

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: right;">添付資料2-3</p> <p>設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、<u>設備等</u>）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① <u>落雷により屋外及び屋内計測制御設備に発生するノイズ</u></p> <p>② <u>落雷により屋外設備に発生する雷サージ</u></p> <p>③ <u>落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位</u></p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p><u>ただし、落雷については、建屋内外を含め全ての設備等に影響が及ぶ可能性が考えられるため、具体的な設備の特定は実施せず、次項の起回事象になり得るシナリオの選定に当たっては、影響範囲が同様である地震 PRA の評価を参照し行うこととする。</u></p> <p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p>	<p style="text-align: right;">補足1-6</p> <p>落雷事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「<u>設備等</u>」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① <u>屋内外計測制御設備に発生するノイズ</u></p> <p>② <u>直撃雷による設備損傷</u></p> <p>③ <u>誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</u></p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す屋内設置の設備等及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>① <u>屋内外計測制御設備に発生するノイズ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御系</li> </ul> <p>② <u>直撃雷による設備損傷</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源系</li> <li>・<u>残留熱除去系海水系</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系</u></li> <li>・<u>非常用ディーゼル発電機用海水系</u></li> <li>・<u>補機冷却系海水系</u></li> <li>・循環水系</li> </ul> <p>③ <u>誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御系</li> </ul> <p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1) で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2) で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料2-4</p> <p>設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「<u>設備等</u>」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>落雷事象により設備等に発生する可能性のある事象について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① <u>屋内外計測制御設備に発生するノイズ</u></p> <p>② <u>直撃雷による設備損傷</u></p> <p>③ <u>誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</u></p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>① <u>屋内外計測制御設備に発生するノイズ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御設備</li> </ul> <p>② <u>直撃雷による設備損傷</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送受電設備</li> <li>・<u>原子炉補機海水ポンプ</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</u></li> </ul> <p>・タービン補機海水ポンプ</p> <p>・循環水ポンプ</p> <p>③ <u>誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御設備</li> </ul> <p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の<u>うえ</u>、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p>	<p>備考</p> <p>・評価方法の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は他事象と同様に評価対象設備を選定</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>シナリオの作成に関しては、「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」((社)日本原子力学会)及び柏崎刈羽原子力発電所7号炉に対する地震PRAの起因事象選定の考え方から、落雷での発生可能性のある起因事象となり得るシナリオについて検討した。</u></p> <p><u>ただし、落雷の影響として構造損傷は発生しないことから、地震PRAにて考慮している起因事象のうち、原子炉格納容器及び圧力容器の破損、LOCA事象といった建屋・建造物の破損については除外した。</u></p> <p><u>また、設計基準を上回る落雷では、ノイズにより計測制御設備が誤動作しスクラムする可能性がある。また、雷サージや誘導電位によりプラントが影響を受けた場合、その異常(タービントリップ等)を検知しスクラムすることから、プラントスクラム後を想定した。</u></p> <p><u>落雷については単発雷を想定すると、複数の系統に期待できる設備については区分分離が実施されているので、機能喪失することはない。したがって、想定を超える落雷の複数発生により生じるシナリオを想定した。</u></p> <p>① <u>落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ</u></p> <p>計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>② <u>落雷により屋外設備に発生する雷サージ</u></p> <p><u>屋外設備(送電線や送電鉄塔、変圧器、屋外設置タンク)への落雷により、当該設備の機能喪失に至るシナリオ。また、外部とのケーブルを融通している建屋内の制御盤・電源盤が機能喪失に至るシナリオ。</u></p>	<p>① 屋内外計測制御系設備に発生するノイズ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>計測制御系</li> </ul> <p>ノイズにより安全保護回路が誤作動した場合、「隔離事象」又は「原子炉緊急停止系誤作動」に至るシナリオ</p> <p>ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤作動した場合、「非隔離事象」、「全給水喪失」又は「水位低下事象」に至るシナリオ</p> <p>② 直撃雷による設備損傷</p>	<p>①屋内外計測制御設備に発生するノイズ</p> <p>○計測制御設備</p> <p>ノイズにより安全保護系が誤動作した場合、隔離事象又は原子炉保護系誤動作等に至るシナリオ。</p> <p>ノイズにより安全保護系以外の計測制御設備が誤動作した場合、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオ。</p> <p>②直撃雷による設備損傷</p>	<p>・評価方法の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2 号炉は他事象と同様に評価対象設備を選定し、個々の設備に対する評価を実施</p> <p>・設置場所の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>柏崎 6/7 は軽油タンクが屋外にあるため、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージの影</p>

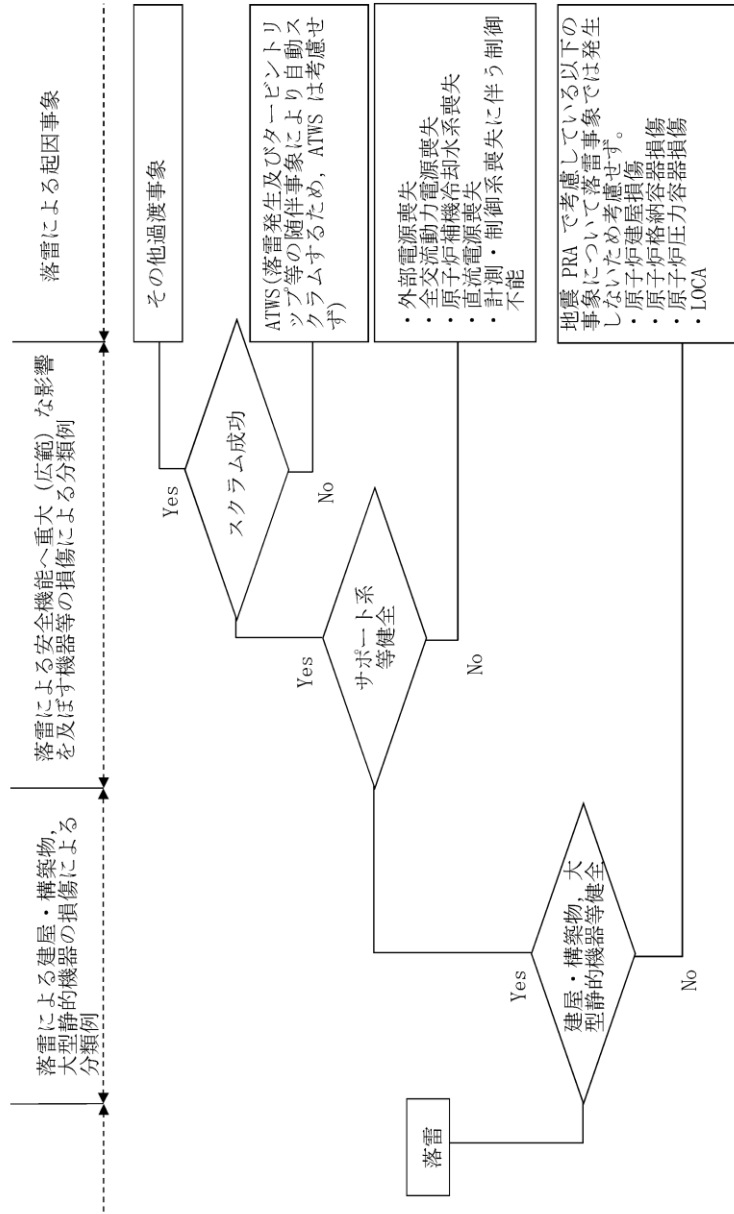
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ <u>落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位</u></p> <p><u>屋外及び屋内設備に発生する誘導電位により、建屋内設備が機能喪失するシナリオ。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源系 直撃雷により外部電源系が損傷した場合、外部電源系の機能喪失による「外部電源喪失」に至るシナリオ</li> <li>・残留熱除去系海水系 直撃雷により残留熱除去系海水系が損傷した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 直撃雷により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ</li> <li>・非常用ディーゼル発電機用海水系 直撃雷により非常用ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、外部電源喪失及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</li> <li>・補機冷却系海水系 直撃雷により補機冷却系海水系が損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ</li> <li>・循環水系 直撃雷により循環水系が損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ</li> </ul> <p>③ 誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御系 誘導雷サージにより計測制御系が損傷した場合、計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○送受電設備 送受電設備への直撃雷により、当該設備が機能喪失し、外部電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>○原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。</li> <li>○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。</li> <li>○タービン補機海水ポンプ タービン補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。</li> <li>○循環水ポンプ 循環水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、復水器真空度喪失により隔離事象に至るシナリオ。</li> </ul> <p>③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○計測制御設備 建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し、電気盤内の制御回路が損傷し、計装・制御系喪失に至るシナリオ。</li> </ul>	<p>響を考慮しているが、島根2号炉の軽油タンクは地下設置のため直撃雷の影響は受けない</p> <p>・評価方法の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は他事象と同様に評価対象設備を選定し、個々の設備に対する評価を実施</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) 起回事象の特定</p> <p>(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷(雷撃電流値)に対する裕度評価(起回事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 落雷により計測制御設備に発生するノイズ</p> <p>当該事象の発生時には、計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至る可能性はあるが、ノイズの影響は計測制御設備に限定され、仮に誤動作に至る場合でもプラントはスクラムし、以降の事象進展については内部事象PRAにおける過渡事象に含まれるため、起回事象としてはその他過渡事象として整理する。スクラム以外の誤動作(ポンプの誤起動等)については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては抽出しない。</p> <p>② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ</p> <p>屋外変圧器に過度な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、設計を超える落雷が発生した場合、外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、屋外設置のタンク類(軽油タンク、液化窒素貯槽)のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失に至る場合、全交流動力電源喪失となることから起回事象として抽出した。また、シナリオとして抽出されない各個別機器の機能喪失についてはその他過渡事象として考慮した。</p>	<p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3) で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷に対する起回事象発生可能性評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 屋内外計測制御設備に発生するノイズ</p> <p>落雷によって安全保護回路に発生するノイズの影響により誤作動する可能性を否定できず、隔離事象又は原子炉緊急停止系誤作動に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p> <p>また、落雷によって安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響により誤作動する可能性を否定できず、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p> <p>なお、上記事象以外の誤作動(ポンプの誤起動等)については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては特定しない。</p> <p>② 直撃雷による設備損傷</p> <p>外部電源系に過度な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、落雷が発生した場合、外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p> <p>残留熱除去系海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため起回事</p>	<p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える落雷事象に対しての裕度評価(起回事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 屋内外計測制御設備に発生するノイズ</p> <p>○計測制御設備</p> <p>落雷によって安全保護系に発生するノイズの影響により誤動作する可能性は否定できず、隔離事象又は原子炉保護系誤動作等に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p> <p>また、落雷によって安全保護系以外の計測制御設備に発生するノイズの影響により誤動作する可能性は否定できず、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p> <p>なお、上記事象以外の誤動作(ポンプの誤起動等)については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては特定しない。</p> <p>②直撃雷による設備損傷</p> <p>○送受電設備</p> <p>送電線、開閉所は架空地線で落雷の確率低減対策を実施しているが、受雷を否定できないため、送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p> <p>○原子炉補機海水ポンプ</p> <p>原子炉補機海水ポンプは、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、補機冷却系喪失に至るシナリオは考えられるため起回事象として特定す</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、架空地線による対策を記載</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎 6/7】 (3) ②と同様の相違理由</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎 6/7】 ③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 <u>落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位</u></p> <p><u>落雷による屋外及び屋内設備へ発生する誘導電位については、その影響が広範囲にわたるため、地震 PRA にて選定される起因事象のうち、建屋・構造物の損傷を除外した起因事象として下記を抽出した。</u></p> <p><u>ただし、スクラム後の状態を想定していることから、原子炉停止機能喪失については対象外とし、下記に含まれない事象についてはその他過渡事象とした。柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA での起因事象選定のフローを参考に落雷により発生し</u></p>	<p>象として特定する。</p> <p><u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないことから、計画外停止に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</u></p> <p><u>非常用ディーゼル発電機用海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</u></p> <p>補機冷却系海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</p> <p>循環水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないため、<u>隔離事象</u>に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</p> <p>③ <u>誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</u></p> <p>落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことができない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い回路が損傷し、発電用原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。しかし、安全保護回路はシールド付きケーブルを使用し、<u>屋内に設置されているため、損傷に至る有意なサージの侵入はないものと判断されることから、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。</u></p>	<p><u>る。</u></p> <p>○<u>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</u> 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、<u>避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないことから、手動停止に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</u></p> <p>○<u>タービン補機海水ポンプ</u> タービン補機海水ポンプは、<u>避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないことから、タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</u></p> <p>○<u>循環水ポンプ</u> 循環水ポンプモータ部に関しては、<u>落雷によって機能喪失する可能性を否定できないため、循環水ポンプの機能喪失に伴う復水器真空度喪失による隔離事象に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</u></p> <p>③<u>誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</u> ○<u>計測制御設備</u> <u>落雷による誘導雷サージを接地網へ効果的に導くことができない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い制御回路が損傷し、発電用原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。しかしながら、安全保護系の制御回路はシールドケーブルを使用し、基本的に建物内に布設しているため、有意なサージの侵入はないこと、また屋外との取合いがある制御回路についても、避雷器や絶縁トランスによるサージ対策が講じられており、制御回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないことから、有意な頻度又は影響の</u></p>	<p>・評価方法の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は誘導雷サージによる設備への影響についてシールドケーブル等の設備対策を踏まえて、考慮すべき起因事象を特定。柏崎 6/7 は雷撃電流値に対する裕度について雷</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>得る起回事象選定を実施した。(第1図参照)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>外部電源喪失</u></li> <li>・ <u>全交流動力電源喪失</u></li> <li>・ <u>原子炉補機冷却水系喪失</u></li> <li>・ <u>直流電源喪失</u></li> <li>・ <u>計測・制御系喪失に伴う制御不能</u></li> <li>・ <u>その他過渡事象</u></li> </ul> <p><u>上記起回事象のうち、安全上重要な設備の損傷を要因とするものについて、設計基準雷撃電流値 200kA を超える雷撃電流値に対する裕度(起回事象発生可能性)を評価した。</u></p> <p><u>評価は、過去に実施した雷インパルス試験結果をもとに、雷撃電流により発生する誘導電位が各設備の絶縁耐力値を上回る雷撃電流値を評価し、その雷撃電流値の発生可能性について評価を実施した。</u></p> <p><u>具体的には、印加電流とそれにより発生する誘導電位は比例関係にあることが知られていることから、過去の雷インパルス試験結果から印加電流(雷撃電流)に応じて発生する誘導電位を推定し、各設備の絶縁耐力値(計装設備:雷インパルス試験絶縁耐力値 1000V, 制御設備:雷インパルス試験絶縁耐力値 2000V)との比較により機能喪失判断を実施した。6号炉の場合、耐力値の低い計装設備で印加電流に対し発生し得る最大の誘導電圧は 200kA 換算で 709.3V であるが(第1表参照)、この関係から絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 282kA (発生頻度は <math>8.7 \times 10^{-6}</math> 件/年)で設備損傷と判断する。7号炉の場合、第2表より耐力値の低い計装設備で絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 789kA (発生頻度 <math>3.1 \times 10^{-8}</math> 件/年)となる。したがって、安全上重要な設備が損傷に至る雷撃が発生する可能性は非常に小さく、かつ起回事象の発生には複数区分の設備が損傷することが必要となるため、落雷を要因とする上記起回事象の発生は極低頻度事象であるため考慮不要とした。</u></p>	<p>なお、安全保護回路以外の計測制御系は、誘導雷サージの影響により損傷し、安全保護回路以外の計測・制御系喪失により制御不能に至る可能性を否定できない。制御不能となった場合は、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至る可能性は考えられるため、起回事象として特定する。</p>	<p><u>ある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断される。</u></p> <p><u>なお、安全保護系以外の計測制御設備は、誘導雷サージの影響により損傷し、安全保護系以外の計装・制御系喪失により制御不能に至る可能性を否定できない。制御不能となった場合は、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</u></p>	<p>インパルス試験結果を基に評価した上で、考慮すべき起回事象を特定</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>第1表 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(6号炉)</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">発点- 着点</th> <th rowspan="2">ケーブル種類</th> <th colspan="2">誘導電圧測定値(V) ( ( ) 内は印加電流(A))</th> <th colspan="2">誘導電圧 200kA 換算値(V)</th> </tr> <tr> <th>発点側</th> <th>着点側</th> <th>発点側</th> <th>着点側</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋</td> <td>計装</td> <td>0.6(900)</td> <td>1.06(888)</td> <td>133.3</td> <td>238.7</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(4F東側)ー タービン建屋</td> <td>計装</td> <td>3.22(908)</td> <td>0.012(884)</td> <td>709.3</td> <td>2.7</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(B1F)ー タービン建屋</td> <td>制御</td> <td>0.84(900)</td> <td>0.042(900)</td> <td>186.7</td> <td>9.3</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋2Fー B3F</td> <td>計装</td> <td>0.1(888)</td> <td>0.24(896)</td> <td>22.5</td> <td>53.6</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋</td> <td>制御</td> <td>4.24(872)</td> <td>5.0(904)</td> <td>972.5</td> <td>1106.2</td> </tr> </tbody> </table>	発点- 着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) ( ( ) 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)		発点側	着点側	発点側	着点側	原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7	原子炉建屋(4F東側)ー タービン建屋	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7	原子炉建屋(B1F)ー タービン建屋	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3	原子炉建屋2Fー B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6	原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋	制御	4.24(872)	5.0(904)	972.5	1106.2			<ul style="list-style-type: none"> <li>・評価方法の相違 【柏崎6/7】 雷撃電流値に対する裕度について雷インパルス試験結果を基に評価した上で、考慮すべき起因事象を特定</li> </ul>
発点- 着点			ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) ( ( ) 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)																																					
	発点側	着点側		発点側	着点側																																						
原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7																																						
原子炉建屋(4F東側)ー タービン建屋	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7																																						
原子炉建屋(B1F)ー タービン建屋	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3																																						
原子炉建屋2Fー B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6																																						
原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋	制御	4.24(872)	5.0(904)	972.5	1106.2																																						
<p><b>第2表 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(7号炉)</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">発点- 着点</th> <th rowspan="2">ケーブル種類</th> <th colspan="2">誘導電圧測定値(V) ( ( ) 内は印加電流(A))</th> <th colspan="2">誘導電圧 200kA 換算値(V)</th> </tr> <tr> <th>発点側</th> <th>着点側</th> <th>発点側</th> <th>着点側</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋</td> <td>計装</td> <td>1.1(868)</td> <td>0.34(872)</td> <td>253.5</td> <td>78.0</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(4F東側)ー タービン建屋</td> <td>計装</td> <td>5.04(876)</td> <td>0.32(868)</td> <td>1150.7 *</td> <td>73.7</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(B1F)ー タービン建屋</td> <td>制御</td> <td>1.04(904)</td> <td>1.4(868)</td> <td>230.1</td> <td>322.6</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋2Fー B3F</td> <td>計装</td> <td>0.12(864)</td> <td>0.66(872)</td> <td>27.8</td> <td>151.4</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋</td> <td>制御</td> <td>4.32(872)</td> <td>2.8(852)</td> <td>990.8</td> <td>657.3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※柏崎刈羽原子力発電所7号炉の場合、原子炉建屋(4F東側)ータービン建屋間で最大約1150V/200kAの誘導電位が発生するが、当該区間を融通しているのは「R/A外気差圧発信器」のみであり、差圧発信器にはアレスタ(雷インパルス試験耐電圧値:15kV)が内蔵されており、機器に影響を及ぼすことはない。</p>	発点- 着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) ( ( ) 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)		発点側	着点側	発点側	着点側	原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋	計装	1.1(868)	0.34(872)	253.5	78.0	原子炉建屋(4F東側)ー タービン建屋	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 *	73.7	原子炉建屋(B1F)ー タービン建屋	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6	原子炉建屋2Fー B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4	原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋	制御	4.32(872)	2.8(852)	990.8	657.3			<ul style="list-style-type: none"> <li>・評価方法の相違 【柏崎6/7】 雷撃電流値に対する裕度について雷インパルス試験結果を基に評価した上で、考慮すべき起因事象を特定</li> </ul>
発点- 着点			ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) ( ( ) 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)																																					
	発点側	着点側		発点側	着点側																																						
原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋	計装	1.1(868)	0.34(872)	253.5	78.0																																						
原子炉建屋(4F東側)ー タービン建屋	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 *	73.7																																						
原子炉建屋(B1F)ー タービン建屋	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6																																						
原子炉建屋2Fー B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4																																						
原子炉建屋(FMCRD)ー コントロール建屋	制御	4.32(872)	2.8(852)	990.8	657.3																																						



・評価方法の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 島根 2号炉は他事象と同様に評価対象設備を選定し、個々の設備に対する評価を実施



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. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のあるシナリオ及び起因事象として以下のとおり抽出した。</p> <p>○<u>落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ</u></p> <p>○<u>屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失、全交流動力電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ</u></p> <p>○<u>建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失に至るシナリオ</u></p> <p>上記のシナリオにおける起因事象については、内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて考慮しており、<u>落雷により追加すべき事故シーケンスはないと判断した。</u></p> <p>また、上記シナリオの発生頻度は、1. (4)に示したとおり極低頻度であること、又は発生した場合であっても緩和設備に期待できることから、<u>有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスには至らないものと判断した。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を特定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全保護回路に発生するノイズの影響に伴う隔離事象又は原子炉緊急停止系誤作動</li> <li>・安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象</li> <li>・外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失</li> <li>・残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の損傷に伴う計画外停止</li> <li>・非常用ディーゼル発電機用海水系の損傷、かつ外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失</li> <li>・補機冷却系海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障</li> </ul> <p>・<u>循環水系の損傷に伴う隔離事象</u></p> <p>・安全保護回路以外の計測制御系の損傷に伴う非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象</p> <p>上記起因事象については、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル 1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、落雷を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断される。</p>	<p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を特定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全保護系に発生するノイズの影響に伴う隔離事象又は原子炉保護系誤動作等</li> <li>・安全保護回路以外の計測制御設備に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象</li> <li>・送受電設備の機能喪失による外部電源喪失</li> <li>・原子炉補機海水ポンプの機能喪失による補機冷却系喪失</li> <li>・高圧炉心スプレイ・ポンプの機能喪失による手動停止</li> </ul> <p>・<u>タービン補機海水ポンプの機能喪失によるタービン・サポート系故障</u></p> <p>・<u>循環水ポンプの機能喪失による隔離事象</u></p> <p>・安全保護回路以外の計測制御設備の損傷に伴う非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象</p> <p>上記起因事象については、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、落雷事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	<p>備考</p> <p>・評価方法の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>雷撃電流値に対する裕度について雷インパルス試験結果を基に評価した上で、考慮すべき起因事象を特定</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: right;">添付資料2-4</p> <p>設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起因事象の特定</p> <p>(1) 構築物, 系統及び機器 (以下, 設備等という。) の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>火山事象のうち, 火砕流や火山弾といった原子力発電所の火山影響評価ガイド (制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定) (以下, 「影響評価ガイド」という。) において設計対応不可とされている事象については, 影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって, 個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。</p> <p>降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について, 影響評価ガイドも参照し, 以下のとおり, 損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による静的荷重</p> <p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞</p> <p>③降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <p>⑤降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡</p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し, 影響を受ける可能性のある設備等のうち, プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する</p>	<p style="text-align: right;">補足1-3</p> <p>火山の影響に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起因事象の特定</p> <p>(1) 構築物, 系統及び機器 (以下「設備等」という。) の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>火山事象のうち, 火山性土石流といった原子力発電所の火山影響評価ガイド (制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定) (以下「影響評価ガイド」という。) において設計対応不可とされている事象については, 影響評価に基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって, 個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。</p> <p>降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について, 影響評価ガイドも参照し, 以下のとおり, 損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① 建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重</p> <p>② 降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞</p> <p>③ 降下火砕物による給気口等の閉塞</p> <p>④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <p>⑤ 降下火砕物の付着による送電線の相間短絡</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対し, 影響を受ける可能性のある設備等のうち, プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には, 以下に示す建屋及び屋外設置 (屋外に面した設備</p>	<p style="text-align: right;">添付資料2-5</p> <p>設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起因事象の特定</p> <p>(1) 構築物, 系統及び機器 (以下「設備等」という。) の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>火山事象のうち, 火砕流や火山弾といった原子力発電所の「火山影響評価ガイド」 (制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定) (以下「影響評価ガイド」という。) において設計対応不可能とされている事象については, 「影響評価ガイド」に基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって, 個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。</p> <p>降下火砕物により設備等に発生する可能性のある事象について, 影響評価ガイドも参照し, 以下のとおり, 損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による荷重</p> <p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞</p> <p>③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <p>⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡</p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し, 影響を受ける可能性のある設備等のうち, プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定した。</p>	<p>・設置場所の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>③, ⑤の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, アクセス性や作業性への影響を記載</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>。</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による静的荷重 (<u>建屋</u>) ・<u>原子炉建屋, コントロール建屋, タービン建屋</u></p> <p>(屋外設備)</p> <p>・<u>軽油タンク, 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系 (以下, 軽油タンク等)</u></p> <p>②降下火砕物による<u>取水口及び海水系の閉塞</u> <u>取水口及び海水系 (原子炉補機冷却海水系)</u></p> <p>③降下火砕物による<u>換気空調系フィルタ及び軽油タンク</u>の閉塞並びに屋外設備の摩耗 (<u>屋外に面した設備</u>) ・<u>中央制御室換気空調</u></p>	<p>含む) の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>① 建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重 &lt;建屋&gt; ・原子炉建屋 (原子炉棟, 付属棟) ・タービン建屋</p> <p>&lt;屋外設備&gt; ・外部電源系 (超高压開閉所, 特別高压開閉所, 変圧器)</p> <p>・<u>非常用ディーゼル発電機等の付属機器 (排気ファン, 吸気口等)</u> ・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>残留熱除去系海水系</u> ・<u>高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系</u> ・<u>非常用ディーゼル発電機用海水系</u> ・<u>補機冷却系海水系</u> ・<u>循環水系</u></p> <p>② 降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞</p> <p>・<u>残留熱除去系海水系</u> ・<u>高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系</u> ・<u>非常用ディーゼル発電機用海水系</u> ・<u>補機冷却系海水系</u> ・<u>循環水系</u></p> <p>③ 降下火砕物による<u>給気口等</u>の閉塞</p> <p>・<u>非常用ディーゼル発電機等の付属機器 (給気口, 吸気口)</u></p>	<p>①降下火砕物の堆積荷重による静的荷重 &lt;建物&gt; ・<u>原子炉建物</u> ・<u>タービン建物</u> ・<u>廃棄物処理建物</u> ・<u>制御室建物</u></p> <p>&lt;屋外設備&gt; ・<u>送受電設備のうち変圧器</u></p> <p>・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>ディーゼル発電機燃焼用給気口</u> ・<u>原子炉補機海水ポンプ</u> ・<u>高压炉心スプレイ補機海水ポンプ</u></p> <p>・<u>タービン補機海水ポンプ</u> ・<u>循環水ポンプ</u></p> <p>②降下火砕物による<u>取水口及び海水系の閉塞</u></p> <p>・<u>取水口</u> ・<u>原子炉補機海水ポンプ</u> ・<u>高压炉心スプレイ補機海水ポンプ</u></p> <p>・<u>タービン補機海水ポンプ</u> ・<u>循環水ポンプ</u></p> <p>③降下火砕物による<u>空調給気口等</u>の閉塞及び屋外設備の摩耗</p> <p>・<u>ディーゼル発電機給気系</u></p>	<p>・設置場所の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・事象想定 of 相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は影響を受ける設備として変圧器を想定</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p> <p>・事象想定 of 相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 取水箇所の閉塞も考慮</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>・非常用ディーゼル発電機室非常用給気設備 (6号炉), 非常用電気品区域換気空調 (7号炉) (以下, D/G室空調) (屋外設備)</p> <p>・<u>軽油タンク等</u></p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 <u>軽油タンク等</u></p> <p>⑤降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡 <u>送変電設備</u></p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化 － (アクセスルート)</p> <p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定 (1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して, (2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上, 発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による建屋天井や屋外設備の崩落 建屋及び屋外設備に対する降下火砕物堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。 &lt;建屋&gt; ○原子炉建屋 原子炉建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に, 建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に損傷, 機能喪失し, 最終ヒートシンク喪失に至る。</p>	<p>・中央制御室換気系 (給気口)</p> <p>・残留熱除去系海水系 (モータ)</p> <p>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 (モータ)</p> <p>・非常用ディーゼル発電機用海水系 (モータ)</p> <p>・補機冷却系海水系 (モータ)</p> <p>・循環水系 (モータ)</p> <p>④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 ・<u>屋外設備全般</u></p> <p>⑤ 降下火砕物の付着による送電線の相間短絡 ・<u>送電線</u></p> <p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定 (1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して, (2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上, 発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>① 建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重 &lt;建屋&gt; ・原子炉建屋 原子炉建屋原子炉棟屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に, 建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが機能喪失することによる「隔離事象」に至る</p>	<p>・中央制御室換気系</p> <p>・原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口</p> <p>・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口</p> <p>・タービン補機海水ポンプのモータ冷却口</p> <p>・循環水ポンプのモータ冷却口</p> <p>・ディーゼル燃料移送ポンプ</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 ・原子炉補機海水ポンプ等の屋外設備</p> <p>⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡 ・送受電設備</p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化 － (アクセスルート)</p> <p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定 (1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して, (2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ, 発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①降下火砕物による建物天井や屋外設備に対する堆積荷重 建物及び屋外設備に対する降下火砕物堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。 &lt;建物&gt; ○原子炉建物 原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に, 建物最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが損傷することで, 原子炉補機冷却系が喪失し, 補機冷却系喪</p>	<p>・設置場所の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎 6/7】 ③, ⑤の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, アクセス性や作業性への影響を記載</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>○タービン建屋 タービン建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービン、発電機に影響が及び、タービントリップに至る。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>○コントロール建屋 コントロール建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至る。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p>	<p>シナリオ <u>原子炉建屋付属棟屋上</u>が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、<u>建屋最上階に設置している中央制御室換気系が機能喪失することによる「計画外停止」に至るシナリオ</u></p> <p>原子炉建屋付属棟屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、<u>建屋最上階に設置している原子炉建屋給気隔離弁が機能喪失することによる「計画外停止」に至るシナリオ</u></p> <p><u>原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）屋上</u>が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、<u>建屋最上階に設置している気体廃棄物処理施設が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ</u></p> <p>原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、<u>建屋最上階に設置している原子炉建屋排気隔離弁が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ</u></p> <p>・タービン建屋 タービン建屋屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、<u>建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、「非隔離事象」に至るシナリオ</u></p> <p>また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「<u>タービン・サポート系故障</u>」に至るシナリオ</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>・外部電源系（<u>超高圧開閉所、特別高圧開閉所、変圧器</u>） <u>超高圧開閉所屋上、特別高圧開閉所、変圧器が降下火砕物による堆積荷重により崩落し、外部電源系に影響が及び、「外部</u></p>	<p>失に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、<u>建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失により手動停止に至るシナリオ</u>。</p> <p>○タービン建物 タービン建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、<u>建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、非隔離事象に至るシナリオ</u>。</p> <p>また、<u>タービン補機冷却系サージタンクが機能喪失すること</u>で、<u>タービン・サポート系故障に至るシナリオ</u>。</p> <p>○廃棄物処理建物 <u>廃棄物処理建物屋上</u>が降下火砕物による堆積荷重により崩壊した場合に、<u>建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ</u>。</p> <p>○制御室建物 <u>制御室建物屋上</u>が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、<u>建物最上階に設置している中央制御室が機能喪失し、計装・制御系機能喪失に至るシナリオ</u>。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>○送受電設備のうち変圧器 <u>変圧器が降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ</u>。</p>	<p>・設置場所の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設置場所の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、給気隔離弁とまとめて記載</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p> <p>・設置場所の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設置場所の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・事象想定との相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は影響を</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>○軽油タンク 軽油タンクが降下火砕物堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により、</p>	<p>電源喪失」に至るシナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵タンク 復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ</li> <li>・非常用ディーゼル発電機等の付属機器 降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機等の付属機器が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</li> <li>・残留熱除去系海水系 降下火砕物による堆積荷重により残留熱除去系海水系ポンプが損傷した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 降下火砕物による堆積荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ</li> <li>・非常用ディーゼル発電機用海水系 降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失及び⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</li> <li>・補機冷却系海水系 降下火砕物による堆積荷重により補機冷却系海水系ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ</li> <li>・循環水系 降下火砕物による堆積荷重により循環水ポンプが損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○復水貯蔵タンク 復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。</li> <li>○ディーゼル発電機燃焼用給気口 ディーゼル発電機の燃焼用給気口が降下火砕物による堆積荷重によって損傷し、ディーゼル発電機が機能喪失した場合に、上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>○原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。</li> <li>○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。</li> <li>○タービン補機海水ポンプ タービン補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、タービン補機海水系が機能喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。</li> <li>○循環水ポンプ 循環水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。</li> </ul>	<p>受ける設備として変圧器を想定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設置場所の相違【柏崎 6/7】 ③の相違</li> <li>・設置場所の相違【柏崎 6/7】 ⑤の相違</li> </ul>

