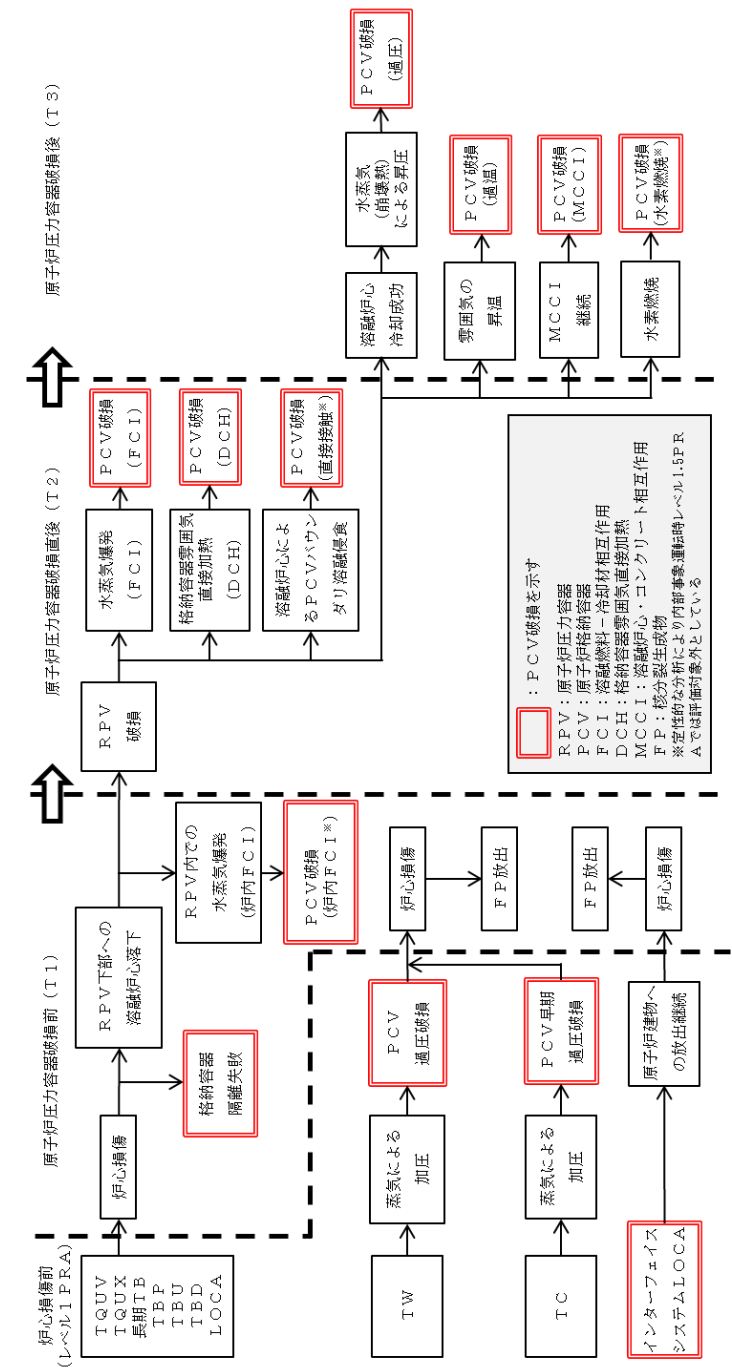
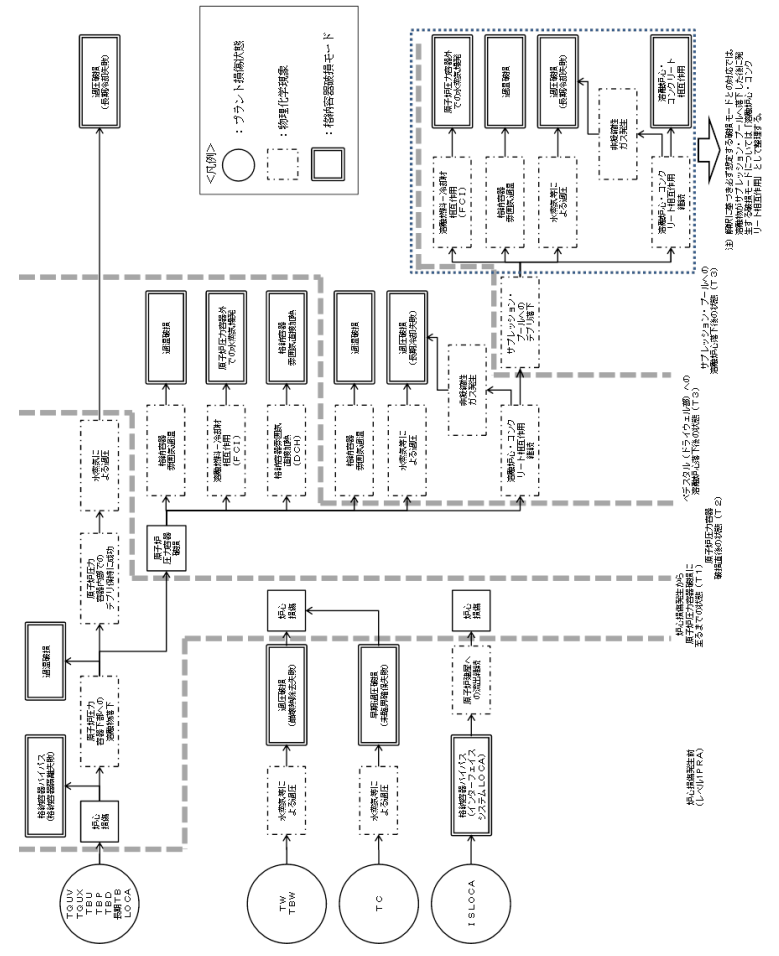
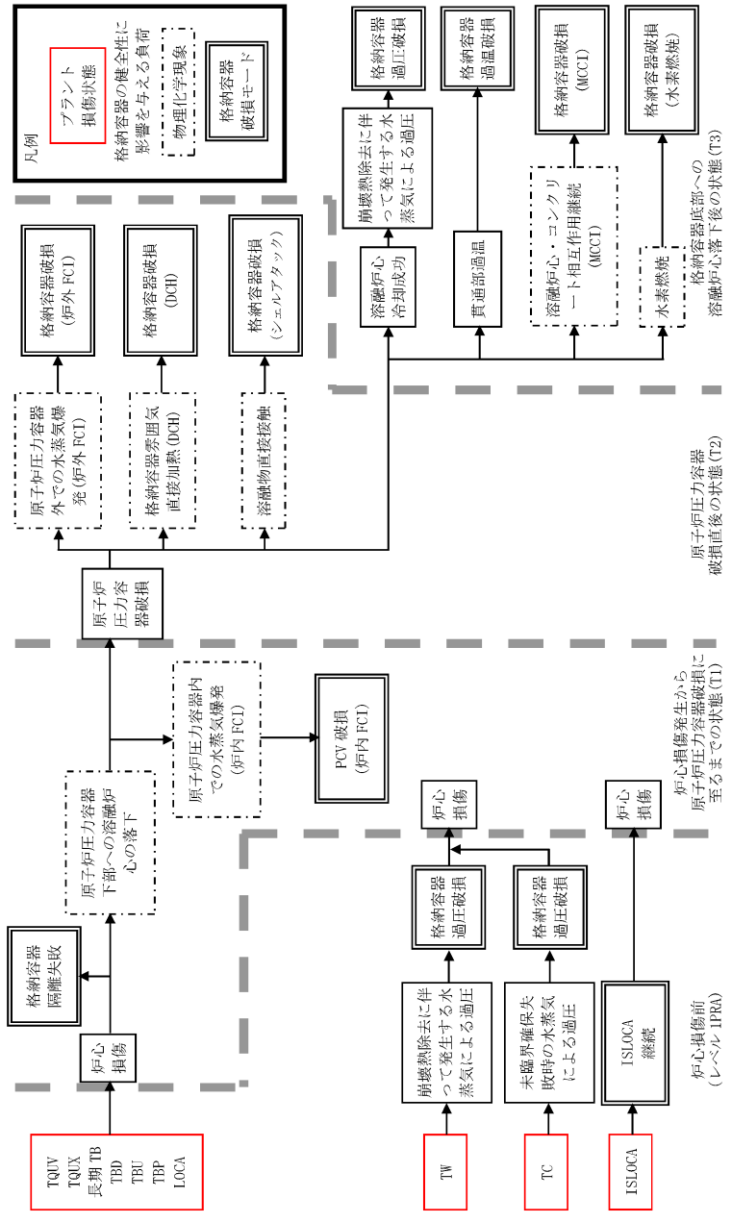
第2-1図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス

第2-1図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス



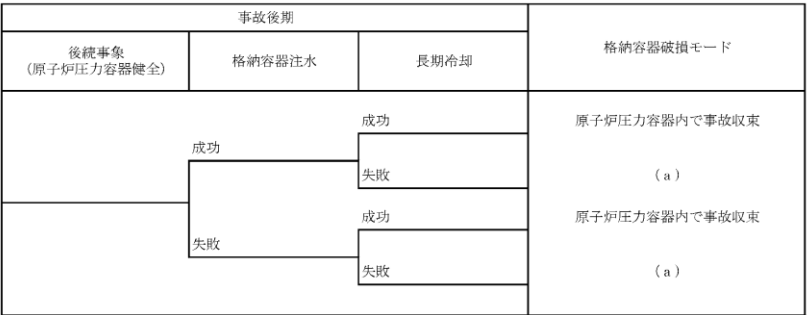
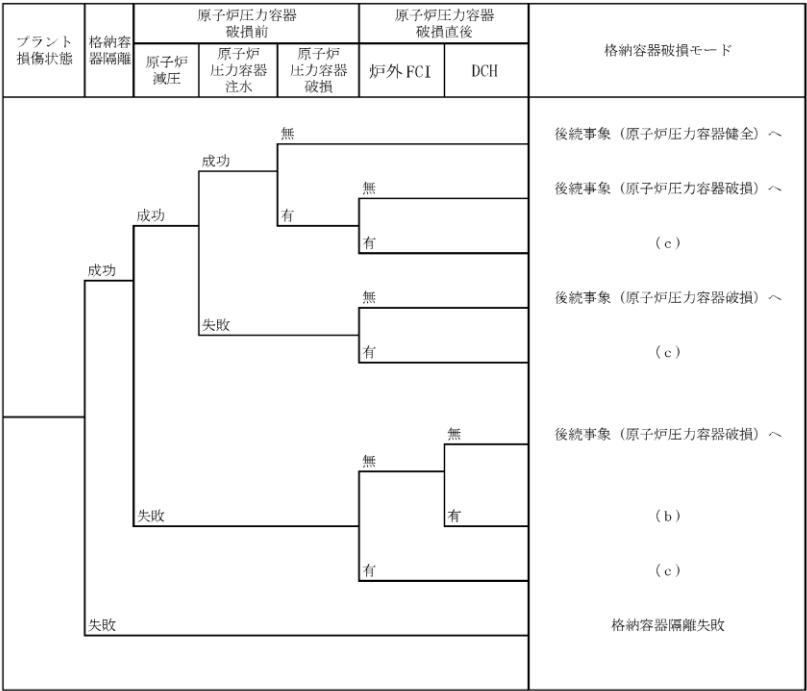
第2-1図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス

・記載表現の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 記載体裁の相違はあるが、考慮している格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは同等であり選定結果に影響を与えるものではない



・記載表現の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 記載体裁の相違はあるが、考慮している事象進展と格納容器破損モードは同等であり格納容器破損モードの抽出に影響を与えるものでない
 ・格納容器型式の相違
 【東海第二】
 東海第二はMark-II型格納容器であるため、サプレッション・プールへの溶融物落下に関する破損モードの想定について記載

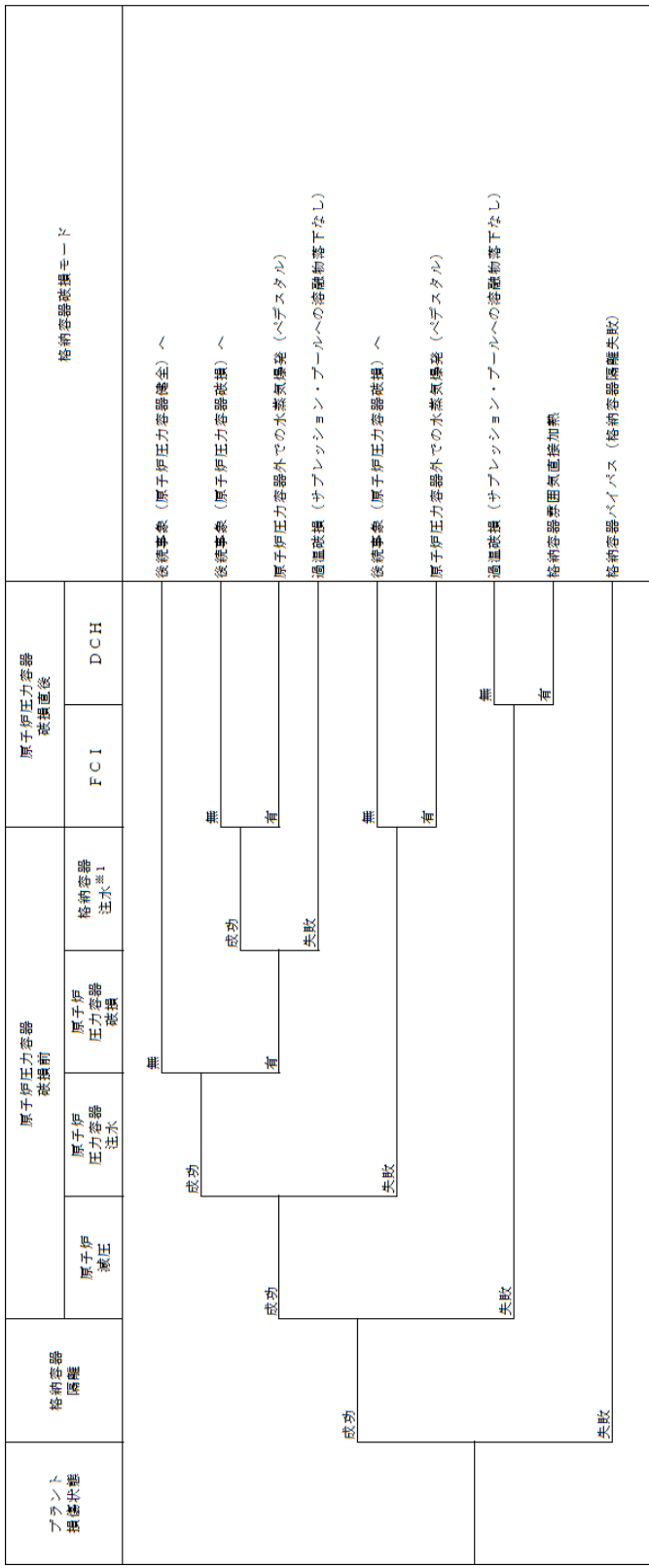
第2-2図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード



- (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過加熱(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)

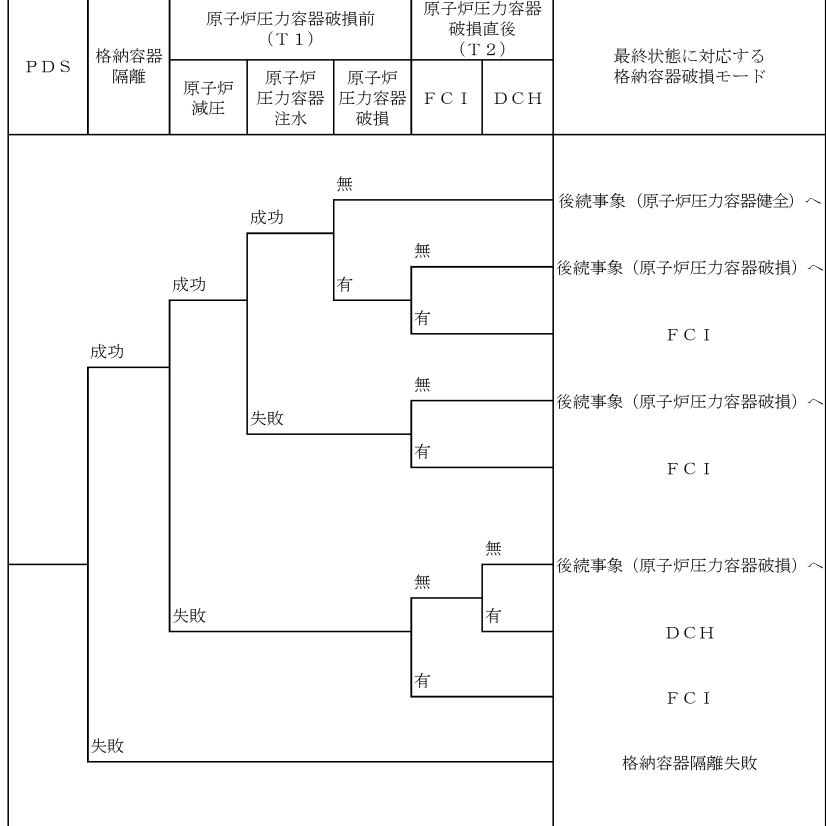
第2-3図 内部事象運転時レベル1.5PRA 格納容器イベントツリー (1/2) ※

※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。



FCI: 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
 DCH: 格納容器雰囲気直接過加熱
 ※1 LOCAシーケンスは、格納容器注水に失敗した場合、原子炉圧力容器破損前に過熱蒸発に至るため、本ヘディングの成功/失敗を原子炉圧力容器破損前に考慮した。

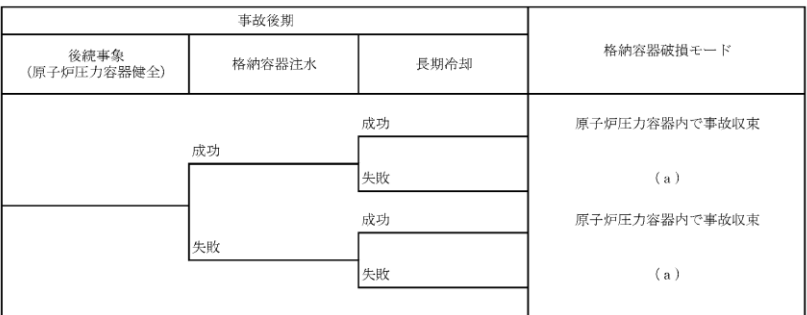
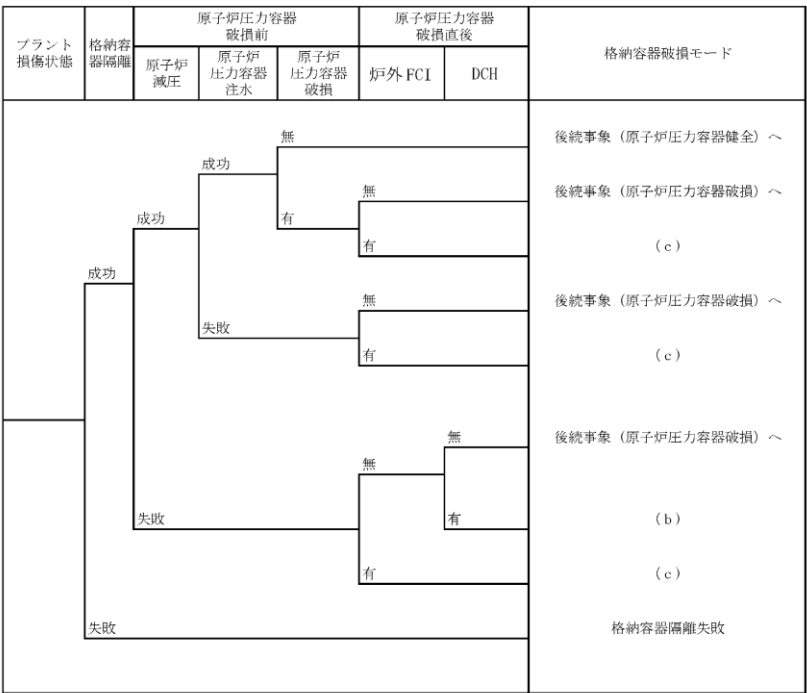
第2-3図 内部事象レベル1.5PRAにおけるイベントツリー (1/3)