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>全交流動力電源喪失に至る。</u></p> <p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞</p> <p>海水中への降下火砕物による<u>取水口や海水系への影響</u>については、定量的な裕度評価は困難ではあるが、降下火砕物に対する<u>取水量や取水設備構造等を考慮すると、取水口閉塞の発生は考えにくく、考慮すべきシナリオとしては抽出不要と考えられる。</u></p> <p>海水系については、海水中の降下火砕物が高濃度な場合には、<u>熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至る</u></p> <p>③降下火砕物による<u>換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外機器の磨耗(屋外に面した設備)</u></p> <p>降下火砕物によって中央制御室換気空調及びD/G室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至る。(ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。)</p>	<p>② 降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞</p> <p><u>海水ストレーナや熱交換器の目開きは、降下火砕物の粒径より大きいことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。</u></p> <p><u>海水中への降下火砕物によって海水ポンプ軸受が異常磨耗した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」、高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ</u></p> <p><u>非常用ディーゼル発電機用海水系の機能喪失による非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失及び⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</u></p> <p><u>補機冷却系海水系の機能喪失による「タービン・サポート系故障」、循環水系の機能喪失に伴う復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ</u></p> <p>③ 降下火砕物による給気口等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機付属機器の閉塞</li> <li><u>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機等の給気口、吸気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</u></li> <li>中央制御室換気系給気口の閉塞</li> </ul>	<p>②降下火砕物による<u>取水口及び海水系の閉塞</u></p> <p>○<u>取水口</u></p> <p><u>海水中への降下火砕物による取水口への影響については、定量的な裕度評価は困難であるが、降下火砕物に対する取水量や取水設備構造等を考慮すると、取水口閉塞の発生は考えにくく、考慮するシナリオとしては抽出不要と考えられる。</u></p> <p>○<u>原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレィ補機海水ポンプ、タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプ</u></p> <p>海水系については、海水中の降下火砕物が高濃度な場合には、<u>熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの閉塞により、原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ、高圧炉心スプレィ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ、タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ及び循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。</u></p> <p>③降下火砕物による<u>空調給気口等の閉塞及び屋外設備の磨耗</u></p> <p>○<u>ディーゼル発電機給気系</u></p> <p><u>降下火砕物によるディーゼル発電機の給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって、ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に、下記⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</u></p> <p>○<u>中央制御室換気系</u></p>	<p>・事象想定の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、取水箇所の閉塞も考慮</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、影響のある海水ポンプをまとめて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉の海水ストレーナは清掃で対応</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>D/G室空調給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>(屋外設備)</p> <p>軽油タンクのベント管の閉塞や非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの降下火砕物による軸受摩耗により、軽油タンク等が機能喪失し、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <p>降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装(エポキシ等)が施されており腐</p>	<p>中央制御室換気系の給気口は、地面より約5.9m、約19mの2箇所に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いためシナリオの選定は不要である。また、吸気口へ降下火砕物の吸込みにより吸気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。</p> <p>・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞</p> <p>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により残留熱除去系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ</p> <p>非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失及び⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>補機冷却系海水系ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ</p> <p>循環水ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ</p> <p>④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <p>降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装(エポキシ樹脂系等)が施されて</p>	<p>降下火砕物によって中央制御室換気系の給排気口が閉塞した場合は、外気遮断による系統隔離運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとして選定は不要である。また、降下火砕物の吸込みにより給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることから考慮すべきシナリオとして選定は不要である。</p> <p>○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のモータ冷却口の閉塞</p> <p>降下火砕物の吸込み又は冷却口への堆積により、海水ポンプモータの冷却口が閉塞した場合、原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ、タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ又は循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。</p> <p>○ディーゼル燃料移送ポンプ</p> <p>降下火砕物による軸受摩耗により、ディーゼル燃料移送ポンプが損傷し、ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に、下記⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <p>○原子炉補機海水ポンプ等の屋外設備</p> <p>降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面に塗装が施されており腐食の抑制効果が考えられ</p>	<p>・設計方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、系統隔離運転による対応を想定</p> <p>・設置場所の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>③の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、影響のある海水ポンプをまとめて記載</p> <p>・設置場所の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・事象想定との相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ディーゼル燃料移送ポンプの軸受摩耗を想定</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>食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。</p> <p>⑤降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡</p> <p>降下火砕物が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至る。</p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>降下火砕物により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。</p> <p>そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火砕物に対しての裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。<u>(火山事象については、積雪や落雷のように年超過確率の評価が困難であるため、それに基づく起回事象発生可能性の考慮は実施しない。)</u></p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による建屋天井や屋外設備の崩落</p> <p>設計として想定している降下火砕物堆積量 35cm は、第 1 表に示す各建屋天井及び軽油タンクの許容荷重より小さく、裕度を有しているものの、<u>各建屋及び軽油タンクの許容荷重以上に堆積した場合には、(3)項で選定した各シナリオに至る可能性がある。</u></p> <p>ただし、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ、計測制御</p>	<p>おり腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断したため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。</p> <p>⑤ 降下火砕物の付着による送電線の相間短絡</p> <p>降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、水分を吸収することによって、相間短絡を起こし「外部電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火砕物に対しての裕度評価(起回事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重</p> <p>降下火砕物の堆積が各建屋天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、(3)①にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、<u>各建屋天井の崩落や屋外設備が損傷するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のあ</u></p>	<p>ること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保守管理が可能であるため考慮するシナリオとしては抽出不要とする。</p> <p>⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡</p> <p>○送受電設備</p> <p>降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>降下火砕物により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外での作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。</p> <p>そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、可搬型重大事故等対処設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える火山事象に対しての裕度評価(起回事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>①降下火砕物による建物天井や屋外設備に対する堆積荷重により発生可能性のあるシナリオ</p> <p>○建物及び屋外設備</p> <p>降下火砕物による堆積荷重が各建物天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、<u>火山事象は事前の予測が十分に可能であり、また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、アクセス性や作業性への影響を記載</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は許容荷重を上回った場合を想定しているため、許容</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>系機能喪失、全交流動力電源喪失及びプラントスクラムについては、内部事象、地震及び津波のレベル 1PRA でも考慮している事象であることから、追加のシナリオではない。</u></p> <p><u>第1表 各建屋・タンクの降下火砕物堆積における許容荷重</u></p> <table border="1" data-bbox="281 489 804 1037"> <thead> <tr> <th>建屋・タンク</th> <th>許容荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉建屋</td> <td>6号炉：81cm</td> </tr> <tr> <td>7号炉：81cm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">タービン建屋</td> <td>6号炉：67cm</td> </tr> <tr> <td>7号炉：67cm</td> </tr> <tr> <td>コントロール建屋</td> <td>142cm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">軽油タンク</td> <td>6号炉：88cm</td> </tr> <tr> <td>7号炉：88cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞</p> <p>海水中の降下火砕物による海水系への影響については、降下火砕物の性質である硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって熱交換器の伝熱管や海水ポンプ軸受の異常磨耗は進展しにくく、また、<u>海水ストレーナの自動洗浄機能によって、機能喪失することは考えにくい。しかし、何らかの理由で、海水中の降下火砕物が大量に流入した場合には、海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性はある。</u></p> <p><u>ただし、最終ヒートシンク喪失は内部事象、地震及び津波のレベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。</u></p> <p>③降下火砕物による<u>換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗</u></p>	建屋・タンク	許容荷重	原子炉建屋	6号炉：81cm	7号炉：81cm	タービン建屋	6号炉：67cm	7号炉：67cm	コントロール建屋	142cm	軽油タンク	6号炉：88cm	7号炉：88cm	<p>る事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>② 降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞</p> <p>海水ポンプ軸受の異常磨耗については、降下火砕物の硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって異常磨耗は進展しにくく、機能喪失することは考えにくいため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>③ 降下火砕物による給気口等の閉塞</p>	<p><u>事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。</u></p> <p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞</p> <p>○<u>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</u></p> <p>海水中の降下火砕物による海水系への影響については、降下火砕物の性質である硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗は進展しにくく、また、<u>降灰事象は進展速度を踏まえると、海水ストレーナの差圧が上昇した場合は切り替えて清掃することによって機能喪失することは考えにくいため、考慮すべき起因事象として選定不要であると判断した。</u></p> <p>③降下火砕物による<u>空調給気口等</u>の閉塞及び屋外設備の摩耗</p> <p>○<u>ディーゼル発電機給気系</u></p>	<p>荷重は記載していない</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>柏崎 6/7 は運用管理について 2. に記載している</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2号炉は内部事象 P R A 等との比較について 2. に記載している</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2号炉の海水ストレーナは清掃で対応</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設置場所の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>③, ⑤の相違</li> </ul>
建屋・タンク	許容荷重															
原子炉建屋	6号炉：81cm															
	7号炉：81cm															
タービン建屋	6号炉：67cm															
	7号炉：67cm															
コントロール建屋	142cm															
軽油タンク	6号炉：88cm															
	7号炉：88cm															

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>D/G室空調フィルタへの降下火砕物の影響については、設計基準を超える降下火砕物に対しても、フィルタ交換が可能な構造であることを考慮すると、換気空調系フィルタの閉塞発生可能性が十分に低減されると考えられるが、定量的な裕度評価が困難であり、何らかの理由で大量の降下火砕物が流入した場合は、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る。ただし、非常用ディーゼル発電機の機能喪失は内部事象、地震及び津波のレベル1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。</u></p> <p><u>軽油タンク等への降下火砕物の影響については、以下の理由で起因事象は発生しない。軽油タンクのベント管出口は地面側を向いていること、地上10mの高さにあることから閉塞しない。また非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプは、軸貫通部に潤滑剤等の漏えいがないよう管理されており、電動機についても内部に降下火砕物が侵入しない構造となっていることから降下火砕物の影響を受けない。</u></p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 <u>降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面に耐食性の塗装(エポキシ等)が施されており腐食の抑制効果があること、及び腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理により発生防止が可能であるため、腐食を要因とする起因事象は考慮不要である。</u></p> <p>⑤降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡  降下火砕物の影響を受ける可能性がある送電設備は、発電所内外の広範囲にわたるため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否</p>	<p>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機等の給気口、吸気口が閉塞した場合には、(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、非常用ディーゼル発電機等の給気口、吸気口が閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの取替えが可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため、<u>考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。</u></p> <p>また、モータ空気冷却器給気口が閉塞した場合には、(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、モータ空気冷却器給気口が閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため、<u>考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。</u></p> <p>④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 <u>降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、(3)④のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起因事象として特定しない。</u></p> <p>⑤ 降下火砕物の付着による送電線の相間短絡  降下火砕物の影響を受ける可能性がある送電線は、発電所内外の広範囲に渡り、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失に至るシナリオは考えられる</p>	<p>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積によりディーゼル発電機の給気フィルタが閉塞した場合には、(3)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるが、<u>火山事象は事前の予測が十分に可能であり、また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタ交換が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。</u></p> <p>また、モータ冷却口が閉塞した場合には、(3)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるが、<u>火山事象は事前の予測が十分に可能であり、また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。</u></p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 <u>上記(3)④のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。</u></p> <p>⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡 ○送受電設備 降下火砕物の影響を受ける可能性がある送受電設備は、発電所内外の広範囲にわたるため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による機能喪失の可能性を否定できな</p>	<p>・記載箇所の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、2.にてフィルタ交換により発生防止が可能であり、追加のシナリオではない旨を記載</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p> <p>・設置場所の相違 【柏崎6/7】 ⑤の相違</p> <p>・記載箇所の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、1.(3)で考慮不要と整理</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>定できない。ただし、外部電源喪失は内部事象や地震、津波でも考慮しており追加のシナリオではない。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定したが、いずれのシナリオについても、内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて考慮しているものであり、追加すべき新たなものは<u>ない</u>。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失</u></li> <li>・<u>タービン建屋天井崩落によるタービントリップ又はプラントスクラム</u></li> <li>・<u>コントロール建屋天井崩落による計測制御系機能喪失</u></li> <li>・<u>軽油タンク等の機能喪失及び外部電源喪失の重畳による全交流動力電源喪失</u></li> <li>・<u>海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失</u></li> <li>・<u>D/G 室空調給気口閉塞及び外部電源喪失による全交流動力電源喪失</u></li> <li>・<u>送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失</u></li> </ul> <p>また、上記シナリオのうち、各建屋及び軽油タンクの天井の崩落については、除灰により発生防止を図ることが可能であること、D/G室空調給気閉塞についてもフィルタ交換により発生防止を図ることが可能であることから、それぞれ発生自体が影響のある事故シーケンスとはならないものと判断した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>ため、起因事象として特定する。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル 1 PRA にて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、火山の影響を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	<p>ため、外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1 PRA にて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、火山事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	<p>・事象想定の間違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は 1. (4) で選定しないと整理</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 style="text-align: right;">補足1-5</p> <p style="text-align: center;">森林火災事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>森林火災により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① 輻射熱による建屋や設備等への損傷</p> <p>② ばい煙による設備等の閉塞</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>① 輻射熱による建屋や設備等への損傷</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋（原子炉棟，付属棟）</li> <li>・タービン建屋</li> </ul> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源系（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器，送電線）</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> <li>・非常用ディーゼル発電機の付属設備（排気ファン，吸気口等）</li> <li>・主排気筒</li> <li>・非常用ガス処理系</li> <li>・残留熱除去系海水系</li> <li>・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系</li> <li>・非常用ディーゼル発電機用海水系</li> <li>・補機冷却系海水系</li> </ul>	<p style="text-align: right;">添付資料 2 - 6</p> <p style="text-align: center;">設計基準を超える森林火災事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>森林火災により設備等に発生する可能性のある事象について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①輻射熱による建物や設備等への影響</p> <p>②ばい煙による設備等の閉塞</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>①輻射熱による建物や設備等への影響</p> <p>&lt;建物&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物</li> <li>・タービン建物</li> <li>・廃棄物処理建物</li> <li>・制御室建物</li> </ul> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送受電設備</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> <li>・排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）</li> <li>・原子炉補機海水ポンプ</li> <li>・高压炉心スプレイ補機海水ポンプ</li> <li>・タービン補機海水ポンプ</li> </ul>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は森林火災の評価結果について、添付資料 1 - 1 &lt;各自然現象について考え得る起回事象の抽出&gt;の No. 35 に記載</p> <p>・設置場所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・事象想定との相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、ディーゼル発電機の排気ファン，吸気口等は外部に露出していないため，&lt;屋内設備&gt;で評</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>循環水系</u></p> <p>② ばい煙による設備等の閉塞</p> <p>・<u>非常用ディーゼル発電機等の付属設備(吸気口等)</u></p> <p>・中央制御室換気系</p> <p>・<u>残留熱除去系海水系(モータ)</u></p> <p>・<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系(モータ)</u></p> <p>・<u>非常用ディーゼル発電機用海水系(モータ)</u></p> <p>・<u>補機冷却系海水系(モータ)</u></p> <p>・<u>循環水系(モータ)</u></p> <p>・中央制御室換気系</p> <p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>① 輻射熱による建屋や設備等への損傷</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>森林火災の輻射熱による建屋への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁(火炎側)から十分な離隔距離があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、建屋が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による建屋影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>・<u>外部電源系(超高压開閉所, 特別高压開閉所, 変圧器, 送電線)</u></p> <p>森林火災の輻射熱により外部電源系が損傷した場合、「外部電源喪失」に至るシナリオ</p>	<p>・<u>循環水ポンプ</u></p> <p>②ばい煙による設備等の閉塞</p> <p>・ディーゼル発電設備の給気系</p> <p>・<u>換気空調設備</u></p> <p>・中央制御室換気系</p> <p>・<u>原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口</u></p> <p>・<u>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口</u></p> <p>・<u>タービン補機海水ポンプのモータ冷却口</u></p> <p>・<u>循環水ポンプのモータ冷却口</u></p> <p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①輻射熱による建物や設備等への影響</p> <p>&lt;建物&gt;</p> <p>○原子炉建物, タービン建物, 廃棄物処理建物及び制御室建物</p> <p>森林火災の輻射熱による建物への影響について、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁(火炎側)から十分な離隔距離があることを考慮すると、建物の許容温度を下回り、建物が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による建物影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>○<u>送受電設備</u></p> <p>森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷した場合、外部電源喪失に至るシナリオ。</p>	<p>価</p> <p>・対象設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、換気空調設備を評価対象設備として選定</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、外部電源系への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、敷地内の外部電源系が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵タンク 森林火災の輻射熱による復水貯蔵タンクへの影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、復水貯蔵タンク水の最高使用温度を下回り、タンクが損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</li> <li>・<u>非常用ディーゼル発電機等の付属設備（排気ファン、吸気口等）</u> 森林火災の輻射熱による非常用ディーゼル発電機等の付属設備への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、非常用ディーゼル発電機等の付属設備が受ける輻射強度は低いため、非常用ディーゼル発電機等の付属設備が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</li> <li>・<u>主排気筒</u> 森林火災の輻射熱による主排気筒への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、主排気筒が受ける輻射強度は低いため、主排気筒が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</li> <li>・非常用ガス処理系</li> </ul>	<p>なお、森林火災の輻射熱による送受電設備への影響について、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、敷地内の送受電設備が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○復水貯蔵タンク 森林火災の輻射熱による復水貯蔵タンクへの影響について、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、復水貯蔵タンクが受ける輻射強度は低いため、復水貯蔵タンクが損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</li> <li>○<u>排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）</u> 森林火災の輻射熱による排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）への影響について、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）が受ける輻射強度は低いため、排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事象想定の変遷 【東海第二】 島根2号炉は、ディーゼル発電機の排気ファン、吸気口等は外部に露出していないため、＜屋内設備＞で評価</li> </ul>

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>森林火災の輻射熱による非常用ガス処理系排気筒及び配管への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、非常用ガス処理系排気筒及び配管が受ける輻射強度は低いため、非常用ガス処理系排気筒及び配管が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることからシナリオの選定は不要である。</p> <p>・<u>残留熱除去系海水系／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系／非常用ディーゼル発電機用海水系／補機冷却系海水系／循環水系（以下「海水系」という。）</u></p> <p>森林火災の輻射熱による海水系への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、海水系が受ける輻射強度は低いため、海水系が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</p> <p>② ばい煙による設備等の閉塞</p> <p>・非常用ディーゼル発電機等の付属設備（吸気口等）の閉塞</p> <p>森林火災で発生するばい煙の非常用ディーゼル発電機等の吸気口への吸込みにより吸気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。</p> <p>・海水系ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞</p> <p>海水系ポンプモータは外気を取込まない構造であり、また、空冷モータの冷却流路の口径は、ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。</p>	<p>○<u>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（以下「海水ポンプ」という。）</u></p> <p>森林火災の輻射熱による海水ポンプへの影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、海水ポンプが受ける輻射強度は低いため、海水ポンプが損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</p> <p>②ばい煙による設備等の閉塞</p> <p>○ディーゼル発電設備の給気系</p> <p>森林火災で発生するばい煙のディーゼル発電設備の給気口への吸い込みにより給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることから、シナリオの選定は不要である。</p> <p>○海水ポンプのモータ冷却口</p> <p>海水ポンプモータ内部にばい煙粒子が侵入した場合でも、モータ内の通気経路の隙間は十分に大きく閉塞等の影響はないため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>○<u>換気空調設備</u></p> <p><u>外気取入口にはフィルタを設置しているため、一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに、換気空調設備の停止により建物内</u></p>	<p>備考</p> <p>・対象設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、換気</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>・中央制御室換気系の閉塞</p> <p>森林火災で発生するばい煙の中央制御室換気系給気口への吸込みにより給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)で選定した各シナリオについて、森林火災に対しての裕度評価(起回事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 輻射熱による建屋や設備等への損傷</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>森林火災の輻射熱による各建屋の損傷については、(3)①のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>森林火災の輻射熱により送電線が損傷する可能性が否定できず、送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては、(3)①及び(3)②のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>② ばい煙等による設備等の閉塞</p> <p>森林火災のばい煙等による設備等の閉塞については、(3)②のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1.にて森林火災に対し発生可能性のある起回事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケ</p>	<p><u>へのばい煙の侵入を阻止することが可能であるため、シナリオの選定は不要である。</u></p> <p>○中央制御室換気系</p> <p>外気取入口にはフィルタを設置しているため、一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し系統隔離運転モードとすることにより、長時間室内へのばい煙侵入を阻止することが可能であるため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)項で選定した各シナリオについて、<u>想定を超える</u>森林火災事象に対しての裕度評価(起回事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>①輻射熱による建物や設備等への影響</p> <p>&lt;建物&gt;</p> <p>森林火災の輻射熱による各建物の損傷については、<u>上記(3)①</u>のとおり、考慮すべき起回事象として特定不要であると判断した。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷する可能性が否定できず、送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては、上記(3)①のとおり、考慮すべき起回事象として特定不要であると判断した。</p> <p>②ばい煙による設備等の閉塞</p> <p>森林火災のばい煙等による設備等の閉塞については、上記(3)②のとおり、考慮すべき起回事象として特定不要であると判断した。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1.にて森林火災に対し発生可能性のある起回事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シー</p>	<p>空調設備を評価対象設備として選定</p> <p>・設計方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、系統隔離運転による対応を想定</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>ケンスではない。</p> <p>よって、森林火災を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	<p>ケンスではない。</p> <p>よって、森林火災事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</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 style="text-align: right;"><u>添付資料2-5</u></p> <p><u>設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出</u></p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構造物、系統及び機器（以下、設備等という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>風（台風）事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① 風荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>② 強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞</p> <p>③ 強風によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>&lt; 建屋 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋, コントロール建屋, タービン建屋</li> </ul> <p>&lt; 屋外設備 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 送変電設備</li> <li>・ 軽油タンク, 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下, 軽油タンク等）</li> <li>・ 取水口</li> </ul> <p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>① 風荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>建屋及び屋外設備に対する風荷重により発生可能性のあるシ</p>			<p>・ 事象想定の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2 号炉は, 風（台風）について竜巻に包含される事象として整理（添付資料 1 - 1 「各自然現象について考え得る起回事象の抽出（1/11）」の No. 1 参照）</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>ナリオは以下のとおり。</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>○原子炉建屋  風速については、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math> となる風速は55.7m/s（地上高10m、10分間平均風速）となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造のため、この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。</p> <p>○コントロール建屋  風速については、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math> となる風速は55.7m/s（地上高10m、10分間平均風速）となるが、コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。</p> <p>○タービン建屋  タービン建屋については、建屋上層部が鉄骨造である。万が一、風荷重により破損に至るような場合は、鉄骨造である建屋上層部が考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>○送変電設備  風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。</p> <p>○軽油タンク等  風速については、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math> となる風速は55.7m/s（地上高10m、10分間平均風速）となるが、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷し、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞  強風により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができな</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>くなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。</p> <p>③強風によるアクセス性や作業性の悪化  強風により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響が及ぶ可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。  そのため上記①の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。</p> <p>(4)起因事象の特定  (3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シナリオグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。</p> <p>①風荷重による建屋や設備等の損傷  &lt;建屋&gt;  タービン建屋上層部は鉄骨造であり風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を大幅に超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定する。  なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、年超過確率<math>10^{-7}</math>の風速55.7m/s（地上高10m, 10分間平均風速）を超える風荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないと考えられることから、風荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要とした。  &lt;屋外設備&gt;  ○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失  風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重に対して送変電設備が損傷することは否定でき</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>ないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。</p> <p>○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失</p> <p>仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math>となる風速55.7m/s（地上高10m, 10分間平均風速）の風荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分低く詳細評価は不要と考えられる。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。</p> <p>○タービン建屋損傷に伴いタービントリップに至るシナリオ</p> <p>○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ</p> <p>○軽油タンク等が損傷、かつ外部電源が喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ</p> <p>上記シナリオについては、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。</p> <p>また、上記シナリオのうち、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math>未満）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であり、起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。</p> <p style="text-align: right;">以上</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: right;"><u>添付資料2-7</u></p> <p><u>設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出</u></p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>降水事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① 建屋天井に対する荷重</p> <p>② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水</p> <p>③ 建屋内浸水による機器の没水又は被水</p> <p>④ 降水によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>&lt; 建屋 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋</li> <li>・ コントロール建屋</li> <li>・ タービン建屋</li> <li>・ 廃棄物処理建屋</li> </ul> <p>&lt; 屋外設備 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 送変電設備</li> <li>・ 軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下、軽油タンク等）</li> </ul> <p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p>			<p>・ 事象想定の違い</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2 号炉は、降水による設備に対する影響は大きくないと整理（添付資料 1 - 1 「各自然現象について考え得る起回事象の抽出 (2/11)」の No. 6 参照）</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雨水荷重による建屋天井の崩落</p> <p>建屋に対する雨水荷重により発生可能性のあるシナリオは以下とおり。</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>○原子炉建屋</p> <p>原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却水系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、雨水が下層階へ伝播し、非常用ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>○タービン建屋</p> <p>タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補機冷却水系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>○コントロール建屋</p> <p>コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>○廃棄物処理建屋</p> <p>廃棄物処理建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>②敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水</p> <p>敷地内で雨水が滞留した場合に、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の燃料移送ポンプが没水し機能喪失する可能性があり、</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>降水の影響により屋外の送変電設備の機能喪失と重畳し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>③建屋内浸水による機器の没水又は被水 本損傷・機能喪失モードにより発生する事故シーケンスは、発生原因が浸水によるものであり、対策は建屋周辺の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認のためのシーケンスには適さない。よってこの損傷・機能喪失モードは考慮しない。</p> <p>④降水によるアクセス性や作業性の悪化 降水により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても問題はない。 そのため上記①～③の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。</p> <p>(4)起回事象の特定 (3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降水事象に対しての裕度評価(起回事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>①雨水荷重による建屋天井の崩落 雨水荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル1PRAでも考慮していること、計測制御系機能喪失及び直流電源機能喪失については、地震、津波のレベル1PRAでも考慮していることから追加のシナリオではない。 なお、年超過発生確率<math>10^{-7}</math>相当の降水(159.2 mm/h)時には、一部の屋上において雨水の流入量が排水量を上回る。このうち原子炉建屋とタービン建屋の間の2mギャップ(主蒸気トンネル室直上除く)及びタービン建屋東側換気空調系エリアの屋上では、</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>建屋パラペット高さまで雨水が滞留する可能性があり、これらの箇所では天井が損傷する可能性が否定できない。仮にこれらの箇所の天井が崩落するもっとも厳しい状況を考えた場合には、雨水の伝播経路上にある原子炉補機冷却水系サージタンク水位計、ディーゼル発電設備、非常用電源盤及びタービン建屋の常用機器が没水又は被水し、機能喪失することで最終ヒートシンク喪失と全交流動力電源喪失が発生する可能性がある。この時、原子炉建屋最地下階において原子炉隔離時冷却系が没水により機能喪失する可能性もあることから、平成4年以降に整備したアクシデントマネジメント策に期待しない場合には、炉心損傷に至る。ただし、このような事故シーケンスは津波PRAで考慮されていることから追加の事故シーケンスグループではない。</p> <p>②敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水 全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象レベル1PRAでも考慮していることから追加のシナリオではない。</p> <p>なお、年超過発生確率<math>10^{-7}</math>相当の降水時においても一部滞留水が発生するものの、排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能である。よって、敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水は、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。</p> <p>○原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>○タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至る。</p> <p>○タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却水系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る。</p> <p>○タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水</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>ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る。</p> <p>○コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至る。</p> <p>○廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプM/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至る。</p> <p>○降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAのいずれかにおいて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。</p> <p>また、1.(4)項での起因事象の特定結果のとおり、年超過発生確率<math>10^{-7}</math>相当の降水時にはタービン建屋東側換気空調系エリアの天井崩落によりタービントリップが発生する可能性が否定できないものの、緩和設備に期待できることから有意な影響又は頻度を持つ事故シーケンスとはならない。</p> <p>したがって、降水事象を要因として発生し得る有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>			