第2-3図 内部事象運転時レベル1.5PRA格納容器イベントツリー (1/3)

・記載表現の相違
 【柏崎6/7】
 記載表現に差異はあるが内容は同等
 ・格納容器型式の相違
 【東海第二】
 東海第二はLOCAシーケンスにて、格納容器注水に失敗した場合、原子炉圧力容器破損前に格納容器が過温破損に至るとし、格納容器注水失敗へのヘディングを設定している

【以下、比較のため第2-3図を再掲】

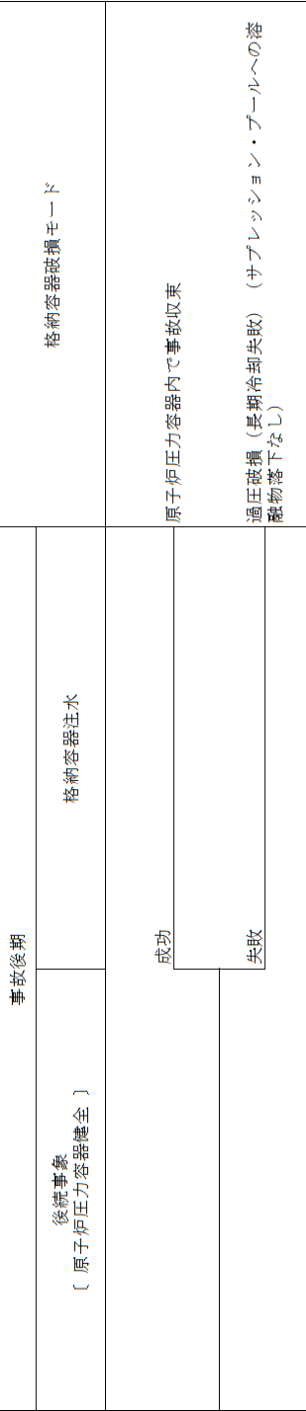


- (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- (b) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過加熱(DCH)
- (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)

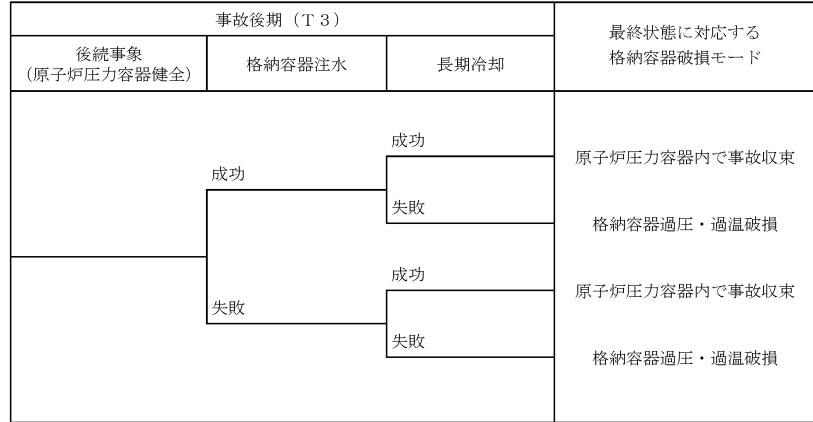
第2-3図 内部事象運転時レベル1.5PRA 格納容器イベントツリー

(1/2) ※

※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。

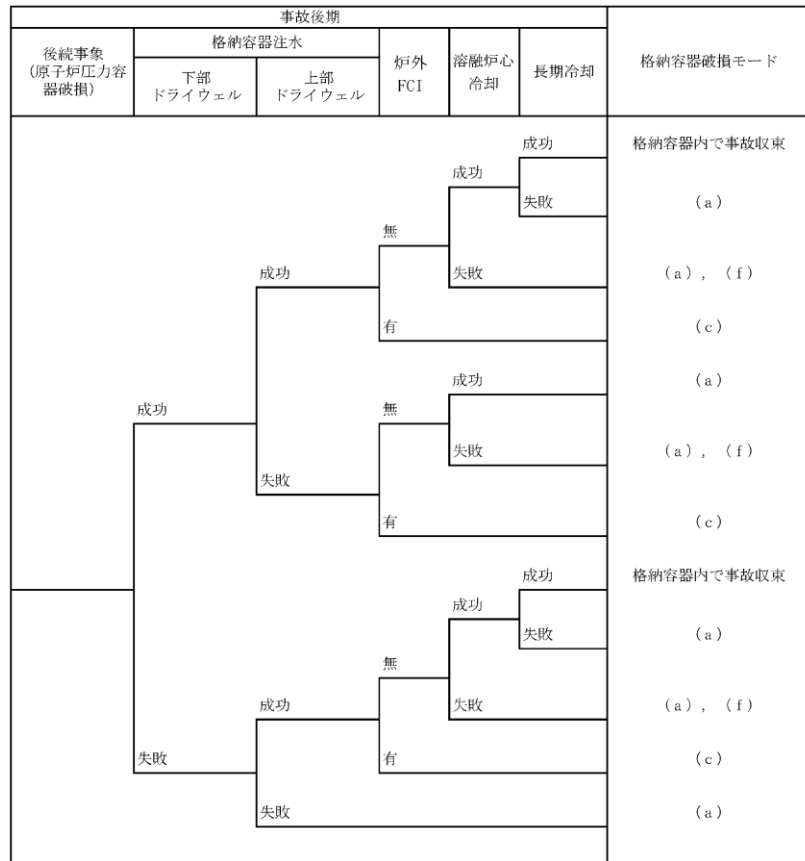


第2-3図 内部事象レベル1.5PRAにおけるイベントツリー (2/3)



第2-3図 内部事象運転時レベル1.5PRA 格納容器イベントツリー (2/3)

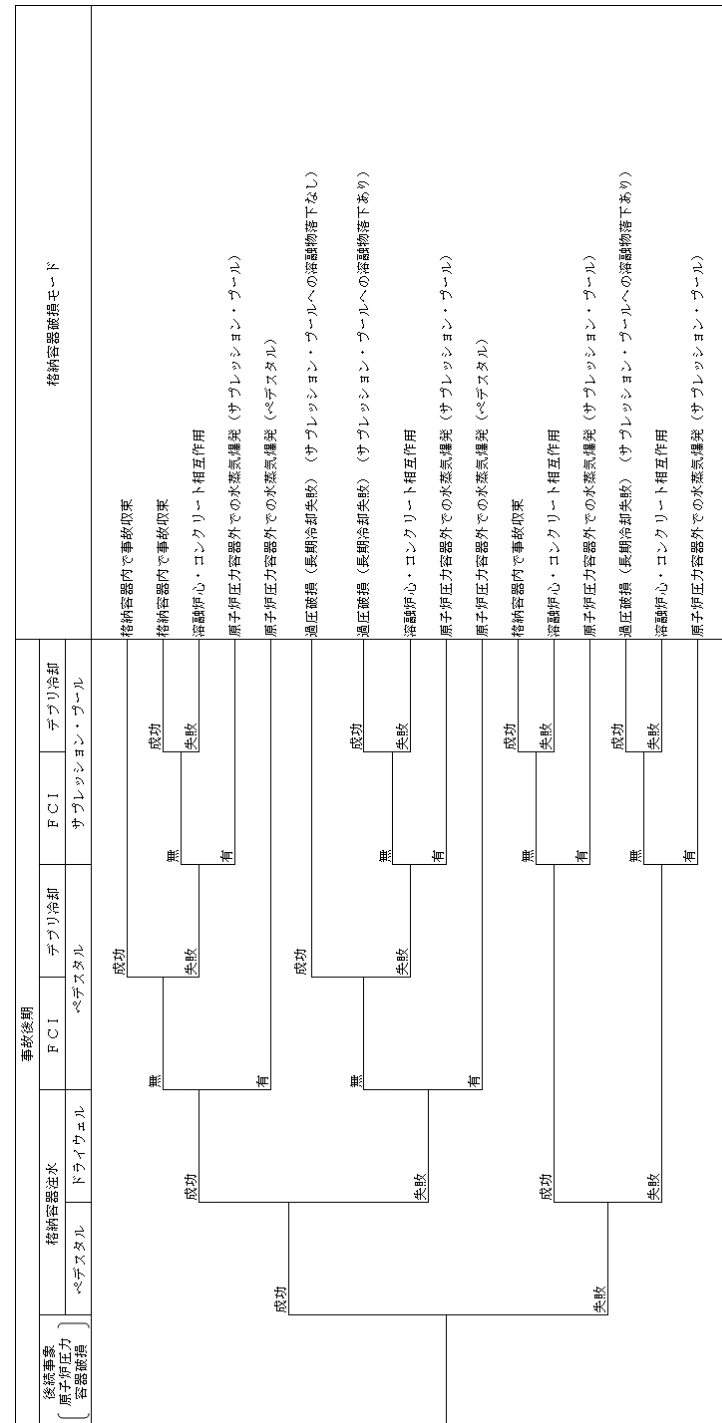
・記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉と柏崎6/7は、原子炉圧力容器健全の場合のイベントツリーにおいて、長期冷却のヘディングを記載して明示している



- (a) 券囲気圧力・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

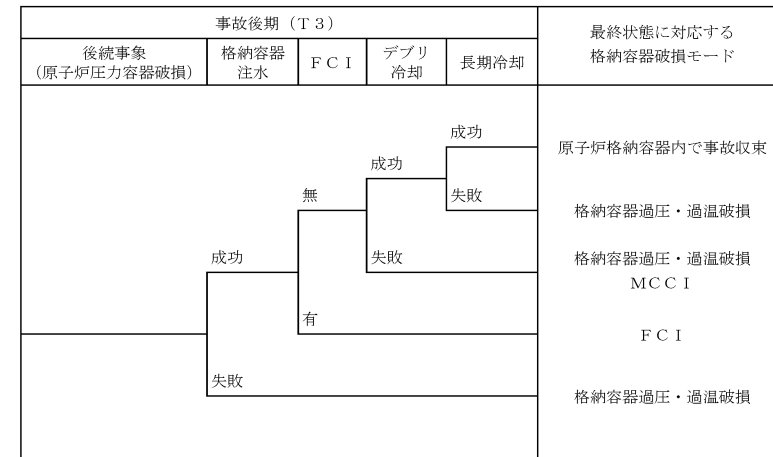
第2-3図 内部事象運転時レベル1.5PRA 格納容器イベントツリー (2/2) ※

※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。



FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

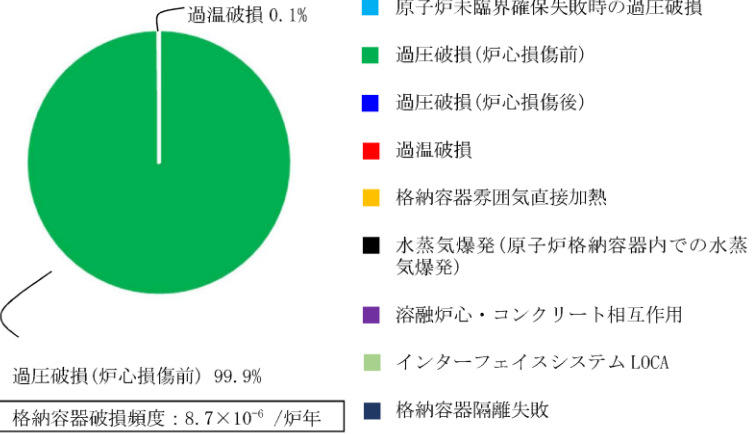
第2-3図 内部事象レベル1.5PRAにおけるイベントツリー (3/3)



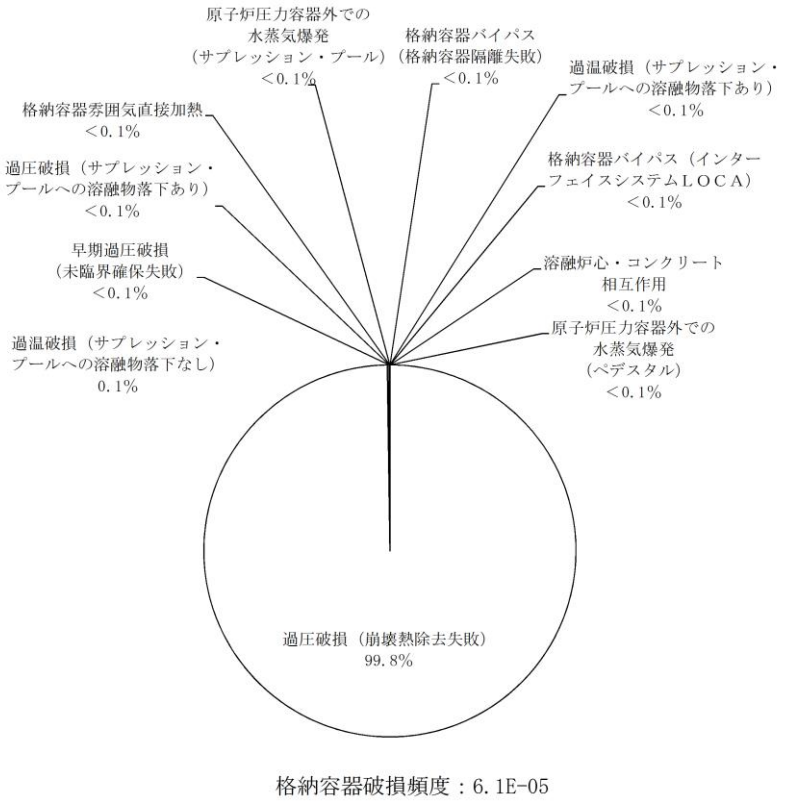
第2-3図 内部事象運転時レベル1.5PRA格納容器イベントツリー (3/3)

備考

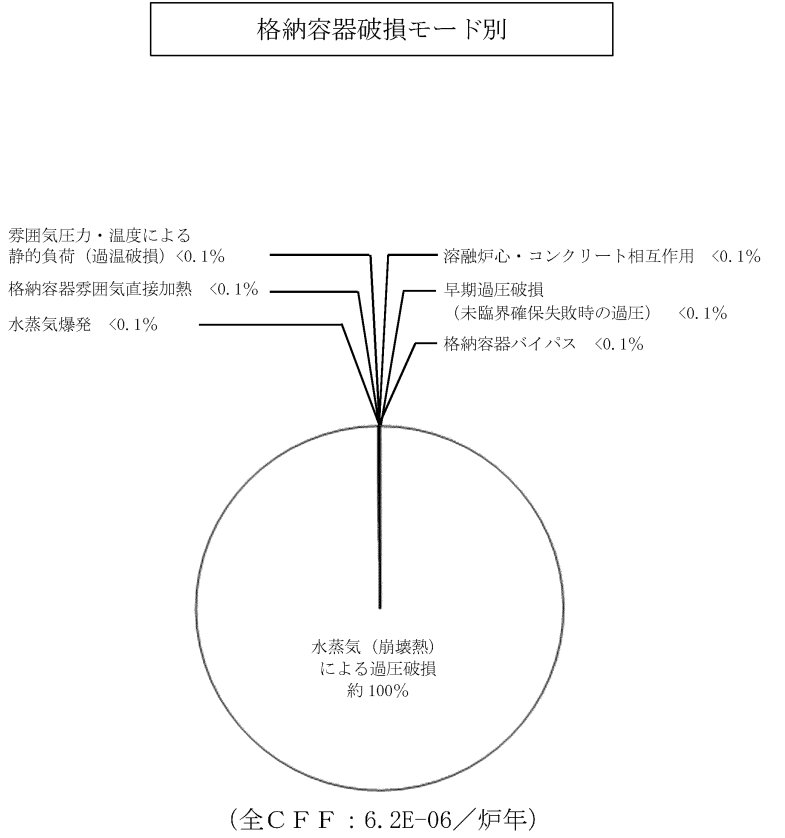
- ・解析結果の相違
- 【柏崎 6/7】
レベル 1.5 PRA のイベントツリーの相違 (格納容器型式の相違による格納容器注水の相違。RCCV型格納容器である柏崎刈羽は下部ドライウエル, 上部ドライウエルと記載)
- 【東海第二】
Mark-II型格納容器である東海第二はサブプレッション・プールにおける格納容器破損モードを記載



第2-4図 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果



第2-4図 格納容器破損モードごとの寄与割合



第2-4図 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 レベル 1.5 P R A の格納容器破損頻度の相違
 ・解析結果の相違
【東海第二】
 M a r k - II 型格納容器である東海第二はサブプレッション・プールにおける格納容器破損モードを記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3 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の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>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の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3-1 図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象 PRA 及び PRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて、頻度、影響等を確認し、事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。</p> <p>③ 有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、<u>審査ガイド</u>に記載の観点(余裕時間、設備容量、代表性)に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p>	<p>3. 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の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>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の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3-1図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象P R A及びP R Aを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて、頻度、影響等を確認し、事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。</p> <p>③ 有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、<u>審査ガイド</u>に記載の観点(余裕時間、設備容量、代表性)に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p>	<p>3. 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の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>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の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3-1図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象P R A及びP R Aを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスについて、頻度、影響等を確認し、事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。</p> <p>③ 有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、「<u>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</u>」(以下「<u>停止中審査ガイド</u>」という。)に記載の観点(余裕時間、設備容量、代表性)に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</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」を「<u>停止中審査ガイド</u>」と読み換えている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について</p> <p>解釈において、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係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) ・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 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>① 個別プラントの停止時に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>上記4-1(b)を踏まえて、<u>6号及び7号炉を対象とした内部事象停止時レベル1PRA</u> 評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行った。</p> <p>なお、事故シーケンスグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件^{※1} で評価した<u>停止時PRA</u>の結果を用いた。</p>	<p>3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について</p> <p>解釈において、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係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失(RHRの故障による停止時冷却機能喪失) ・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 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>上記4-1(b)を踏まえて、内部事象停止時レベル1PRA 評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行った。</p> <p>なお、事故シーケンスグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件[※]で評価した<u>停止時PRA</u>の結果を用いた。</p>	<p>3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について</p> <p>解釈において、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係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失(RHRの故障による停止時冷却機能喪失) ・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 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>① 個別プラントの停止時に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>上記4-1(b)を踏まえて、内部事象停止時レベル1PRA 評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行った。</p> <p>なお、事故シーケンスグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件^{※1}で評価した<u>内部事象停止時レベル1PRA</u>の結果を用いた。</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は「RHR」について、解釈の記載をそのまま記載しているが、内容は同様である</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は単独の申請のため号炉を記載していない</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は「内部事象停止時レベル1PRA」と記載(以下、同様な相違は記載を省</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※1 従来から整備してきた AM 策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない条件</p> <p>3. 1. 1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理</p> <p>定期検査中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル1PRA においては、定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等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よって、評価対象期間を幾つかのプラント状態(以下「POS」という。)に分類し評価を行う。分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-2 図に示す。また、POS ごとの期間及び系統の待機状態を示した工程表を第3-3 図に示す。</p> <p>停止時 PRA においては、原子炉停止後の運転停止中の各 POS において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここ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み合わせ等を第 3-4 図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。抽出した起因事象と発生頻度を第 3-1 表に示す。</p> <p>抽出された事故シーケンス別の燃料損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認すると共に、燃料損傷状態を分類した。事故シーケンス</p>	<p>※ 従来から整備してきた AM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない条件</p> <p>3. 1. 1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出・整理</p> <p>施設定期検査中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル1 PRAにおいては、施設定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等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よって、評価対象期間を幾つかのプラント状態 (以下「POS」という。)に分類し評価を行う。分類した POSを、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-2図に示す。また、POSごとの期間及び系統の待機状態を示した工程表を第3-3図に示す。</p> <p>停止時 PRAにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各 POS において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここ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3-4図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。</p> <p>抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認するとともに、燃料損傷状態を分類した。事故シーケンス</p>	<p>※1 従来から整備してきた AM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない条件。</p> <p>3. 1. 1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出・整理</p> <p>定期事業者検査中はプラントの状態が大きく変化することから、内部事象停止時レベル1 PRAにおいては、定期事業者検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等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よって、評価対象期間を幾つかのプラント状態 (以下「POS」という。)に分類し評価を行う。分類した POSを、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-2図に示す。また、POSごとの期間及び系統の待機状態を示した工程表を第3-3図に示す。</p> <p>内部事象停止時レベル1 PRAにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各 POS において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここ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3-4 図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。抽出した起因事象と発生頻度を第3-1表に示す。</p> <p>抽出された事故シーケンス別の燃料損傷頻度を整理し、停止中審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認するとともに、燃料損傷状態を分類した。その結果、</p>	<p>略)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は「プラント状態」を「POS」に読み替えている (以下、同様な相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は P R A で抽出した起因事象及び発生頻度を記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は停止時においては「燃料損傷</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ループ別の燃料損傷頻度を第3-2表に示す。</p> <p>起回事象別の燃料損傷頻度への寄与割合を第3-5図に、事故シーケンスグループ別の燃料損傷頻度への寄与割合を第3-6図に示す。</p> <p><選定した起回事象></p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン], 代替除熱機能喪失[フロントライン], 補機冷却系機能喪失)</p>	<p>グループ別の炉心損傷頻度を第3-1表に示す。</p> <p>事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-5図に示す。</p> <p>3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理 3.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応 第3-1表に示す停止時PRAにより抽出した各事故シーケンスについて、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で必ず想定する事故シーケンスグループに対応する(1)から(3)の事故シーケンスグループとして整理した。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p>	<p>今回実施したPRAでは、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない事故シーケンスは抽出されなかった。そのため、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループに追加すべき新たな事故シーケンスグループはないと判断した。事故シーケンスグループ別の燃料損傷頻度を第3-2表に示す。</p> <p>起回事象別の燃料損傷頻度への寄与割合を第3-5図に、事故シーケンスグループ別の燃料損傷頻度への寄与割合を第3-6図に示す。</p> <p><選定した起回事象></p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン], 補機冷却系機能喪失)</p>	<p>頻度」と記載</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は追加すべき新たな事故シーケンスがないことについて記載しているが、柏崎6/7及び東海第二と整理は同様である 記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は起回事象別の燃料損傷頻度の寄与割合を記載 記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は抽出した事故シーケンスグループについて整理し、島根2号炉は選定した起回事象について整理している。起回事象か事故シーケンスグループかの違いはあるが同等の内容である 解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の停止時PRA施設定期検査工程では、常に残留熱除去系及び補機冷却系で除熱しているため、代替除熱機能喪失を起因

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>運転中の除熱・<u>代替除熱設備</u>が弁やポンプの故障により機能喪失する事象。</p> <p>b. 外部電源喪失</p> <p>送電システムのトラブル等により外部電源が喪失する事象。発生した場合には、<u>非常用所内電源設備</u>(非常用ディーゼル発電機)が起動して交流電源を供給するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合に注水又は崩壊熱除去機能が喪失する可能性がある。</p> <p>c. <u>一次冷却材バウンダリ機能喪失(再循環ポンプ(以下「RIP」という。)<u>・CRD</u>・<u>LPRM</u>点検時及びCUWブロー時における作業・操作誤りによる冷却材流出)</u></p>	<p>運転中の<u>残留熱除去系の故障</u>が発生した後、<u>崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。</u></p> <p>(2) <u>全交流動力電源喪失</u></p> <p>外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗する等、<u>全交流動力電源喪失の発生後に、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗により、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。</u></p> <p>(3) <u>原子炉冷却材の流出</u></p>	<p>運転中の<u>除熱設備が弁やポンプの故障により機能喪失する事象。</u></p> <p>b. <u>外部電源喪失</u></p> <p>送電システムのトラブル等により外部電源が喪失する事象。発生した場合には、<u>非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)が起動して交流電源を供給するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合に注水又は崩壊熱除去機能が喪失する可能性がある。</u></p> <p>c. <u>原子炉冷却材の流出(制御棒駆動機構点検時・局部出力領域モニタ交換時及び原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出)</u></p>	<p>事象として想定していない</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は起因事象の観点で記載している 記載名称の相違 【東海第二】 東海第二は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」を記載しているが、島根2号炉は起因事象名「外部電源喪失」を記載 記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は起因事象の観点で記載している 設備名称の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は「非常用交流電源設備」と記載 記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は「一次冷却材バウンダリ機能喪失」を「原子炉冷却材の流出」と記載しているが、同等の内容で

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>配管破断や運転員の弁の誤操作、点検時の人的過誤等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。停止時には配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いため、弁の誤操作等による原子炉冷却材流出を対象とする。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。</p> <p>なお、必ず想定する事故シーケンスグループのうち「反応度の誤投入」については、プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、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いこと、万一反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから、今回の停止時PRAでは考慮していない。</p> <p>ただし、万一上記のような反応度事故が起こった場合においても、実際に局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至らないことを確認するため、「反応度の誤投入」については、有効性評価の評価対象とする事故シーケンスグループとした。</p> <p>3.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>今回実施したPRAでは、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で解釈4-1(a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスは抽出されなかった。そのため、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループに追加すべき新たな事故シーケンスグループはないと判断した。</p>	<p>配管破断や運転員の弁の誤操作、点検時の人的過誤等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。運転停止中には配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いため、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。</p>	<p>ある</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7】 RIP点検時の作業誤りはABWR特有の事象であり、島根2号炉はBWR-5のため起因事象としていない ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は起因事象の観点で記載している ・記載表現の相違 【東海第二】 「反応度の誤投入」を停止時PRAでは考慮していないが、有効性評価の評価対象とする事故シーケンスグループとすることについて、島根2号炉は「3.2 重要事故シーケンスの選定について」で記載 ・記載表現の相違 【東海第二】 「追加すべき事故シーケンスの検討の結果」については、「3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出・整理」で記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、3.1で抽出した3つの運転停止中事故シーケンスグループに、必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループである「反応度の誤投入」※2を追加した4つのグループについて重要事故シーケンスの選定を実施した。</p> <p>※2 プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、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い。万一、反応度事故が起こり臨界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<u>停止時PRAの起回事象から除外した。</u></p> <p>3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方</p> <p>重要事故シーケンスの選定に当たっては、以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す(第3-3表)。</p> <p>【審査ガイドに記載の着眼点】</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量(流量等)が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>a. 余裕時間</p> <p>プラントの状態や起回事象等によって燃料損傷までの余裕時間は異なるものの、いずれも緩和措置の実施までに掛かる時間に比べて十分時間がある。反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である(第3-3, 3-4表)。</p>	<p>3.2 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>3.2.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>重要事故シーケンスの選定に当たっては、以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す(第3-3表)。</p> <p>【審査ガイドに記載の着眼点】</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量(流量等)が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>a. 余裕時間</p> <p><u>余裕時間については、事故シーケンスグループ内での燃料損傷に至るまでの余裕時間の長さに応じて「高」、「中」、「低」と3つに分類した。燃料損傷までの余裕時間を第3-2表に示す。なお、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である(第3-2表、第3-3表)。</u></p>	<p>3.2 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、「3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について」で抽出した3つの運転停止中事故シーケンスグループに、必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループである「反応度の誤投入」※2を追加した4つのグループについて重要事故シーケンスの選定を実施した。</p> <p>※2 運転停止中には原則として全制御棒が挿入されており、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い。万一、反応度事故が起こり臨界に至った場合でも局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから<u>内部事象停止レベル1PRAの起回事象から除外している。</u></p> <p>3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方</p> <p>重要事故シーケンス選定に当たっては、以下に示す<u>停止中</u>審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す。(第3-3表)</p> <p>【停止中審査ガイドに記載の着眼点】</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量(流量等)が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>a. 余裕時間</p> <p><u>プラントの状態や起回事象等によって燃料損傷までの余裕時間は異なるものの、いずれも緩和措置の実施までに掛かる時間に比べて十分時間がある。反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である(第3-3, 3-4表)</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>「反応度の誤投入」を停止時PRAでは考慮していないが、有効性評価の評価対象とする事故シーケンスグループとすることについて、東海第二は「3.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応」で記載</p> <p>・分析の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は緩和措置の実施まで十分時間があることを考慮している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 設備容量</p> <p><u>プラントの状態や起因事象等によって必要となる注水量は異なるものの、いずれも緩和措置の設備容量に比べて十分あり、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である(第3-3, 3-4 表)。</u></p> <p>c. <u>代表シーケンス</u></p> <p>第3-2 表の<u>主要シーケンス</u>ごとの燃料損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、支配的ではないが1%以上のものを「中」、1%に満たないものを「低」と3 つに分類した。</p>	<p>b. 設備容量</p> <p>設備容量については、事故シーケンスグループ内での必要な設備容量の大きさに応じて「高」、「中」、「低」と3つに分類した。なお、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である(第3-2表, 第3-3表)。</p> <p>c. 代表性</p> <p>第3-1表の事故シーケンスごとの炉心損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p>	<p>b. 設備容量</p> <p><u>設備容量については、事故シーケンスグループ内での必要な設備容量の大きさに応じて「高」、「中」、「低」と3つに分類した。なお、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。</u>(第3-3, 3-4表)</p> <p>c. <u>代表性</u></p> <p>第3-2表の事故シーケンスごとの燃料損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、支配的でないが1%以上のものを「中」、1%に満たないものを「低」と3つに分類した。</p>	<p>・分析の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、設備容量の観点も考慮している</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は c. の観点を「1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について」に合わせ「代表性」で統一しているが内容は同等である(以下、同様の相違は記載を省略)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、「主要シーケンス」を「事故シーケンス」と記載しているが、内容は同等である</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉はドミナントシーケンスに対し「支配的なもの」と記載しているが、同等の内容である</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>重要事故シーケンス: 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗</p>	<p>3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>3.2.1の選定の着眼点を踏まえ、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、事象進展が早いもの等、より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。各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定理由及び選定結果について、第3-3表及び以下に示す。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①残留熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>②残留熱除去系の故障 (RHRS喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>③外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、運転中の残留熱除去系に故障等が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>【以下、比較のため、iv), v), iii)の順に記載、(2), (3)においても同様とする】</p> <p>iv) 重要事故シーケンス</p> <p>①残留熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p>	<p>3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>「3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方」の選定の着眼点を踏まえ、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、事象進展が早いもの等、より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。各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定理由及び選定結果について、第3-3表及び以下に示す。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は重要事故シーケンスの選定の考え方を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は第3-3表に記載している事故シーケンス等の内容を本文にも記載している</p> <p>・事故シーケンス名称の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は「残留熱除去系の故障 (RHR喪失)」を崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン])と記載しているが内容は同等である</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は「注水系失敗」を「炉心冷却</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>選定理由:</p> <p>代表性の観点から、残留熱除去系機能喪失[フロントライン]を起因事象とする事故シーケンスを選定した。</p> <p>有効性評価では外部電源喪失との重畳を考慮しており、外部電源喪失時に原子炉補機冷却水系(海水ポンプを含む)が故障した場合については事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため、「補機冷却系機能喪失」及び「外部電源喪失」を起因事象とする事故シーケンスの対策の有効性については全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。</p> <p>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系[低圧注水モード] 	<p>v) 選定理由</p> <p>余裕時間については事故シーケンス間で差異がなく、燃料損傷防止対策の実施に必要な時間を保守的に見積もった時間(約2時間)に比べて十分な余裕時間がある。また、原子炉への注水に必要な設備容量についても事故シーケンス間で差異がなく、ECCS・低圧代替注水系(常設)の設備容量に比べて十分小さい。代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、①の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>なお、残留熱除去系海水系の喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合については、「全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系(低圧注水系) 	<p>② 選定理由</p> <p>余裕時間の観点からは、異常の認知や待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系(常設)による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間(約2時間)に比べて十分時間がある。設備容量の観点からは、待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系(常設)といった緩和設備の設備容量に比べて蒸発量は十分小さい。代表性の観点からは、崩壊熱除去機能喪失を起因事象とする事故シーケンスグループに対する寄与割合が支配的である。</p> <p>有効性評価では外部電源喪失との重畳を考慮しており、外部電源喪失時に原子炉補機冷却系(海水ポンプを含む)が故障した場合については事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため、「補機冷却系機能喪失」及び「外部電源喪失」を起因事象とする事故シーケンスの対策の有効性については全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。</p> <p>以上より、①の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>③ 燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系(低圧注水モード) 	<p>失敗」と記載しているが、内容は同等である</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は重要事故シーケンスの選定理由を各着眼点の観点から記載 記載表現の相違【柏崎6/7】 選定した事故シーケンス①について記載(以下、同様の相違は記載を省略) 記載表現の相違【東海第二】 島根2号炉は原子炉補機冷却水系の喪失時については、上記に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>重要事故シーケンス： 外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>選定理由： 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事故シーケンスを選定する。 「外部電源喪失＋直流電源喪失」は燃料損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備、常設代替直流電源設備による電源供給、隣接プラントからの電源供給、低圧</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>②外部電源喪失＋直流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗して全交流動力電源喪失に至り、その後、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって、燃料損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>iv) 重要事故シーケンス</p> <p>①外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>余裕時間については事故シーケンス間で差異がなく、燃料損傷防止対策の実施に必要な時間を保守的に見積もった時間（約2時間）に比べて十分な余裕時間がある。また、原子炉への注水に必要な設備容量についても事故シーケンス間で差異がなく、低圧代替注水系（常設）の設備容量に比べて十分小さい。代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス 「外部電源喪失＋交流電源喪失」</p> <p>② 選定理由</p> <p>余裕時間の観点からは、常設代替交流電源設備の起動、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間（約2時間）に比べて十分時間がある。設備容量の観点からは、待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系（常設）といった緩和設備の設備容量に比べて蒸発量は十分小さい。代表性の観点からは、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事故シーケンスが支配的である。 なお、「外部電源喪失＋直流電源喪失」は燃料損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型直流電源設備、所</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は第3-3表に記載している事故シーケンス等の内容を本文にも記載している</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は今回の停止時 P R Aにおいて、交流電源喪失後に、ディーゼル駆動ポンプ、高圧炉心スプレイディーゼル発電機等に期待していないため、イベントツリーに相違が生じている</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は重要事故シーケンスの選定理由を各着眼点の観点から記載</p> <p>・設備名称等の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替注水系(可搬型)による注水等により燃料損傷が防止できることから選定しない。</p> <p>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>低圧代替注水系(常設)</u> ・<u>代替原子炉補機冷却系</u> <p>(3) 原子炉冷却材の流出:</p>	<p>以上より、①の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>なお、<u>直流電源が喪失する②の事故シーケンスについては、炉心損傷頻度が低く、iii)に示した対策により①の事故シーケンスと同様に燃料損傷防止が可能であり、さらに可搬型代替直流電源設備による非常用ディーゼル発電機の起動による対応にも期待できることから選定しない。</u></p> <p>iii) <u>有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・<u>低圧代替注水系(常設)</u> ・<u>緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)</u> <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>i) <u>事故シーケンス</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ①<u>原子炉冷却材の流出(RHR系統切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</u> ②<u>原子炉冷却材の流出(CUWブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</u> ③<u>原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</u> ④<u>原子炉冷却材の流出(LPRM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</u> 	<p><u>内常設蓄電式直流電源設備による電源供給、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水等により燃料損傷が防止できることから選定しない。</u></p> <p>以上より、①の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>③ <u>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u> ・<u>原子炉補機代替冷却系</u> <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>単独プラントの申請であり、隣接プラントからの電源供給は記載していないが、燃料損傷頻度が低く、燃料損傷を防止できる設備が多いため、選定しないことは同等である</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は直流電源が喪失する事故シーケンスについては、上記に記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は第3-3表に記載している事故シーケンス等の内容を本文にも記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉冷却材流出(残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り)+崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>選定理由： <u>「残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は、発生しても燃料の露出に至らないために PRA で起因事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「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、改めて重要事故シーケンスの選定対象として追加した。</u></p>	<p>ii) <u>事故シーケンスグループの特徴</u> <u>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって、燃料損傷に至る事故シーケンスである。</u></p> <p>iv) <u>選定した重要事故シーケンス</u> <u>①原子炉冷却材の流出 (RHR系統切替時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</u></p> <p>v) 選定理由</p> <p>余裕時間の観点からは、<u>①、②の事故シーケンスが厳しく、設備容量の観点からは、流出流量の大きい③、④の事故シーケンスが厳しい。また、代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</u></p>	<p>① <u>重要事故シーケンス</u> <u>「原子炉冷却材の流出(残留熱除去系切替時の冷却材流出)+流出隔離・炉心冷却失敗」</u></p> <p>② 選定理由</p> <p>余裕時間の観点からは、<u>異常の認知、漏えい箇所の隔離や待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系(常設)の起動といった緩和措置の実施までにかかる時間(最大2時間)に比べて長い。設備容量の観点からは、待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系(常設)といった緩和設備の設備容量に比べて原子炉冷却材流出流量は十分小さいが、その中で最も大きい「残留熱除去系切替時の冷却材流出」の事故シーケンスが94m³/hと他の漏えい事象より厳しい。</u></p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 「残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」について、島根2号炉では同事象をPRAでもモデル化している(ABWRと違いBWR-5は、残留熱除去系配管の接続部が燃料有効長頂部より低いため、残留熱除去系から冷却材が流出した場合、燃料有効長頂部の露出に至る可能性がある)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は重要事故シーケンスの選定理由を各着眼点の観点から記載</p> <p>・分析の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>「RIP 点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象は、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、</p> <p>②の事故シーケンスについては、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位は適宜監視されており、中央制御室の運転員の他にR/Wの運転員も廃液収集タンク等の水位高により認知することができるため、認知が容易であることから選定しないこととする。</p> <p>また「残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は流出流量が 87m³/h とほかの漏洩事象より大きいことから、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>②の事故シーケンスについては、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位は適宜監視されており、中央制御室の運転員の他にR/Wの運転員も廃液収集タンク等の水位高により認知することができるため、認知が容易であることから選定しないこととする。</p> <p>また、③、④の事故シーケンスについては、流出流量と比較して燃料損傷防止対策となる待機中のECCS・低圧代替注水系（常設）の設備容量が十分大きいこと、作業・操作場所と漏えい発生箇所が同一であるため認知が容易</p>	<p>代表性の観点からは「原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出」が 2.7×10^{-10} / 定期事業者検査と最も大きい、<u>「残留熱除去系切替時の冷却材流出」は 8.4×10^{-11} / 定期事業者検査となり、どちらも燃料損傷頻度としては非常に低く大きな差はない。</u></p> <p>「制御棒駆動機構点検時の冷却材流出」等の点検作業に伴う原子炉冷却材流出事象は、運転操作に伴う原子炉冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏えい発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、</p> <p>「原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出」については、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位は適宜監視されており、<u>原子炉冷却材流出発生時には、ブロー水の排水先である機器ドレンタンクの水位高等によっても認知することができるため、認知は容易である。</u></p>	<p>設備設計等の違いから各事故シーケンスにおける流出流量等に相違があるが、事故シーケンスの選定においては、下記に記載の検知性の要素も踏まえて検討することにより、「残留熱除去系切替時の冷却材流出」を選定する結果は同様である</p> <ul style="list-style-type: none"> ・例示する設備の相違【柏崎 6/7】 「RIP 点検時の作業誤り」はABWR特有の事象であり、島根2号炉では起因事象としていないので、「制御棒駆動機構点検時の冷却材流出」を例示している ・記載表現の相違【柏崎 6/7】 島根2号炉では「原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出」の検知性の観点からの分析についても記載した（東海第二と同様） ・記載表現の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 冷却材流出流量と設備容量を考慮している