補足1-7

起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応

自然現象	考慮対象とした起因事象	起因事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	緩和系設備の機能喪失への対応
凍結	考慮対象とした起因事象 外部電源喪失	送電線や端子へ着氷することによって相间短絡を起すことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。 建屋外の機器には低温による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の機器に対しては、凍結防止対策により機能を維持できると考えられる。
積雪	外部電源喪失	送電線や端子へ着雪することによって相间短絡を起すことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。 建屋外の機器には積雪による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の機器に対しては、除雪等の対応により機能を維持できると考えられる。
火山の影響	外部電源喪失	送電線や端子へ降下火砕物が付着し、水分を吸収することによって相间短絡を起すことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。 建屋外の機器には降下火砕物の堆積による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の機器に対しては、除灰等の対応により機能を維持できると考えられる。
竜巻	計画外停止 非隔離事象 タービン・サポート系故障 隔離事象 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 最終ヒートシンク喪失	気圧差荷重や、飛来物の衝突による原子炉建屋外側プロペラハウスの開放や、非常用ガス処理系統等の損傷に伴う計画外停止、風荷重や、飛来物の衝突によるタービン・発電機等の損傷に伴う非隔離事象、機油即系の損傷に伴うタービン・サポート系故障、風荷重や、飛来物の衝突による補給水ポンプ等の損傷に伴う隔離事象、風荷重や、飛来物の衝突による外部電源喪失、風荷重や、飛来物の衝突による非常用ディーゼル発電機等の機能喪失及び外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失	建屋内の機器のうち、飛来物が直接衝突する十分な厚さを有した壁とひとつ内側の頑固性のある壁との間に設置されている機器以外には影響しないものと考えられる。 建屋外の機器に対しては、風荷重や飛来物の衝突による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の機器のうち、飛来物が直接衝突する十分な厚さを有した壁とひとつ内側の頑固性のある壁との間に設置されている機器以外には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の機器に対しては、竜巻等の対応により機能を維持できると考えられる。 建屋内の機器には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の機器に対しては、除灰等の対応により機能を維持できると考えられる。

添付資料 2-7

起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応 (1 / 2)

自然現象	考慮対象とした起因事象	起因事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	緩和系設備の機能喪失への対応
竜巻	手動停止	風荷重、気圧差荷重、飛来物の衝撃荷重による原子炉建屋燃料取扱階プロペラハウスの開放や高圧中心スプレッド補機海水ポンプの損傷に伴う手動停止	建屋内の設備のうち、飛来物が直接衝突する十分な厚さを有した外壁と一つ内側の頑固性のある壁との間に設置されている設備以外には影響しないものと考えられる。 建屋外の設備には風荷重や飛来物の衝撃荷重による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の設備のうち、飛来物が直接衝突する十分な厚さを有した外壁と一つ内側の頑固性のある壁との間に設置されている設備以外には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の設備に対しては、竜巻等の対応により機能を維持できると考えられる。
	非隔離事象 タービン・サポート系故障 隔離事象 外部電源喪失 全交流動力電源喪失	飛来物による衝撃荷重によるタービン・発電機等の損傷に伴う非隔離事象、機油即系の損傷に伴うタービン・サポート系故障、風荷重や飛来物の衝突による主蒸気系(主蒸気隔離弁以降の配管)や補給水ポンプの損傷に伴う隔離事象、風荷重や飛来物の衝突による送電設備の損傷に伴う外部電源喪失、風荷重、気圧差荷重、飛来物の衝撃荷重による原子炉建屋外側プロペラハウスの開放及び外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失	建屋内の設備のうち、飛来物が直接衝突する十分な厚さを有した外壁と一つ内側の頑固性のある壁との間に設置されている設備以外には影響しないものと考えられる。 建屋外の設備には風荷重や飛来物の衝撃荷重による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の設備のうち、飛来物が直接衝突する十分な厚さを有した外壁と一つ内側の頑固性のある壁との間に設置されている設備以外には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の設備に対しては、竜巻等の対応により機能を維持できると考えられる。 建屋内の設備には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の設備に対しては、除雪等の対応により機能を維持できると考えられる。
凍結	外部電源喪失	送電設備へ着氷することによって相间短絡を起すことによる外部電源喪失	建屋内の設備には影響しないものと考えられる。 建屋外の設備には低温による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の設備には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の設備に対しては、凍結防止対策により機能を維持できると考えられる。
積雪	外部電源喪失	送電設備へ着雪することによって相间短絡を起すことによる外部電源喪失	建屋内の設備には影響しないものと考えられる。 建屋外の設備には積雪による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の設備には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できると考えられる。 建屋外の設備に対しては、除雪等の対応により機能を維持できると考えられる。

・記載方針の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は、各評価対象事象における起因事象発生時の緩和設備による対応について記載

起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応

自然現象	考慮対象とした起因事象	起因事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	緩和系設備の機能喪失への対応
森林火災	外部電源喪失	送電線の輻射熱による損傷に伴う外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。 建屋外の機器には輻射熱による影響が生じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できるものと考えられる。 建屋外の機器に対しても、森林火災が拡大され、あらかじめ散水する等の必要な安全措置を講ずることにより機能を維持できるものと考えられる。
落雷	隔離事象 原子炉緊急停止系誤動作等 非隔離事象 全給水喪失 水位低下事象 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 計画外停止 全交流動力電源喪失 タービン・サポート系故障	安全保護回路に発生するノイズの影響や直撃雷による循環水系の損傷に伴う隔離事象 安全保護回路に発生するノイズの影響に伴う原子炉緊急停止系誤動作等 安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象 安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う全給水喪失 安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う水位低下事象 直撃雷による外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失 直撃雷による残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失 直撃雷による高圧炉心スプレイス系発電機用海水系の損傷に伴う計画外停止 直撃雷による非常用ディーゼル発電機等の機能喪失、及び外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失 直撃雷によるタービン・サポート系故障	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。 建屋外の機器には直撃雷による影響が生じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できるものと考えられる。 建屋外の機器に対しても、落雷の局所性を考慮して位置的分散を図ること及び避雷設備を設置することにより建屋外の機器に期待できるものと考えられる。

起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応 (2 / 2)

自然現象	考慮対象とした起因事象	起因事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	緩和系設備の機能喪失への対応
落雷	隔離事象 原子炉保護系誤動作等 非隔離事象 全給水喪失 水位低下事象 外部電源喪失 補機冷却系喪失 手動停止 タービン・サポート系故障	安全保護系に発生するノイズの影響や直撃雷による循環系ポンプの損傷に伴う隔離事象 安全保護系に発生するノイズの影響に伴う原子炉保護系誤動作等 安全保護系以外の計測制御設備に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象 安全保護系以外の計測制御設備に発生するノイズの影響に伴う全給水喪失 安全保護系以外の計測制御設備に発生するノイズの影響に伴う水位低下事象 直撃雷による送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失 直撃雷による原子炉補機海水ポンプの損傷に伴う補機冷却系喪失 直撃雷による高圧炉心スプレイス補機海水ポンプの損傷に伴う手動停止 直撃雷によるタービン・サポート系故障	建屋内の設備には影響しないものと考えられる。 建屋外の設備には降下火砕物の堆積による影響が生じる可能性が考えられる。 建屋内の設備には影響しないものと考えられる。	建屋内の設備には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できるものと考えられる。 建屋外の設備に対しても、除灰等の対応により機能を維持できるものと考えられる。 建屋内の設備には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できるものと考えられる。 建屋外の設備に対しても、森林火災が拡大され、あらかじめ散水する等の必要な安全措置を講ずることにより機能を維持できるものと考えられる。
火山の影響	外部電源喪失	送受電設備へ降下火砕物が付着し、水分を吸収することによって相間短絡を起こすことによる外部電源喪失	建屋内の設備には影響しないものと考えられる。 建屋外の設備には降下火砕物の堆積による影響が生じる可能性が考えられる。 建屋内の設備には影響しないものと考えられる。	建屋内の設備には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できるものと考えられる。 建屋外の設備に対しても、除灰等の対応により機能を維持できるものと考えられる。 建屋内の設備には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できるものと考えられる。 建屋外の設備に対しても、森林火災が拡大され、あらかじめ散水する等の必要な安全措置を講ずることにより機能を維持できるものと考えられる。
森林火災	外部火災	送受電設備が森林火災の輻射熱によって損傷することによる外部電源喪失	建屋内の設備には影響しないものと考えられる。 建屋外の設備には森林火災の輻射熱による影響が生じる可能性が考えられる。	建屋内の設備には影響しないものと考えられることから、必要な緩和機能は維持できるものと考えられる。 建屋外の設備に対しても、森林火災が拡大され、あらかじめ散水する等の必要な安全措置を講ずることにより機能を維持できるものと考えられる。









自然現象の重畳確認結果

【注釈】  
 1 以下の理由により、重畳影響考慮不要  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設に及ぼす影響が、当該施設の設計上考慮されていること  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること

自然現象	発生範囲	影響の範囲	重畳影響の範囲																								
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12													
1 風(台風)	施設内	送電設備																									

自然現象の重畳確認結果 (4/8)

自然現象	発生範囲	影響の範囲	重畳影響の範囲																								
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12													
1 風(台風)	施設内	送電設備																									

【注釈】  
 1 以下の理由により、重畳影響考慮不要  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること  
 ○ 当該自然現象の発生範囲が、当該施設の設計上考慮されていること





自然現象の重畳確認結果

【注】 以下の欄により、重畳確認結果を要する。
A: 重畳確認を要する。
B: 重畳確認を要しない。
C: 重畳確認を要しないが、重畳確認の結果を要する。
D: 重畳確認を要しないが、重畳確認の結果を要しない。

Table with 30 columns and 30 rows. Columns include: 自然現象, 設備, 自然現象の発生, 設備の故障, 重畳確認の結果, etc. Rows list various natural phenomena like 地震, 台風, 大雪, etc.

自然現象の重畳確認結果 (7/8)

Table with 30 columns and 30 rows. Columns include: 自然現象, 設備, 自然現象の発生, 設備の故障, 重畳確認の結果, etc. Rows list various natural phenomena like 地震, 台風, 大雪, etc.

【注】 以下の欄により、重畳確認結果を要する。
A: 重畳確認を要する。
B: 重畳確認を要しない。
C: 重畳確認を要しないが、重畳確認の結果を要する。
D: 重畳確認を要しないが、重畳確認の結果を要しない。



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 style="text-align: right;">添付資料4</p> <p style="text-align: center;">外部人為事象に<u>関わる</u>重畳の影響について</p> <p>外部事象のうち、自然現象同士が重畳することによる影響については、添付資料3に示すように組み合わせを考慮し、単独事象とは異なる新たな影響が発生しないことを確認した。一方、外部人為事象については、以下に示す理由から個々の<u>組み合わせ</u>について確認する必要はなく、自然現象同士の重畳影響評価に<u>包絡</u>されると考える。</p> <p>&lt;理由&gt;自然現象と比べて外部人為事象は影響範囲が限定的(狭い)である。</p> <p>自然現象の影響は、原子炉施設全体に対して同時に作用する点の特徴である。一方、外部人為事象の場合は、人工物の事故等により引き起こされるものであり、影響範囲は当該人工物の大きさや内包する危険物量等により決まる。したがって、外部人為事象の場合、低頻度事象を仮定しようとしても、実際に設置されている設備や立地状況等により制限され、際限なく事象影響範囲が広がるということはない。</p> <p>以上より、各外部人為事象により生じる影響の特徴を踏まえ、それぞれの影響を<u>包絡</u>する自然現象について重畳影響を確認しておくことで、外部人為事象についても重畳影響を確認したことが同等になる。(第1表参照)</p>	<p style="text-align: right;">補足4</p> <p style="text-align: center;">外部人為事象に<u>関わる</u>重畳の影響について</p> <p>外部事象のうち、自然現象同士が重畳することによる影響については、補足3に示すように<u>組合せ</u>を考慮し、単独事象とは異なる新たな影響が発生しないことを確認した。一方、外部人為事象については、以下に示す理由から個々の組合せについて確認する必要はなく、自然現象の重畳影響評価に<u>包絡</u>されると考える。</p> <p><b>【理由】</b>自然現象と比べて外部人為事象は影響範囲が限定的(狭い)である。</p> <p>自然現象の影響は、原子力施設全体に対して同時に作用する点の特徴である。一方、外部人為事象の場合は、人工物の事故等により引き起こされるものであり、影響範囲は当該人工物の大きさや内包する危険物量等により決まる。したがって、外部人為事象の場合、低頻度事象を仮定しようとしても、実際に設置されている設備や立地状況等により制限され、際限なく事象影響範囲が広がるということはない。</p> <p>以上より、各外部人為事象により生じる影響の特徴を踏まえ、それぞれの影響を<u>包絡</u>する自然現象について重畳影響を確認しておくことで、外部人為事象についても重畳影響を確認したことが同等になる(表1参照)。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料4</p> <p style="text-align: center;">外部人為事象に<u>係る</u>重畳の影響について</p> <p>外部事象のうち、自然現象同士が重畳することによる影響については、添付資料3に示すように<u>組合せ</u>を考慮し、単独事象とは異なる新たな影響が発生しないことを確認した。一方、外部人為事象については、以下に示す理由から個々の<u>組合せ</u>について確認する必要はなく、自然現象<u>同士</u>の重畳影響評価に<u>包含</u>されると考える。</p> <p>&lt;理由&gt;自然現象と比べて外部人為事象は影響範囲が限定的(狭い)である。</p> <p>自然現象の影響は、<u>発電用</u>原子炉施設全体に対して同時に作用する点の特徴である。一方、外部人為事象の場合は、人工物の事故等により引き起こされるものであり、影響範囲は当該人工物の大きさや内包する危険物量等により決まる。したがって、外部人為事象の場合、低頻度事象を仮定しようとしても、実際に設置されている設備や立地状況等により制限され、際限なく事象影響範囲が広がるということはない。</p> <p>以上より、各外部人為事象により生じる影響の特徴を踏まえ、それぞれの影響を<u>包含</u>する自然現象について重畳影響を確認しておくことで、外部人為事象についても重畳影響を確認したことが同等となる。(第1表参照)</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"><b>第1表 自然現象と包絡される外部人為事象</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>自然現象</th> <th>特徴</th> <th>包絡される外部人為事象 (No. は添付資料1-2中の事象の番号)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>地震</td> <td>原子炉施設全体に対して同時に外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備の損傷が生じ得る。</td> <td>No.9 航空機衝突(意図的) No.14 サイト内外での掘削</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.5 船舶の衝突 No.15 内部溢水 No.18 化学物質の放出による水質悪化 No.19 油流出</td> </tr> <tr> <td>落雷</td> <td>原子炉施設への落雷により、広範囲の計測系、制御系の損傷が生じる可能性がある。</td> <td>No.6 電磁的障害 No.10 妨害破壊行為(内部脅威含) No.11 サイバーテロ</td> </tr> <tr> <td>竜巻</td> <td>移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる場合もある。</td> <td>No.7 パイプライン事故(飛来物) No.13 輸送事故(飛来物) No.17 重量物輸送(重機等の転倒)</td> </tr> </tbody> </table>	自然現象	特徴	包絡される外部人為事象 (No. は添付資料1-2中の事象の番号)	地震	原子炉施設全体に対して同時に外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備の損傷が生じ得る。	No.9 航空機衝突(意図的) No.14 サイト内外での掘削	津波	原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No.5 船舶の衝突 No.15 内部溢水 No.18 化学物質の放出による水質悪化 No.19 油流出	落雷	原子炉施設への落雷により、広範囲の計測系、制御系の損傷が生じる可能性がある。	No.6 電磁的障害 No.10 妨害破壊行為(内部脅威含) No.11 サイバーテロ	竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる場合もある。	No.7 パイプライン事故(飛来物) No.13 輸送事故(飛来物) No.17 重量物輸送(重機等の転倒)	<p align="center"><b>表1 自然現象に包絡される外部人為事象</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>自然現象</th> <th>特徴</th> <th>包絡される外部人為事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>地震</td> <td>発電用原子炉施設全体に対して外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.16 掘削工事</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>発電用原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.8 船舶の衝突 No.10 船舶から放出される固体・液体不純物 No.11 水中の化学物質 No.13 プラント外での化学物質の流出 No.22 内部溢水</td> </tr> <tr> <td>落雷</td> <td>発電用原子炉施設への落雷により、広範囲な範囲で計測系、制御系を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.20 電磁的障害</td> </tr> <tr> <td>竜巻</td> <td>移動しながら広範囲にわたって風圧、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.2 パイプライン事故(ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等 No.7 工業施設又は軍事施設事故 No.9 自動車又は船舶の爆発 No.12 爆発</td> </tr> </tbody> </table>	自然現象	特徴	包絡される外部人為事象	地震	発電用原子炉施設全体に対して外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。	No.16 掘削工事	津波	発電用原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No.8 船舶の衝突 No.10 船舶から放出される固体・液体不純物 No.11 水中の化学物質 No.13 プラント外での化学物質の流出 No.22 内部溢水	落雷	発電用原子炉施設への落雷により、広範囲な範囲で計測系、制御系を損傷させる可能性がある。	No.20 電磁的障害	竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる可能性がある。	No.2 パイプライン事故(ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等 No.7 工業施設又は軍事施設事故 No.9 自動車又は船舶の爆発 No.12 爆発	<p align="center"><b>第1表 自然現象と包含される外部人為事象</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>自然現象</th> <th>特徴</th> <th>包含される外部人為事象 (No. は、添付資料1-2参照)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>地震</td> <td>発電用原子炉施設全体に対して同時に外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.11: 掘削工事</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>発電用原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.1: 船舶から放出される固体液体不純物 No.2: 水中への化学物質の流出 No.3: 船舶の衝突(船舶事故) No.7: 化学物質流出(発電所外) No.14: 他ユニットからの内部溢水 No.22: 内部溢水</td> </tr> <tr> <td>落雷</td> <td>発電用原子炉施設への落雷により、広範囲の計測系、制御系を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.17: 電磁的障害</td> </tr> <tr> <td>竜巻</td> <td>移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建物内の設備を損傷させる可能性がある。</td> <td>No.4: 交通機関(航空機を除く)の事故による爆発 No.6: 爆発(発電所外) No.9: パイプライン事故(爆発、化学物質流出) No.19: 工場施設又は軍事施設事故(爆発、化学物質放出)</td> </tr> </tbody> </table>	自然現象	特徴	包含される外部人為事象 (No. は、添付資料1-2参照)	地震	発電用原子炉施設全体に対して同時に外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。	No.11: 掘削工事	津波	発電用原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No.1: 船舶から放出される固体液体不純物 No.2: 水中への化学物質の流出 No.3: 船舶の衝突(船舶事故) No.7: 化学物質流出(発電所外) No.14: 他ユニットからの内部溢水 No.22: 内部溢水	落雷	発電用原子炉施設への落雷により、広範囲の計測系、制御系を損傷させる可能性がある。	No.17: 電磁的障害	竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建物内の設備を損傷させる可能性がある。	No.4: 交通機関(航空機を除く)の事故による爆発 No.6: 爆発(発電所外) No.9: パイプライン事故(爆発、化学物質流出) No.19: 工場施設又は軍事施設事故(爆発、化学物質放出)	<p>・考慮する外部人為事象の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は意図的なものを含め人為事象28事象を類似・随件事象に整理後、19事象として評価しているが、島根2号炉は人為事象23事象の評価を実施していることによる相違及び評価内容の相違</p> <p>・事象想定との相違 【柏崎6/7, 東海第二】 立地的要因等による事象想定との相違</p>
自然現象	特徴	包絡される外部人為事象 (No. は添付資料1-2中の事象の番号)																																														
地震	原子炉施設全体に対して同時に外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備の損傷が生じ得る。	No.9 航空機衝突(意図的) No.14 サイト内外での掘削																																														
津波	原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No.5 船舶の衝突 No.15 内部溢水 No.18 化学物質の放出による水質悪化 No.19 油流出																																														
落雷	原子炉施設への落雷により、広範囲の計測系、制御系の損傷が生じる可能性がある。	No.6 電磁的障害 No.10 妨害破壊行為(内部脅威含) No.11 サイバーテロ																																														
竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる場合もある。	No.7 パイプライン事故(飛来物) No.13 輸送事故(飛来物) No.17 重量物輸送(重機等の転倒)																																														
自然現象	特徴	包絡される外部人為事象																																														
地震	発電用原子炉施設全体に対して外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。	No.16 掘削工事																																														
津波	発電用原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No.8 船舶の衝突 No.10 船舶から放出される固体・液体不純物 No.11 水中の化学物質 No.13 プラント外での化学物質の流出 No.22 内部溢水																																														
落雷	発電用原子炉施設への落雷により、広範囲な範囲で計測系、制御系を損傷させる可能性がある。	No.20 電磁的障害																																														
竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる可能性がある。	No.2 パイプライン事故(ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等 No.7 工業施設又は軍事施設事故 No.9 自動車又は船舶の爆発 No.12 爆発																																														
自然現象	特徴	包含される外部人為事象 (No. は、添付資料1-2参照)																																														
地震	発電用原子炉施設全体に対して同時に外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。	No.11: 掘削工事																																														
津波	発電用原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No.1: 船舶から放出される固体液体不純物 No.2: 水中への化学物質の流出 No.3: 船舶の衝突(船舶事故) No.7: 化学物質流出(発電所外) No.14: 他ユニットからの内部溢水 No.22: 内部溢水																																														
落雷	発電用原子炉施設への落雷により、広範囲の計測系、制御系を損傷させる可能性がある。	No.17: 電磁的障害																																														
竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建物内の設備を損傷させる可能性がある。	No.4: 交通機関(航空機を除く)の事故による爆発 No.6: 爆発(発電所外) No.9: パイプライン事故(爆発、化学物質流出) No.19: 工場施設又は軍事施設事故(爆発、化学物質放出)																																														