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系[低圧注水モード] <p>(4) 反応度の誤投入 重要事故シーケンス：反応度の誤投入</p> <p>選定理由： <u>代表性の観点から停止余裕検査や停止時冷温臨界試験等の制御棒が2本以上引き抜ける試験時に、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、ほかの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象を想定する。</u> </p>	<p><u>であることから選定しないこととする。</u></p> <p>以上より、①の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>iii) <u>有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系 (<u>低圧注水系</u>) <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>i) <u>事故シーケンスグループの特徴</u> <u>反応度事故により、燃料損傷に至る事故シーケンスである。</u></p> <p>【以下、比較のため、iii)を記載】</p> <p>iii) 選定理由 <u>代表性の観点から、停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜き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。</u> </p> <p>ii) <u>有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>起動領域モニタペリオド短(10秒)による原子炉スクラム</u> 	<p>以上より、①の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>③ <u>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系 (<u>低圧注水モード</u>) <u>原子炉冷却材流出箇所の隔離操作</u> <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>① 重要事故シーケンス 「反応度の誤投入」</p> <p>② 選定理由 <u>代表性の観点から、運転停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜き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。</u> </p> <p>③ <u>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>中性子束高スクラム信号によるスクラム</u> 	<p>点は同じであり島根2号炉は上記に記載している</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は燃料損傷防止対策において、漏えいを防ぐための冷却材流量の隔離操作についても記載 記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は有効性評価の記載表現(5.4.2(1))に整合するように記載 記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は反応度誤投入の燃料損傷防止対策についても記載 設備名称の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、燃料損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故等対策の整備状況等を確認している(別紙4)。</p>	<p>なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、事故シーケンスの炉心損傷頻度に対する寄与割合の観点で分析した結果、主要なカットセットに対して<u>重大事故等対策がおおむね有効であることを確認している</u>(別紙6)。</p>	<p>なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、燃料損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する<u>重大事故等対策の整備状況等</u>を確認している(別紙5)。</p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は「中性子束高スクラム信号によるスクラム」と記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 重大事故等対策の確認に関する記載表現の相違があるが、同等の確認をしている</p>

第3-1 表 内部事象停止時レベルIPRA における起回事象と発生頻度

起回事象	発生頻度	説明
RHR 機能喪失 (フロントライン)	5.6×10 ⁻⁵ (/日)	プラント停止時の主要な除熱設備である RHR (SHC モードで運転中の系統) が故障した場合の除熱失敗を想定。
崩壊熱除去機能喪失 (フロントライン)		RHR を待機設備として代替除熱設備 (FPC, CIW) にて除熱する場合もあるため、これら設備の故障による除熱失敗を想定。
補機冷却系機能喪失	7.1×10 ⁻⁶ (/日)	補機冷却系設備が故障した場合、これら必要としている複数の設備全てが使用不能となり、フロントラインの故障と比べてもその影響が大きいため、フロントラインの故障と分けて考慮し、補機冷却系の故障による除熱失敗を想定。
外部電源喪失		送電系統のトラブルにより駆動電源を喪失し除熱設備が運転停止する場合を想定。
CRD 点検 (交換)		
LPRM 点検 (交換)		CRD の点検、LPRM 等の検出器の交換、RIP の点検の際に作業又は操作誤り等により、冷却材が原子炉冷却材パウンドリ外に漏えいする可能性があるため、各々を起回事象として選定。POS-B2 において生じる作業。
RIP 点検		
一次冷却材パウンドリ機能喪失		原子炉ウエル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、CIW による原子炉圧力容器の冷却材のプロローが実施され、冷却材が系外である液体廃棄物処理系の LCW 収集槽に移送される。CIW プロローを終了させることを忘れた場合、燃料が露出する可能性があるため、起回事象として選定。POS-C1 において生じる作業。
CUW プロロー		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

第3-1 表 内部事象停止時レベル1 PRA における起回事象と発生頻度

起回事象	発生頻度	説明
残留熱除去系機能喪失 [フロントライン]	4.8E-05 (/日)	運転停止中の主要な除熱設備である残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) が故障した場合の除熱失敗を想定。
補機冷却系機能喪失	6.0E-06 (/日)	補機冷却系設備が故障した場合、これら必要としている複数の設備全てが使用不能となり、フロントライン系の故障と比べてもその影響が大きいため、フロントライン系の故障と分けて考慮し、補機冷却系の故障による除熱失敗を想定。
外部電源喪失	2.2E-05 (/日)	送電系統のトラブルにより駆動電源を喪失し除熱設備が運転停止する場合を想定。
制御棒駆動機構点検時の冷却材流出	3.4E-08 (/本)	
局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出	POS-B-2 : 6.5E-07 (/POS) 6.1E-08 (/本)	制御棒駆動機構の点検、局部出力領域計表の交換、残留熱除去系の切替えの際に作業又は操作誤り等により、原子炉冷却材が原子炉冷却材圧力パウンドリ外に漏えいする可能性があるため、各々を起回事象として選定。POS-B において生じる作業。
残留熱除去系切替時の冷却材流出	POS-B-2 : 3.7E-07 (/POS) 2.9E-04 (/回)	
原子炉冷却材の流出	POS-B-3 : 2.9E-04 (/POS) 1.3E-04 (/回) POS-C : 2.7E-04 (/POS)	原子炉ウエル満水状態から通常水位へ原子炉水位を下げる際には、原子炉浄化系による原子炉圧力容器の原子炉冷却材プロローが実施され、原子炉冷却材が系外である液体廃棄物処理系の機器ドレンタンクに移送される。原子炉浄化系プロローを終了させることを忘れた場合、燃料が露出する可能性があるため、起回事象として選定。POS-C において生じる作業。

島根原子力発電所 2号炉

備考

- ・記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉はPRAの起回事象と発生頻度について記載
- ・解析結果の相違
【柏崎6/7】
停止時レベル1PRAの起回事象発生頻度が異なる(起回事象の集計期間等による)
- ・解析結果の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉の停止時PRA施設定期検査工程では、常に残留熱除去系及び補機冷却系で除熱しているため、代替除熱機能喪失を起回事象として想定してない

第3-2表 運転停止中事故シークエンスグループ別燃料損傷頻度 (6号炉) *1

シークエンス	シークエンス No.	シークエンス No.	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)	シークエンス発生確率 (%)	燃料損傷確率 (%)	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)	シークエンス発生確率 (%)	燃料損傷確率 (%)	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)
① 燃料供給系系への故障 (RHS減失) + 燃料供給ポンプ停止、炉心冷却喪失	1	① 燃料供給ポンプ停止	1.1E-10	1%	1%	1.1E-08	1%	1%	1.1E-08
		② 燃料供給ポンプ停止	1.0E-12	0.1%	0.1%	1.0E-08	0.1%	0.1%	1.0E-08
② 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	2	① 炉内電圧喪失	6.0E-11	1%	1%	6.0E-06	1%	1%	6.0E-06
		② 炉内電圧喪失	4.0E-15	0.1%	0.1%	4.0E-11	0.1%	0.1%	4.0E-11
③ 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	3	① 炉内電圧喪失	2.0E-14	0.1%	0.1%	2.0E-10	0.1%	0.1%	2.0E-10
		② 炉内電圧喪失	8.0E-12	0.1%	0.1%	8.0E-08	0.1%	0.1%	8.0E-08
④ 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	4	① 炉内電圧喪失	3.0E-11	0.1%	0.1%	3.0E-07	0.1%	0.1%	3.0E-07
		② 炉内電圧喪失	1.1E-08	100%	100%	1.1E-06	100%	100%	1.1E-06

*1 燃料損傷頻度は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。燃料損傷シークエンス発生確率は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。燃料損傷シークエンス発生確率は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。燃料損傷シークエンス発生確率は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。

【以下、比較のため再掲】

【以下、比較のため再掲】

第3-1表 運転停止中事故シークエンスグループ別炉心損傷頻度

シークエンスグループ	シークエンス No.	シークエンス No.	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)	シークエンス発生確率 (%)	燃料損傷確率 (%)	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)	シークエンス発生確率 (%)	燃料損傷確率 (%)	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)
① 燃料供給系系への故障 (RHS減失) + 燃料供給ポンプ停止、炉心冷却喪失	1	① 燃料供給ポンプ停止	1.1E-10	1%	1%	1.1E-08	1%	1%	1.1E-08
		② 燃料供給ポンプ停止	1.0E-12	0.1%	0.1%	1.0E-08	0.1%	0.1%	1.0E-08
② 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	2	① 炉内電圧喪失	6.0E-11	1%	1%	6.0E-06	1%	1%	6.0E-06
		② 炉内電圧喪失	4.0E-15	0.1%	0.1%	4.0E-11	0.1%	0.1%	4.0E-11
③ 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	3	① 炉内電圧喪失	2.0E-14	0.1%	0.1%	2.0E-10	0.1%	0.1%	2.0E-10
		② 炉内電圧喪失	8.0E-12	0.1%	0.1%	8.0E-08	0.1%	0.1%	8.0E-08
④ 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	4	① 炉内電圧喪失	3.0E-11	0.1%	0.1%	3.0E-07	0.1%	0.1%	3.0E-07
		② 炉内電圧喪失	1.1E-08	100%	100%	1.1E-06	100%	100%	1.1E-06

*1 燃料損傷頻度は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。燃料損傷シークエンス発生確率は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。燃料損傷シークエンス発生確率は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。

【以下、比較のため再掲】

第3-2表 運転停止中事故シークエンスグループ別燃料損傷頻度

シークエンス	シークエンス No.	シークエンス No.	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)	シークエンス発生確率 (%)	燃料損傷確率 (%)	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)	シークエンス発生確率 (%)	燃料損傷確率 (%)	燃料損傷頻度 (シークエンス発生確率 × 燃料損傷確率)
① 燃料供給系系への故障 (RHS減失) + 燃料供給ポンプ停止、炉心冷却喪失	1	① 燃料供給ポンプ停止	1.1E-10	1%	1%	1.1E-08	1%	1%	1.1E-08
		② 燃料供給ポンプ停止	1.0E-12	0.1%	0.1%	1.0E-08	0.1%	0.1%	1.0E-08
② 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	2	① 炉内電圧喪失	6.0E-11	1%	1%	6.0E-06	1%	1%	6.0E-06
		② 炉内電圧喪失	4.0E-15	0.1%	0.1%	4.0E-11	0.1%	0.1%	4.0E-11
③ 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	3	① 炉内電圧喪失	2.0E-14	0.1%	0.1%	2.0E-10	0.1%	0.1%	2.0E-10
		② 炉内電圧喪失	8.0E-12	0.1%	0.1%	8.0E-08	0.1%	0.1%	8.0E-08
④ 炉内電圧喪失 + 交流電源喪失	4	① 炉内電圧喪失	3.0E-11	0.1%	0.1%	3.0E-07	0.1%	0.1%	3.0E-07
		② 炉内電圧喪失	1.1E-08	100%	100%	1.1E-06	100%	100%	1.1E-06

*1 燃料損傷頻度は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。燃料損傷シークエンス発生確率は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。燃料損傷シークエンス発生確率は、燃料損傷シークエンス発生確率と燃料損傷確率の積として算出される。

・解析結果の相違
【柏崎6/7】

島根2号炉の停止時PRA施設定期検査工程では、常に残留熱除去系及び補機冷却系で除熱しているため、代替除熱機能喪失の事故シーケンスを想定してない。このため、「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスに差異がある

・設備の相違
【柏崎6/7】

RIP点検の作業誤りはABWR特有の事象であり、島根2号炉では起因事象とはしていない

・記載表現の相違
【東海第二】

島根2号炉は備考欄に燃料損傷防止対策がカバーする割合を記載

【以下、比較のため再掲】

【以下、比較のため再掲】

【以下、比較のため再掲】

事故シナリオ	主要事故シナリオ ⁴¹	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下部には有効性評価で用いる重大事象等対応設備等を示す)	重要度と測定理由		
			a	b	c
① 原子炉冷却材の流出	① 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低
	② 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低
	③ 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	中
	④ 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	高
② 反応炉の過熱	② 反応炉の過熱 (反応炉) 時の作業誤り	反応炉の過熱防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低
	③ 反応炉の過熱 (反応炉) 時の作業誤り	反応炉の過熱防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低

事故シナリオ	主要事故シナリオ ⁴¹	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下部には有効性評価で用いる重大事象等対応設備等を示す)	重要度と測定理由		
			a	b	c
① 原子炉冷却材の流出	① 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低
	② 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低
	③ 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	中
	④ 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	高
② 反応炉の過熱	② 反応炉の過熱 (反応炉) 時の作業誤り	反応炉の過熱防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低
	③ 反応炉の過熱 (反応炉) 時の作業誤り	反応炉の過熱防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低

注1: ①は測定した重要事故シナリオを示す。
 注2: 全交差動力電源喪失に至る事故シナリオの観点から、原子炉に未出力であることと燃料損傷を防止できる。
 注3: 作止時に燃料棒が燃料管破損が原因で発生した場合であっても、原子炉に未出力であることと燃料損傷を防止できる。
 注4: PRA1、燃料管破損の発生も発生し、その場合は燃料管破損防止設備が「全交差動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等参照し、作業員は高圧。
 注5: 燃料管破損防止設備の発生も発生し、その場合は燃料管破損防止設備が「全交差動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等参照し、作業員は高圧。
 注6: 発生する可能性が低く、発生を防止してその影響が限定されるため、リスク評価上重要度が低いと判断し、PRAの評価対象から除外した。
 注7: 発生する可能性が低く、発生を防止してその影響が限定されるため、リスク評価上重要度が低いと判断し、PRAの評価対象から除外した。

第3-3表 重要事故シナリオ (運転停止中) の選定

第3-3表 重要事故シナリオ (運転停止中) の選定について (2/2)

事故シナリオ	事故シナリオ ⁴¹	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下部には有効性評価で用いる重大事象等対応設備等を示す)	重要度と測定理由		
			a	b	c
① 原子炉冷却材の流出	① 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	中	低
	② 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低
	③ 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	中	高
	④ 原子炉冷却材の流出 (反応炉) 時の作業誤り	原子炉冷却材の流出防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	高	中
② 反応炉の過熱	② 反応炉の過熱 (反応炉) 時の作業誤り	反応炉の過熱防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低
	③ 反応炉の過熱 (反応炉) 時の作業誤り	反応炉の過熱防止設備 (反応炉) 時の作業誤り	低	低	低

注1: ①は測定した重要事故シナリオを示す。
 注2: 全交差動力電源喪失に至る事故シナリオの観点から、原子炉に未出力であることと燃料損傷を防止できる。
 注3: 作止時に燃料棒が燃料管破損が原因で発生した場合であっても、原子炉に未出力であることと燃料損傷を防止できる。
 注4: PRA1、燃料管破損の発生も発生し、その場合は燃料管破損防止設備が「全交差動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等参照し、作業員は高圧。
 注5: 燃料管破損防止設備の発生も発生し、その場合は燃料管破損防止設備が「全交差動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等参照し、作業員は高圧。
 注6: 発生する可能性が低く、発生を防止してその影響が限定されるため、リスク評価上重要度が低いと判断し、PRAの評価対象から除外した。
 注7: 発生する可能性が低く、発生を防止してその影響が限定されるため、リスク評価上重要度が低いと判断し、PRAの評価対象から除外した。

・解析結果の相違
【東海第二】
 着眼点 a. において、東海第二は余裕時間の長さから「高」「中」「低」を設定しているが、島根 2号炉は、柏崎 6/7号炉と同様に緩和措置の実施まで十分時間があることを考慮し「低」としている
【柏崎 6/7】
 「原子炉冷却材の流出」で冷却材流出流量が大きい事象を選定した点は同じである。島根 2号炉では、柏崎 6/7号炉の分析に加えて「原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出」の検知性、頻度の観点からの分析についても記載した

第3-4表 燃料損傷までの余裕時間について

(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起因
事象とする場合

POS	炉心損傷までの余裕時間(h)
S	3.9
A	5.6
B-1	130
B-2	202
B-3	142
B-4	278
C-1	27
C-2	28
D	31

(b) 一次冷却材バウンダリ機能喪失を起因事象とする場合

冷却材流出事象	CRD点検	LPRM点検	RIP点検	RHR系統切替之時 ¹⁾	CUWフロー	RHR系統切替之時 ¹⁾
炉心損傷に至る流 出量(m ³)	B2			2699	C1	173
冷却材流出量 (m ³ /h)						87
炉心損傷までの余 裕時間(h)						—(2時間以上) ¹⁾

*1 RHR系統切替之時のシミュレーションは、冷却材流出はRHR側のみ配管高で停止するためRHR評価上、起
因事象から除外しているが、原子炉停止直後の過剰蒸気発生によるRHR系統切替の可能性がある。

*4 当該事象による冷却材流出はRHR吸い込み配管高で停止するが「1」とした。その後蒸気による水位低下を考慮しても2時
間以上の余裕時間がある。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

第3-2表 燃料損傷までの余裕時間 (1/2)

(a) 「崩壊熱除去機能喪失」, 「全交流動力電源喪失」の場合

POS	プラント状態の推移	原子炉水位	燃料損傷までの 余裕時間 (h) *1
S	原子炉冷温停止への移行状態	通常水位	3.9
A	PCV / PRV開放への移行状態		5.7
B1	原子炉ウエル満水状態	原子炉ウエル満水	53.8
B2			90.9
B3			107.6
B4			155.2
B5			174.5
B6			199.7
C1	PCV / PRV閉鎖への移行状態	通常水位	35.8
C2			38.3
D			40.8

*1 原子炉ウエル満水状態における余裕時間の評価は、燃料の取出状態に関わらず、以下のとおり保守
的な仮定を基に評価。

崩壊熱 : 炉心及び使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱を考慮

保有水量 : 原子炉側のみの水量を考慮 (使用済燃料プールの保有水量を含めない。)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

第3-4表 燃料損傷までの余裕時間について

(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失
を起因事象とする場合

POS	燃料損傷までの余裕時間 (h)
S	3.7
A	5.3
B-1	80
B-2	110
B-3	160
B-4	190
C	26
D	27

(b) 原子炉冷却材の流出を起因事象とする場合

原子炉冷却材流 出事象	制御棒駆動 機構点検時	局部出力領域 モニタ交換時	残留熱除去系 切替時	原子炉浄化系 ブロー時
POS	B-2		B-3*1	C
燃料損傷に至る 流出量(m ³)	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+03	1.2E+02
原子炉冷却材流 出量(m ³ /h)			94	
燃料損傷までの 余裕時間 (h)				

*1 残留熱除去系A系からB系への切替え。

*2 シール確保失敗等による漏えい。

島根原子力発電所 2号炉

備考

- ・「(b) 原子炉冷却材の流出を起因事象とする場合」の比較については次頁に記載
- ・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
設備の相違等により、燃料損傷までの余裕時間に相違がある
- ・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二はプラント状態の推移及び原子炉水位について表中に記載しているが、島根2号炉においても考慮している内容は同様であり、第3-2図に記載している

第3-4表 燃料損傷までの余裕時間について

(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起因
事象とする場合

POS	炉心損傷までの余裕時間(h)
S	3.9
A	5.6
B-1	130
B-2	202
B-3	142
B-4	278
C-1	27
C-2	28
D	31

(b) 一次冷却材バウンダリ機能喪失を起因事象とする場合

冷却材流出事象	CRD点検	LPRM点検	RIP点検	RHR系統切替時 ^{#1}	CUWフロー	RHR系統切替時 ^{#1}
炉心損傷に至る流出量(m ³)	B2			B ^{#1}	C1	A.C.D ^{#1}
炉心損傷までの余裕時間(h)	2699			87	173	173
炉心損傷までの余裕時間(h)						84

^{#1} RHR系統切替時のシミュレーション操作時には冷却材流出はRHR側のみ配管高さで停止するためRHR管路上、起

因事象から除外しているが、原子炉停止直後には過剰な燃料の過剰供給によるRHR管路上、起

因事象から除外しているが、原子炉停止直後には過剰な燃料の過剰供給によるRHR管路上、起

^{#4} 当該事象による冷却材流出はRHR側のみ配管高さで停止する「1」とした。その後には蒸発による水位低下を考慮して2時

間以上の余裕時間がある

【以下、比較のため再掲】

第3-2表 燃料損傷までの余裕時間 (2/2)

(b) 「原子炉冷却材の流出」の場合

事故シナジェンス	POS	原子炉水位	燃料損傷に至るまでの保有水量 (m ³) ^{#2}	冷却材流出流量 (m ³ /h)	燃料損傷までの余裕時間 (h)
RHR系統切替時のLOCA	B	原子炉ウエル満水	2699	87	22.7
C, D	通常水位	3.5			
C, D	通常水位	3.5			
CRD点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			5.5
LPRM点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			12.1

^{#2} 原子炉ウエル満水状態における保有水量は、原子炉側の保有水量を考慮（プールゲートが閉止状態であることを想定し、使用済燃料プールの保有水量を含めない。）。

なお、崩壊熱による原子炉冷却材の減少については、崩壊熱による水温上昇により蒸発が開始するまでに、原子炉冷却材の流出による水位低下により燃料損傷に至ることから考慮しない。

第3-4表 燃料損傷までの余裕時間について

(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起因事象とする場合

POS	燃料損傷までの余裕時間(h)
S	3.7
A	5.3
B-1	80
B-2	110
B-3	160
B-4	190
C	26
D	27

(b) 原子炉冷却材の流出を起因事象とする場合

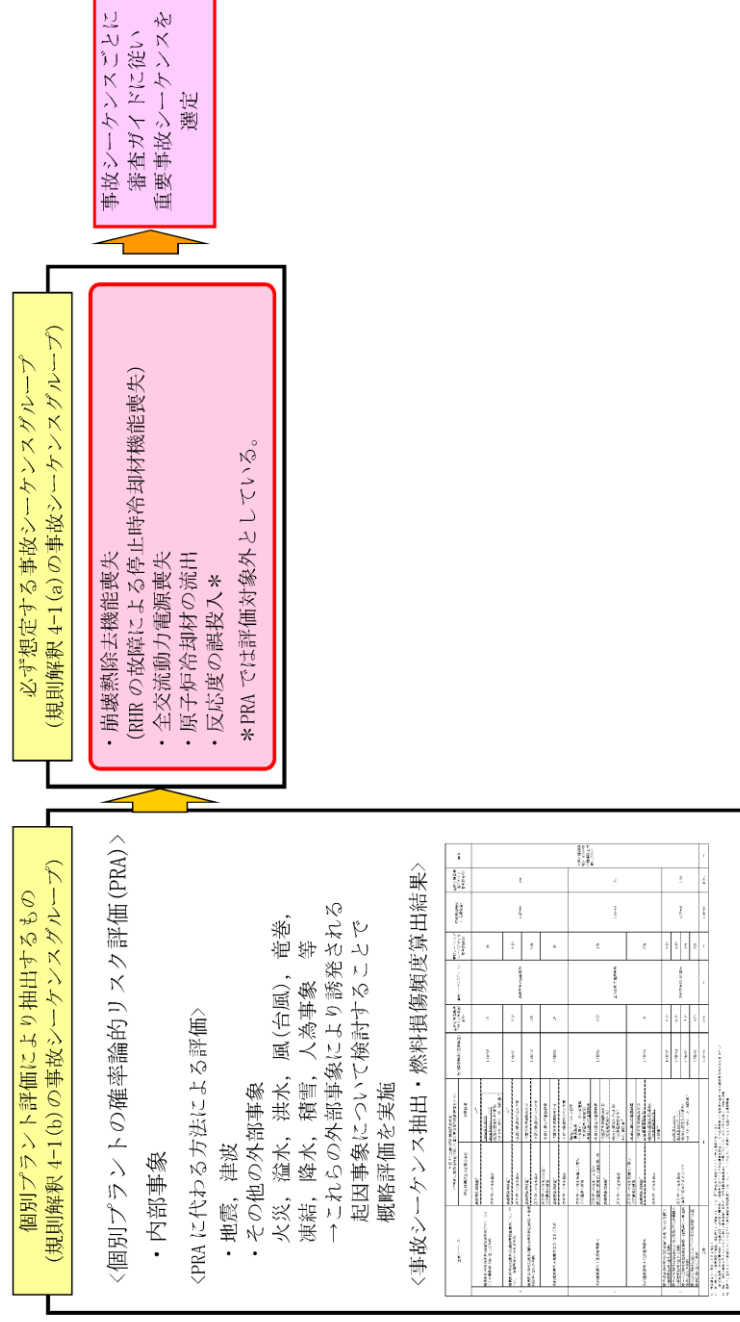
原子炉冷却材流出事象	制御棒駆動機構点検時	局部出力領域モニタ交換時	残留熱除去系切替時	原子炉浄化系ブロー時
POS	B-2			C
燃料損傷に至る流出量(m ³)	1.0E+03		1.0E+03	1.2E+02
原子炉冷却材流出量(m ³ /h)	94			
燃料損傷までの余裕時間(h)				

^{#1} 残留熱除去系A系からB系への切替え。

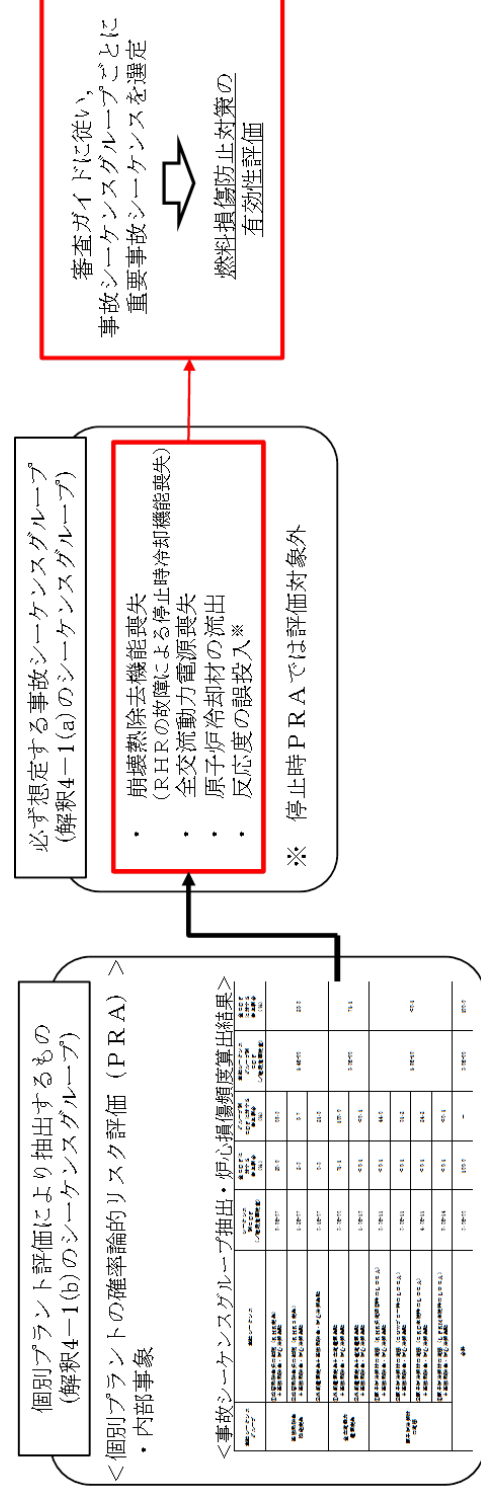
^{#2} シール確保失敗等による漏えい。

【以下、比較のため再掲】

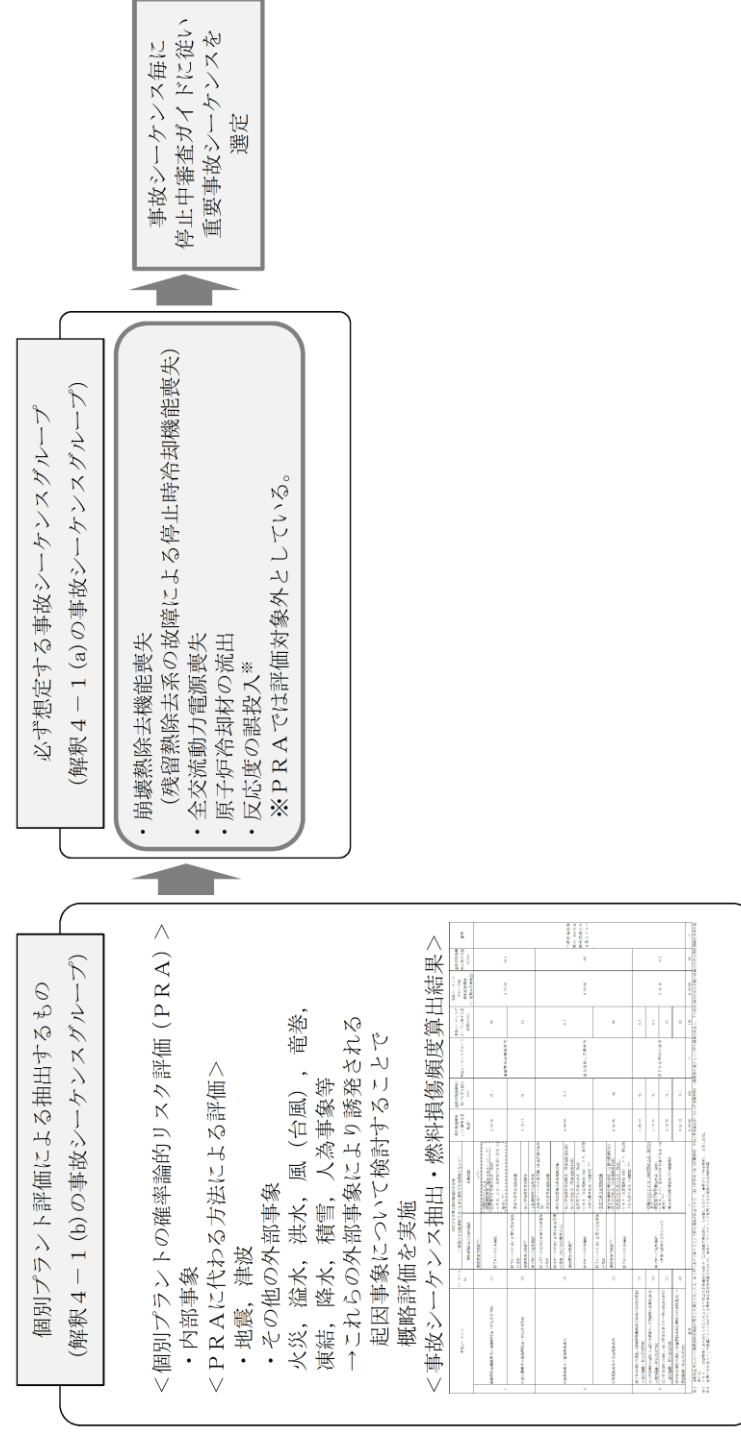
- ・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
設備設計等の相違による流出量及び余裕時間の相違
- ・設備の相違
【柏崎 6/7】
RIP点検はABWR特有の事象であり、島根2号炉では起因事象としていない
- ・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
残留熱除去系切替時の冷却材流出は、柏崎6/7号炉では、ABWRであるため、燃料の露出には至らず、PRAで除外された事象であるが、島根2号炉はPRAで考慮しているため、PRAの評価で用いた流出流量を記載
- ・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は原子炉水位についても表中に記載しているが、島根2号炉は原子炉水位について第3-2図に記載している



第3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シナリクスグループ抽出及び重要事故シナリクス選定の全体プロセス



第3-1 図 運転停止中原子炉における事故シナリクスグループ抽出及び重要事故シナリクス選定の全体プロセス

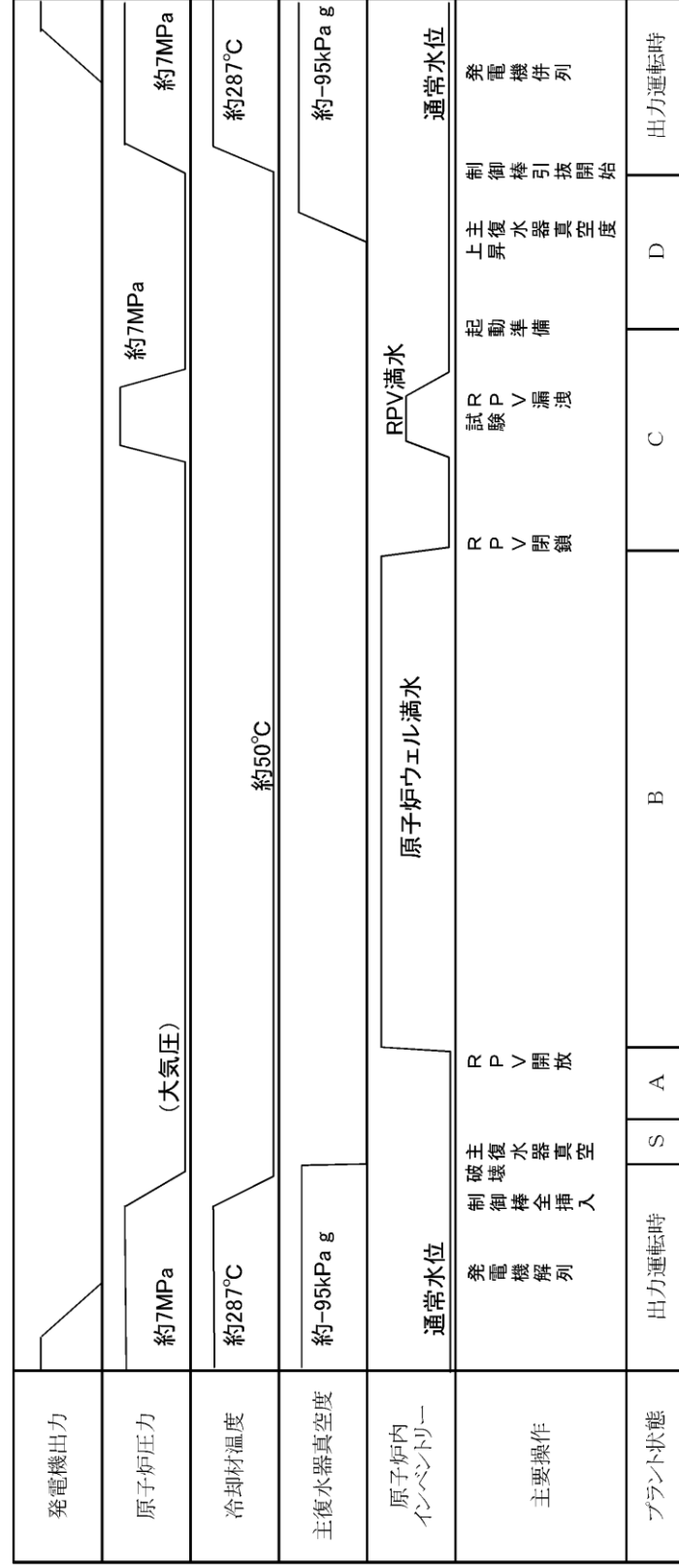


第3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シナリクスグループ抽出及び重要事故シナリクス選定の全体プロセス

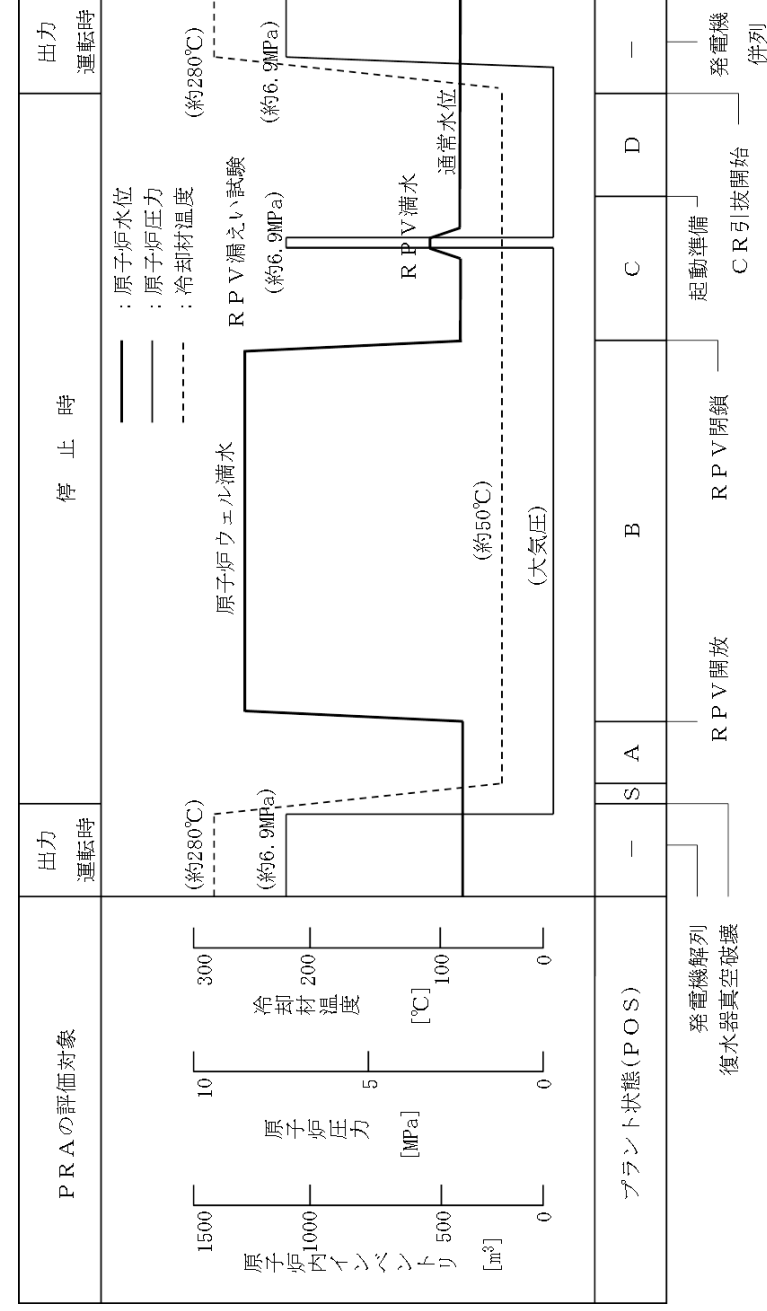
・記載表現の相違

【東海第二】

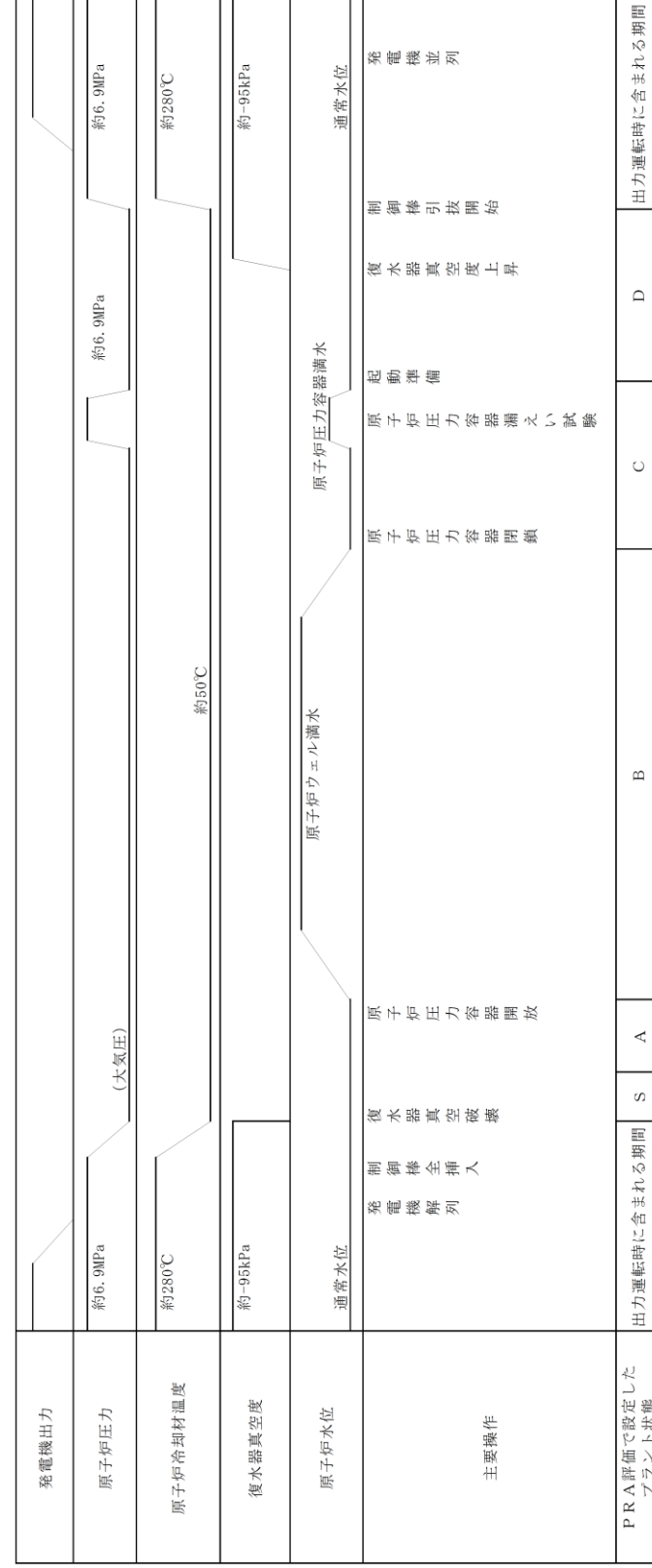
島根 2号炉は「個別プラント評価により抽出するもの」について、「PRAに代わる方法による評価」についても記載している。詳細を別紙 1 に記載していることについては東海第二と同様である