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、第1表のとおり自然現象に包絡される事象以外のその他の事象については以下のとおりである。</p> <p>&lt;その他の事象&gt;</p> <p>(1) 外部人為事象の影響の方が大きい場合</p> <p>火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、外部人為事象では「No.1 航空機落下 (偶発的)」、<u>「No.3 火災・爆発」</u>、<u>「No.7 パイプライン事故」</u>及び<u>「No.13 輸送事故」</u>が該当するが、原子炉施設に対して最も厳しい影響がある事象は<u>「No.3 火災・爆発」</u>にて想定している<u>軽油タンクの火災</u>である。<u>軽油タンク火災</u>と原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、<u>「森林火災」</u>と<u>「No.1 航空機落下 (偶発的)」</u>が挙げられる。</p> <p><u>軽油タンクの消火設備が機能せず、かつ「森林火災」が防火帯を越えて延焼する事象は低頻度事象と推定されること、軽油タンクへ偶発的に航空機が落下することによる重畳事象については、<math>10^{-7}</math>/年程度の低頻度事象ではあるものの外部火災評価の中で許容値以下の熱影響に止まることを確認済みであることを踏まえると、事象の重畳により新たな起因事象の追加はない。</u></p> <p>爆発による影響については、<u>「No.7 パイプライン事故」</u>、<u>「No.9 航空機衝突 (意図的)」</u>及び<u>「No.13 輸送事故」</u>で想定されるが、それぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同士の重畳事象を評価することで影響が包絡される。<u>（「No.7 パイプライン事故」については、パイプラインが地中に埋設されているため単独事象として影響がないと判断。「No.13 輸送事故」については、発電所前面の海上航路約30kmの場所を航行する輸送船舶が漂流して発電所港湾内に侵入すること自体が非常に稀な事象であること、及び発電所港湾内に侵入し得る最大規模の高圧ガス輸送船舶の爆発事故を想定した場合であっても、爆風圧の影響が原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断。</u></p> <p><u>また、「No.9 航空機衝突 (意図的)」は、損傷規模が地震に包</u></p>	<p>なお、表1のとおり自然現象に包絡される外部人為事象以外の“その他の事象”については、以下のとおりである。</p> <p>【その他の事象】</p> <p>(1) 外部人為事象の影響の方が大きい場合</p> <p>火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、外部人為事象では「No.2 パイプライン事故 (ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等」、<u>「No.3 交通事故 (化学物質の流出含む)」</u>、<u>「No.6 飛来物 (航空機落下)」</u>、<u>「No.7 工業施設又は軍事施設事故」</u>、<u>「No.9 自動車又は船舶の爆発」</u>及び<u>「No.23 近隣工場等の火災」</u>で想定されるが、このうち、発電用原子炉施設に対して最も厳しい熱影響がある事象は、「No.6 飛来物 (航空機落下)」である。航空機落下と発電用原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、<u>「森林火災」</u>と<u>「No.23 近隣工場等の火災」</u>の<u>熔融炉灯油タンク火災が挙げられるもの、「森林火災」の熱影響は、熔融炉灯油タンク火災の影響に包絡できる。</u></p> <p>偶発的に落下する航空機による火災と、<u>熔融炉灯油タンク火災</u>が組み合わせられる重畳事象については、<math>10^{-7}</math>/年程度の低頻度事象であるものの外部火災評価の中で許容値以下の熱影響に止まることを確認済みであることを踏まえると、事象の重畳による新たな起因事象の追加はない。</p> <p>爆風圧による影響については、「No.2 パイプライン事故 (ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等」、<u>「No.7 工業施設又は軍事施設事故」</u>、<u>「No.9 自動車又は船舶の爆発」</u>及び<u>「No.12 爆発」</u>で想定されるが、それぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同士の重畳影響を評価することで影響が包絡される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「No.2 パイプライン事故 (ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等」については、爆風圧の影響が発電用原子炉施設へ影響のある範囲にないため単独事象として影響がないと判断</li> <li>・「No.7 工業施設又は軍事施設事故」については、軍事施設は発電所近傍にないこと、工業施設の爆発を想定した場合であっても、爆風圧の影響が発電用原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断</li> </ul>	<p>なお、第1表のとおり自然現象に包含される外部事象以外のその他事象については、以下のとおりである。</p> <p>&lt;その他の事象&gt;</p> <p>(1) 外部人為事象の影響の方が大きい場合</p> <p>火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、外部人為事象では<u>「No.4：交通機関 (航空機を除く)の事故による爆発」</u>、<u>「No.6：爆発 (発電所外)」</u>、<u>「No.9：パイプライン事故 (爆発, 化学物質流出)」</u>、<u>「No.12：他ユニットからの火災」</u>、<u>「No.19：工場施設又は軍事施設事故 (爆発, 化学物質放出)」</u>、<u>「No.16：飛来物 (航空機落下)」</u>及び<u>「No.23：外部火災 (近隣工場等の火災)」</u>が想定されるが、発電用原子炉施設に対して最も厳しい影響がある事象は<u>「No.16：飛来物 (航空機落下)」</u>にて想定している<u>航空機燃料火災</u>である。<u>航空機燃料火災</u>と発電用原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、<u>「No.23：外部火災 (近隣工場等の火災)」</u>の<u>ガスタービン発電機用軽油タンク火災</u>が挙げられる。</p> <p>偶発的に発生する航空機の落下による火災とガスタービン発電機用軽油タンク火災が組み合わせられる重畳事象については、<math>10^{-7}</math>/年程度の低頻度事象であるものの外部火災評価の中で許容値以下の熱影響に止まることを確認済みであることを踏まえると、事象の重畳により新たに起因事象の追加はない。</p> <p>爆発による影響については、<u>「No.4：交通機関 (航空機を除く)の事故による爆発」</u>、<u>「No.6：爆発 (発電所外)」</u>、<u>「No.9：パイプライン事故 (爆発, 化学物質流出)」</u>及び<u>「No.19：工場施設又は軍事施設事故 (爆発, 化学物質放出)」</u>で想定されるが、それぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同士の重畳事象を評価することで影響が包絡される。<u>（「No.4：交通機関 (航空機を除く)の事故による爆発」については、燃料輸送車両の爆発事故を想定した場合であっても、爆風圧の影響が発電用原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断。「No.6：爆発 (発電所外)」</u>、<u>「No.9：パイプライン事故 (爆発, 化学物質流出)」</u>及び<u>「No.19：工場施設又は軍事施設事故 (爆発, 化学物質放出)」</u>については、<u>石油コンビナートが発電所への影響が及ぶ範囲にないこと及び発電所敷地から最短距離の危険物貯蔵施設</u></p>	<p>・考慮する外部人為事象の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は意図的なものを含め人為事象28事象を類似・随件事象に整理後、19事象として評価しているが、島根2号炉は人為事象23事象の評価を実施していることによる相違及び評価内容の相違 (以下、(1)にて同様)</p> <p>・事象想定相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>立地的要因等による事象想定相違 (以下、(1)にて同様)</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>絡される。)</p> <p>(2) 事象の影響について考慮が不要な場合 以下に挙げる外部事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単独事象として原子炉施設への影響を考慮する必要がないものとして整理している。</p> <p>○単独事象として発生頻度が稀な事象 (10<sup>-7</sup>/年以下)</p> <p>No. <u>1</u> 航空機落下 (偶発的) (原子炉施設への衝突) No. <u>16</u> タービンミサイル (原子炉施設への衝突)</p> <p>○発生源となる施設が発電所へ影響を及ぼす範囲にない事象</p> <p>No. <u>2</u> ダムの崩壊 No. <u>7</u> パイプライン事故 (火災, 爆発) No. <u>12</u> 産業施設の事故</p> <p>○発生しても影響が軽微な事象, 影響を遮断できる事象</p> <p>No. <u>4</u> 有毒ガス No. <u>8</u> 第三者の不法な接近 No. <u>17</u> 重量物輸送 (燃料集合体落下)</p>	<p>・「No. 9 自動車又は船舶の爆発」については、交通事故による自動車の爆発や発電所港湾内に侵入し得る最大規模の高圧ガス輸送船舶の爆発事故を想定した場合であっても、爆風圧の影響が発電用原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断</p> <p>・「No. 12 爆発」については、発電所周辺の社会環境からみて、爆風圧の影響が発電所へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断</p> <p>(2) 外部人為事象の影響について考慮が不要な場合 以下にあげる外部人為事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単独事象として発電用原子炉施設への影響を考慮する必要がないものとして整理している。</p> <p>○単独事象として発生頻度が稀な事象 (10<sup>-7</sup>/年以下)</p> <p>No. 1 衛星の落下 No. 5 タービンミサイル No. 6 飛来物 (航空機落下)</p> <p><u>No. 15 軍事施設からのミサイル</u></p> <p>○発生源となる施設が発電所へ影響の及ぶ範囲にない事象</p> <p><u>No. 18 他のユニットからのミサイル</u> <u>No. 19 他のユニットからの内部溢水</u> No. 21 ダムの崩壊</p> <p>○発生しても影響が軽微な事象, 影響を遮断できる事象</p> <p>No. 4 有毒ガス No. 14 サイト貯蔵の化学物質の流出 <u>No. 17 他のユニットからの火災</u></p>	<p>の爆発事故を想定した場合であっても、爆風圧の影響が発電用原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断。)</p> <p>(2) 事象の影響について考慮が不要な場合 以下に挙げる外部人為事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単独事象として発電用原子炉施設への影響を考慮する必要がないものとして整理している。</p> <p>○単独事象として発生頻度が稀な事象 (10<sup>-7</sup>/年以下)</p> <p><u>No. 13 : 他ユニットからのタービン・ミサイル</u> <u>No. 15 : 人工衛星の落下</u> No. <u>16</u> : 飛来物 (航空機落下) No. <u>20</u> : タービン・ミサイル</p> <p>○発生源となる施設が発電所への影響を及ぼす範囲にない事象</p> <p><u>No. 10 : 軍事施設からのミサイル</u> No. <u>18</u> : ダムの崩壊</p> <p>○発生しても影響が軽微な事象, 影響を遮断できる事象</p> <p><u>No. 5 : 交通機関 (航空機を除く) の事故による化学物質流出</u> No. 8 : 発電所内貯蔵の化学物質流失 No. <u>21</u> : 有毒ガス</p>	<p>・考慮する外部人為事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は意図的なものを含め人為事象 28 事象を類似・随件事象に整理後、19 事象として評価しているが、島根 2 号炉は人為事象 23 事象の評価を実施していることによる相違及び評価内容の相違 (以下、(2)にて同様)</p> <p>・事象想定との相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 立地的要因等による事象想定との相違 (以下、(2)にて同様)</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>事象ごとの状況を以下の第2表にまとめる。</p> <p style="text-align: center;"><u>第2表 各外部人為事象が包絡される自然現象等</u></p> <table border="1" data-bbox="184 436 893 1459"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部人為事象</th> <th>包絡される自然現象等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>航空機落下 (偶発的)</td> <td>【－】 衝突は低頻度事象。(その他の事象(2)のとおり。) 熱影響は No.3 火災・爆発に包絡。(その他の事象(1)のとおり。)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>ダムの崩壊</td> <td>【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設なし。(その他の事象(2)のとおり。)</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>火災・爆発</td> <td>【－】 影響確認済み。(その他の事象(1)のとおり。)</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>有毒ガス</td> <td>【－】 影響を遮断可能。(その他の事象(2)のとおり。)</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>船舶の衝突</td> <td>【津波】 海水系機器の損傷</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>電磁的障害</td> <td>【落雷】 計測系, 制御系機器へのノイズ影響等</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>パイプライン事故</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象(1),(2)のとおり。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>第三者の不法な接近</td> <td>【－】 侵入行為では影響なし。(その他の事象(2)のとおり。) 原子炉施設への影響は No.10 妨害破壊行為 (内部脅威含) に包絡。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>航空機衝突 (意図的)</td> <td>【地震】 広範囲の機器等の同時損傷。</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>妨害破壊行為 (内部脅威含)</td> <td>【落雷】 機器の破壊, 無力化, 悪意操作による外乱。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>サイバーテロ</td> <td>【落雷】 機器の悪意操作等による外乱。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>産業施設の事故</td> <td>【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設なし。(その他の事象(2)のとおり。)</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>輸送事故</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象(1)のとおり。</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>サイト内外での掘削</td> <td>【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷。</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>内部溢水</td> <td>【津波】 広範囲の機器等の同時浸水。</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>タービンミサイル</td> <td>【－】 低頻度事象。(その他の事象(2)のとおり。)</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>重量物輸送</td> <td>【竜巻】 重機の転倒等による屋外設備の損傷。燃料集合体落下はその他の事象(2)のとおり。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>化学物質の放出による水質悪化</td> <td>【津波】 海水系機器の機能低下。</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>油流出</td> <td>【津波】 海水系機器の機能低下。</td> </tr> </tbody> </table> <p>凡例: 【－】 包絡される自然現象</p>	No.	外部人為事象	包絡される自然現象等	1	航空機落下 (偶発的)	【－】 衝突は低頻度事象。(その他の事象(2)のとおり。) 熱影響は No.3 火災・爆発に包絡。(その他の事象(1)のとおり。)	2	ダムの崩壊	【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設なし。(その他の事象(2)のとおり。)	3	火災・爆発	【－】 影響確認済み。(その他の事象(1)のとおり。)	4	有毒ガス	【－】 影響を遮断可能。(その他の事象(2)のとおり。)	5	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の損傷	6	電磁的障害	【落雷】 計測系, 制御系機器へのノイズ影響等	7	パイプライン事故	【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象(1),(2)のとおり。	8	第三者の不法な接近	【－】 侵入行為では影響なし。(その他の事象(2)のとおり。) 原子炉施設への影響は No.10 妨害破壊行為 (内部脅威含) に包絡。	9	航空機衝突 (意図的)	【地震】 広範囲の機器等の同時損傷。	10	妨害破壊行為 (内部脅威含)	【落雷】 機器の破壊, 無力化, 悪意操作による外乱。	11	サイバーテロ	【落雷】 機器の悪意操作等による外乱。	12	産業施設の事故	【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設なし。(その他の事象(2)のとおり。)	13	輸送事故	【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象(1)のとおり。	14	サイト内外での掘削	【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷。	15	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水。	16	タービンミサイル	【－】 低頻度事象。(その他の事象(2)のとおり。)	17	重量物輸送	【竜巻】 重機の転倒等による屋外設備の損傷。燃料集合体落下はその他の事象(2)のとおり。	18	化学物質の放出による水質悪化	【津波】 海水系機器の機能低下。	19	油流出	【津波】 海水系機器の機能低下。	<p>事象毎の状況を表2にまとめる。</p> <p style="text-align: center;"><u>表2 各外部人為事象が包絡される自然現象等</u></p> <table border="1" data-bbox="958 447 1709 1486"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部人為事象</th> <th>包絡される自然現象等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>衛星の落下</td> <td>【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>パイプライン事故 (ガスなど), パイプライン事故によるサイト内爆発等</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>交通事故 (化学物質の流出含む)</td> <td>【－】 熱影響はその他の事象(1)のとおり</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>有毒ガス</td> <td>【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>タービンミサイル</td> <td>【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>飛来物 (航空機落下)</td> <td>【－】 落下は低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>工業施設又は軍事施設事故</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>船舶の衝突</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>自動車又は船舶の爆発</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>船舶から放出される固体・液体不純物</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>水中の化学物質</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>爆発</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>プラント外での化学物質の流出</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>サイト貯蔵の化学物質の流出</td> <td>【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>軍事施設からのミサイル</td> <td>【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>掘削工事</td> <td>【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>他のユニットからの火災</td> <td>【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>他のユニットからのミサイル</td> <td>【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>他のユニットからの内部溢水</td> <td>【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>電磁的障害</td> <td>【落雷】 計測系, 制御系へのノイズ影響等</td> </tr> <tr> <td>21</td> <td>ダムの崩壊</td> <td>【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)</td> </tr> <tr> <td>22</td> <td>内部溢水</td> <td>【津波】 広範囲の機器等の同時浸水</td> </tr> <tr> <td>23</td> <td>近隣工場等の火災</td> <td>【－】 影響確認済み (その他の事象(1)のとおり)</td> </tr> </tbody> </table> <p>凡例 【－】 包絡される自然現象</p>	No.	外部人為事象	包絡される自然現象等	1	衛星の落下	【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)	2	パイプライン事故 (ガスなど), パイプライン事故によるサイト内爆発等	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり	3	交通事故 (化学物質の流出含む)	【－】 熱影響はその他の事象(1)のとおり	4	有毒ガス	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)	5	タービンミサイル	【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)	6	飛来物 (航空機落下)	【－】 落下は低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)	7	工業施設又は軍事施設事故	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり	8	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の性能低下	9	自動車又は船舶の爆発	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり	10	船舶から放出される固体・液体不純物	【津波】 海水系機器の性能低下	11	水中の化学物質	【津波】 海水系機器の性能低下	12	爆発	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり	13	プラント外での化学物質の流出	【津波】 海水系機器の性能低下	14	サイト貯蔵の化学物質の流出	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)	15	軍事施設からのミサイル	【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)	16	掘削工事	【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷	17	他のユニットからの火災	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)	18	他のユニットからのミサイル	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)	19	他のユニットからの内部溢水	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)	20	電磁的障害	【落雷】 計測系, 制御系へのノイズ影響等	21	ダムの崩壊	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)	22	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水	23	近隣工場等の火災	【－】 影響確認済み (その他の事象(1)のとおり)	<p>事象ごとの状況を以下の第2表にまとめる。</p> <p style="text-align: center;"><u>第2表 各外部人為事象が包含される自然現象等</u></p> <table border="1" data-bbox="1751 447 2502 1497"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部人為事象</th> <th>包含される自然現象等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>船舶から放出される固体液体不純物</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>水中への化学物質の流出</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>船舶の衝突 (船舶事故)</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>交通機関 (航空機を除く) の事故による爆発</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>交通機関 (航空機を除く) の事故による化学物質流出</td> <td>【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>爆発 (発電所外)</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>化学物質流出 (発電所外)</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>発電所内貯蔵の化学物質流出</td> <td>【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>パイプライン事故 (爆発, 化学物質流出)</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>軍事施設からのミサイル</td> <td>【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>掘削工事</td> <td>【地震】 敷地の変更等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>他ユニットからの火災</td> <td>【－】 影響確認済み (その他の事象 (1) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>他ユニットからのタービン・ミサイル</td> <td>【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>他ユニットからの内部溢水</td> <td>【津波】 広範囲の機器等の同時浸水</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>人工衛星の落下</td> <td>【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>飛来物 (航空機落下)</td> <td>【－】 熱影響はその他の事象 (1) のとおり 落下は低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>電磁的障害</td> <td>【落雷】 計測系, 制御系へのノイズ影響等</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>ダムの崩壊</td> <td>【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>工場施設又は軍事施設事故 (爆発, 化学物質放出)</td> <td>【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>タービン・ミサイル</td> <td>【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>21</td> <td>有毒ガス</td> <td>【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)</td> </tr> <tr> <td>22</td> <td>内部溢水</td> <td>【津波】 広範囲の機器等の同時浸水</td> </tr> <tr> <td>23</td> <td>外部火災 (近隣工場等の火災)</td> <td>【－】 影響確認済み (その他の事象 (1) のとおり)</td> </tr> </tbody> </table> <p>凡例: 【－】 包含される自然現象</p>	No.	外部人為事象	包含される自然現象等	1	船舶から放出される固体液体不純物	【津波】 海水系機器の性能低下	2	水中への化学物質の流出	【津波】 海水系機器の性能低下	3	船舶の衝突 (船舶事故)	【津波】 海水系機器の性能低下	4	交通機関 (航空機を除く) の事故による爆発	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり	5	交通機関 (航空機を除く) の事故による化学物質流出	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)	6	爆発 (発電所外)	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり	7	化学物質流出 (発電所外)	【津波】 海水系機器の性能低下	8	発電所内貯蔵の化学物質流出	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)	9	パイプライン事故 (爆発, 化学物質流出)	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり	10	軍事施設からのミサイル	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象 (2) のとおり)	11	掘削工事	【地震】 敷地の変更等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷	12	他ユニットからの火災	【－】 影響確認済み (その他の事象 (1) のとおり)	13	他ユニットからのタービン・ミサイル	【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)	14	他ユニットからの内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水	15	人工衛星の落下	【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)	16	飛来物 (航空機落下)	【－】 熱影響はその他の事象 (1) のとおり 落下は低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)	17	電磁的障害	【落雷】 計測系, 制御系へのノイズ影響等	18	ダムの崩壊	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象 (2) のとおり)	19	工場施設又は軍事施設事故 (爆発, 化学物質放出)	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり	20	タービン・ミサイル	【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)	21	有毒ガス	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)	22	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水	23	外部火災 (近隣工場等の火災)	【－】 影響確認済み (その他の事象 (1) のとおり)	<p>・考慮する外部人為事象の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は意図的なものを含め人為事象 28 事象を類似・随件事象に整理後, 19 事象として評価しているが, 島根 2号炉は人為事象 23 事象の評価を実施していることによる相違及び評価内容の相違</p> <p>・事象想定相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>立地的要因等による事象想定相違</p>
No.	外部人為事象	包絡される自然現象等																																																																																																																																																																																																													
1	航空機落下 (偶発的)	【－】 衝突は低頻度事象。(その他の事象(2)のとおり。) 熱影響は No.3 火災・爆発に包絡。(その他の事象(1)のとおり。)																																																																																																																																																																																																													
2	ダムの崩壊	【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設なし。(その他の事象(2)のとおり。)																																																																																																																																																																																																													
3	火災・爆発	【－】 影響確認済み。(その他の事象(1)のとおり。)																																																																																																																																																																																																													
4	有毒ガス	【－】 影響を遮断可能。(その他の事象(2)のとおり。)																																																																																																																																																																																																													
5	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の損傷																																																																																																																																																																																																													
6	電磁的障害	【落雷】 計測系, 制御系機器へのノイズ影響等																																																																																																																																																																																																													
7	パイプライン事故	【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象(1),(2)のとおり。																																																																																																																																																																																																													
8	第三者の不法な接近	【－】 侵入行為では影響なし。(その他の事象(2)のとおり。) 原子炉施設への影響は No.10 妨害破壊行為 (内部脅威含) に包絡。																																																																																																																																																																																																													
9	航空機衝突 (意図的)	【地震】 広範囲の機器等の同時損傷。																																																																																																																																																																																																													
10	妨害破壊行為 (内部脅威含)	【落雷】 機器の破壊, 無力化, 悪意操作による外乱。																																																																																																																																																																																																													
11	サイバーテロ	【落雷】 機器の悪意操作等による外乱。																																																																																																																																																																																																													
12	産業施設の事故	【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設なし。(その他の事象(2)のとおり。)																																																																																																																																																																																																													
13	輸送事故	【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象(1)のとおり。																																																																																																																																																																																																													
14	サイト内外での掘削	【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷。																																																																																																																																																																																																													
15	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水。																																																																																																																																																																																																													
16	タービンミサイル	【－】 低頻度事象。(その他の事象(2)のとおり。)																																																																																																																																																																																																													
17	重量物輸送	【竜巻】 重機の転倒等による屋外設備の損傷。燃料集合体落下はその他の事象(2)のとおり。																																																																																																																																																																																																													
18	化学物質の放出による水質悪化	【津波】 海水系機器の機能低下。																																																																																																																																																																																																													
19	油流出	【津波】 海水系機器の機能低下。																																																																																																																																																																																																													
No.	外部人為事象	包絡される自然現象等																																																																																																																																																																																																													
1	衛星の落下	【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
2	パイプライン事故 (ガスなど), パイプライン事故によるサイト内爆発等	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり																																																																																																																																																																																																													
3	交通事故 (化学物質の流出含む)	【－】 熱影響はその他の事象(1)のとおり																																																																																																																																																																																																													
4	有毒ガス	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
5	タービンミサイル	【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
6	飛来物 (航空機落下)	【－】 落下は低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
7	工業施設又は軍事施設事故	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり																																																																																																																																																																																																													
8	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																																																																																																																																																													
9	自動車又は船舶の爆発	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり																																																																																																																																																																																																													
10	船舶から放出される固体・液体不純物	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																																																																																																																																																													
11	水中の化学物質	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																																																																																																																																																													
12	爆発	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響, 爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり																																																																																																																																																																																																													
13	プラント外での化学物質の流出	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																																																																																																																																																													
14	サイト貯蔵の化学物質の流出	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
15	軍事施設からのミサイル	【－】 低頻度事象 (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
16	掘削工事	【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷																																																																																																																																																																																																													
17	他のユニットからの火災	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
18	他のユニットからのミサイル	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
19	他のユニットからの内部溢水	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
20	電磁的障害	【落雷】 計測系, 制御系へのノイズ影響等																																																																																																																																																																																																													
21	ダムの崩壊	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象(2)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
22	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水																																																																																																																																																																																																													
23	近隣工場等の火災	【－】 影響確認済み (その他の事象(1)のとおり)																																																																																																																																																																																																													
No.	外部人為事象	包含される自然現象等																																																																																																																																																																																																													
1	船舶から放出される固体液体不純物	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																																																																																																																																																													
2	水中への化学物質の流出	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																																																																																																																																																													
3	船舶の衝突 (船舶事故)	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																																																																																																																																																													
4	交通機関 (航空機を除く) の事故による爆発	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり																																																																																																																																																																																																													
5	交通機関 (航空機を除く) の事故による化学物質流出	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
6	爆発 (発電所外)	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり																																																																																																																																																																																																													
7	化学物質流出 (発電所外)	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																																																																																																																																																													
8	発電所内貯蔵の化学物質流出	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
9	パイプライン事故 (爆発, 化学物質流出)	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり																																																																																																																																																																																																													
10	軍事施設からのミサイル	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
11	掘削工事	【地震】 敷地の変更等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷																																																																																																																																																																																																													
12	他ユニットからの火災	【－】 影響確認済み (その他の事象 (1) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
13	他ユニットからのタービン・ミサイル	【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
14	他ユニットからの内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水																																																																																																																																																																																																													
15	人工衛星の落下	【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
16	飛来物 (航空機落下)	【－】 熱影響はその他の事象 (1) のとおり 落下は低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
17	電磁的障害	【落雷】 計測系, 制御系へのノイズ影響等																																																																																																																																																																																																													
18	ダムの崩壊	【－】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
19	工場施設又は軍事施設事故 (爆発, 化学物質放出)	【竜巻】 飛来物による影響 熱影響等の影響は, その他の事象 (1) のとおり																																																																																																																																																																																																													
20	タービン・ミサイル	【－】 低頻度事象 (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
21	有毒ガス	【－】 影響を緩和可能 (その他の事象 (2) のとおり)																																																																																																																																																																																																													
22	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水																																																																																																																																																																																																													
23	外部火災 (近隣工場等の火災)	【－】 影響確認済み (その他の事象 (1) のとおり)																																																																																																																																																																																																													

以上

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: right;">別紙1(補足2)</p> <p style="text-align: center;">地震レベル1.5PRA について</p> <p>1. はじめに 「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」第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて要求されている原子炉格納容器の破損の防止に関する有効性評価に関し、必ず想定すべき格納容器破損モード以外の破損モードの有無について、内部事象についてはレベル1.5PRAにより確認を実施済みであるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。</p> <p>2. 地震事象特有の格納容器破損モードについて 炉心損傷後の原子炉格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく、地震事象特有の影響としては、地震動により直接的に原子炉格納容器が破損する場合、原子炉格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に関わる設備が破損することで原子炉格納容器の破損に至る場合が考えられる。</p> <p>(1) 原子炉格納容器本体の破損 地震動による原子炉建屋の破損影響により原子炉格納容器が破損に至る、又は原子炉格納容器本体が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」では、原子炉建屋破損の<math>\chi</math>モードとして分類されている。</p>	<p style="text-align: right;">添付2</p> <p style="text-align: center;">地震レベル1.5PRAについて</p> <p>1. はじめに 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第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて要求されている格納容器の破損の防止に関する有効性評価に関し、必ず想定すべき格納容器破損モード以外の破損モードの有無について、内部事象については内部事象レベル1.5PRAにより確認を実施済みであるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。</p> <p>2. 地震事象特有の格納容器破損モードについて 炉心損傷後の格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく、地震事象特有の影響としては、地震動により直接的に格納容器本体が損傷する場合、格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に係る設備が損傷することで格納容器破損に至る場合が考えられる。</p> <p>(1) 格納容器本体の損傷 地震動による原子炉建屋の損傷影響により格納容器が破損に至る又は格納容器が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、(社)日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」では、原子炉建屋破損の<math>\chi</math>モードとして分類されている。</p>	<p style="text-align: right;">別紙1(補足資料2)</p> <p style="text-align: center;">地震レベル1.5PRAについて</p> <p>1. はじめに 「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」第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて要求されている原子炉格納容器の破損の防止に関する有効性評価に関し、必ず想定すべき格納容器破損モード以外の破損モードの有無について、内部事象についてはレベル1.5PRAにより確認を実施済みであるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。</p> <p>2. 地震事象特有の格納容器破損モードについて 炉心損傷後の原子炉格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく、地震事象特有の影響としては、地震動により直接的に原子炉格納容器が損傷する場合、原子炉格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に係る設備が損傷することで原子炉格納容器の破損に至る場合が考えられる。</p> <p>(1) 原子炉格納容器本体の損傷 地震動による原子炉建物の損傷影響により原子炉格納容器が破損に至る、又は原子炉格納容器本体が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」では、原子炉建屋破損の<math>\chi</math>モードとして分類されている。</p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号は「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】 島根2号は「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 【東海第二】 島根2号は「原子炉格納容器本体」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>このケースの場合、炉心損傷時に原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており、内部事象レベル1.5PRAでは、格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(2) <u>原子炉格納容器隔離機能喪失</u> 地震動により原子炉格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで、炉心損傷により発生した放射性物質が原子炉格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては、原子炉格納容器本体の破損と同様に炉心損傷時には原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(3) <u>原子炉格納容器圧力抑制機能喪失</u> 地震動により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)や格納容器ベント管、サプレッション・チェンバの損傷により原子炉格納容器圧力が抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては、内部事象レベル1.5PRAにおいて、水蒸気(崩壊熱)蓄積等による過圧によって原子炉格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮されている。</p> <p>以上を踏まえると、地震事象特有の影響として原子炉格納容器本体や隔離弁等の破損が考えられるものの、地震事象特有の格納容器破損モードはなく、内部事象レベル1.5PRAと同様であるといえる。</p> <p>3. <u>原子炉格納容器破損防止対策に関わる有効性評価事故シーケンスについて</u> 上述のとおり、地震事象特有の影響として原子炉格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、格納容器破損モードとしては内部事象レベル1.5PRAと同様である。 また、地震動による直接的な原子炉格納容器や隔離機能等の損傷については、重大事故の事象進展により原子炉格納容器へ圧力</p>	<p>このケースの場合、炉心損傷時に格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(2) <u>格納容器隔離機能喪失</u> 地震動により格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで、炉心損傷により発生した放射性物質が格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては、格納容器本体の損傷と同様に炉心損傷時には格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(3) <u>格納容器圧力抑制機能喪失</u> 地震動により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、格納容器ベント管又は圧力抑制室の損傷により格納容器圧力を抑制出来なくなり、格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては、内部事象レベル1.5PRAにおいて、水蒸気(崩壊熱)蓄積等による過圧によって格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮している。</p> <p>3. <u>格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンスについて</u> 上述のとおり、地震事象特有の影響として格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、重大事故の事象進展により格納容器へ圧力荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準</p>	<p>このケースの場合、炉心損傷時に原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており、内部事象レベル1.5PRAでは、格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(2) <u>格納容器隔離機能喪失</u> 地震動により格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで、炉心損傷により発生した放射性物質が原子炉格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては、原子炉格納容器本体の損傷と同様に炉心損傷時には原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(3) <u>格納容器圧力抑制機能喪失</u> 地震動により残留熱除去系(格納容器冷却モード)や格納容器ベント管、サプレッション・チェンバの損傷により格納容器圧力が抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては、内部事象レベル1.5PRAにおいて、水蒸気(崩壊熱)蓄積等による過圧によって原子炉格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮している。</p> <p><u>以上を踏まえると、地震事象特有の影響として原子炉格納容器本体や隔離弁等の破損が考えられるものの、地震事象特有の格納容器破損モードは無く、内部事象レベル1.5PRAと同様であるといえる。</u></p> <p>3. <u>格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンスについて</u> 上述のとおり、地震事象特有の影響として原子炉格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、格納容器破損モードとしては内部事象レベル1.5PRAと同様である。 <u>また、地震動による直接的な原子炉格納容器や隔離機能等の損傷については、重大事故の事象進展により原子炉格納容器へ圧力</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根2号は「格納容器隔離機能喪失」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号は「格納容器冷却モード」と記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号は「サプレッション・チェンバ」と記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号は格納容器圧力抑制機能喪失のまとめを記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根2号は「格納容器破損防止対策」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>