第3-2 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



第3-2図 施設定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



第3-2図 定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 設備の相違による主要パラメータの相違
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は主要操作についても記載しているが、考慮している内容は同様である

プラントの状態 (POS)※	原子炉冷温停止への移行状態		原子炉ウエル満水状態				PCV/RPV閉鎖及び起動準備への移行状態		起動準備状態
	S (1)	A (4)	B1 (12)	B2 (11)	B3 (12)	B4 (13)	C1 (5)	C2 (10)	
前燃熱の大きさ	高	中	高	中	中	低	低	低	低
PRA上考慮が必要なイベント	—	—	全燃料取出	CRD, LFRM, RIP 点検 MUWVC全台停止	炉内点検 CUM全台停止 RHR系統切替え	全燃料装荷	CUMブロー	RHR系統切替え	RHR系統切替え
取水路 D/G	—	—	B系	A系及びC系	—	—	—	—	—
非常用交流電源母線	通常水位	通常水位	開放	ウエル満水	閉鎖	開放	通常水位	通常水位	通常水位
原子炉水位	—	—	開放	燃料プール	燃料プール	原子炉+燃料プール	—	—	—
原子炉	原子炉	原子炉	原子炉+燃料プール	燃料プール	燃料プール	原子炉	原子炉	原子炉	原子炉
評価する除熱対象	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A
前燃熱	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B
熱除去	RHR-C	RHR-C	RHR-C	RHR-C	RHR-C	RHR-C	RHR-C	RHR-C	RHR-C
去	CUM-A	CUM-A	CUM-A	CUM-A	CUM-A	CUM-A	CUM-A	CUM-A	CUM-A
	CUM-B	CUM-B	CUM-B	CUM-B	CUM-B	CUM-B	CUM-B	CUM-B	CUM-B
	FPC2台	FPC2台	FPC2台	FPC2台	FPC2台	FPC2台	FPC2台	FPC2台	FPC2台
	HPCF-B	HPCF-B	HPCF-B	HPCF-B	HPCF-B	HPCF-B	HPCF-B	HPCF-B	HPCF-B
	HPCF-C	HPCF-C	HPCF-C	HPCF-C	HPCF-C	HPCF-C	HPCF-C	HPCF-C	HPCF-C
補給	MUWC-A	MUWC-A	MUWC-A	MUWC-A	MUWC-A	MUWC-A	MUWC-A	MUWC-A	MUWC-A
水注	MUWC-B	MUWC-B	MUWC-B	MUWC-B	MUWC-B	MUWC-B	MUWC-B	MUWC-B	MUWC-B
水	MUWC-C	MUWC-C	MUWC-C	MUWC-C	MUWC-C	MUWC-C	MUWC-C	MUWC-C	MUWC-C
FP	FP	FP	FP	FP	FP	FP	FP	FP	FP

■ 前燃熱除去に用いている設備
 ■ 機能を期待出来る設備

※ () は期間 (日数) を示す

第3-3 図 POS の分類及び定期検査工程

POS	原子炉ウエル満水状態													
	S	A	B1	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2	D			
日数	1	2	5	3	14	8	12	13	8	9	7			
代表水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位			
CRD点検														
LFRM点検														
除熱系	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A			
	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B			
	CST-A	CST-A	CST-A	CST-A	CST-A	CST-A	CST-A	CST-A	CST-A	CST-A	CST-A			
	CST-B	CST-B	CST-B	CST-B	CST-B	CST-B	CST-B	CST-B	CST-B	CST-B	CST-B			
注水系	HPCS	HPCS	HPCS	HPCS	HPCS	HPCS	HPCS	HPCS	HPCS	HPCS	HPCS			
	LPCS	LPCS	LPCS	LPCS	LPCS	LPCS	LPCS	LPCS	LPCS	LPCS	LPCS			
	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A	LPCI-A			
	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B	LPCI-B			
	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C	LPCI-C			
補給冷却系	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A	RHRS-A			
	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B	RHRS-B			
電源系	DG-2C	DG-2C	DG-2C	DG-2C	DG-2C	DG-2C	DG-2C	DG-2C	DG-2C	DG-2C	DG-2C			
	DG-2D	DG-2D	DG-2D	DG-2D	DG-2D	DG-2D	DG-2D	DG-2D	DG-2D	DG-2D	DG-2D			
	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG	HPCS-DG			

※1 RHR系は蒸気発生器のみのため、RHR-Bは省略
 ※2 RHR系は蒸気発生器のみのため、RHR-Aは省略
 ※3 HPCS-DGの補給油トラミネーションポンプの点検のため、HPCS-DGは省略

■ : 運転 □ : 情報

第3-3 図 停止時PRAにおけるプラント状態の分類及び施設定期検査工程

プラントの状態 (POS) ※1	原子炉冷温停止状態への移行状態		原子炉ウエル満水状態				原子炉格納容器/原子炉圧力容器閉鎖及び起動準備への移行状態		起動準備状態
	S (1)	A (5)	B-1 (6)	B-2 (28)	B-3 (10)	B-4 (8)	C (9)	D (6)	
前燃熱の大きさ	高	中	中	中	中	低	低	低	
PRA上考慮が必要なイベント	—	—	全燃料取出	制御体駆動機構点検、局部出力制限モニタ交換	全燃料装荷	全燃料装荷	全燃料装荷	全燃料装荷	
除熱対象の燃料	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	
原子炉水位	—	—	開放	開放	開放	開放	開放	開放	
燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール	燃料プール	
前燃熱除去系 (A系)	前燃熱除去系 (A系)	前燃熱除去系 (A系)	前燃熱除去系 (A系)	前燃熱除去系 (A系)	前燃熱除去系 (A系)	前燃熱除去系 (A系)	前燃熱除去系 (A系)	前燃熱除去系 (A系)	
前燃熱除去系 (B系)	前燃熱除去系 (B系)	前燃熱除去系 (B系)	前燃熱除去系 (B系)	前燃熱除去系 (B系)	前燃熱除去系 (B系)	前燃熱除去系 (B系)	前燃熱除去系 (B系)	前燃熱除去系 (B系)	
原子炉浄化系 (A系) ※2	原子炉浄化系 (A系) ※2	原子炉浄化系 (A系) ※2	原子炉浄化系 (A系) ※2	原子炉浄化系 (A系) ※2	原子炉浄化系 (A系) ※2	原子炉浄化系 (A系) ※2	原子炉浄化系 (A系) ※2	原子炉浄化系 (A系) ※2	
原子炉浄化系 (B系) ※2	原子炉浄化系 (B系) ※2	原子炉浄化系 (B系) ※2	原子炉浄化系 (B系) ※2	原子炉浄化系 (B系) ※2	原子炉浄化系 (B系) ※2	原子炉浄化系 (B系) ※2	原子炉浄化系 (B系) ※2	原子炉浄化系 (B系) ※2	
燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	燃料プール冷却系 (A系、B系) ※2	
低圧炉心スプレイス系 ※2	低圧炉心スプレイス系 ※2	低圧炉心スプレイス系 ※2	低圧炉心スプレイス系 ※2	低圧炉心スプレイス系 ※2	低圧炉心スプレイス系 ※2	低圧炉心スプレイス系 ※2	低圧炉心スプレイス系 ※2	低圧炉心スプレイス系 ※2	
復水輸送系 (A系) ※3	復水輸送系 (A系) ※3	復水輸送系 (A系) ※3	復水輸送系 (A系) ※3	復水輸送系 (A系) ※3	復水輸送系 (A系) ※3	復水輸送系 (A系) ※3	復水輸送系 (A系) ※3	復水輸送系 (A系) ※3	
復水輸送系 (B系) ※3	復水輸送系 (B系) ※3	復水輸送系 (B系) ※3	復水輸送系 (B系) ※3	復水輸送系 (B系) ※3	復水輸送系 (B系) ※3	復水輸送系 (B系) ※3	復水輸送系 (B系) ※3	復水輸送系 (B系) ※3	
燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	

※1 () は期間 (日数) を示す
 ※2 今回のPRAでは期待していない設備 (復水輸送系 (低圧注水モード) に期待しない)
 ※3 定期事業者検査に先行して点検を実施

第3-3 図 POS の分類及び定期事業者検査工程

・解析結果の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 停止時PRAの施設定期検査工程の相違
 島根2号炉は停止時PRAにおいて原子炉浄化系, 高圧炉心スプレイス系等に期待していない。また, 復水輸送系は, 施設定期検査に先行して点検を実施している

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

外部電源喪失	直流電源	交流電源 *1	崩壊熱除去・炉心冷却 *2,3	事故シークエンスグループ
[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	炉心損傷なし (a)
			[失敗]	炉心損傷なし (b)
			[成功]	炉心損傷なし (b)
崩壊熱除去機能喪失 *1		崩壊熱除去・炉心冷却 *2		事故シークエンスグループ
[成功]		[成功]		炉心損傷なし (a)
原子炉冷却材の流出 *5		崩壊熱除去・炉心冷却 *6		事故シークエンスグループ
[成功]		[成功]		炉心損傷なし (c)

(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

- *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
- *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
- *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, MUWC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エル・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
- *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)
- *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
- *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

第3-4図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シークエンスのグループ化 (停止時PRAイベントツリー)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

残留熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シークエンス	事故シークエンスグループ
[成功]	[成功]	-	燃料損傷なし
	[失敗]	残留熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
[成功]	[成功]	-	燃料損傷なし
	[失敗]	残留熱除去系の故障 (RHR S喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
[成功]	[成功]	-	燃料損傷なし
	[失敗]	外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
[成功]	[成功]	-	燃料損傷なし
	[失敗]	外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
[成功]	[成功]	-	燃料損傷なし
	[失敗]	外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失

原子炉冷却材の流出 崩壊熱除去・炉心冷却 事故シークエンス 事故シークエンスグループ

- 原子炉冷却材の流出 (RHR系統切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- 原子炉冷却材の流出 (CUWブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- 原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- 原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗

第3-4図 停止時PRAにおけるイベントツリー

島根原子力発電所 2号炉

外部電源喪失	直流電源	交流電源 *1	崩壊熱除去・炉心冷却 *2	事故シークエンス	事故シークエンスグループ	シークエンス No.
[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	燃料損傷なし	燃料損傷なし	-
			[失敗]	外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	(2)
			[成功]	外部電源喪失 + 交流電源喪失	全交流動力電源喪失	(4)
[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	外部電源喪失 + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失	(3)
			[失敗]	外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	(1)
崩壊熱除去機能喪失 *3		崩壊熱除去・炉心冷却 *2		事故シークエンス	事故シークエンスグループ	シークエンス No.
[成功]		[成功]		燃料損傷なし	燃料損傷なし	-
[成功]		[成功]		崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	(1)
原子炉冷却材の流出 *4		流出隔離・炉心冷却 *5		事故シークエンス	事故シークエンスグループ	シークエンス No.
[成功]		[成功]		燃料損傷なし	燃料損傷なし	-
[成功]		[成功]		原子炉冷却材の流出 + 流出隔離・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出	(5), (6), (7), (8)

- *1 非常用ディーゼル発電機全台が機能喪失を示すヘディング。
- *2 崩壊熱除去機能(残留熱除去系)及び注水機能(復水輸送系, 燃料プール補給水系)の確保に失敗するかどうかを示すヘディング。
- *3 残留熱除去系機能喪失[フロントライン]及び補機冷却系機能喪失。
- *4 残留熱除去系切替・制御棒駆動機構・局部出力傾城計装, 原子炉浄化系ブロー時における操作誤りによる原子炉冷却材流出。
- *5 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(崩壊熱除去機能(残留熱除去系)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。

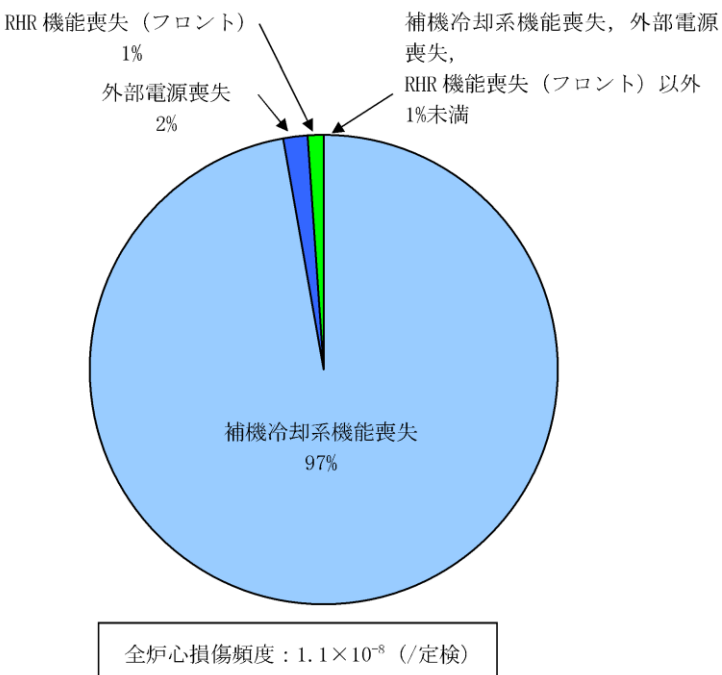
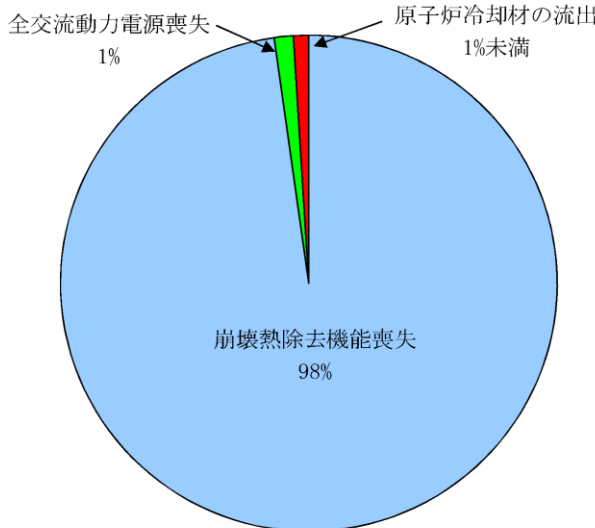
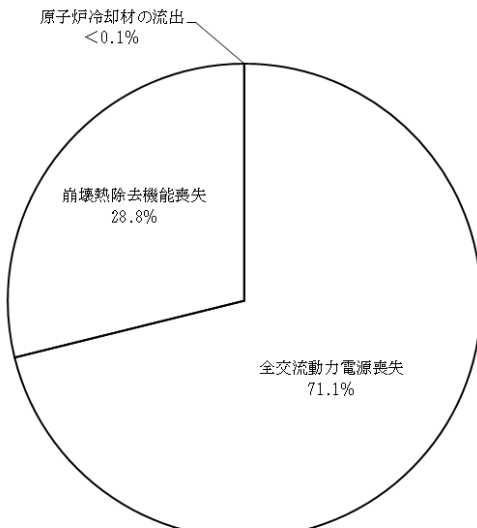
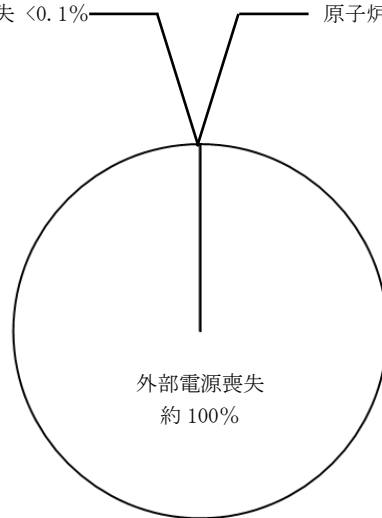
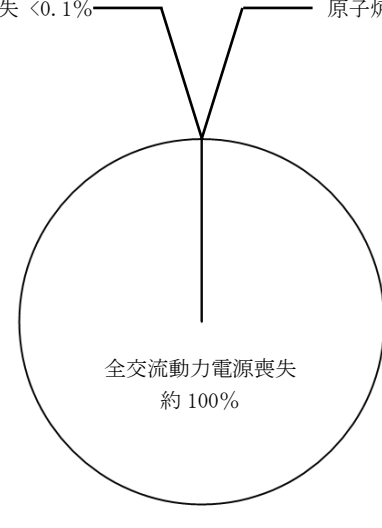
第3-4図 内部事象停止時レベル1 PRA イベントツリー

備考

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、外部電源復旧, 除熱機能(原子炉浄化系), 注水機能(高圧炉心スプレイ系等)に期待しておらず、イベントツリー及び注釈に相違が生じている

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉は今回の停止時PRAにおいて、交流電源喪失後に、ディーゼル駆動ポンプ, 高圧炉心スプレイディーゼル発電機等に期待していないため、イベントツリーに相違が生じている