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>荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、<u>原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準</u>に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。</p> <p>加えて原子炉格納容器本体の破損については、内部事象レベル1.5PRAでも想定していない機器の損傷モードであるが、原子炉格納容器が破損に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和設備の使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。したがって、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な原子炉格納容器の破損防止対策を臨機応変に組み合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要であると考えられる。</p> <p>4. 地震レベル1.5PRAについて</p> <p>内部事象PRAでは、レベル1PRAの結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル1.5PRA評価の起点となるようPDSを定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態等の観点から原子炉格納容器の健全性に影響を与える事象(過温破損、水蒸気爆発等)を抽出しているが、地震レベル1.5PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建屋、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シナリオを考慮する必要がある。</p> <p>具体的には、地震レベル1PRAにおいて緩和系に期待することができず、炉心損傷直結事象として整理している原子炉建屋損傷や<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(Excessive-LOCA)</u>といった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定を行うことは困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展(炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性等)を定量化することが困難な状況にある。</p> <p>そのため、今後、対象設備の損傷影響評価等の精緻化を進めるとともに、実機適用へ向けた検討を進めていくところである。</p> <p style="text-align: right;"><u>以上</u></p>	<p>に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。</p> <p>加えて格納容器本体の損傷については、内部事象レベル1.5PRAでも想定していない機器の損傷モードであるが、格納容器が損傷に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和系設備使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。したがって、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な格納容器破損防止対策を臨機応変に組み合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要と考えられる。</p> <p>4. 地震レベル1.5PRAについて</p> <p>内部事象PRAでは、レベル1PRAの結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル1.5PRA評価の起点となるようプラント損傷状態を定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態などの観点から格納容器の健全性に影響を与える事象(過温破損、水蒸気爆発等)を抽出しているが、地震レベル1.5PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建屋、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シナリオを考慮する必要がある。</p> <p>具体的には、地震レベル1PRAにおいて緩和系に期待することができず、炉心損傷直結事象として整理している原子炉建屋損傷やExcessive LOCAといった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定には困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展(炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性等)を定量化することが困難な状況にある。</p> <p>そのため、今後、対象設備の損傷影響評価などの精緻化を進めるとともに、実機適用へ向けた検討を進めていくところである。</p>	<p>荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。</p> <p>加えて<u>原子炉格納容器本体の損傷</u>については、内部事象レベル1.5PRAでも想定していない機器の損傷モードであるが、<u>原子炉格納容器が損傷</u>に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和系設備使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。したがって、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な<u>原子炉格納容器の破損防止対策</u>を臨機応変に組み合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要であると考えられる。</p> <p>4. 地震レベル1.5PRAについて</p> <p>内部事象PRAでは、レベル1PRAの結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル1.5PRA評価の起点となるよう<u>プラント損傷状態</u>を定義したうえで、炉心損傷に至るまでのプラント状態などの観点から<u>原子炉格納容器の健全性</u>に影響を与える事象(過温破損、水蒸気爆発等)を抽出しているが、地震レベル1.5PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建物、<u>原子炉格納容器等の損傷</u>から<u>原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失</u>に至るシナリオを考慮する必要がある。</p> <p>具体的には、地震レベル1PRAにおいて緩和系に期待することができず、炉心損傷直結事象として整理している原子炉建物損傷やExcessive LOCAといった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定を行うことは困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展(炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性等)を定量化することが困難な状況にある。</p> <p>そのため、今後、対象設備の損傷影響評価などの精緻化を進めるとともに、実機適用へ向けた検討を進めていくところである。</p>	<p>【東海第二】</p> <p>地震事象特有の影響をふまえた格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンス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>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号は「プラント損傷状態」と記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号は「Excessive LOCA」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: right;">別紙 3</p> <p>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>(1) 諸外国における先進的な安全対策の調査方法 諸外国(米国及び欧州)において整備されている対策の状況については、国外の原子力規制機関である米国原子力規制委員会(NRC)等の規制文書、米国の事業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等を調査した。また、原子力規制関係の調査委託会社から得られる情報等についても調査した。当社における海外情報収集の体系を第1図に示す。</p> <p>(2) 諸外国での先進的な対策について 諸外国における重大事故防止に係る対策の情報について、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉で整備している対策と比較した結果を第1表に示す。</u></p> <p>調査の結果、<u>全ての事故シーケンスグループについて、諸外国の既設プラントで整備されている各機能の対策と同等の対策が、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉にも整備されていることを確認した。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: right;">別紙 3</p> <p>諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について</p> <p>1. 調査方法 諸外国(米国及び欧州)の既設プラントにおいて整備している先進的な炉心損傷防止対策について、<u>以下の書類等から調査を実施した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子力規制機関(米国NRC、ドイツBMU等)の規制要求文書</li> <li>米国における最終安全解析書(FSAR)等の事業者文書</li> <li>欧州におけるストレステスト報告書</li> </ul> <p>また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である<u>国外コンサルティング機関から得られる情報、国外原子力関係者を招いたセミナーでの情報、国外原子力プラントの視察情報等についても調査を実施した(図1参照)。</u></p> <p>2. 調査結果 調査可能な範囲内で得られた国外既設プラントにおける炉心損傷防止対策について、<u>東海第二発電所の対策と比較した結果を表1に示す。なお、表1では事故シーケンスグループごとに対策を整理しているが、国外既設プラントにおける炉心損傷防止対策については、各対策のサポート系等の詳細な情報が一部公開されていないため、各事故シーケンスグループの条件下で使用可能か判断できない対策については使用可能と仮定して記載している。</u></p> <p><u>表1のとおり、東海第二発電所の対策は、全ての事故シーケンスグループにおいて、国外既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。</u></p> <p>なお、「LOCA時注水機能喪失」の事故シーケンスグループについては、諸外国においても<u>全ての破断面積に対して炉心損傷を防止できるような設備対策はとられていないことを確認した。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙 3</p> <p>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>1. 諸外国における先進的な安全対策の調査方法 諸外国(米国及び欧州)において整備されている対策の状況については、<u>国外の原子力規制機関である米国原子力規制委員会(NRC)等の規制文書、米国の事業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等を調査した。また、原子力規制関係の調査委託会社から得られる情報等についても調査した。当社における海外情報収集の体系を第1図に示す。</u></p> <p>2. 諸外国での先進的な対策について 諸外国における重大事故防止に係る対策の情報について、<u>島根原子力発電所2号炉で整備している対策と比較した結果を第1表に示す。</u></p> <p>調査の結果、<u>すべての事故シーケンスグループについて、諸外国の既設プラントで整備されている各機能の対策と同等の対策が、島根原子力発電所2号炉にも整備されていることを確認した。</u></p> <p>なお、「LOCA時注水機能喪失」の事故シーケンスグループについては、<u>諸外国においてもすべての破断面積に対して炉心損傷を防止できるような設備対策はとられていないことを確認した。</u></p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 別紙3のタイトルが違うが内容は同様である</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 1. に関して記載表現が違うが、諸外国において整備されている状況(NRC、BMU、FSAR、欧州ストレステスト等)及び調査委託会社から得られる情報等を記載していることは同様</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 2. に関して記載表現が違うが、諸外国の対策を自プラントと比較し、同等の対策が整備されていることを確認していることは同等</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 LOCAの対策について記載をしているが、状況は同じである</p>

- 【主な情報入手先】
- 各機関からの直接入手
  - 会議体・レビュー等
  - 原子力安全推進協会(JANSI)



第1図 当社における海外等の情報収集の仕組み

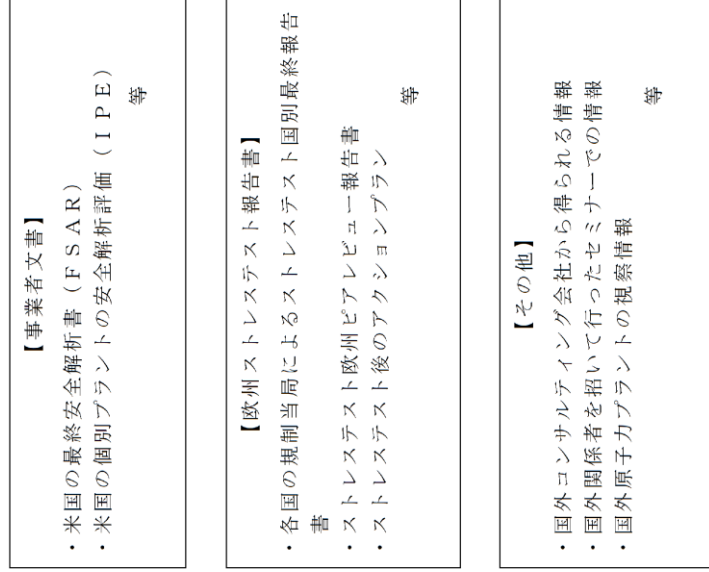
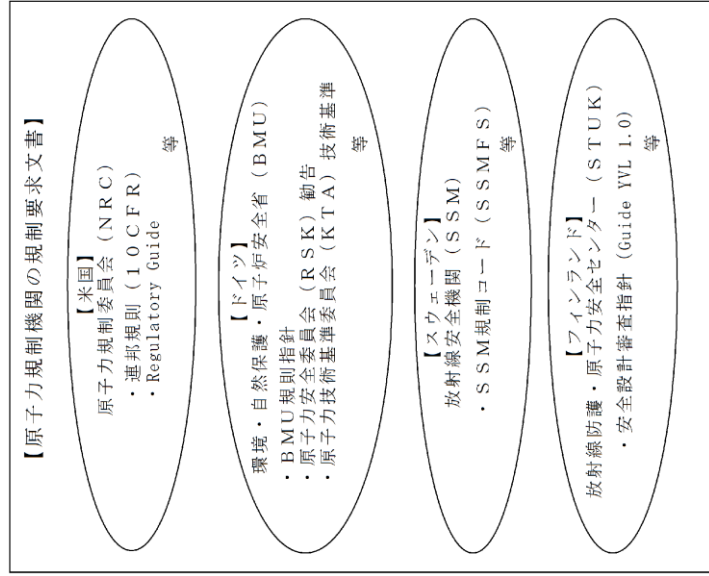
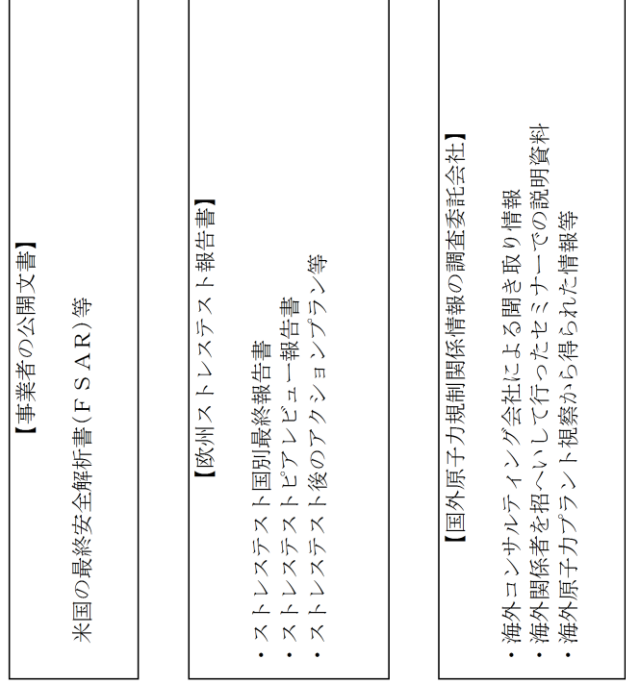
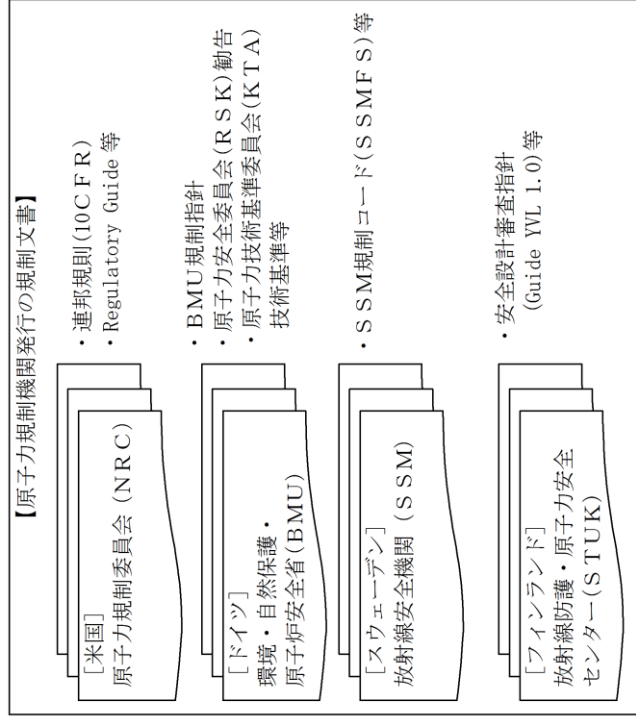


図1 諸外国における炉心損傷防止対策の調査対象



- 【情報入手先】
- 原子力安全推進協会(JANSI)
  - 国外原子力規制関係情報の調査委託会社

第1図 当社における海外等の情報収集の仕組み

・記載表現の相違

【柏崎6/7, 東海第二】  
当社における海外等の情報収集の仕組みを記載





第1表 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較(2/3)

1: 設計基準事故対策設備: 有効性評価において有効性を評価した対策

分類	施設/グループ	対象する機能	設備の概要	東電	ドコカ	スカーゲン	フィンランド	設備の概要
3	全交流電力電源喪失	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却
		炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱
		炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱
4	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱
		炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱
5	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱
		炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱

表1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所との比較(2/6)

分類	事故シナリオ	機能	東海第二発電所	米国	ドコカ	スカーゲン	フィンランド	対策の概要
3	全交流電力電源喪失	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却	炉心の冷却
		炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱
4	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱
		炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱

注: 有効性評価において有効性を評価した対策

第1表 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較(2/5)

分類	施設/グループ	対象する機能	東電	ドコカ	スカーゲン	フィンランド	設備の概要
2	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱
		炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱	炉心の加熱

注: 有効性評価において有効性を評価した対策

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

・運用の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 主要な炉心損傷防止対策の相違(諸外国の情報)を島根2号炉にて整備している対策と比較してまとめており、設備名称等は異なるが整備した対策は同等)

第1表 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較(3/3)

【1】：設計基準事故対策設備、※：有効性評価において有効性を評価した対策

分類	事故シナリオ	想定する機能	東海第二発電所における設備					対策の概要
			米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	対照の概要	
4-1	全交流動力電源喪失 (50%電源喪失)	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
4-2	全交流動力電源喪失 (100%電源喪失)	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
5	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
6	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
7	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
8	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
9	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	

表1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所との比較(3/6)

分類	事故シナリオ	機能	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	対照の概要
3	全交流動力電源喪失	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
4	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
5	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
6	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
7	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
8	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
9	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様

工藤部 有効性評価において有効性を確認する対策

第1表 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較(3/5)

分類	事故シナリオ	想定する機能	東海第二発電所における設備					対策の概要
			米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	対照の概要	
3	全交流動力電源喪失	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
4	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
5	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
6	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
7	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
8	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	
9	原子炉内冷却回路停止	中心冷却 ・格納容器冷却 ・格納容器加熱 ・格納容器減圧	1. 原子炉内冷却回路停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様
			2. 原子炉冷却系停止	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	3. 2と同様	

【1】：設計基準事故対策設備

・運用の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
主要な炉心損傷防止  
対策の相違(諸外国の  
情報を島根2号炉にて  
整備している対策と比  
較してまとめており、  
設備名称等は異なるが  
整備した対策は同等)

表1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所との比較 (4/6)

分類	事故シナリオ グループ	機能	炉心損傷防止対策に係る設備又は標準				対策の概要	
			東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン		フィンランド
4-1	崩壊蒸気発生機 異常 (取水機能 喪失)	最終ヒートシンク ・格納容器圧力逃がし装置 ・炉圧強化ベント系 ・ドライウェル内ガス冷却装置 ・可搬型代替注水大型ポンプ	緊急冷却水系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・炉圧強化ベント系 ・ドライウェル内ガス冷却装置 ・可搬型代替注水大型ポンプ	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	欧米では、フィルタベント系や炉圧強化ベント系を装備しており、大気を最終ヒートシンクとする対策をとっている。また、希薄塔等の代替最終ヒートシンクを装備している。 東海第二発電所においても、格納容器圧力逃がし装置及び炉圧強化ベント系を装備することとしており、大気を最終ヒートシンクとする対策としている。また、緊急冷却水系を装備することとしている。
			炉心冷却	1と同様*	1と同様*	1と同様*	1と同様*	1と同様
	格納容器注水	格納容器注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替格納容器冷却ポンプ ・常設高圧代替注水系ポンプ ・電動海水ポンプ ・ディーゼル駆動海水ポンプ ・復水移送ポンプ ・可搬型代替注水中間ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替格納容器冷却ポンプ ・電動海水ポンプ ・ディーゼル駆動海水ポンプ ・復水移送ポンプ	代替格納容器スプレイ ・ディーゼル駆動海水ポンプ	代替格納容器スプレイ ・D/W, W/W スプレイ ・サービスマ系	代替格納容器スプレイ ・火災防護系のディーゼル駆動ポンプ	代替格納容器スプレイ ・火災防護系ポンプ (専用 DG 有)	欧米では、常設又は可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を装備しており、格納容器スプレイ機能を多様化している。 東海第二発電所においても、常設及び可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を装備することとしている。また、格納容器スプレイ機能の多様化を対
			格納容器注水	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
	給水源	給水源	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ (サービスマ系+DRR 経由)	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	1と同様
	まとめ	まとめ	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様

上欄部 有効性評価において有効性を確認する対策。  
※ 取水機能の喪失により動作できないものは除く。

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (4/5)

分類	事故シナリオ グループ	指定する機能	重大事故等対策に係る設備又は標準							
			島根原子力発電所2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	対策の概要		
4-1	崩壊蒸気発生機 異常 (取水機能喪失)	炉心冷却	【1】原子炉冷却時冷却系* 【2】再循環冷却系 (低圧注水キッド)* ・低圧原子炉代替注水系 (常設) ・高圧原子炉代替注水系 (可搬型)	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			格納容器冷却	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ
4-2	崩壊蒸気発生機 異常 (格納容器注水機能喪失)	炉心冷却	【1】原子炉冷却時冷却系* 【2】再循環冷却系 (低圧注水キッド)* ・低圧原子炉代替注水系 (常設) ・高圧原子炉代替注水系 (可搬型)	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			格納容器冷却	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ
		給水源	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ
		交流電源設備	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ
		まとめ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ	代替格納容器スプレイ ・可搬型ポンプ

※ 有効性評価において有効性を確認した対策。  
【1】：設計基準事故対応設備

・運用の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
主要な炉心損傷防止対策の相違 (諸外国の情報)を島根2号炉にて整備している対策と比較してまとめており、設備名称等は異なるが整備した対策は同等)

表1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所との比較 (5/6)

分類	事象シナリオグループ	機能	東海第二発電所	米国	ドイツ	スクウェーデン	フィンランド	対策の相違
4-2	炉心冷却系圧力損失 ・炉心冷却系圧力損失 ・炉心冷却系圧力損失	炉心冷却系圧力損失	・炉心冷却系圧力損失 ・炉心冷却系圧力損失	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	東海第二発電所では、炉心冷却系圧力損失発生時に、炉心冷却系圧力損失防止装置が動作し、炉心冷却系圧力損失を抑制する。また、炉心冷却系圧力損失防止装置が動作しない場合、炉心冷却系圧力損失防止装置が動作し、炉心冷却系圧力損失を抑制する。また、炉心冷却系圧力損失防止装置が動作しない場合、炉心冷却系圧力損失防止装置が動作し、炉心冷却系圧力損失を抑制する。
		炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		炉心冷却系圧力損失	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様
5	炉心冷却系圧力損失	炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
6	LOCA時炉心冷却系圧力損失	炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		炉心冷却系圧力損失	2と同様	2と同様	2と同様	2と同様	2と同様	2と同様
		炉心冷却系圧力損失	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様
7	炉心冷却系圧力損失	炉心冷却系圧力損失	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様
		炉心冷却系圧力損失	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様	4+1と同様
		炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様

工藤部 有効性評価において有効性を確認する対策

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (5/5)

分類	事象シナリオグループ	機能	島根原子力発電所2号炉	米国	ドイツ	スクウェーデン	フィンランド	対策の相違
5	LOCA時炉心冷却系圧力損失	炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
6	炉心冷却系圧力損失	炉心冷却系圧力損失	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
		炉心冷却系圧力損失	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
		炉心冷却系圧力損失	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
7	炉心冷却系圧力損失	炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		炉心冷却系圧力損失	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様

※ : 有効性評価において有効性を評価した対策

・運用の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
主要な炉心損傷防止対策の相違（諸外国の情報を島根2号炉にて整備している対策と比較してまとめており、設備名称等は異なるが整備した対策は同等）

表1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所との比較 (6/6)

分類	事故シナリオ グループ	機能	炉心損傷防止対策に係る設備又は操作			対策の概要	
			東海第二発電所 健全な原子炉注水設備で対応	米国 炉心損傷防止対策	ドイツ 炉心損傷防止対策		フィンランド
7	インターフェース システム LOCA	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>破損箇所の検出、隔離 (既設の計装)</li> <li>原子炉の減圧、水位制御</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>破損箇所の検出、隔離 (既設の計装)</li> <li>原子炉の減圧 (破断口 からの流出量低減)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>隔離弁の自動閉止又は 代替隔離弁の閉止に よる格納容器隔離機 能の確保</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>スウェーデン</li> <li>フィンランド</li> </ul>	米国では、既存設備を用いて炉心冷却を実施することとしている。 東海第二発電所においては、健全な原子炉注水設備 (既設ポンプ、新設ポンプ) を用いて炉心冷却を実施することとしている。 米国では、既存の計装等から破損箇所の検出、隔離手段と、原子炉の減圧手順を整備しており、破断箇所からの流出量を低減している。ドイツにおいては、格納容器隔離手段として代替隔離弁を設置している。 東海第二発電所においては、米国と同様に、既存の計装等から破損箇所の検出、隔離手段と、原子炉の減圧手順を整備することとしており、破断箇所からの流出量低減を対策としている。
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。				

工総監 有効性評価において有効性を確認する対策

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: right;">別紙 4</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p>T B Wシーケンスは、高圧炉心スプレイ冷却系による炉心冷却に成功するが、非常用電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至るシーケンスである。<u>東海第二発電所の出力運転時内部事象レベル 1 P R A</u>では、T B Wシーケンスは<u>T Wシーケンスの一部として整理している。</u></p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に分類されるT B Wシーケンス(非常用電源の喪失による崩壊熱除去機能喪失)に対する炉心損傷防止対策、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以下に示す。</p> <p>1. <u>T B Wシーケンスの炉心損傷頻度</u></p> <p>T B Wシーケンスの炉心損傷頻度を表 1 に示す。表 1 に示すとおり、T B W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」のドミナントシーケンスとはならないが、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して<u>約 7.9%</u>の寄与を持っている。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 4</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p>1. <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</u></p> <p>T B Wシーケンスは、高圧炉心スプレイ冷却系による炉心冷却に成功するが、非常用電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至るシーケンスである。<u>島根原子力発電所 2号炉の運転時レベル 1 P R A</u>では、T B Wシーケンスは「<u>崩壊熱除去機能喪失 (T W)</u>」の事故シーケンスの一部として整理している。</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に分類されるT B Wシーケンス(非常用電源の喪失による崩壊熱除去機能喪失)に対する炉心損傷防止対策、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以下に示す。</p> <p>(1) <u>T B Wシーケンスの炉心損傷頻度</u></p> <p>T B Wシーケンスの炉心損傷頻度を第 1 表に示す。第 1 表に示すとおり、T B W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」のドミナントシーケンスとはならないが、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して<u>約 6%</u>の寄与を持っている。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 A B W R は高圧炉心スプレイ系がないため T B Wシーケンスが存在せず、記載がない</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉は 1. を記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 プラント名称の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 事故シーケンスグループの記載の相違</p> <p>・付番の相違 【東海第二】 (以下同様の差異は記載を省略)</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 P R A の炉心損傷頻度の相違</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 style="text-align: center;"><u>表1 TBWシーケンスの炉心損傷頻度</u></p> <table border="1" data-bbox="964 304 1712 546"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)</th> <th>全CDFへの 寄与割合</th> <th>事故シーケンス グループ別CDF への寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2"></td> <td>6.0E-05</td> <td>99.8%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">TW</td> <td>TBW</td> <td>4.7E-06</td> <td>7.8%</td> <td>7.8%</td> </tr> <tr> <td>TBW (SRV再開鎖失敗)</td> <td>2.5E-08</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>&lt;0.1%</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 「崩壊熱除去機能喪失」に対応する炉心損傷防止対策  事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対応する炉心損傷防止対策については、「残留熱除去系が故障した場合」及び「取水機能が喪失した場合」を想定し、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認している。</p> <p>「<u>残留熱除去系が故障した場合</u>」：  ・<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>取水機能が喪失した場合</u>」：  ・<u>緊急用海水系（常設代替交流電源設備による給電）</u></p> <p>このうち、「残留熱除去系が故障した場合」を想定して有効</p>			炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	全CDFへの 寄与割合	事故シーケンス グループ別CDF への寄与割合			6.0E-05	99.8%	100%	TW	TBW	4.7E-06	7.8%	7.8%	TBW (SRV再開鎖失敗)	2.5E-08	<0.1%	<0.1%	<p style="text-align: center;"><u>第1表 TBWシーケンスの炉心損傷頻度</u></p> <table border="1" data-bbox="1754 304 2502 583"> <thead> <tr> <th colspan="2">事故シーケンス</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>事故シーケンス グループに対する 寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TW</td> <td>過渡事象+崩壊熱除去失敗</td> <td>5.7E-06</td> <td>73</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">TBW</td> <td>外部電源喪失+ 交流電源(DG-A, B)失敗</td> <td>4.4E-07</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>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再開鎖)失敗</td> <td>1.3E-09</td> <td>&lt;0.1</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+ 直流電源(区分1, 2)失敗</td> <td>6.3E-10</td> <td>&lt;0.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 「崩壊熱除去機能喪失」に対応する炉心損傷防止対策  事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対応する炉心損傷防止対策については、「残留熱除去系が故障した場合」及び「取水機能が喪失した場合」を想定し、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認している。</p> <p>・<u>残留熱除去系が故障した場合</u> : <u>格納容器フィルタベント系</u></p> <p>・<u>取水機能が喪失した場合</u> : <u>原子炉補機代替冷却系</u></p> <p>このうち、「残留熱除去系が故障した場合」を想定して有</p>	事故シーケンス		炉心損傷頻度 (/炉年)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合 (%)	TW	過渡事象+崩壊熱除去失敗	5.7E-06	73	TBW	外部電源喪失+ 交流電源(DG-A, B)失敗	4.4E-07	6	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再開鎖)失敗	1.3E-09	<0.1	外部電源喪失+ 直流電源(区分1, 2)失敗	6.3E-10	<0.1	<p>・解析結果の相違  【東海第二】  表1において島根2号炉は事故シーケンスに対する炉心損傷頻度を記載</p> <p>・記載表現の相違  【東海第二】  島根2号炉は格納容器フィルタベント系（以下同様の記載は省略）</p> <p>・設備の相違  【東海第二】  島根2号炉は耐圧強化ベントを自主対策設備として使用するため記載していない</p> <p>・設備名称の相違  島根2号炉は取水機能が喪失したときの対策は原子炉補機代替冷却系（以下の同様の記載は省略）</p>
		炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	全CDFへの 寄与割合	事故シーケンス グループ別CDF への寄与割合																																				
		6.0E-05	99.8%	100%																																				
TW	TBW	4.7E-06	7.8%	7.8%																																				
	TBW (SRV再開鎖失敗)	2.5E-08	<0.1%	<0.1%																																				
事故シーケンス		炉心損傷頻度 (/炉年)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合 (%)																																					
TW	過渡事象+崩壊熱除去失敗	5.7E-06	73																																					
TBW	外部電源喪失+ 交流電源(DG-A, B)失敗	4.4E-07	6																																					
	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再開鎖)失敗	1.3E-09	<0.1																																					
	外部電源喪失+ 直流電源(区分1, 2)失敗	6.3E-10	<0.1																																					

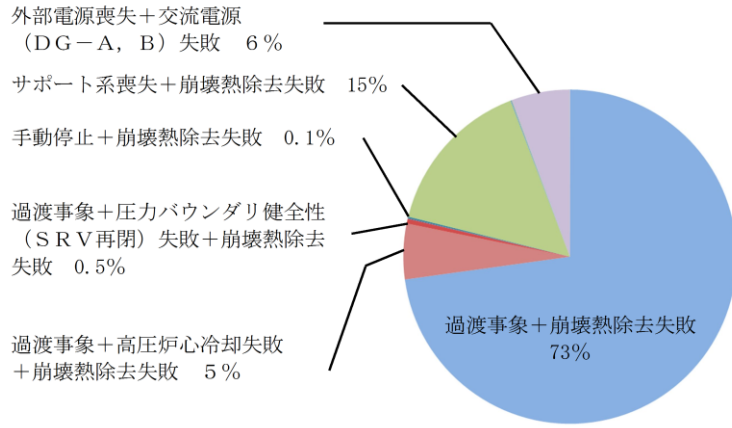
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>性を確認している格納容器圧力逃がし装置については、系統構成に必要な電動弁等は常設代替交流電源設備から緊急用母線を介して給電可能な設計としており、現場での手動開操作も可能であることから、外部電源及び非常用電源（区分Ⅰ、Ⅱ）が喪失しているTBWシーケンスにおいても有効な対策である。<u>また、耐圧強化ベントについても、常設代替交流電源設備からの電源融通による非常用母線の受電操作又は現場での手動開操作を行うことにより、同じくTBWシーケンスにおいても有効な対策となる。</u></p> <p>「取水機能が喪失した場合」を想定して有効性を確認している緊急用海水系については、常設代替交流電源設備からの電源融通による非常用母線の受電及び緊急用海水系を用いた残留熱除去系による対応の有効性を確認しており、TBWシーケンスにおいても有効な対策である。</p> <p>さらに、TBWシーケンスについては、常設代替交流電源設備からの電源融通による非常用母線の受電により、<u>緊急用海水系を用いずとも、残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による対応にも期待できる。</u></p> <p>3. <u>審査ガイド記載の着眼点に基づく評価</u></p> <p>TBWシーケンスの審査ガイド記載の着眼点に対する評価について、重要事故シーケンスとして選定したTWシーケンス（過渡事象+RHR失敗）と比較した結果を表2に示す。また、TBWシーケンスの各着眼点に対する考え方について以下に示す。</p> <p>a. 共通原因故障、系統間依存性の観点</p> <p><u>HPCS用電源（区分Ⅲ）は健全だが、非常用電源の喪失により電源を必要とする設備（区分Ⅰ、Ⅱ）が機能喪失することから「高」とした。</u></p>	<p>効性を確認している格納容器フィルタベント系については、系統構成に必要な電動弁等は常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を介して給電可能な設計としており、現場での手動開操作も可能であることから、外部電源及び非常用電源（区分Ⅰ、Ⅱ）が喪失しているTBWシーケンスにおいても有効な対策である。</p> <p>「取水機能が喪失した場合」を想定して有効性を確認している原子炉補機代替冷却系については、常設代替交流電源設備からの電源供給による非常用母線の受電及び原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系による対応の有効性を確認しており、TBWシーケンスにおいても有効な対策である。</p> <p>さらに、TBWシーケンスについては、常設代替交流電源設備からの電源供給による非常用母線の受電により、<u>原子炉補機代替冷却系を用いずとも、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による対応にも期待できる。</u></p> <p>(3) <u>審査ガイド記載の着眼点に基づく評価</u></p> <p>TBWシーケンスの審査ガイド記載の着眼点に対する評価について、重要事故シーケンスとして選定したTWシーケンス（過渡事象+崩壊熱除去失敗）と比較した結果を第2表に示す。また、TBWシーケンスの各着眼点に対する考え方について以下に示す。</p> <p>a. 共通原因故障、系統間依存性の観点</p> <p><u>主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。そのうえで交流電源や直流電源が喪失している事故シーケンスでは、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。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号は耐圧強化ベントを自主対策設備として使用するため記載していない</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 事故シーケンス名称の相違</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号は共通原因故障の影響を着眼点aで考慮し、それらを</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. 余裕時間の観点</p> <p><u>崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスは、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がない。このため、炉心冷却に成功する事故シーケンス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した。TBWに至るおそれがある事故シーケンスのうち、サポート系喪失（直流電源故障）に起因する事故シーケンスは、起因事象の発生により給水流量の全喪失に至る場合があり、余裕時間が短いことから、過渡事象（給水流量の全喪失）に起因する事故シーケンスと同様に「高」とした。</u></p> <p>c. 設備容量の観点</p> <p><u>崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスは、崩壊熱除去に必要な設備容量に有意な差異がない。このため、炉心冷却に成功する事故シーケンス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設備容量に着目した。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ため、TBWに至るおそれのある事故シーケンスのうち、サポート系喪失（直流電源故障）に起因する事故シーケンスは、「b. 余裕時間の観点」と同様の考え方により「高」とした。</u></p>	<p>b. 余裕時間の観点</p> <p><u>過渡事象（全給水喪失事象及び外部電源喪失）は手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早いことから「高」とした。</u></p> <p>c. 設備容量の観点</p> <p><u>LOCA以外の起因事象については、崩壊熱除去に関する設備容量に差異はないと考え「低」とした。</u></p>	<p>「中」としている。電源喪失を「高」とすることは同様</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 設備の相違により、東海第二はサポート系喪失（直流電源故障）の事故シーケンスが抽出されており、それらについて過渡事象と同様に「高」とすることについて記載がある</p> <p>・解析結果の差異 【東海第二】 設備容量に差はないと考え、島根2号はTWとTBWは共に「低」としているが、東海第二はTWとTBWは共に「高」としている</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 設備の相違により、東海第二はサポート系喪失（直流電源故障）の事故シーケンスが抽出されており、それらについて「高」とする</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>d. 代表性の観点</p> <p>TBWシーケンスの炉心損傷頻度は4.8E-06/炉年程度であり、崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループの炉心損傷頻度(6.0E-05/炉年)に対して1%以上の寄与があるため、「中」とした。</p> <p style="text-align: center;">表2 着眼点に基づく整理</p> <table border="1" data-bbox="964 835 1715 1136"> <thead> <tr> <th rowspan="2">シーケンス</th> <th rowspan="2">対応する主要な炉心損傷防止対策</th> <th colspan="4">着眼点</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>a</th> <th>b</th> <th>c</th> <th>d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TW</td> <td>・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント ・緊急用海水系</td> <td>低</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>過渡事象(給水流量の全喪失)に起因する事故シーケンスが含まれる</td> </tr> <tr> <td>TBW</td> <td>以下はTBWに有効な対策 ・常設代替交流電源設備 +残留熱除去系</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>中</td> <td>サポート系喪失(直流電源故障)に起因する事故シーケンスは、起回事象の発生により給水流量の全喪失に至る場合がある</td> </tr> </tbody> </table> <p>表2に示すとおり、TWとTBWを区別した場合、審査ガイドに記載の着眼点の「高」の数はTWとTBWで同じとなるが、「中」の数が多いのはTBWとなる。</p> <p>ただし、2.で示したとおり、有効性を確認する主要な炉心損</p>	シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	着眼点				備考	a	b	c	d	TW	・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント ・緊急用海水系	低	高	高	高	過渡事象(給水流量の全喪失)に起因する事故シーケンスが含まれる	TBW	以下はTBWに有効な対策 ・常設代替交流電源設備 +残留熱除去系	高	高	高	中	サポート系喪失(直流電源故障)に起因する事故シーケンスは、起回事象の発生により給水流量の全喪失に至る場合がある	<p>d. 代表性の観点</p> <p>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事故シーケンス(ドミナントシーケンス)を「高」とした。ドミナントシーケンスに対して1%未満の事故シーケンスを「低」とし、「高」と「低」の間の事故シーケンスを「中」とした。</p> <p style="text-align: center;">第2表 着眼点に基づく整理</p> <table border="1" data-bbox="1754 835 2504 1136"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">事故シーケンス</th> <th rowspan="2">対応する主要な炉心損傷防止対策(下線は有効性を確認する主な対策)</th> <th colspan="4">着眼点</th> </tr> <tr> <th>a</th> <th>b</th> <th>c</th> <th>d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TW</td> <td>過渡事象+崩壊熱除去失敗</td> <td>・原子炉補機代替冷却系 ・格納容器フィルタベント系</td> <td>中</td> <td>高</td> <td>低</td> <td>高</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">TBW</td> <td>外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗</td> <td>・原子炉隔離時冷却系 ・SRVの手動操作</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>低</td> <td>中</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>・残留熱除去系(低圧注水モード) ・低圧原子炉代替注水系(常設) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>低</td> <td>低</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+直流電源(区分1, 2)失敗</td> <td>・常設代替交流電源設備</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>低</td> <td>低</td> </tr> </tbody> </table> <p>第2表に示すとおり、TWとTBWを区別した場合、審査ガイドに記載の着眼点の「高」の数はTWの「過渡事象+崩壊熱除去失敗」とTBWの「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗」で同じとなる。</p> <p>ただし、(2)で示したとおり、有効性を確認する主要な</p>	事故シーケンス		対応する主要な炉心損傷防止対策(下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点				a	b	c	d	TW	過渡事象+崩壊熱除去失敗	・原子炉補機代替冷却系 ・格納容器フィルタベント系	中	高	低	高	TBW	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・SRVの手動操作	高	高	低	中	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	・残留熱除去系(低圧注水モード) ・低圧原子炉代替注水系(常設) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	高	高	低	低	外部電源喪失+直流電源(区分1, 2)失敗	・常設代替交流電源設備	高	高	低	低	<p>ことについて記載がある</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 代表性の観点において、1%未満を「低」、1%以上を「高」とすることは同様である</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号は事故シーケンスに対する着眼点を記載している</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号はTWの着眼点a.を共通原因故障の観点から「低」ではなく「中」としているため、TBWの方が「中」の数が多くなっていないが、「高」の数がTWとTBWで同じになるのは同様である</p>
シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策			着眼点					備考																																																								
		a	b	c	d																																																												
TW	・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント ・緊急用海水系	低	高	高	高	過渡事象(給水流量の全喪失)に起因する事故シーケンスが含まれる																																																											
TBW	以下はTBWに有効な対策 ・常設代替交流電源設備 +残留熱除去系	高	高	高	中	サポート系喪失(直流電源故障)に起因する事故シーケンスは、起回事象の発生により給水流量の全喪失に至る場合がある																																																											
事故シーケンス		対応する主要な炉心損傷防止対策(下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点																																																														
			a	b	c	d																																																											
TW	過渡事象+崩壊熱除去失敗	・原子炉補機代替冷却系 ・格納容器フィルタベント系	中	高	低	高																																																											
TBW	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・SRVの手動操作	高	高	低	中																																																											
	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	・残留熱除去系(低圧注水モード) ・低圧原子炉代替注水系(常設) ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)	高	高	低	低																																																											
	外部電源喪失+直流電源(区分1, 2)失敗	・常設代替交流電源設備	高	高	低	低																																																											

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>傷防止対策はT B Wシーケンスに対しても有効となっており、「取水機能が喪失した場合」の有効性評価では、全交流動力電源喪失を仮定した評価を行うことでT B Wを包絡した評価を行っている。また、崩壊熱除去機能喪失への対策の有効性を確認する観点からは、非常用電源の喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失するT B Wシーケンスより、崩壊熱除去機能そのものが機能喪失するT Wシーケンスを想定して評価することが適切であると考えられる。</p> <p>これらのことを考慮すると、崩壊熱除去機能喪失における重要事故シーケンスはT B Wシーケンスに対する対策の有効性も確認可能なシーケンスを選定しており、選定した重要事故シーケンスは妥当なものと考えている。</p>	<p>炉心損傷防止対策はT B Wシーケンスに対しても有効となっており、「取水機能が喪失した場合」の有効性評価では、全交流動力電源喪失を仮定した評価を行うことでT B Wを包絡した評価を行っている。また、崩壊熱除去機能喪失への対策の有効性を確認する観点からは、非常用電源の喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失するT B Wシーケンスより、崩壊熱除去機能そのものが機能喪失するT Wシーケンスを想定して評価することが適切であると考えられる。</p> <p>これらのことを考慮すると、崩壊熱除去機能喪失における重要事故シーケンスはT B Wシーケンスに対する対策の有効性も確認可能なシーケンスを選定しており、選定した重要事故シーケンスは妥当なものと考えている。</p> <p>2. <u>T Wシーケンスの纏め方について</u></p> <p><u>運転時レベル1 P R Aでは「崩壊熱除去機能喪失 (T W)」の事故シーケンスグループの寄与割合が大きいため、「崩壊熱除去機能喪失 (T W)」の各事故シーケンスの特徴及び対策の網羅性について以下に整理する。</u></p> <p><u>「崩壊熱除去機能喪失 (T W)」に分類される事故シーケンスを第3表、各事故シーケンスの寄与割合を第1図、過渡事象のイベントツリーを第2図に示す。</u></p> <p><u>「崩壊熱除去機能喪失 (T W)」の事故シーケンスグループは、原子炉への注水に成功しているが、除熱機能が喪失した事故シーケンスを纏めている (第2図参照)。このため、各事故シーケンスでの除熱機能喪失への対策が有効であれば、当該事故シーケンスに対応できることとなる。</u></p> <p><u>注水については、第3表に示すとおり、有効性評価で評価している重要事故シーケンス「過渡事象+崩壊熱除去失敗」とその他の各事故シーケンスを比較すると、原子炉への注水に関する機能喪失状態が異なることが分かる。しかしながら、例えば「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」は、設計基準事故対処設備 (低圧E C C S) による注水が確保できているシーケンスであるなど、事故シーケンスによって原子炉への注水パターンが重要事故シーケンス (原子炉隔離時冷却系により注水) とは多少異なるが、設計基準事故対処設備により注水ができていないことに変わりはない。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号はT Wシーケンスの纏め方について記載している。T Wシーケンスとして、注水に成功している事故シーケンスをT Wとしている事については同様である</p>

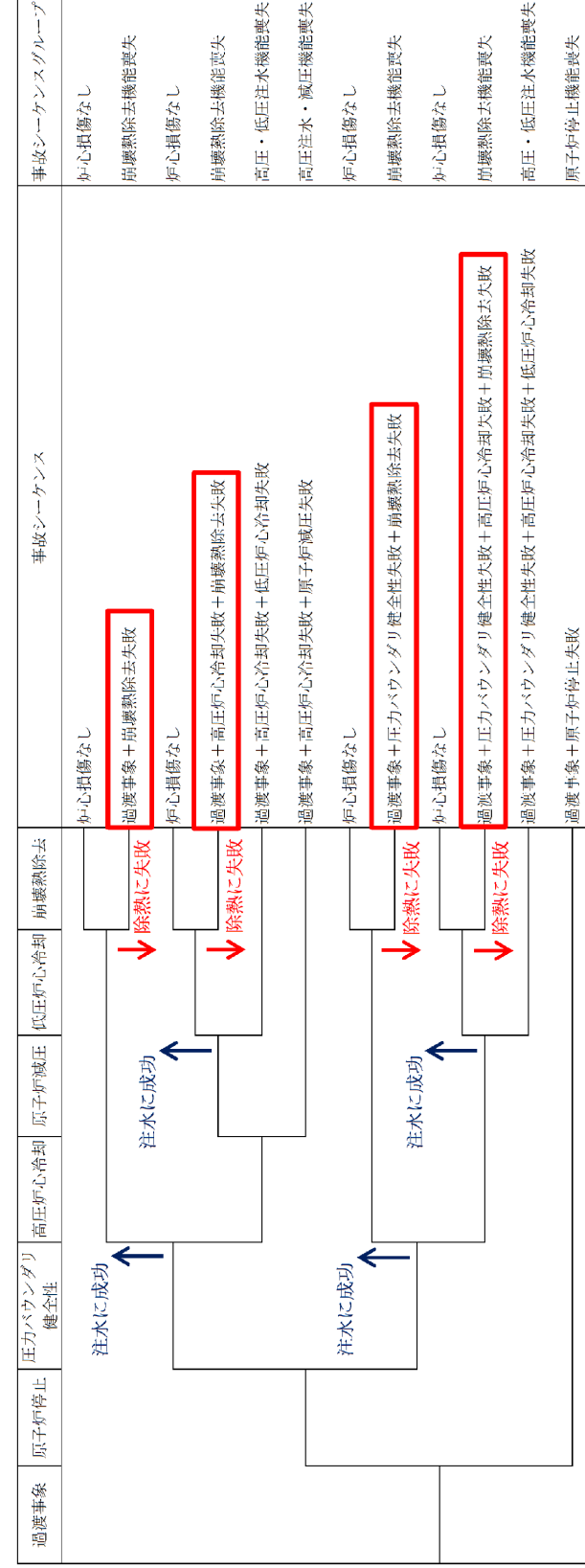
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
		<p>除熱については、いずれの事故シナリオでも、原子炉への注水を確保した上で、重要事故シナリオでの対策でもある「原子炉補機代替冷却系」又は「格納容器フィルタベント系」により行う点は同様である。</p> <p>したがって、重要事故シナリオの評価は、LOCAを起因とするシナリオを除くすべての事故シナリオに対する対策の確認となっているものと考えている。</p> <p>なお、LOCAを起因とする事故シナリオは、崩壊熱除去機能の代替手段も含めて他の事故シナリオグループで評価している。また、高圧注水及び低圧注水の両方に失敗した場合は「崩壊熱除去機能喪失」には分類されず、「高圧・低圧注水機能喪失」の事故シナリオグループによって対策される。</p>  <table border="1" data-bbox="1780 987 2463 1386"> <caption>崩壊熱除去機能喪失の各事故シナリオの寄与割合</caption> <thead> <tr> <th>事故シナリオ</th> <th>寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗</td> <td>6%</td> </tr> <tr> <td>サポート系喪失+崩壊熱除去失敗</td> <td>15%</td> </tr> <tr> <td>手動停止+崩壊熱除去失敗</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>5%</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+崩壊熱除去失敗</td> <td>73%</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ その他の事故シナリオの寄与割合はいずれも0.1%未満</p> <p>第1図 崩壊熱除去機能喪失の各事故シナリオの寄与割合</p>	事故シナリオ	寄与割合	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗	6%	サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	15%	手動停止+崩壊熱除去失敗	0.1%	過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗	0.5%	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	5%	過渡事象+崩壊熱除去失敗	73%	
事故シナリオ	寄与割合																
外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗	6%																
サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	15%																
手動停止+崩壊熱除去失敗	0.1%																
過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗	0.5%																
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	5%																
過渡事象+崩壊熱除去失敗	73%																

第3表 事故シナリオの分析 (崩壊熱除去機能喪失)

事故シナリオ	喪失した機能
<ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象+崩壊熱除去失敗</li> <li>・手動停止+崩壊熱除去失敗</li> <li>・サボート系喪失+崩壊熱除去失敗</li> <li>・外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・除熱機能</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>・手動停止+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>・サボート系喪失+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>・過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCC) 失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>・手動停止+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCC) 失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>・サボート系喪失+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCC) 失敗+崩壊熱除去失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・除熱機能</li> <li>・高圧注水機能 (高圧炉心スプレイス系, 原子炉隔離時冷却系)</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>・手動停止+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>・サボート系喪失+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗</li> <li>・外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗</li> <li>・外部電源喪失+直流電源 (区分1, 2) 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・除熱機能</li> <li>・高圧注水機能 (原子炉隔離時冷却系)</li> </ul>

※ LOCAを起因とする以下の事故シナリオについては崩壊熱除去機能の代替手段も含めて他の事故シナリオグループ (LOCA時注水機能喪失) で評価する。

- ・冷却材喪失 (小破断LOCA) + 崩壊熱除去失敗
- ・冷却材喪失 (小破断LOCA) + 高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗
- ・冷却材喪失 (中破断LOCA) + 崩壊熱除去失敗
- ・冷却材喪失 (中破断LOCA) + 高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗
- ・冷却材喪失 (大破断LOCA) + 崩壊熱除去失敗
- ・冷却材喪失 (大破断LOCA) + 高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗



第2図 イベントツリー (過渡事象の例)

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: right;">別紙 6</p> <p>「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>「<u>「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。)</u>では、必ず想定する格納容器破損モードの1つとして水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック)が挙げられている。</p> <p>一方、審査ガイドに基づき、格納容器破損モード抽出のための個別プラント評価として実施した、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の内部事象運転時レベル1.5PRA</u>では、水素燃焼及び<u>溶融物直接接触</u>を格納容器破損モードの評価対象から除外している。以下に、除外理由の詳細を示す。</p> <p>○「水素燃焼」の除外理由</p>	<p style="text-align: right;">別紙 9</p> <p><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 style="text-align: right;">別紙 7</p> <p>「<u>水素燃焼</u>」及び「<u>格納容器直接接触(シェルアタック)</u>」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><u>解釈の第37条2-1では、必ず想定する格納容器破損モードの1つとして水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック)が挙げられている。</u></p> <p><u>一方、審査ガイドに基づき、格納容器破損モード抽出のための個別プラント評価として実施した、島根原子力発電所2号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAでは、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している。以下に、除外理由の詳細を示す。</u></p> <p>1. 「<u>水素燃焼</u>」の除外理由</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(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号炉は「解釈の第37条2-1」と記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は本別紙での記載内容を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は「格納容器直接接触(シェルアタック)」と記載(以下、同じ相違は記載を省略)</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>審査ガイドにおける、「水素燃焼」の現象の概要は以下のとおりである。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <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ると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する可能性がある。</p> </div> <p>・炉心損傷に伴う原子炉格納容器内の気体の組成及び存在割合の変化</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、運転中は原子炉格納容器内を常時窒素ガスで置換しており、酸素濃度は3.5vol%以下に管理されている。一般に可燃限界とされている濃度は、水素濃度が4vol%以上かつ酸素濃度が5vol%以上の場合である。</p> <p>ジルコニウム-水反応の程度や水蒸気等ほかの気体の存在割合にもよるが、燃料温度の著しい上昇に伴ってジルコニウム-水反応が生じる状況になれば、水素濃度は4vol%をほぼ上回る。</p> <p>一方酸素ガスは、事象発生前から原子炉格納容器内に存在している量のほかには水の放射線分解によって生じるのみである。このため、炉心損傷後の原子炉格納容器内での水素燃焼の発生を考慮する際には、酸素濃度に注目する必要がある。なお、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ナリオで評価しても、事象発生から7日以内に酸素濃度が5vol%を超えることはない。</p> <p>・内部事象運転時レベル1.5PRAの格納容器破損モードから除外する理由</p> <p>内部事象運転時レベル1.5PRAにおいて、仮にイベントツリーに水素燃焼に関するヘディングを設けたとしても、上記のとおり、7日以内に酸素濃度が5vol%を超えることは無く、また、7日以上原子炉格納容器の機能を維持(破損を防止)しながら酸素濃度の上昇については何も対応しない状況は考え難いことを考えると、水素燃焼に関するヘディングの分岐確率は0となる。</p>		<p>審査ガイドにおける、「水素燃焼」の現象の概要は以下のとおりである。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <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ると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する可能性がある。</p> </div> <p>(1) 炉心損傷に伴う原子炉格納容器内の気体の組成及び存在割合の変化</p> <p>島根原子力発電所2号炉では、運転中は原子炉格納容器内を常時窒素で置換しており、酸素濃度は2.5vol%以下に管理される。一般に可燃限界とされている濃度は、水素濃度が4vol%以上かつ酸素濃度が5vol%以上の場合である。</p> <p>ジルコニウム-水反応の程度や水蒸気等他の気体の存在割合にもよるが、燃料温度の著しい上昇に伴ってジルコニウム-水反応が生じる状況になれば、水素濃度は4vol%をほぼ上回る。</p> <p>一方酸素は、事象発生前から原子炉格納容器内に存在している量の他には水の放射線分解によって生じるのみである。このため、炉心損傷後の原子炉格納容器内での水素燃焼の発生を考慮する際には、酸素濃度に注目する必要がある。なお、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ナリオで評価しても、事象発生から7日以内に酸素濃度が5vol%を超えることはない。</p> <p>(2) 内部事象運転時レベル1.5PRAの格納容器破損モードから除外する理由</p> <p>内部事象運転時レベル1.5PRAにおいて、仮にイベントツリーに水素燃焼に関するヘディングを設けたとしても、上記のとおり、7日以内に酸素濃度が5vol%を超えることは無く、また、7日以上原子炉格納容器の機能を維持(破損を防止)しながら酸素濃度の上昇については何も対応しない状況は考え難いことを考えると、水素燃焼に関するヘディングの分岐確率は0となる。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は酸素濃度を 2.5vol%以下に管理していることを記載</p>