・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉は第3-2表に示すイベントツリーの各事故シークエンスとの対比ができるよう、シークエンス No. を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>第3-5 図 起因事象別の寄与割合</p>  <p>第3-6 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</p>	 <p>第3-5 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合</p>	 <p>第3-5 図 起因事象別の寄与割合</p>  <p>第3-6 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は起因事象別の寄与割合についても記載</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は停止時PRAにて崩壊熱除去機能喪失の起因事象に崩壊熱除去機能喪失[フロント系]と補機冷却系機能喪失を含めている</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 停止時PRAの燃料損傷頻度の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉及び東海第二は外部電源の復旧に期待していないため、「外部電源喪失」及び「全交流動力電源喪失」の寄与割合が大きくなる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて</p> <p>事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。</p> <p>これらのPRAについて、PRAの実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」(平成21年6月一般社団法人日本原子力技術協会)を参考にした。ピアレビューの結果、実施したPRAにおいて、事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。その結果を別紙9に示す。</p> <p>また、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」(平成25年9月原子力規制庁)において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA(内部事象、内部事象(停止時)、外部事象(地震及び津波)、レベル1.5PRA(内部事象)、外部事象(地震))の対応状況を確認した。その結果を別紙10に示す。</p>	<p>4. 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて</p> <p>事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。</p> <p>これらのPRAについて、PRAの実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」(平成21年6月一般社団法人日本原子力技術協会)を参考にした。ピアレビューの結果、実施したPRAにおいて、事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。</p> <p>また、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」(平成25年9月原子力規制庁)において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA(内部事象、内部事象(停止時)、外部事象(地震及び津波))、レベル1.5PRA(内部事象、外部事象(地震))の対応状況を確認した。</p>	<p>4. 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて</p> <p>事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。</p> <p>これらのPRAについて、PRA実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」(平成21年6月一般社団法人日本原子力技術協会)を参考にした。ピアレビューの結果、実施したPRAにおいて、事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。その結果を別紙10に示す。</p> <p>また、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」(平成25年9月原子力規制庁)において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA(内部事象、内部事象(停止時)、外部事象(地震及び津波))、レベル1.5PRA(内部事象、外部事象(地震))の対応状況を確認した。その結果を別紙11に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号は関連する別紙について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>別紙1</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象の考慮について</p> <p>重大事故の有効性評価に関わる個別プラントの事故シーケンスグループ選定に際しては、「<u>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</u>」(以下「<u>解釈</u>」という。)に「個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価 (PRA) 及び外部事象に関するPRA (適用可能なもの) 又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されている。</p> <p>今回の申請書作成に当たって、外部事象に関してはPRA手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象に出力運転時レベル1PRAを実施した。</p> <p>内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関するレベル1PRA及び外部事象レベル1.5PRA並びに外部事象に関する停止時レベル1PRAについては、PRA手法の確立に向けた検討が進められている段階であつたり、現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これらの外部事象に誘発される起因事象について検討することで、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について以下のとおり、整理した。</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの選定に関わる検討</p> <p>1.1 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>今回はPRAの適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル1PRAの手法確立・個別プラントへの展開に関わる検討作業がある程度進んでいる。このことを踏まえ、PRAを念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性が</p>	<p>別紙1</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について</p> <p>重大事故の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループの選定に際しては、「<u>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</u>」(以下「<u>解釈</u>」という。)に、「個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価 (PRA) 及び外部事象に関するPRA (適用可能なもの) 又はそれに代わる方法で評価を実施すること。」と記載されている。</p> <p>今回の申請に当たって、外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象に出力運転時レベル1PRAを実施した。</p> <p>内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1PRA及び外部事象レベル1.5PRA並びに停止時レベル1PRAについては、PRA手法の確立に向けた検討が進められている段階又は現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これら外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について以下のとおり整理した。</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討</p> <p>1.1 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>今回はPRAの適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル1PRAの手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいる。このことを踏まえ、PRAを念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性</p>	<p>別紙1</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について</p> <p>重大事故等の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループの選定に際しては、<u>解釈</u>に「個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価 (PRA) 及び外部事象に関するPRA (適用可能なもの) 又はそれに代わる方法で評価を実施すること。」と記載されている。</p> <p>今回の申請にあたっては、外部事象に関しては、<u>PRA</u>手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象にレベル1PRAを実施した。</p> <p>内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する<u>運転時レベル1PRA</u>、<u>外部事象運転時レベル1.5PRA</u>並びに<u>外部事象停止時レベル1PRA</u>については、PRA手法の確立に向けた検討を実施中の段階であること、又は現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないものと判断し、「それに代わる方法」として、これらの外部事象に誘発される起因事象について検討することで、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ及び格納容器破損モード選定への影響について、以下のとおり整理した。</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ選定に係る検討</p> <p>(1) 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>今回はPRAの適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災については<u>運転時レベル1PRA</u>の手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいる。このことを踏まえ、PRAを念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、検討する項目として、格納容器破損モード選定を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																														
<p>る起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を第1表に示す。</p> <p>第1表に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル1PRA に用いた起因事象に含まれている。</p> <p>また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。</p> <p>したがって、内部溢水、内部火災を起因とした炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル1PRA の検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低いと考える。</p> <p>第1表 内部溢水／内部火災により誘発される起因事象の例</p> <table border="1" data-bbox="172 1066 923 1661"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>起因事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>・内部溢水／内部火災による常用母線等の機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>・内部溢水／内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水／内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>・内部溢水／内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>・内部溢水／内部火災による給水ポンプの機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)</td> <td>・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等</td> </tr> <tr> <td>原子炉緊急停止系誤動作</td> <td>・内部溢水／内部火災による原子炉緊急停止系の故障等</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系故障</td> <td>・内部溢水／内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>・内部溢水／内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>1.2 その他の外部事象の影響</p> <p>その他の外部事象としては、設置許可基準の解釈第6条第2項に具体的な自然現象として以下が記載されている。</p>	起因事象	起因事象を誘発する要因の例	外部電源喪失	・内部溢水／内部火災による常用母線等の機能喪失等	非隔離事象	・内部溢水／内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水／内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等	隔離事象	・内部溢水／内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等	全給水喪失	・内部溢水／内部火災による給水ポンプの機能喪失等	原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)	・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等	原子炉緊急停止系誤動作	・内部溢水／内部火災による原子炉緊急停止系の故障等	原子炉補機冷却水系故障	・内部溢水／内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等	手動停止	・内部溢水／内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止	<p>がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を表1に示す。</p> <p>表1に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらに起因する事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル1 P R Aにおいて評価対象とした起因事象に含まれている。</p> <p>また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。</p> <p>したがって、内部溢水・内部火災に起因した炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル1 P R Aの検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低いと考える。</p> <p>表1 内部溢水及び内部火災により誘発される起因事象</p> <table border="1" data-bbox="964 1066 1715 1346"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>起因事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤作動 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤作動等</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁誤開放</td> <td>内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤作動等</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>1.2 その他の外部事象の影響</p> <p>その他の外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象及び第8項に発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるお</p>	起因事象	起因事象を誘発する要因の例	外部電源喪失	内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等	非隔離事象	内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤作動 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤作動等	隔離事象	内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等	全給水喪失	内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等	逃がし安全弁誤開放	内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤作動等	手動停止	内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止	<p>可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を第1表に示す。</p> <p>第1表に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象運転時レベル1 P R Aに用いた起因事象に含まれている。</p> <p>また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。</p> <p>したがって、内部溢水、内部火災を起因とした炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象運転時レベル1 P R Aの検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低いと考える。</p> <p>第1表 内部溢水、内部火災により誘発される起因事象の例</p> <table border="1" data-bbox="1757 1066 2507 1633"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>起因事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過渡事象</td> <td>内部溢水、内部火災による過渡変化</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>内部溢水、内部火災による常用母線の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>内部溢水、内部火災による緩和設備の機能喪失に伴う手動停止</td> </tr> <tr> <td>サポート系喪失</td> <td>内部溢水、内部火災によるサポート系の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>LOCA</td> <td>内部溢水、内部火災による逃がし安全弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>内部溢水、内部火災による隔離弁制御回路の誤作動</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) その他の外部事象の影響</p> <p>その他の外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象及び第8項に発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるお</p>	起因事象	起因事象を誘発する要因の例	過渡事象	内部溢水、内部火災による過渡変化	外部電源喪失	内部溢水、内部火災による常用母線の機能喪失	手動停止	内部溢水、内部火災による緩和設備の機能喪失に伴う手動停止	サポート系喪失	内部溢水、内部火災によるサポート系の機能喪失	LOCA	内部溢水、内部火災による逃がし安全弁制御回路の誤作動	インターフェイスシステムLOCA	内部溢水、内部火災による隔離弁制御回路の誤作動	<p>備考</p> <p>・起因事象の分類の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は「非隔離事象」、「隔離事象」、「全給水喪失」等を過渡事象として記載</p> <p>またISLOCAについても記載</p>
起因事象	起因事象を誘発する要因の例																																																
外部電源喪失	・内部溢水／内部火災による常用母線等の機能喪失等																																																
非隔離事象	・内部溢水／内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水／内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等																																																
隔離事象	・内部溢水／内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等																																																
全給水喪失	・内部溢水／内部火災による給水ポンプの機能喪失等																																																
原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)	・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等																																																
原子炉緊急停止系誤動作	・内部溢水／内部火災による原子炉緊急停止系の故障等																																																
原子炉補機冷却水系故障	・内部溢水／内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等																																																
手動停止	・内部溢水／内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止																																																
起因事象	起因事象を誘発する要因の例																																																
外部電源喪失	内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等																																																
非隔離事象	内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤作動 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤作動等																																																
隔離事象	内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等																																																
全給水喪失	内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等																																																
逃がし安全弁誤開放	内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤作動等																																																
手動停止	内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止																																																
起因事象	起因事象を誘発する要因の例																																																
過渡事象	内部溢水、内部火災による過渡変化																																																
外部電源喪失	内部溢水、内部火災による常用母線の機能喪失																																																
手動停止	内部溢水、内部火災による緩和設備の機能喪失に伴う手動停止																																																
サポート系喪失	内部溢水、内部火災によるサポート系の機能喪失																																																
LOCA	内部溢水、内部火災による逃がし安全弁制御回路の誤作動																																																
インターフェイスシステムLOCA	内部溢水、内部火災による隔離弁制御回路の誤作動																																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>また、設置許可基準の解釈第6条第8項に具体的な人為事象として以下が記載されている。</p> <p>敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等</p> <p>これらの地震、津波以外の自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳も含めて定性的に分析した結果を別紙1(補足1)に示す。</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、事故シーケンスの発生可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2. 格納容器破損モード選定に関わる検討</p> <p>外部事象レベル1.5PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないことから、以下のとおり定性的な検討を実施した。</p> <p>2.1 地震の影響</p>	<p>それがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「外部人為事象」という。）として、具体的に以下が記載されている。</p> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>（中略）</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>（中略）</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> <p>これらの地震、津波を除く各種自然現象及び外部人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳も含めて定性的に分析した結果を添付1に示す。</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び外部人為事象について、起因事象発生の可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて抽出した起因事象を誘発する要因による事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2. 格納容器破損防止対策の格納容器破損モードの抽出に係る検討</p> <p>外部事象レベル1.5PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないことから、以下のとおり定性的な検討を実施した。</p> <p>2.1 地震の影響</p>	<p>それがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）として、具体的に以下が記載されている。</p> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>（中略）</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>（中略）</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> <p>（略）</p> <p>これらの地震、津波以外の自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、自然現象及び人為事象の重畳も含めて定性的に分析した結果を別紙1（補足資料1）に示す。</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、事故シーケンスの発生可能性を検討した結果、運転時を対象として実施した内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2. 格納容器破損モード選定に係る検討</p> <p>外部事象運転時レベル1.5PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないことから、以下のとおり定性的な検討を実施した。</p> <p>(1) 地震の影響</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を別紙1(補足2)に示す。</p> <p>また、出力運転時を対象として実施した地震時レベル1PRAの結果からは、地震特有の炉心損傷モードとして原子炉建屋の破損や原子炉格納容器の破損等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象では原子炉格納容器も破損に至るが、この場合の原子炉格納容器の破損は事象進展によって原子炉格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについて原子炉格納容器の破損防止の観点での対策は、緩和系による収束ではなく耐震補強等による発生防止によって達成されるものであり、有効性評価における評価事故シーケンスとしては適切でないと考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2.2 津波の影響</p> <p>津波がプラントに与え得る特有の影響について、建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、原子炉格納容器が津波による物理的負荷(波力・漂流物の衝撃力)によって直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2.3 内部溢水・内部火災の影響</p> <p>1.1に示したレベル1PRAの観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないと判断しており、原子炉格納容器が直接破損することも想</p>	<p>地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を添付2に示す。</p> <p>また、出力運転時を対象として実施した地震時レベル1PRAの結果からは、地震特有の事象として原子炉建屋損傷や格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象については、深刻な事故の場合には格納容器も破損に至るが、この場合の格納容器破損は事象進展によって格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについては、耐震補強等による事象の発生防止を図ること、あるいは大規模損壊対策として可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により影響緩和を試みることによって対応していく事象であり、有効性評価において取り扱う事象としては適切でないと考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>2.2 津波の影響</p> <p>津波がプラントに与え得る特有の影響について、建物外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、格納容器が津波による物理的負荷(波力・漂流物の衝撃力)によって直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>2.3 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>1.1に示した起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないと推定しており、格納容器が直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の</p>	<p>地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を別紙1(補足資料2)に示す。</p> <p>また、運転時を対象として実施した地震レベル1PRAの結果からは、地震特有の炉心損傷モードとして原子炉建物の損傷や原子炉格納容器の破損等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象では原子炉格納容器も破損に至るが、この場合の原子炉格納容器の破損は事象進展によって原子炉格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについては、耐震補強等による事象の発生防止を図ること、あるいは大規模損壊対策として可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した対応により影響緩和を試みることによって対応していく事象であり、有効性評価における評価事故シーケンスとしては適切でないと考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>(2) 津波の影響</p> <p>津波がプラントに与え得る特有の影響について、建物外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、原子炉格納容器が津波による物理的負荷(波力・漂流物の衝撃力)によって直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象運転レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>(3) 内部溢水・内部火災の影響</p> <p>1.(1)に示した運転時レベル1PRAの観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象運転時レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないと判断しており、原子炉格納容器が直接破損するこ</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、緩和系の収束によるものではない事象として、同じ意味合いの大規模損壊対策による事象を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2.4 その他の外部事象の影響</p> <p>1.2 に示したプラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAの結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>3. 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に関わる検討</p> <p>停止時レベル1PRA については、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関するレベル1PRA の標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震、津波レベル1PRA の評価結果、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する整理、第1図に示す内部事象停止時レベル1PRA のマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象によって発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し起因事象の抽出結果を第2表にまとめた。</p> <p>さらに抽出した起因事象をもとに、内部事象停止時レベル1PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。</p>	<p>格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>2.4 その他の外部事象の影響</p> <p>1.2に示したプラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては、内部事象出力運転時レベル1PRAにて抽出された事故シーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>3. 停止時原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討</p> <p>停止時レベル1PRAについては、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関するレベル1PRAの標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震・津波レベル1PRAの評価結果、内部溢水・内部火災及びその他の外部事象に関する整理、図1に示す内部事象停止時レベル1PRAのマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象により発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し、表2にまとめた。</p> <p>さらに、抽出した起因事象を基に、内部事象停止時レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。</p>	<p>とは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても、内部事象運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>(4) その他外部事象の影響</p> <p>1.(2)に示したプラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象運転時レベル1PRAの結果抽出された事故シーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても、内部事象運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ選定に係る検討</p> <p>停止時レベル1PRAについては地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関するレベル1PRAの標準的な手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、運転時の地震及び津波レベル1PRAの評価結果、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する整理並びに第1図に示す内部事象停止時レベル1PRAのマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象によって発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し、起因事象の抽出結果を第2表にまとめた。</p> <p>さらに抽出した起因事象をもとに、内部事象停止時レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.1 出力運転時と運転停止中のプラント状態等の差異</p> <p>運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と運転停止中のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理に当たり、一般的な出力運転時と運転停止中の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シーケンスグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力 <p>運転停止中の崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ、小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シーケンスグループの抽出においては影響しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料損傷防止に必要となる機能 <p>運転停止中の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能，高圧注水機能等が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においてはこれらの差異について考慮する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位，原子炉圧力容器・原子炉格納容器の状態 <p>原子炉水位の変化は時間余裕へ影響するものの、事故シーケンスグループ抽出には影響しない。</p> <p>運転停止中は原子炉圧力容器・原子炉格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、必要な機能は崩壊熱除去又は注水機能であり変わらない。そのため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 緩和設備・サポート系設備の状態 <p>運転停止中において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も想定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は保安規定により担保されるものであり、また既に内部事象停止時レベル1PRAでこれらの設備の点検又は試験により機能に期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p>	<p>3.1 出力運転時と停止時のプラント状態等の差異</p> <p>停止時における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と停止時のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理に当たり、一般的な出力運転時と停止時の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シーケンスグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力 <p>停止時の崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シーケンスグループの抽出においては影響しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料損傷防止に必要となる機能 <p>停止時の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能，高圧注水機能等が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位，原子炉圧力容器・格納容器の状態 <p>原子炉水位の変化は時間余裕へ影響するものの、事故シーケンスグループ抽出には影響しない。</p> <p>停止時は原子炉圧力容器・格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、<u>停止時の必要な機能は変化しないため</u>、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 緩和設備・サポート系設備の状態 <p>停止時において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も<u>推定</u>される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は原子炉施設保安規定により担保されるものであり、また既に内部事象停止時レベル1PRAでこれらの設備の点検又は試験により期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p>	<p>(1) 運転時と運転停止中のプラント状態等の差異</p> <p>運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、運転時と運転停止中のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理に当たり、一般的な運転時と運転停止中の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シーケンスグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力 <p>運転停止中の崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力は運転時に比べ小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シーケンスグループの抽出においては影響しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料損傷防止に必要となる機能 <p>運転停止中の燃料損傷防止に必要となる機能は、運転時と異なり、原子炉停止機能，高圧注水機能等が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においてはこれらの差異について考慮する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の状態 <p>原子炉水位の変化は時間余裕へ影響するものの、事故シーケンスグループの抽出には影響しない。</p> <p>運転停止中は、原子炉圧力容器<u>及び</u>原子炉格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態によらず、<u>必要な機能は崩壊熱除去又は注水機能であり変わらない</u>。そのため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 緩和設備・サポート系設備の状態 <p>運転停止中において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も<u>想定</u>される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は原子炉施設保安規定により担保されるものであり、また、既に内部事象停止時レベル1PRAでこれらの設備の点検又は試験により機能に期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p>	