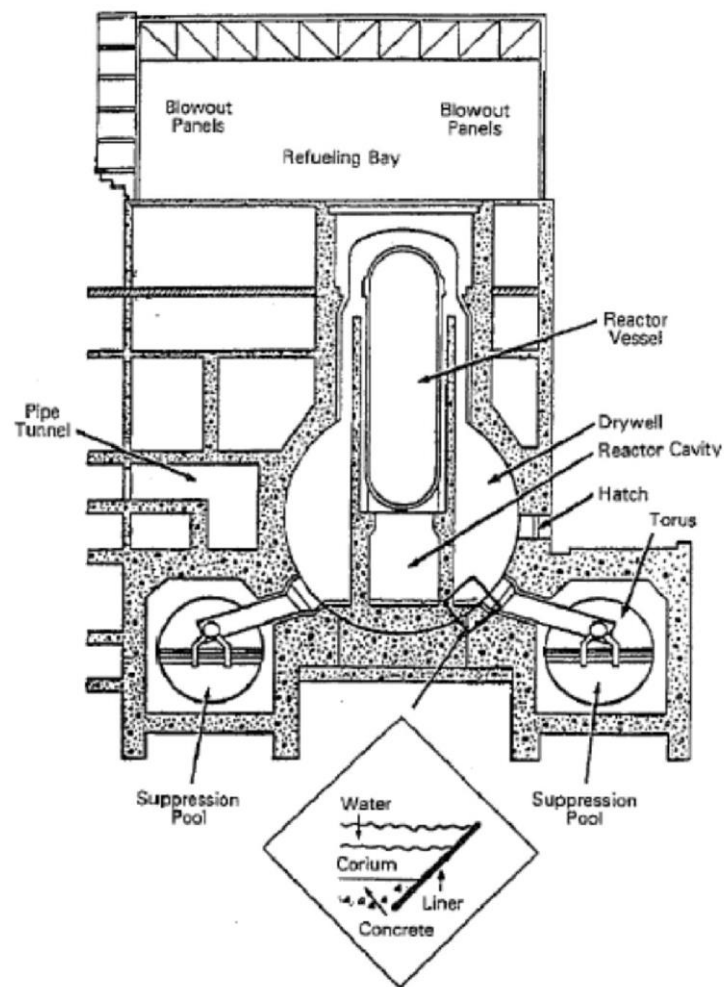


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>内部事象運転時レベル1.5PRAは、格納容器破損のシーケンスに加えて格納容器破損頻度を求める評価であることから、発生する状況が想定されない水素燃焼を評価対象とすることは適切でないと考える。</p> <p>上記の理由により、水素燃焼は内部事象運転時レベル1.5PRAの対象から除外した。ただし、有効性評価においては、炉心損傷後の原子炉格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しいシナリオを考慮し、可燃限界に至らないことを示している。</p> <p>なお、原子炉格納容器外部からの空気の流入によって酸素濃度が上昇する場合については、既に格納容器の隔離機能が失われている状況であるため、内部事象運転時レベル1.5PRAの対象外となる。</p> <p>○「格納容器直接接触(シェルアタック)」の除外理由 審査ガイドにおける、「格納容器直接接触(シェルアタック)」の現象の概要は以下のとおりである。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> </div> <p>・<u>シェルアタック</u>について <u>シェルアタック</u>については、NUREG/CR-6025<sup>[1]</sup>において、BWR MARK-I型格納容器に対する検討が実施されている。BWR MARK-I型格納容器における<u>シェルアタック</u>のメカニズムは次のとおり。</p> <p>炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心はペDESTAL部に落下する。この時、BWR MARK-I型格納容器は</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)については、「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」に次のように記載されている。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等 5) 格納容器直接接触 (シェルアタック) a. 現象の概要 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> </div> <p>1. <u>格納容器直接接触 (シェルアタック)</u> <u>シェルアタック</u>については、NUREG/CR-6025<sup>[1]</sup>において、BWR Mark-I型格納容器に対する検討が実施されている。BWR Mark-I型格納容器における格納容器直接接触(シェルアタック)のメカニズムは次のとおり。</p> <p>炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心はペDESTAL部に切れ込み(図1)があるため、溶融炉心がペDESTAL</p>	<p><u>内部事象運転時レベル1.5PRAは、格納容器破損のシーケンスに加えてCFRを求める評価であることから、発生する状況が想定されない水素燃焼を評価対象とすることは適切でないと考える。</u></p> <p><u>上記の理由により、水素燃焼は内部事象運転時レベル1.5PRAの対象から除外した。ただし、有効性評価においては、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ナリオを考慮し、可燃限界に至らないことを示している。</u></p> <p><u>なお、原子炉格納容器外部からの空気の流入によって酸素濃度が上昇する場合については、既に原子炉格納容器の隔離機能が失われている状況であるため、内部事象運転時レベル1.5PRAの対象外となる。</u></p> <p>2. 「格納容器直接接触(シェルアタック)」の除外理由 審査ガイドにおける、「格納容器直接接触(シェルアタック)」の現象の概要は以下のとおりである。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> </div> <p>(1) <u>格納容器直接接触(シェルアタック)</u>については、<u>格納容器直接接触(シェルアタック)</u>については、NUREG/CR-6025<sup>(1)</sup>において、BWR Mark-I型格納容器に対する検討が実施されている。BWR Mark-I型格納容器における<u>格納容器直接接触(シェルアタック)</u>のメカニズムは次のとおり。</p> <p>炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心は原子炉格納容器下部に落下する。この時、BWR Mark</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>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 (以下、同じ相違は記載を省略)</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>ペDESTAL部の床面とその外側の床面が同じ高さに設計されており、ペDESTAL部には切れ込み(第1図)があるため、溶融炉心がペDESTAL床面に広がった場合、溶融炉心が切れ込みからペDESTAL部の外側に流出して原子炉格納容器の壁面(金属製のライナー部分)に接触する可能性(第2図)がある。</p> <p>この事象は、原子炉格納容器の構造上、BWR MARK-I型格納容器特有である。</p> <p>・内部事象運転時レベル1.5PRAの格納容器破損モードから除外する理由</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のRCCV型格納容器のペDESTALの側面は、二重の円筒鋼板内部にコンクリートを充填した壁で囲まれており、BWR MARK-I型格納容器のような切れ込みを持たない構造(第3図、第4図)であるため、溶融炉心がペDESTAL床面で広がった場合でも、ペDESTAL外側へ溶融炉心が流れ出ることはない。</p> <p>このように、ABWRでは構造的に発生しない格納容器破損モードであることから、内部事象運転時レベル1.5PRAの対象から除外した。なお、同様の理由により、有効性評価の対象からも除外している。</p>	<p>タル床面に広がった場合、溶融炉心が切れ込みからペDESTAL部の外側に流出して格納容器の壁面(金属製ライナー部分)に接触する可能性(図2)がある。</p> <p>2. 格納容器直接接触(シェルアタック)の除外理由</p> <p>シェルアタックは、BWR Mark-I型格納容器に特有の事象であり、BWR Mark-II型格納容器では、格納容器の構造上、ペDESTAL(ドライウエル部)床に落下したデブリが直接格納容器バウンダリと接触することはない(図3)。このため、溶融炉心が床面で拡がり格納容器の壁に接触する格納容器直接接触(シェルアタック)の発生の可能性はない。</p> <p>よって、格納容器直接接触(シェルアタック)は必ず想定する格納容器破損モードであるが、BWR Mark-II型格納容器の構造上、発生の可能性がないため、東海第二発電所において想定する格納容器破損モードから除外した。</p>	<p>Mark-I型格納容器は原子炉格納容器下部の床面とドライウエル床面が同じ高さに設計されており、圧力容器ペDESTALには切れ込み(第1図)があるため、溶融炉心が原子炉格納容器下部床面に広がった場合、溶融炉心が切れ込みからドライウエル側に流出して原子炉格納容器の壁面(金属製のライナー部分)に接触する可能性(第2図)がある。</p> <p>この事象は、原子炉格納容器の構造上、BWR Mark-I型格納容器特有である。</p> <p>(2) 内部事象運転時レベル1.5PRAの格納容器破損モードから除外する理由</p> <p>島根原子力発電所2号炉のMark-I改良型格納容器は、原子炉格納容器の構造上、原子炉格納容器下部床に落下した溶融炉心が直接格納容器バウンダリと接触することはない(第3図)。このため、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触する格納容器直接接触(シェルアタック)の発生の可能性はない。</p> <p>このように、島根原子力発電所2号炉の原子炉格納容器では構造的に発生しない格納容器破損モードであることから、内部事象運転時レベル1.5PRAの対象から除外した。なお、同様の理由により有効性評価の評価対象からも除外している。</p>	<p>【東海第二】 島根2号炉はBWR Mark-I型格納容器の特徴について記載(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】</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉はMark-I改良型格納容器の構造をふまえて記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7はABWRと記載しているが島根2号炉は原子炉格納容器と記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は格納容器直接接触について内部事象運転時レベル1.5PRAの対象から除外したこと、有効性評価の評価対象からも除外していることを記載</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 style="text-align: center;"><u>以上</u></p>	<p>3. <u>BWR Mark-II型格納容器におけるサブプレッション・プール底部のライナープレート破損の扱いについて</u></p> <p>(1) <u>レベル1. 5 PRAにおけるライナープレート破損の考え方</u></p> <p><u>レベル1. 5 PRAにおいては、環境へ放射性物質が大規模放出される可能性のある格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）等を考慮している。一方、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR Mark-I型格納容器特有の破損モードであり、BWR Mark-II型格納容器においては、サブプレッション・プール底部のライナープレートが破損したとしても、ライナープレート-コンクリート間の間隙から外部に放出されるような構造とはなっておらず、また、ベースマットのコンクリート厚さは十分な厚さを有していることから、工学的判断により放射性物質の大規模放出に至らないものとする。このため、ライナープレートの破損を格納容器破損モードとして考慮していない。</u></p> <p>(2) <u>有効性評価におけるライナープレート破損の考え方</u></p> <p><u>有効性評価においては、PRAより抽出された事故シナリオについては、重大事故等対処設備に期待することにより、全て原子炉圧力容器内で事象収束が可能であり、溶融炉心は原子炉圧力容器内で保持されることを確認している。また、仮に重大事故等対処設備の一部の機能に期待せず、溶融炉心が原子炉圧力容器外に放出されることを想定した場合においても、ペDESTAL（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を防止することで、ライナープレートに接触することなくペDESTAL（ドライウエル部）内で溶融炉心が適切に冷却されることを確認している。</u></p> <p>(3) <u>まとめ</u></p> <p><u>BWR Mark-II型格納容器である東海第二発電所においては、ライナープレート-コンクリート間の間隙から外部に放出されるような構造とはなっておらず、また、コンクリート侵食に対してベースマットは十分な厚さを有していることか</u></p>		<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】</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</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>参考文献</p> <p>[1] <u>NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)</u></p>	<p><u>ら、工学的判断により大規模放出に至らないものとする。このため、ライナープレートの破損を格納容器破損モードとして考慮していない。</u></p> <p><u>一方で、有効性評価においては、PRAより抽出された事故シーケンスについては、重大事故等対処設備に期待することにより、全て原子炉圧力容器内で事象収束が可能であり、溶融炉心は原子炉圧力容器内で保持されることを確認している。また、仮に重大事故等対処設備の一部の機能に期待せず、溶融炉心が原子炉圧力容器外に放出されることを想定した場合においても、ペDESTAL（ドライウェル部）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で、ライナープレートに接触することなくペDESTAL（ドライウェル部）内で溶融炉心が適切に冷却されることを確認している。</u></p> <p>参考文献</p> <p>[1] <u>U.S. NRC, “The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner” NUREG/CR-6025, November 1993</u></p>	<p>参考文献</p> <p>(1) <u>T.G. Theofanous, et al, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the liner, NUREG/CR-6025, 1993</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>



第1図 BWR MARK-I型格納容器におけるシェルアタックのイメージ(側面図)<sup>[1]</sup>

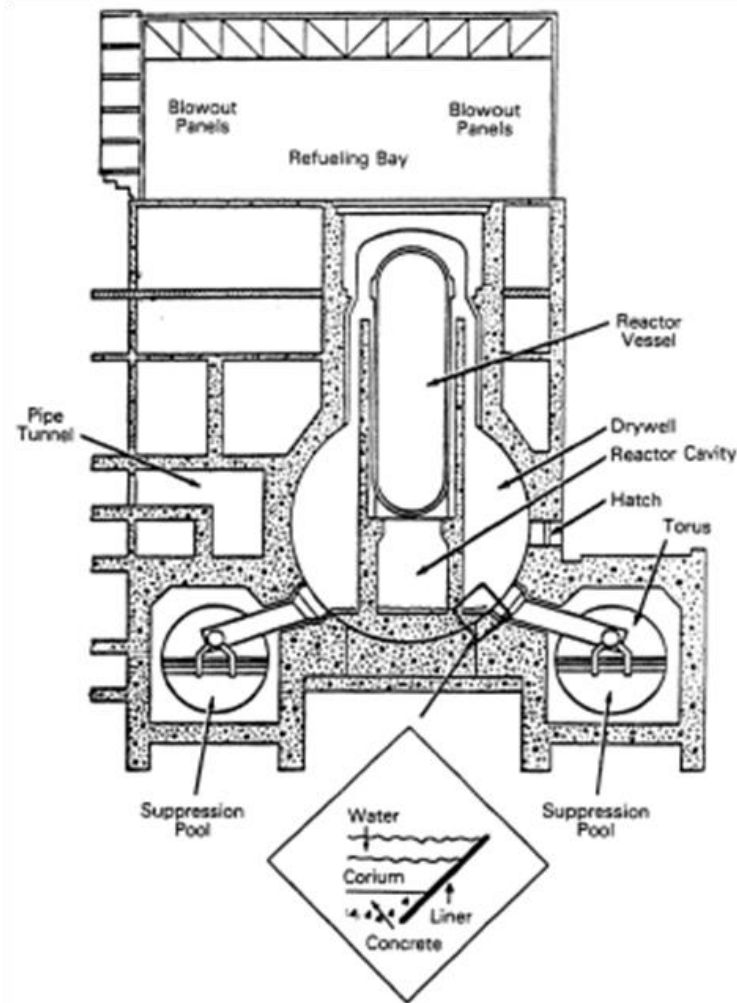
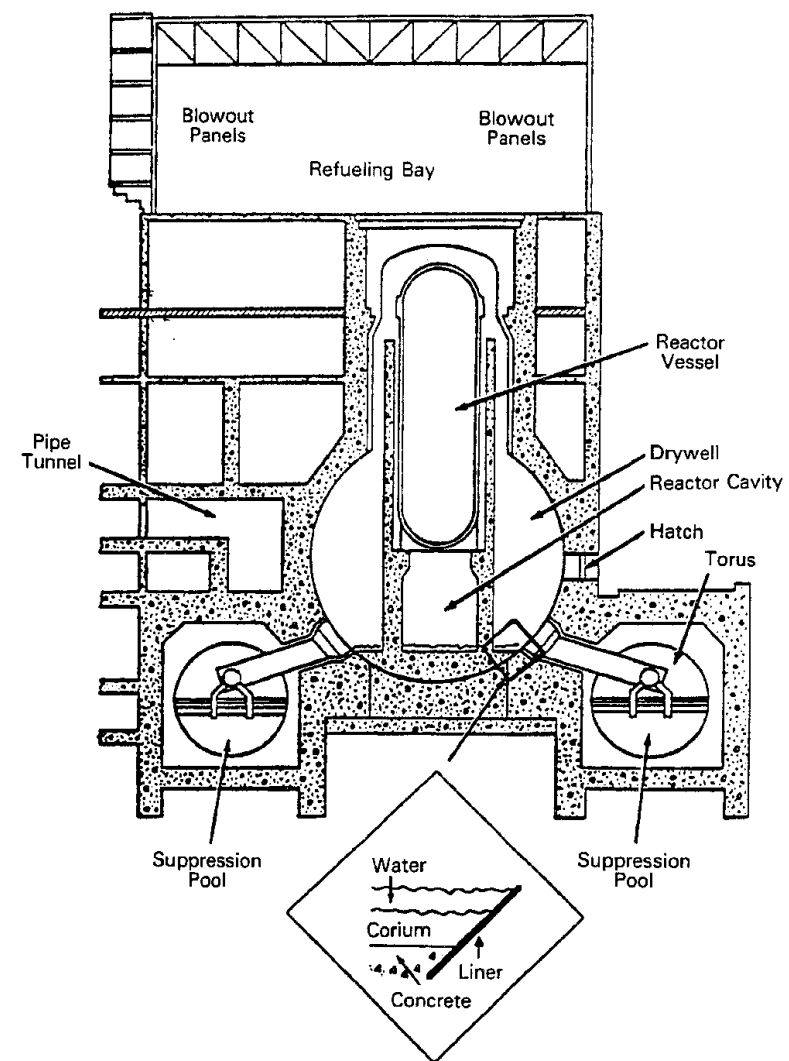
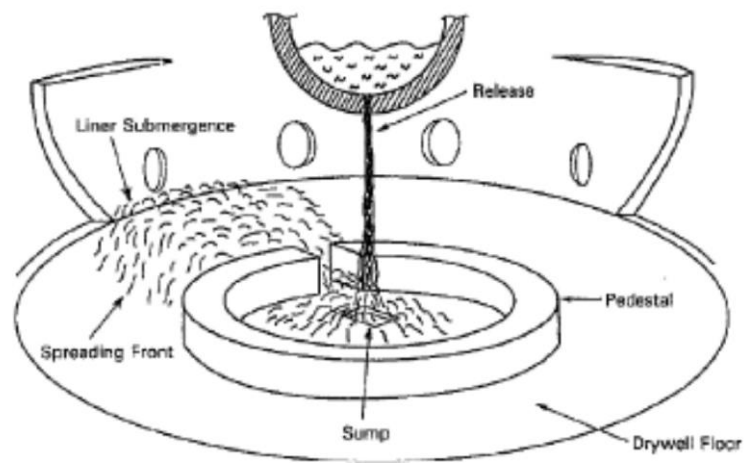


図1 BWR Mark-I型格納容器における格納容器直接接触<sup>[1]</sup>



第1図 BWR Mark-I型格納容器における格納容器直接接触<sup>(1)</sup>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)



第2図 BWR MARK-I型格納容器における溶融炉心のペDESTAL外側への流出のイメージ<sup>[1]</sup>

東海第二発電所 (2018.9.12版)

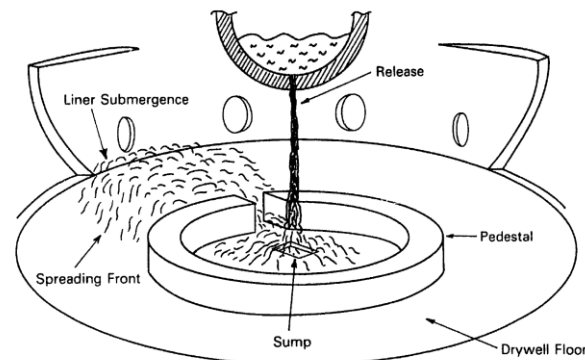
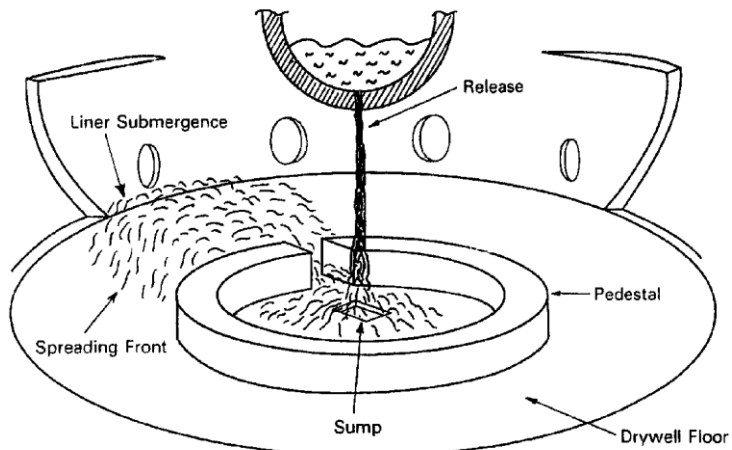


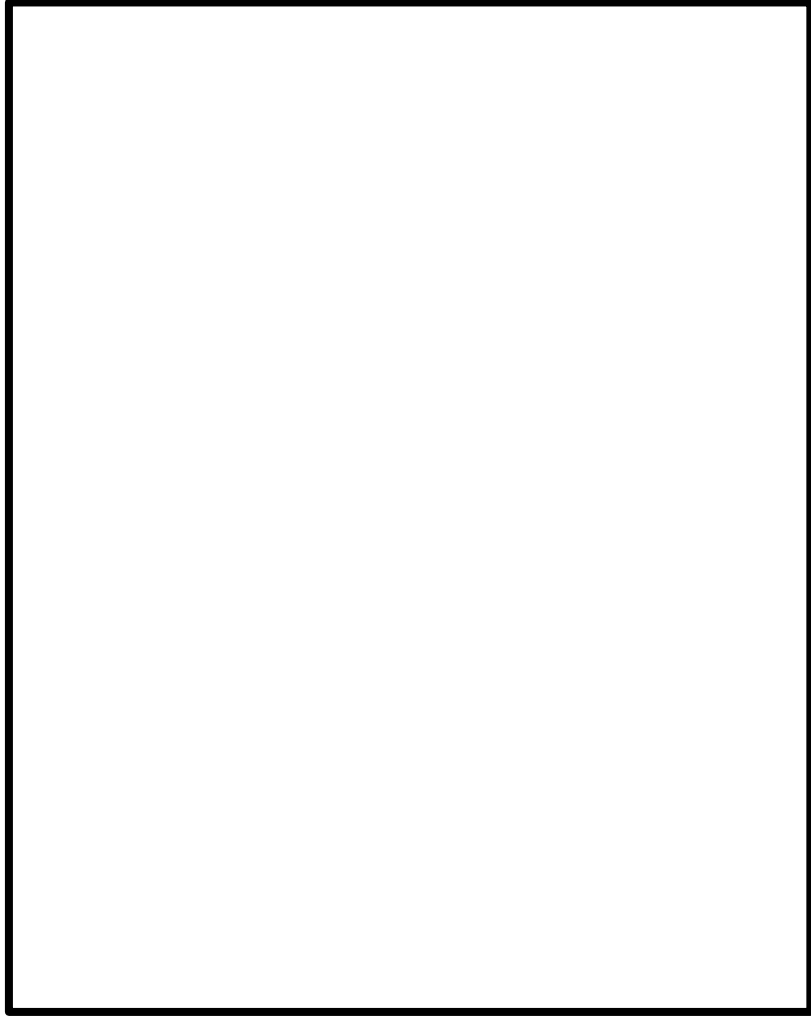
図2 BWR Mark-I型格納容器における格納容器直接接触の物理現象図<sup>[1]</sup>

島根原子力発電所 2号炉



第2図 BWR Mark-I型格納容器における格納容器直接接触の物理現象図<sup>(1)</sup>

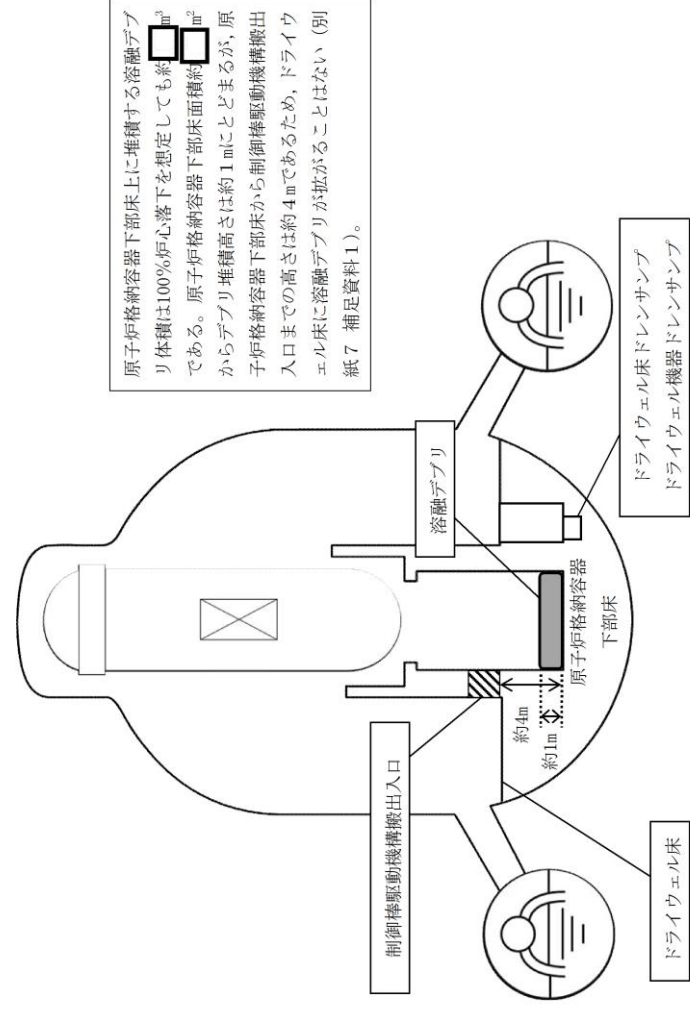
備考



第3図 RCCV 型格納容器の構造



図3 東海第二発電所 (Mark-II型) の格納容器概略図



第3図 島根原子力発電所2号炉 (Mark-I改良型) における溶融炉心と原子炉格納容器下部の位置関係

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
<div data-bbox="163 588 875 1480" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="884 562 926 1528" data-label="Caption"> <p>第4図 RCCV型格納容器のペデスタル部内筒展開図(ペデスタルの内側から見た図)</p> </div>			



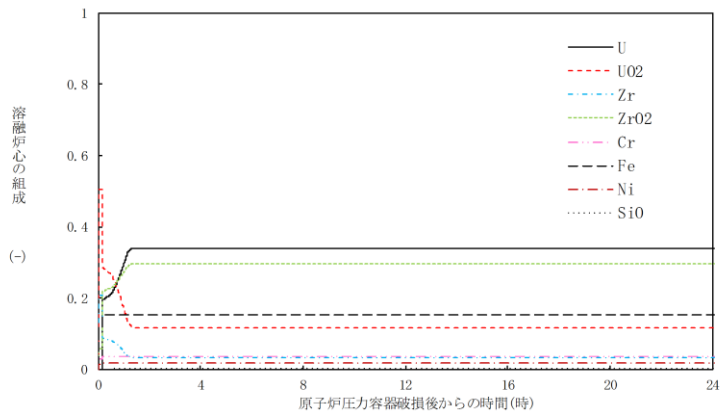
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;">別紙7 補足資料1</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉格納容器下部に落下する熔融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮について</u></p> <p>1. <u>評価に用いた熔融デブリの設定条件</u>  MCC I評価においては、全炉心に相当する量が熔融炉心として原子炉格納容器下部に落下するものとしており、この熔融炉心には炉内構造物等を考慮している（第1表参照）。</p> <p>2. <u>熔融デブリの堆積高さ</u>  MCC I評価では、落下した熔融デブリが原子炉格納容器下部床上に一樣に拡がるものとしており、この場合の堆積高さは約1mとなる。原子炉格納容器下部に落下した熔融デブリと原子炉格納容器下部の構造の位置関係は別紙7の第3図に示すとおりであり、原子炉格納容器下部の側面の開口部として最も低い箇所にある制御棒駆動機構搬出入口までであっても約4mの高さがあることから、仮に熔融炉心が全量落下しても原子炉格納容器下部以外に熔融デブリが拡がるおそれはないと考えられる。</p> <p>3. <u>熔融デブリの堆積高さの不確かさ</u>  (1) <u>原子炉格納容器下部の構造物の影響</u>  原子炉格納容器下部の構造物としては制御棒駆動機構（CRD）交換装置（プラットホーム、旋回レール等含む。）があり、原子炉圧力容器下部の構造物としてCRDハウジング、中性子計装ハウジング等がある。熔融デブリへこれらの構造物が取り込まれたことを考慮すると、熔融デブリ全体の温度を低下させ、MCC Iを緩和する側に作用すると考えられることから、現在の評価ではこれらの構造物は考慮していない。これらの構造物の重量は全体の熔融デブリ量（約□t）に対して小さく、これらの構造物を考慮した場合でも、熔融デブリ堆積高さの増加分は約0.17mであることから、熔融デブリが原子炉格納容器下部以外に拡がるおそれはないと考える。</p>	<p>・記載表現の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  島根2号炉は原子炉格納容器下部に落下する熔融デブリ評価条件と堆積に関する考慮を補足資料に記載</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>(2) 溶融デブリの粒子化に伴う影響</p> <p>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する場合、予め2.4mの水張りを実施する手順としていることから、溶融デブリの一部は水中で粒子化するものと考えられる。この時、粒子化した溶融デブリの密度が低いと堆積高さが高くなる。</p> <p>最も厳しい条件として、デブリが粒子化割合0.38で粒子化した際の堆積高さを評価する。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子(ポロシティ0.48)として粒子が堆積する場合を想定すると、溶融デブリの堆積高さは約1.4m、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深は約2mとなるが、前述のとおり、原子炉格納容器下部の側面の開口部までは十分な高さがあることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても、原子炉格納容器下部以外に溶融デブリが拡がるおそれはないと考える。</p> <p>なお、溶融炉心の比重は8程度であり、水と比べて非常に重く、粒子化した溶融デブリは水面に浮遊しないと想定される。</p> <p>(3) 溶融炉心の落下の位置及び拡がりの影響</p> <p>原子炉圧力容器下部から原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下の経路<sup>(1)</sup>については、CRDハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉圧力容器の構造からは、溶融炉心は原子炉圧力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉圧力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。</p> <p>ここで仮に溶融デブリが偏って堆積し、制御棒駆動機構搬出入口の高さ(約4m)に到達する条件を考えると、溶融デブリが直径約3mの円柱を形成する必要があるが、溶融デブリの厚さが均一化するまでの時間が2～3分程度であるという過去の知見<sup>(2)</sup>を踏まえると、溶融炉心は落下と同時に原子炉格納容器下部床面を拡がり、堆積高さが均一化していくと考えられること</p>	

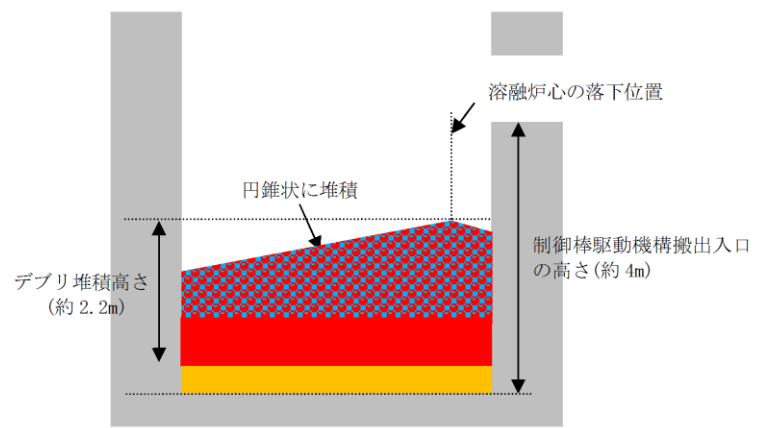
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
		<p>から、<u>溶融デブリが制御棒駆動機構搬出入口の高さまで堆積する状況は考えにくい。</u></p> <p>また、<u>溶融炉心の落下位置及び堆積形状に係る知見として、近年、以下のものがある（第2表参照）。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・東京電力株式会社福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により溶融炉心が圧力容器の中心位置から偏って落下した可能性がある。</li> <li>・PULiMS実験<sup>(3)</sup>において確認された溶融デブリの堆積高さ<sup>(3)</sup>と拡がり距離のアスペクト比が確認されている。</li> </ul> <p>これらの知見を踏まえ、<u>溶融炉心が原子炉圧力容器の中心位置から偏って落下し、溶融デブリが円錐上に堆積するという仮定で堆積高さを評価した場合においても、溶融デブリ堆積の頂点位置における高さは、約2.2mであり、制御棒駆動機構搬出入口の高さ（約4m）を下回っている評価結果となった（第2図）。</u></p> <p>よって、<u>溶融炉心が圧力容器下部の偏心位置から落下し円錐上に堆積した場合においても、原子炉格納容器下部以外に溶融デブリが拡がるおそれはないと考える。</u></p> <p style="text-align: center;">第1表 溶融炉心に関する評価条件</p> <table border="1" data-bbox="1748 1367 2504 1734"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融炉心落下割合</td> <td>100% (約 <input type="text"/> t)</td> <td>保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>溶融デブリの組成</td> <td>第1図参照</td> <td>MAAP評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部床面積</td> <td>約 <input type="text"/> m<sup>2</sup></td> <td>設計値</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設定値	設定根拠	溶融炉心落下割合	100% (約 <input type="text"/> t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定	溶融デブリの組成	第1図参照	MAAP評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)	原子炉格納容器下部床面積	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup>	設計値	
項目	設定値	設定根拠													
溶融炉心落下割合	100% (約 <input type="text"/> t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定													
溶融デブリの組成	第1図参照	MAAP評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)													
原子炉格納容器下部床面積	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup>	設計値													

第2表 溶融デブリの堆積高さ評価に係る近年得られた知見について

項目	概要	今回評価上の扱い
溶融炉心の落下位置	平成29年2月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により、格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。グレーチングの落下理由の1つとして、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心が中心位置から偏った位置に落下したことが考えられる。	溶融炉心が圧力容器下部の偏心位置から落下したことを考慮した場合、格納容器壁面に近い方がより保守的な条件であるため、溶融炉心が最外周の制御棒駆動機構位置から落下すると仮定して、評価を行った。
堆積形状	PULiMS実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融デブリの堆積高さと同軸距離のアスペクト比としては1:18~1:14程度となっている。	溶融デブリの堆積形状として、保守的に、1:14の円錐状に堆積すると仮定して、評価を行った。