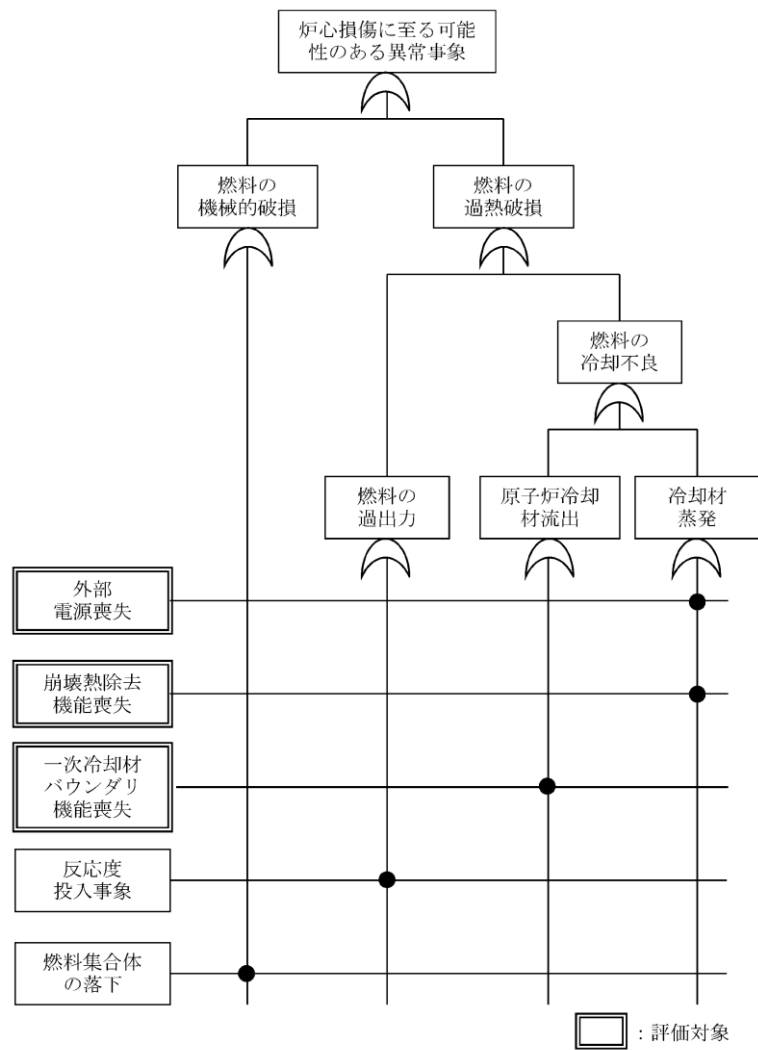
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・停止時特有の作業の影響</p> <p>運転停止中において、出力運転時と異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生等現場の状態が異なることが考えられる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においてはこれらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>以上より、運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にする際は「燃料損傷防止に必要となる機能」、「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。</p> <p>3.2 地震の影響</p> <p>個々の機器が地震を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系及び外部電源が該当する。</p> <p>地震により原子炉補機冷却水系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、また、碍子、所内電源設備等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て燃料損傷に至る可能性があるが、事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象運転停止時レベル1PRAにて抽出されたものに含まれる。</p> <p>地震特有の事象として、原子炉建屋、原子炉格納容器等の建屋・構築物の破損、格納容器バイパス、原子炉冷却材圧力バウナダリ喪失(Excessive-LOCA)、計測制御電源喪失の発生が挙げられるが、これらについては出力運転時を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。一</p>	<p>・停止時特有の作業の影響</p> <p>停止時において、出力運転時とは異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生など現場の状態が異なることが考えられる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>以上より、停止時における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にする際は、「燃料損傷防止に必要となる機能」、「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。</p> <p>3.2 地震の影響</p> <p>地震により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は、残留熱除去系及びそのサポート系である残留熱除去系海水系、外部電源から給電される所内電源設備である。</p> <p>地震により残留熱除去系又は残留熱除去系海水系が機能喪失すると「残留熱除去系の故障」の起因事象が発生し、碍子又は所内電源設備等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機能を有する系統が機能喪失した場合は燃料損傷に至るが、この事故シーケンスは、同じ系統がランダム故障等で発生することを想定している内部事象停止時レベル1PRAにて抽出される事故シーケンスと同じである。</p> <p>地震特有の事象として、原子炉建屋損傷、格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、格納容器バイパス、原子炉冷却材圧力バウナダリ喪失(Excessive LOCA)、計装・制御系喪失が発生すると、直接炉心損傷に至る事象が発生するが、これらについては出力運転時を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器</p>	<p>・停止時特有の作業の影響</p> <p>運転停止中において、運転時と異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生等、現場の状態が異なることが考えられる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においてはこれらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>以上より、運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、運転時を対象に実施した整理を参考にする際は、「燃料損傷防止に必要となる機能」、「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。</p> <p>(2) 地震の影響</p> <p>個々の機器が地震を受けた際に損傷する可能性は運転時と運転停止中で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と運転停止中で異なり、運転停止中には燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>運転停止中に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は、崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロントライン系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却系及び電源系が該当する。</p> <p>地震により原子炉補機冷却系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、また、碍子、所内電源設備等の受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て燃料損傷に至る可能性があるが、事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象運転停止時レベル1PRAにて抽出したものに含まれる。</p> <p>地震特有の事象として、原子炉建物損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、Excessive LOCA、制御室建物損傷、廃棄物処理建物損傷、計装・制御系喪失、格納容器バイパスの発生が挙げられるが、これらについては運転時を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備等で炉心損傷防止を試みるものとする。一</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は、地震PRAの事故シーケンスの分類に基づき、原子炉格納容器損傷と原</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、<u>建屋</u>以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応すべきものとする。</p> <p>したがって、運転停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>3.3 津波による影響</p> <p><u>停止時には点検等に伴い、運転時にはない開口が生じている可能性が考えられるが、運転時の津波PRAにおいても、地下開口部からの浸水を考慮していることから、浸水及びその伝播経路については運転時と停止時において相違はないものとするが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</u></p> <p><u>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波PRA では期待していないことから、停止時においても期待しないものとする、そのバックアップとなる非常用電源が重要となる。</u></p> <p><u>津波により海水が建屋内へ浸水すると、海水が機器の設置高さに到達した時点で、原子炉補機冷却水系の機能喪失が発生し、「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生する。以降、海水の浸水高さに応じて「全交流動力電源喪失」「直流電源喪失」が発生すると考えられる。浸水高さに応じて発生する起因事象が異なるという考え方は、出力運転時を対象とした津波PRA と同様である。また、燃料損傷防止対策も出力運転時を対象とした津波PRA と同様、津波による浸水防止である。</u></p>	<p>等で燃料損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、<u>原子炉建屋</u>以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応すべきものとする。</p> <p>したがって、<u>停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 P R Aにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものとする</u>と判断した。</p> <p>3.3 津波の影響</p> <p><u>停止時には、点検作業等に伴い、出力運転時にはない開口（大物搬入口の水密扉等の建屋開口部、防潮堤貫通部の止水防</u> <u>止対策の点検に伴う一時的な開口部）が発生することが考えられ、事故シーケンス選定においては、この差異について考慮する必要がある。</u></p> <p><u>大物搬入口の水密扉等については、出力運転時の津波レベル1 P R Aにおいて期待しておらず、防潮堤を超え敷地に遡上する津波が原子炉建屋1階床面に到達すると「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」の事故シーケンスとして取り扱っている。停止時においてもこの考え方を適用すると、大物搬入口の水密扉等の建屋開口部の有無による事故シーケンス選定への影響はない。</u></p> <p><u>一方、防潮堤については、出力運転時の津波レベル1 P R Aにおいて期待しているが、停止時における防潮堤貫通部の止水対策の点検作業に伴い、一時的に開口部が生じている間に防潮堤高さ未達の津波が発生した場合は、津波が開口部から敷地内に浸水することが考えられる。この場合でも、敷地内に浸水する津波の量が限定的であり、非常用海水ポンプの健全性は維持されることが考えられるもの、非常用海水ポンプが没水、被水により機能喪失した場合は「最終ヒートシンク喪失」の起因事象が発生する。ただし、これを起因とする事故シーケンスに対しては、内部事象停止時レベル1 P R Aから抽出される「全交流動力電源喪失」の事故</u></p>	<p>方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、<u>建物</u>以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応すべきものとする。</p> <p>したがって、<u>運転停止中の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものとする</u>と判断した。</p> <p>(3) 津波の影響</p> <p><u>運転停止中には点検等に伴い、運転時にはない開口が生じている可能性が考えられるが、運転停止中においても防波壁の機能は維持されることから、防波壁を超えて敷地に遡上する津波によるプラントへの影響は、運転時と運転停止中において相違はないものとするが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と運転停止中で異なり、運転停止中には燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</u></p> <p><u>津波特有の事象として、直接炉心損傷に至る事象が発生すると、緩和系の機能に期待できず炉心損傷に至るが、これらについては運転時を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備等で炉心損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建物以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応すべきものとする。</u></p>	<p>子炉压力容器損傷を分割し、さらに制御室建物損傷及び廃棄物処理建物損傷を記載</p> <p>・津波 P R A の想定との相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は防波壁を考慮した津波 P R A を実施 【東海第二】 島根 2 号炉は水密扉等を考慮した津波 P R A を実施 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、津波 P R A の事故シーケンスの分類に基づき、直接炉心損傷に至る事象を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>したがって、<u>運転停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1PRAにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</u></p> <p>なお、<u>プラント停止時において、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区分は機能維持可能な運用とする。</u></p> <p>3.4 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>個々の機器が内部溢水又は内部火災の影響を受けた際に損傷する可能性は<u>運転時と停止時</u>で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では<u>運転時と停止時</u>で異なり、<u>停止時には</u>、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p><u>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系及び外部電源が該当する。</u></p> <p>内部溢水、内部火災により原子炉補機冷却水系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、<u>外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム要因による同系統の機能喪失を想定する内部事象運転停止</u></p>	<p><u>シーケンスグループと同様、常設代替高压電源装置、低压代替注水系（常設）等により燃料損傷を防止できる。</u></p> <p><u>また、防潮堤高さを超える津波に対しては、防潮堤貫通部の止水対策の点検作業の有無に関わらず、非常用海水ポンプが没水、被水により機能喪失し「最終ヒートシンク喪失」の起因事象が発生する。ただし、この場合においても、内部事象停止時レベル1 P R Aから抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループと同様、常設代替高压電源装置、低压代替注水系（常設）等により燃料損傷を防止できる。</u></p> <p><u>以上より、停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 P R Aにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</u></p> <p>なお、<u>停止時は、常設代替高压電源装置等の重大事故等対処設備が点検に伴い待機除外となる場合もあるものの、燃料損傷防止対策が全て喪失するような複数の同時点検は実施しない運用とするとともに、その対策の機能維持に必要な浸水防止設備を維持する運用とする。</u></p> <p>3.4 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>内部溢水、内部火災により<u>個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時</u>で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では<u>出力運転時と停止時</u>で異なり、<u>停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</u></p> <p><u>停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は、残留熱除去系及びそのサポート系である残留熱除去系海水系、外部電源から給電される所内電源設備である。</u></p> <p>内部溢水、内部火災により<u>運転中の残留熱除去系又は残留熱除去系海水系が機能喪失すると「残留熱除去系の故障」の起因事象が発生し、所内電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シーケンスは、同系統の機器のランダム故障による機能喪失を想定する内部事象</u></p>	<p>したがって、<u>運転停止中の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</u></p> <p>なお、<u>運転停止中において、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区分は機能維持可能な運用とする。</u></p> <p>(4) 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>個々の機器が内部溢水又は内部火災の影響を受けた際に損傷する可能性は<u>運転時と運転停止中</u>で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では<u>運転時と運転停止中</u>で異なり、<u>運転停止中には燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</u></p> <p><u>運転停止中に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は、崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロントライン系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却系及び電源系が該当する。</u></p> <p>内部溢水又は内部火災により<u>原子炉補機冷却系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、また、受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象運転停止時レベル1 P R</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、停止時の点検において、設計基準対処設備が少なくとも1区分は維持可能な運用としている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>時レベル1PRA にて抽出された事故シーケンスに含まれている。</p> <p>したがって、<u>運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</u></p> <p>なお、<u>停止時においても必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を講じ、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失の発生を防止する*</u>。</p> <p>※内部溢水：定期検査時等でのハッチ開放時の運用として異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しない等、内部溢水が複数の安全機能に影響しないよう対応を実施する</p> <p>内部火災：原子炉停止時も必要な防護処置等は実施される</p> <p>3.5 その他の外部事象の影響</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、<u>出力運転時の整理（別紙1（補足1））を参考に起因事象が発生し得るかを確認した。確認の結果、出力運転時と運転停止中を比較し、プラント状態、必要な機能の違いが評価に影響しないことを確認した。</u></p> <p>その他の自然現象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止時レベル1PRAにおいて抽出される起因事象に包含されるため、内部事象停止時レベル1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>4. まとめ</p> <p>今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階でPRA を適用可能と判断した<u>出力運転時地震レベル1PRA、出力運転時津波レベル1PRA 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないものと評価した。</u></p> <p>なお、今回定性的な分析とした各PRA や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災および地震随伴溢水を対象としたPRA については、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検</p>	<p>停止時レベル1 P R Aで考慮している起因事象に含まれている。</p> <p>したがって、<u>停止時の内部溢水、内部火災による起因事象の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 P R Aにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</u></p> <p>なお、<u>停止時においても、燃料損傷防止に必要な機能を全て喪失することのないよう、必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を維持する運用とする。</u></p> <p>3.5 その他の外部事象の影響</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び外部人為事象について、<u>出力運転時を対象とした整理を参考に、停止時に起因事象が発生し得るかを確認した。その結果、その他の外部事象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて抽出した起因事象に包含されるため、内部事象停止時レベル1 P R Aにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</u></p> <p>4. まとめ</p> <p>今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階でP R Aを適用可能と判断した<u>出力運転時地震レベル1 P R A、出力運転時津波レベル1 P R A以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードはないものと評価した。</u></p> <p>なお、今回定性的な分析とした各P R Aや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたP R Aについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検</p>	<p>Aにて抽出したものに含まれる。</p> <p>したがって、<u>運転停止中の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</u></p> <p>なお、<u>運転停止中においても必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を講じ、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失の発生を防止する*</u>。</p> <p>※内部溢水：定期<u>事業者</u>検査時等でのハッチ開放時の運用として異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しない等、内部溢水が複数の安全機能に影響しないよう対応を実施する。</p> <p>内部火災：原子炉停止時も必要な防護処置等は実施される。</p> <p>(5) その他の外部事象の影響</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、<u>運転時の整理（別紙1（補足資料1））を参考に起因事象が発生し得るかを確認した。確認の結果、出力運転時と運転停止中を比較し、プラント状態、必要な機能の違いが評価に影響しないことを確認した。</u></p> <p>その他の自然現象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて抽出される起因事象に包含されるため、内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>4. まとめ</p> <p>今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階でP R Aが適用可能と判断した<u>運転時地震レベル1 P R A、運転時津波レベル1 P R A以外の外部事象について、定性的な分析及び推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ並びに格納容器破損モードはないものと評価した。</u></p> <p>なお、今回定性的な評価とした各P R Aや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたP R Aについては、<u>評価</u>手法整備に向けた研究及び実機プラント</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>討を順次進めていく予定である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>検討を順次進めていく予定である。</p>	<p>への適用の検討を順次進めていく予定である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	



第1 図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象
マスターロジックダイアグラム

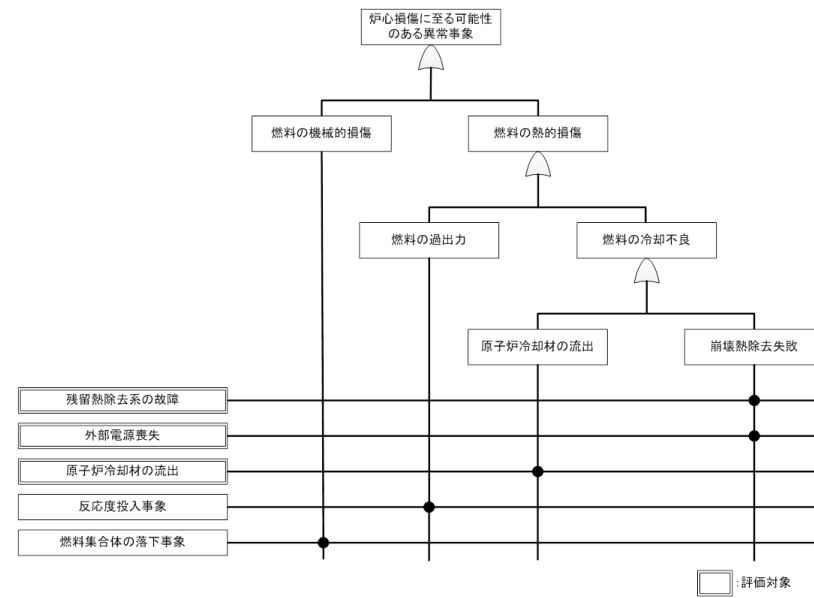
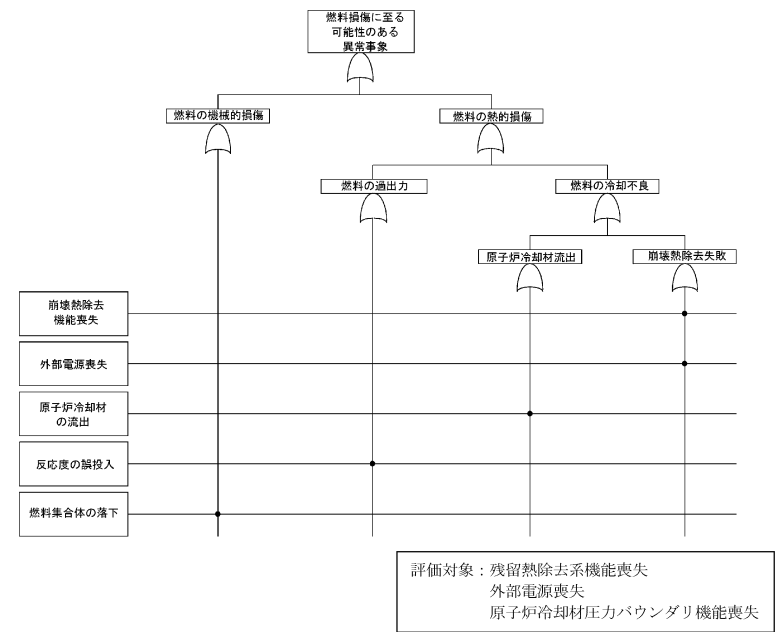


図1 内部事象停止時レベル1 PRAの
マスターロジックダイアグラム



第1図 燃料損傷に至る可能性のある異常事象
マスターロジックダイアグラム
(内部事象停止時レベル1 PRA)

第2表 運転停止中原子炉における各外部事象で発生する起因事象及び事故シナリオの抽出結果

地震 ・ 外部電源設備 (送受電設備) の損傷 ^{※1}	想定される系統・機器の損傷		他の外部事象 ・ 外部電源設備 (送受電設備) の機能喪失 (積雪、台風、火山、風、地滑り) ・ 海水系の閉塞 (火山、生物学的事象、風 (台風)、電巻)	起因事象 外部電源喪失	主な炉心損傷防止対策 ・ 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・可搬型) ・ 津波による浸水防止 ^{※3}
	津波 ・ 外部電源設備 (送受電設備) の水没 ^{※1}	内部火災・内部溢水 ・ 外部電源設備 (送受電設備) の機能喪失			
・ 原子炉補機冷却系の損傷 ・ 残留熱除去系の損傷	・ 建屋内浸水による原子炉補機冷却水系・格納海水系、残留熱除去系ポンプ等の水没	・ 原子炉補機冷却水系の機能喪失 ・ 送受電設備の機能喪失	・ 海水系の閉塞 (火山、生物学的事象、風 (台風)、電巻)	崩壊熱除去機能喪失	
— ^{※2}	—	—	—	一次冷却材バウンダリ機能喪失	—
・ 建屋・構築物 (原子炉建屋) ・ 建屋・構築物 (原子炉圧力容器・原子炉格納容器) ・ 格納容器バイパス ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA) ・ 計測制御電源喪失	—	—	—	直接炉心損傷に至る事象	・ 出力運転時の地震 PRA に基づき、直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、別紙 2 に示すとおり、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転時の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事象に対処設備、及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることに対応すべきものと考えられる。

※1：出力運転時 PRA では全交流動力電源喪失・直流電源喪失を起因事象として取り扱っているが、停止時 PRA では緩和系として取り扱っているため起因事象の抽出の対象としていない (事故シナリオとしては全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+非常用ディーゼル発電機喪失)、直流電源喪失を設定)。

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失は「Excessive LOCA」として直接炉心損傷に至る事象に整理する。

※3：プラント停止時において、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないよう複数の即時点検等は実施しない等、少なくとも 1 区分は機能維持可能な運用とする。

表2 停止時原子炉における各外部事象で発生する起因事象の抽出結果

外部事象 起因事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な燃料損傷防止対策
残留熱除去系の故障	・ 残留熱除去系の損傷 ・ 残留熱除去系海水系の損傷	・ 残留熱除去系海水系の機能喪失 ・ 原子炉建屋内浸水による残留熱除去系の機能喪失	・ 残留熱除去系ポンプの停止 ・ 残留熱除去系海水系ポンプの停止 等	・ 受電設備の損傷 (風 (台風)、電巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災) ・ 海水系の閉塞 (火山の影響)	・ 常設代替高圧電源装置 ・ 低圧代替注水系 (常設、可搬型) ・ 緊急用海水系 ・ 津波防護対策
外部電源喪失	・ 送受電設備の損傷	・ 送受電設備の機能喪失	・ 送受電設備の機能喪失	—	—
原子炉冷却材の流出	— [※]	—	—	—	—
反応度投入事象	—	—	—	—	—
直接炉心損傷に至る事象	・ 原子炉建屋損傷 ・ 格納容器損傷 ・ 原子炉圧力容器損傷 ・ 格納容器バイパス ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA) ・ 計測・制御系喪失	—	—	—	・ 出力運転時を対象とした地震 PRA 結果に基づき、直接炉心損傷に至る起因事象を抽出しているが、補足 1 に示すとおり、保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転時の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事象に対処設備を柔軟に活用し影響緩和を図ることに対応すべきものと考えられる。

※ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失は直接炉心損傷に至る事象として整理する。

第2表 運転停止中原子炉における各外部事象で発生する起因事象及び事故シナリオの抽出結果

地震 ・ 受電設備の損傷	想定される系統・機器の損傷		他の外部事象 ・ 受電設備の損傷 (風 (台風)、電巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災) ・ 海水系の閉塞 (火山の影響)	起因事象 外部電源喪失	主な燃料損傷防止対策 ・ ガスタービン発電機 ・ 原子炉補機代替冷却系 ・ 残留熱代替除去系 ・ 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) ・ 津波による浸水防止 ^{※1}
	津波 ・ 受電設備の水没	内部火災・内部溢水 ・ 受電設備の損傷			
・ 残留熱除去系の損傷 ・ 原子炉補機冷却系の損傷	・ 原子炉補機冷却系の水没	・ 残留熱除去系の損傷 ・ 原子炉補機冷却系の損傷	・ 海水系の閉塞 (火山の影響)	崩壊熱除去機能喪失	
— ^{※2}	—	—	—	原子炉冷却材バウンダリ機能喪失	—
・ Excessive LOCA ・ 計装・制御系喪失 ・ 格納容器バイパス ・ 原子炉格納容器損傷 ・ 原子炉圧力容器損傷 ・ 原子炉建物損傷 ・ 制御室建物損傷 ・ 廃棄物処理建物損傷	・ 直接炉心損傷に至る事象	—	—	直接炉心損傷に至る事象	・ 運転時の地震及び津波レベル 1 PRA に基づき、直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、別紙 2 に示すとおり、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。 ・ 運転時の取扱いと同様、機能を維持した設計基準事象に対処設備や重大事故等に対処設備等を柔軟に活用し、影響緩和を図ることに対応すべきものと考えられる。

※1：運転停止中において、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも 1 区分は機能維持可能な運用とする。

※2：「Excessive LOCA」として直接炉心損傷に至る事象に整理する。

・ 解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2 号炉は、地震 PRA の事故シナリオの分類に基づき、原子炉格納容器損傷と原子炉圧力容器損傷を分割し、さらに制御室建物損傷及び廃棄物処理建物損傷を記載。また、津波 PRA の事故シナリオの分類に基づき、直接炉心損傷に至る事象を記載