第1図 溶融炉心の組成の推移

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 data-bbox="1765 745 2507 787">第2図 デブリ堆積高さと制御棒駆動機構搬出入口の高さ関係</p> <p data-bbox="1751 840 1869 871">参考文献</p> <p data-bbox="1751 882 2507 1417"> (1)「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月  (2)J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), “Studies on Heat Removal and Bed Leveling of. Induction-heated Materials Simulating FuelDebris,” SAND76-9008 (1976).  (3)A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012. </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: right;">別紙7</p> <p style="text-align: center;">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>【分岐確率の根拠】</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAでは、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮しており、これを「格納容器隔離」のヘディング(分岐確率<math>5.0 \times 10^{-3}</math>)として設定している。</p> <p>この分岐確率は、原子炉格納容器の隔離システムの信頼性について評価しているNUREG/CR-4220<sup>[1]</sup>をもとに設定している。NUREG/CR-4220では、米国NRCのLER(Licensee Event Report)(1965年～1984年分)を分析しており、原子炉格納容器からの大規模な漏えいが生じた事象4件を抽出し、これを評価時点での運転炉年(740炉年)で割ることにより、格納容器隔離失敗の発生頻度(<math>5.0 \times 10^{-3}</math>/炉年)を算出している。</p> <p>更に、格納容器隔離失敗の継続時間の情報がないことから、工学的判断として原子炉格納容器の隔離機能が確認される間隔を1年とし、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「格納容器隔離」の失敗確率としている。</p> <p>本評価においても、原子炉格納容器の隔離機能は少なくとも1年に1回程度は確認されるもの(1サイクルに1回程度)と考え、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「格納容器隔離」の失敗確率としている。</p>	<p style="text-align: right;">別紙10</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p>1. 格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠</p> <p>(1) 格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠</p> <p>内部事象レベル1.5PRAにおける格納容器隔離失敗の分岐確率は、格納容器隔離失敗による大規模な漏えいを想定しており、NUREG/CR-4220(1)を基に<math>5.0E-3/d</math>として設定している。NUREG/CR-4220では、米国のLER(Licensee Event Reports)(1965年～1984年)を分析し、表1に示すとおり大規模漏えい事象4件を抽出、発生件数4件を運転炉年(740炉年)で除すことにより、格納容器隔離失敗の発生頻度を算出している。</p>	<p style="text-align: right;">別紙8</p> <p style="text-align: center;">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>内部事象運転時レベル1.5PRAにおいて、格納容器隔離失敗として参考としているNUREGの想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定並びに格納容器隔離失敗事象への対応について以下にまとめる。</p> <p>1. 格納容器隔離失敗の分岐確率の設定について</p> <p>(1) 分岐確率の設定根拠について</p> <p>内部事象運転時レベル1.5PRAでは、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮しており、これを「格納容器隔離」のヘディング(分岐確率<math>5.0 \times 10^{-3}</math>)として設定している。</p> <p>この分岐確率は、原子炉格納容器の隔離システムの信頼性について評価しているNUREG/CR-4220<sup>(1)</sup>を基に設定している。NUREG/CR-4220では、米国のLER(Licensee Event Report)(1965年～1984年分)を分析しており、原子炉格納容器からの大規模漏えいが生じた事象4件を抽出し、これを評価時点での運転炉年(740炉年)で割ることにより、格納容器隔離失敗の発生頻度(<math>5.0 \times 10^{-3}</math>/炉年)を算出している。</p> <p>さらに、格納容器隔離失敗の継続時間の情報がないことから、工学的判断として原子炉格納容器の隔離機能が確認される間隔を1年とし、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「格納容器隔離」の失敗確率としている。</p> <p>本評価においても、原子炉格納容器の隔離機能は少なくとも1年に1回程度は確認されるもの(1サイクルに1回程度)と考え、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「格納容器隔離」の失敗確率としている。</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 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は本別紙の記載内容を記載</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 【柏崎6/7】 柏崎6/7は「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の」と記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉及び東海第二ともNUREG/CR-4220を参照し格納容器隔離失敗発生頻度について記載しており、内容は同等</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は格納容器隔離失敗確率の考え方について記載(柏崎6/7と同様)</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>なお、NUREG/CR-4220 では、潜在的な漏えいが発生する経路として、ベント弁等の大型弁の故障や原子炉格納容器の壁に穴が空く事象等の直接的な破損を考えている。</p> <p>【旧 JNES による検討事例】</p> <p>原子炉格納容器の隔離失敗については、旧独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「旧 JNES」という。）による評価結果<sup>[2]</sup>が報告されている。国内BWR-5MARK II型格納容器プラントを対象に、フォールトツリーを用いて格納容器隔離の失敗確率を評価しており、格納容器隔離の失敗確率は平均値で<math>8.3 \times 10^{-4}</math>（エラーファクタ = 2.4）と示されている。原子炉格納容器の貫通部を抽出した上で、貫通部の弁の構成等を考慮し、リークのパターンをフォールトツリーでモデル化してい</p>	<p>なお、抽出された4件以外にもエアロック開放に関する事象が75件発生しているが、これらの事象は数時間以内と短時間であり、大規模な漏えい事象には至っていない。</p> <p>表1 大規模漏えいとして抽出された事象</p> <table border="1" data-bbox="1032 873 1644 1108"> <thead> <tr> <th>Reactor</th> <th>Year</th> <th>Event</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Oconee 1</td> <td>1973</td> <td>Isolation Valves Open</td> </tr> <tr> <td>San Onofre 1</td> <td>1977</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> <tr> <td>Palisades</td> <td>1979</td> <td>By-pass Valves Open</td> </tr> <tr> <td>Surry 1</td> <td>1980</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、上記の大規模漏えい事象はいずれもPWRで発生した事象であり、BWRにおいては、出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考えられる。</p> <p>2. 格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>(1) 東海第二発電所で想定される格納容器隔離失敗の経路</p> <p>東海第二発電所で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示すとおりである。</p> <p>a. 機械的破損による隔離機能喪失</p> <p>(b) 格納容器アクセス部からの漏えい</p> <p>ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ、所員用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気は漏えいする可</p>	Reactor	Year	Event	Oconee 1	1973	Isolation Valves Open	San Onofre 1	1977	Holes in Containment	Palisades	1979	By-pass Valves Open	Surry 1	1980	Holes in Containment	<p>なお、NUREG/CR-4220では、潜在的な漏えいが発生する経路として、ベント弁等の大型弁の故障や原子炉格納容器の壁に穴が空く事象等の直接的な破損を考えている。</p> <p>ここで抽出された4件以外にもエア・ロック開放に関する事象が75件発生しているが、これらの事象は数時間以内と短時間であり、大規模な漏えい事象には至っていない。</p> <p>第1表 大規模漏えいとして抽出された事象<sup>(1)</sup></p> <table border="1" data-bbox="1754 873 2502 1050"> <thead> <tr> <th>Reactor</th> <th>Year</th> <th>Event</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Oconee 1</td> <td>1973</td> <td>Isolation Valves Open</td> </tr> <tr> <td>San Onofre 1</td> <td>1977</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> <tr> <td>Palisades</td> <td>1979</td> <td>By-pass Valves Open</td> </tr> <tr> <td>Surry 1</td> <td>1980</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、上記の大規模漏えい事象はいずれもPWRで発生した事象であり、BWRにおいては、出力運転中は原子炉格納容器内を窒素置換し管理しているため、原子炉格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考えられる。</p> <p>(2) 島根原子力発電所2号炉において想定される格納容器隔離失敗（漏えい経路）</p> <p>島根原子力発電所2号炉における原子炉格納容器からの漏えい経路は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示すものが想定される。</p> <p>a. 機械的な破損による隔離失敗</p> <p>(a) アクセス部からの漏えい</p> <p>ドライウェル上ぶた、機器搬入用ハッチ、所員用エア・ロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、原子炉格納容器内の雰囲気は漏えい</p>	Reactor	Year	Event	Oconee 1	1973	Isolation Valves Open	San Onofre 1	1977	Holes in Containment	Palisades	1979	By-pass Valves Open	Surry 1	1980	Holes in Containment	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は参照文献の漏えい発生経路について記載（柏崎6/7と同様）</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は参照文献の事象の詳細について記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は参照文献の大規模漏えい事象の一覧表を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は参照文献の大規模漏えい事象の詳細を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は格納容器隔離失敗の漏えい経路に関する考察を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>格納容器隔離失敗の経路について記載内容は同等な内容となって</p>
Reactor	Year	Event																															
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open																															
San Onofre 1	1977	Holes in Containment																															
Palisades	1979	By-pass Valves Open																															
Surry 1	1980	Holes in Containment																															
Reactor	Year	Event																															
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open																															
San Onofre 1	1977	Holes in Containment																															
Palisades	1979	By-pass Valves Open																															
Surry 1	1980	Holes in Containment																															

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、フォールトツリーの基事象には国内機器故障率データを使用している。</p> <p>【分岐確率の設定について】</p> <p>NUREG/CR-4220では米国の運転実績から、旧JNESによる評価では、フォールトツリーによる分析から格納容器隔離失敗の頻度又は確率が評価されている。用いているデータ及び評価方法は異なるものの、いずれも<math>1.0 \times 10^{-3}</math>前後の値である。</p> <p>本評価において、ヘディング「格納容器隔離」はほかのヘディングとの従属関係を持たない独立のヘディングであることから、プラント損傷(炉心損傷)状態の発生頻度とヘディング「格納容器隔離」の確率の積がそのまま格納容器破損モード「格納容器隔離失敗」による格納容器破損頻度となる。また、原子炉格納容器の隔離に成功している確率はほぼ1であることから、ヘディング「格納容器隔離」以降の格納容器破損頻度にはほとんど影響しない。これらのことから、参照可能と考える評価結果のうち、大きめの値を示しているNUREG/CR-4220の評価結果をもとに、工学的判断によって分岐確率<math>5.0 \times 10^{-3}</math>を採用した。</p> <p>なお、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、原子炉格納容器圧力について1日1回記録を採取している。仮に今回想定したような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。</p>	<p>能性がある。</p> <p>(c) 格納容器バウンダリからの漏えい 格納容器スプレイ配管、不活性ガス系、可燃性ガス濃度制御系等は格納容器雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>(a) 格納容器貫通部からの漏えい 格納容器の電気配線貫通部のシール材の劣化や配管貫通部の管台の割れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>b. 人的過誤による隔離機能喪失</p> <p>(a) 漏えい試験配管からの漏えい 施設定期検査時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>(2) 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献 レベル1.5 PRAでは、1984年までのプラント実績データを用いたNUREG/CR-4220を基に格納容器隔離失敗の分岐確率を設定している。最近の格納容器隔離失敗に関する報告としては、EPR I報告書(2)がある。</p> <p>EPR I報告書では、米国における2007年時点までの総合漏えい率試験(ILRT: Integrated Leak Rate Test)の実績が整理されており、大規模漏えいに至る事象としては設計漏えい率の35倍を基準としているが、発生実績は0件となっている。</p>	<p>する可能性がある。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリ配管等からの漏えい 格納容器スプレイ配管、窒素ガス制御系、可燃性ガス濃度制御系等は原子炉格納容器内の雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損している場合には、原子炉格納容器内の雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>(c) 原子炉格納容器の貫通部からの漏えい 原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、原子炉格納容器内の雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>b. 人的過誤による弁・フランジの復旧忘れ</p> <p>(a) 漏えい試験配管からの漏えい 定期事業者検査時の原子炉格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、原子炉格納容器内の雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>なお、上述のとおり、島根原子力発電所2号炉においては出力運転中に原子炉格納容器内の雰囲気を窒素置換することとしており、原子炉格納容器内の状態を日常的に監視することから、仮に今回想定したような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。</p> <p>(3) 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献 今回の内部事象運転時レベル1.5 PRAでは、1984年までのデータを用いたNUREG/CR-4220に基づいた隔離失敗確率を用いている。それ以降の格納容器隔離失敗に関する情報として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書<sup>(2)</sup>(以下「EPR I報告書」という。)がある。</p> <p>EPR I報告書では、2007年までの米国におけるILRT(Integrated Leak Rate Test: 全体格納容器漏えい試験)の実績217件が整理されている。このうち、大規模漏えいに至る事象としては保守的に設計漏えい率の35倍を基準としているが、その発生実績は0件となっている。</p>	<p>いる</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献(EPR I報告書)について記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献について記</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>【格納容器隔離失敗事象への対応】</p> <p>格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合や、原子炉冷却材浄化系配管等の原子炉圧力容器に繋がる高圧配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合、低圧配管との接続部で破断した後に炉心損傷に至る場合 (ISLOCA) が含まれている。</p> <p>PRA では、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA 上、具体的な隔離失敗 (漏えい) 箇所を設定しているものではないが、万一、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた場合には、隔離失敗 (漏えい) 箇所の隔離を試みる事となる。</p> <p>このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることのないよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。</p> <p>また、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の空間部に繋がる配管が原子炉格納容器外で破断した場合には、破断箇所の隔離を試みる事となる。</p> <p>原子炉冷却材浄化系配管等、原子炉圧力容器に繋がる配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合については、配管破断の発生頻度が十分に低いため、ISLOCA を</p>	<p>大規模漏えいに至る事象実績0件 (計算上0.5件としている) を I L R T 試験数217件で除して隔離機能喪失を以下のとおり算出した。</p> $0.5/217 = 2.3E-3$ <p>大規模漏えいに至る事象実績※ : 0.5件 I L R T 試験数 : 217件</p> <p>※ 発生経験がないため、発生実績を0.5件と仮定。</p> <p>この値は、NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗確率の5.0E-3/dよりも小さい値となっており、E P R I 報告書の結果を考慮してもNUREG/CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。</p> <p>(2) 格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>(1)で挙げた格納容器隔離失敗事象に対する対応としては、重大事故等時に、万一にも格納容器の隔離機能が喪失していることのないよう、格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、定期試験時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考える。</p>	<p>E P R I 報告書では、大規模漏えいに至る事象実績を I L R T 試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち、大規模漏えいに至る事象発生実績0件 (計算上0.5件としている) を I L R T 試験数 217 件で除すると隔離機能喪失の確率は <math>2.3 \times 10^{-3}</math> (<math>0.5/217=0.0023</math>) となる。</p> <p>この値は、NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗確率の <math>5.0 \times 10^{-3}</math> よりも小さい値となっており、E P R I 報告書の結果を考慮しても、NUREG/CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。</p> <p>2. 格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合や、原子炉圧力容器に繋がる高圧配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合、低圧配管との接続部で破断した後に炉心損傷に至る場合 (インターフェイスシステムLOCA) が含まれている。</p> <p>内部事象運転時レベル 1.5PRAでは、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA上、具体的な隔離失敗 (漏えい) 箇所を設定しているものではないが、万一、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた場合には、隔離失敗 (漏えい) 箇所の隔離を試みる事となる。</p> <p>このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることのないよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。</p> <p>また、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の空間部に繋がる配管が原子炉格納容器外で破断した場合には、破断箇所の隔離を試みる事となる。</p> <p>主蒸気系配管等、原子炉圧力容器に繋がる配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合については、配管破断の発生頻度が十分に低いため、インターフェイスシステムL</p>	<p>載内容は同等な内容となっている</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は格納容器隔離失敗事象及び対策の具体内容について記載 (柏崎6/7と同様)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 格納容器の漏えいの検知について記載内容は同等な内容となっている</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は破断箇所の隔離について記載 (柏崎6/7と同様)</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>除いてPRA上はモデル化していない。仮に配管破断が生じた場合には、破断箇所の隔離、原子炉压力容器の急速減圧、炉水位をバイパス破断が生じた配管の原子炉压力容器への接続位置の高さ以下に保つ等、ISLOCAの場合と同様の対応をとることとなる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>参考文献</p> <p>[1] <u>NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems., U.S. Nuclear Regulatory Commission (1985)</u></p> <p>[2] 「<u>JNES/SAE06-031, 06 解部報-0031 格納容器健全性に関する機器の重要度評価</u>」独立行政法人 原子力安全基盤機構 (2006)</p>	<p>参考文献</p> <p>(1) <u>NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, U.S.NRC,</u></p> <p>(2) <u>Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, EPRI, October 2008</u></p>	<p><u>OCAを除いてPRA上はモデル化していない。仮に配管破断が生じた場合には、破断箇所の隔離、原子炉压力容器の急速減圧、水位低下・維持操作等、インターフェイスシステムLOC Aの場合と同様の対応をとることとなる。</u></p> <p>参考文献</p> <p>(1) <u>P.J. Pelto, et al, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220, 1985</u></p> <p>(2) <u>Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals: Revision 2-A of 1009325, EPRI, Palo Alto, CA: 2008. 1018243</u></p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 の原子炉冷却材浄化系は高圧設計であるが、島根 2号炉は低圧設計であるため、島根 2号炉は例示として主蒸気系配管を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉においても水位低下・維持操作を行う</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</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 style="text-align: right;">別紙 8</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉压力容器内の熔融燃料－冷却材相互作用に関する知見の整理</u></p> <p>1. 現象の概要</p> <p>原子炉压力容器内での水蒸気爆発による原子炉格納容器の破損はαモード破損と呼ばれ、WASH-1400から研究が続けられてきた。この現象は、熔融炉心が原子炉压力容器の炉心下部プレナムに溜まっている水中に落下した時に水蒸気爆発が発生し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、原子炉压力容器上蓋に衝突することで上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋が原子炉格納容器に衝突して原子炉格納容器の破損に至るとい現象である。</p> <p>原子炉内での現象は、以下のようなメカニズムであると考えられている。</p> <p>①原子炉内の原子炉冷却材が喪失し、炉心が溶融して、その熔融炉心が炉心下部プレナムの水中に落下する。水と接触した熔融炉心は、その界面の不安定性により、熔融炉心の一部もしくは大部分が分裂し、膜沸騰を伴う水との混合状態となる(粗混合)。更に、自発的もしくは外部からの圧力パルスにより、膜沸騰が不安定化し(トリガリング)、二液が直接接触する。</p> <p>②炉心下部プレナムにおける二液の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・熔融炉心の微細化によって、更に液体どうしの接触を促進し(伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により、圧力波が発生する。</p> <p>③発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合領域)の膨張により運動エネルギーが発生し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、原子炉压力容器上蓋に衝突することで上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋が原子炉格納容器に衝突して原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>2. <u>過去の実験結果の整理</u><sup>[1]</sup></p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉压力容器内の熔融燃料－冷却材相互作用 (以下「炉</u></p>	<p style="text-align: center;"><b>【同等内容の別紙なし】</b></p>	<p style="text-align: right;">別紙 9</p> <p style="text-align: center;"><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ドの評価対象から除外する理由について</u></p> <p>1. 現象の概要</p> <p>原子炉压力容器内での水蒸気爆発による原子炉格納容器の破損はαモード破損と呼ばれ、WASH-1400から研究が続けられてきた。この現象は、熔融炉心が原子炉压力容器の炉心下部プレナムに溜まっている水中に落下した時に水蒸気爆発が発生し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、原子炉压力容器上蓋に衝突することで上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋が原子炉格納容器に衝突して原子炉格納容器の破損に至るとい現象である。</p> <p>原子炉内での現象は、以下のようなメカニズムであると考えられている。</p> <p>① 原子炉内の原子炉冷却材が喪失し、炉心が溶融して、その熔融炉心が炉心下部プレナムの水中に落下する。水と接触した熔融炉心は、その界面の不安定性により、熔融炉心の一部又は大部分が分裂し、膜沸騰を伴う水との混合状態となる(粗混合)。さらに、自発的又は外部からの圧力パルスにより、膜沸騰が不安定化し(トリガリング)、二液が直接接触する。</p> <p>② 炉心下部プレナムにおける二液の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・熔融炉心の微細化によって、更に液体どうしの接触を促進し(伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により、圧力波が発生する。</p> <p>③ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合領域)の膨張により運動エネルギーが発生し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、原子炉压力容器上蓋に衝突することで上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋が原子炉格納容器に衝突して原子炉格納容器の破損に至る。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b></p> <p>島根 2号炉は解析コード説明資料の記載内容に整合をとり、炉内 F C I に関する知見を整理(以下、同じ相違は記載を省略)</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>内FCI」という。)について、過去に実施された比較的大規模な実験概要及び結果を以下に示す。</p> <p>2.1 FARO実験</p> <p>FARO実験は、イタリアのイスプラ研究所において実施された実験で、炉内FCIを調べることを主な目的とした試験である。多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されているが、原子炉圧力容器外を対象とした低圧・サブクール水条件の実験も実施されている。</p> <p>第2.1図に試験装置の概要図を示す。試験装置は主にくつぽと保温容器で構成されている。くつぽ内で溶融させた溶融物を一度リリースベッセルに保持し、その底部にあるフラップを開放することにより溶融物を水プールに落下させる。溶融物の落下速度は、リリースベッセルの圧力を調整することにより調整可能である。</p> <p>実験は、酸化物の溶融物(80wt%UO<sub>2</sub>+20wt%ZrO<sub>2</sub>)又は金属Zrを含む溶融物(77wt%UO<sub>2</sub>+19wt%ZrO<sub>2</sub>+4wt%Zr)を用いて実施された。</p> <p>第2.1表に試験条件及び試験結果を示す。</p> <p>結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。</p> <p>溶融物の粒子化量について、高圧条件・低サブクール水条件においては水深約1mの場合で溶融物の約半分が粒子化し、残りはジェット状でプール底面に衝突し、パンケーキ状に堆積したとの結果が得られている。また、低圧条件・サブクール水条件では、全ての溶融物は粒子化した。</p> <p>さらに、粒子の質量中央径は3.2mm～4.8mmであり、試験パラメータ(初期圧力、水深、溶融物の落下速度、サブクール度)に依存しないことが報告されている。</p> <p>2.2 COTELS実験</p> <p>COTELS実験は、旧(財)原子力発電技術機構により実施された実験であり、原子炉圧力容器底部が溶融破損して溶融物が原子炉格納容器床面上の水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生の有無を調べることを目的に実施された。第2.2図に実験装置の概要図を示す。実験は、シビアアクシデント</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>時の溶融物の成分を模擬するため、比較的多くの金属成分を含む模擬溶融物 (55wt%UO<sub>2</sub>+5wt%ZrO<sub>2</sub>+25wt%Zr+15wt%SUS) が用いられた。また、多くの実験ケースはプール水深40cm、飽和水温度で実施されている第2.2表に実験条件及び結果を示す。</p> <p>結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。</p> <p>プールに落下した溶融物はほとんどが粒子化し、落下速度が大きいケースでは、全ての溶融物が粒子化するとの結果が得られている。</p> <p>また、溶融物の落下速度が大きいケースを除いて、粒径分布に大きな差はなく、質量中央径で6mm程度であり、落下速度が大きいケースでは粒子径は小さくなっている。</p> <p>2.3 KROTOS実験</p> <p>KROTOS実験はイソプラ研究所で実施された実験であり、FARO実験が高圧条件を主目的として実施されたのに対して、KROTOS実験では、低圧・サブクール水を主として実施されている。</p> <p>第2.3図に実験装置の概要図を示す。本実験では模擬溶融物としてUO<sub>2</sub>混合物 (80wt%UO<sub>2</sub>+20wt%ZrO<sub>2</sub>) 又は酸化アルミニウムを用いた実験を行っている。また、外部トリガ装置によりトリガを与えることで、水蒸気爆発を誘発させる実験も実施されている。</p> <p>第2.3表に実験条件及び結果を示す。</p> <p>酸化アルミニウムを用いた実験では、サブクール水(ケース38, 40, 42, 43, 49)の場合、外部トリガなしで水蒸気爆発が発生、低サブクール水(ケース41, 44, 50, 51)の場合、外部トリガがある場合(ケース44)に水蒸気爆発が発生した。一方、UO<sub>2</sub>混合物を用いた実験では、サブクール度が4~102Kの場合、外部トリガなしでは水蒸気爆発が発生せず、外部トリガありの場合でも、溶融物の重量が大きい、又は、水プールのサブクール度が高い場合(ケース52)に水蒸気爆発が観測されている。</p> <p>これらの差異として、粒子径は酸化アルミニウムの8~17mmに対しUO<sub>2</sub>混合物は1~1.7mmであり、UO<sub>2</sub>混合物の方が小</p>			

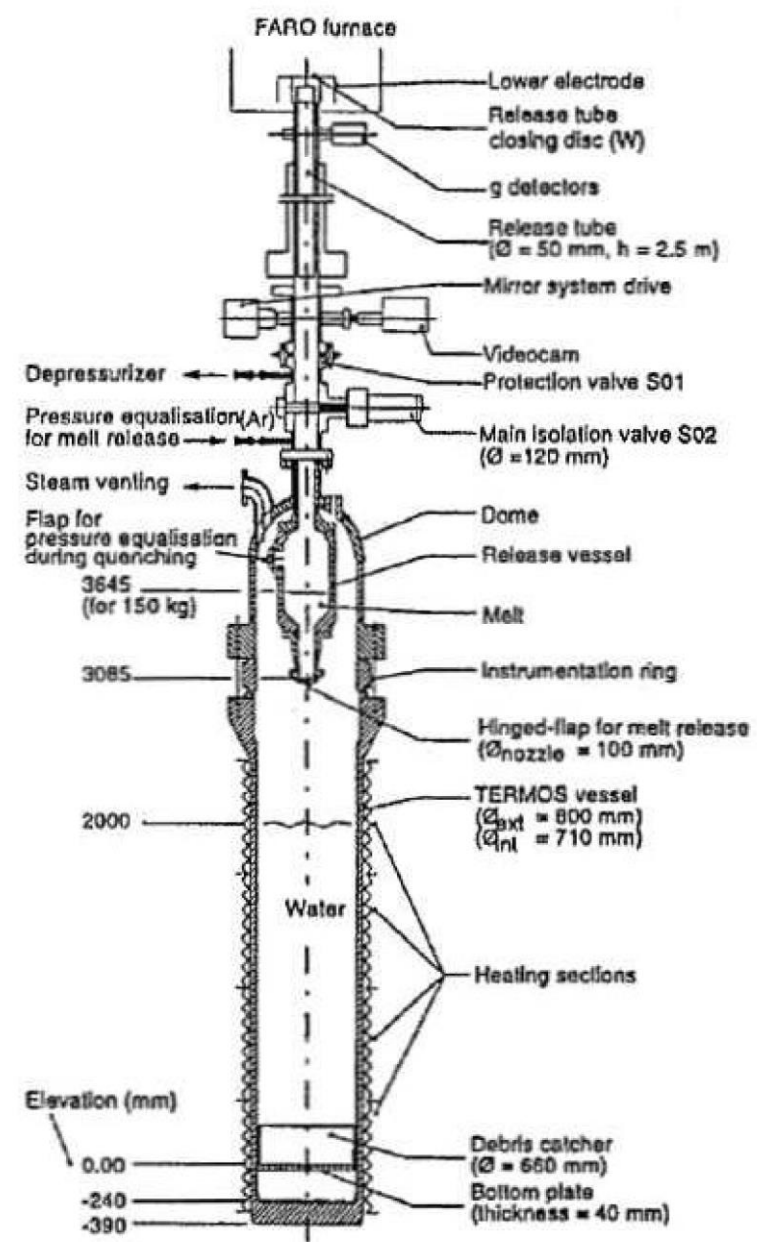
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>さく、粒子化直後の表面積が大きいため粗混合時に水プールが高ボイド率となり、トリガの伝播を阻害した可能性がある。また、酸化アルミニウムは比重が小さいことから水面近傍でブレイクアップし、径方向に広がったことによりトリガが伝搬しやすくなったと考えられている。一方、UO2混合物は、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化することにより蒸気膜が崩壊した際の微粒子化が起こりにくく、これが一つの要因となって水蒸気爆発の発生を阻害すると考えられる。</p> <p>2.4 ALPHA実験</p> <p>旧原子力研究所(JAERI)で実施された実験であり、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内の諸現象を明らかにし、原子炉格納容器の耐性やアクシデントマネジメント策の有効性を評価することを目的に、1988年から事故時原子炉格納容器挙動試験の一環で実施されている。</p> <p>第2.4図に実験装置の概要図を示す。実験では、熔融ステンレス鋼又は酸化アルミニウムと鉄からなる熔融物を実験装置の模擬原子炉格納容器内に設置した水プールに落下させるもので、模擬原子炉格納容器の寸法は、内径約4m、高さ約5m、内容積約50m<sup>3</sup>である。</p> <p>第2.4表に実験条件及び結果を示す。</p> <p>酸化アルミニウムと鉄の熔融物の実験では、熔融物の重量が20kg、雰囲気圧力が0.1MPaで、サブクール度が73～90Kにおいて実施されたケース(ケース2, 3, 5, 9, 17, 18)において水蒸気爆発が発生している。熔融物量を半減させたケース1, 10, 13では、ケース10のみ水蒸気爆発が確認された。この3ケースの条件には有意な差がないことから、この3ケースの条件がこの実験体系における水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であること及びこの結果からは、熔融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発が発生し易いことが示されている。水プールを飽和水としたケース14では水蒸気爆発は観測されなかった。一方、ケース8, 12, 15, 25は雰囲気圧力を0.5～1.6MPaの範囲で変化させているが、最も低い0.5MPaのケースのみ水蒸気爆発が観測された。</p> <p>以上の結果から、高雰囲気圧力あるいは低サブクール水の</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>場合に水蒸気爆発発生が抑制される傾向があることが示されている。</p> <p>ケース6, 11, 19, 20, 21は、<u>溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースであり、ケース6, 20を除く3ケースで水蒸気爆発が観測された。水蒸気爆発の規模については抑制される場合と増大する場合があり、溶融物と冷却水の粗混合状態が溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）の進展に大きな影響を及ぼすことを示していると結論付けられている。</u></p> <p>3. 知見のまとめ</p> <p>上記で示した主な実験結果をまとめると以下のとおりとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>UO2 混合物を用いた実験では、水蒸気爆発は確認されていない。(FARO 実験, COTELS 実験)</u></li> <li>・<u>高圧力条件、又は、低サブクール水条件は、水蒸気爆発を抑制する傾向がある。(ALPHA 試験)</u></li> <li>・<u>粒子化割合は、サブクール度に依存し、サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる。(FARO 実験)</u></li> <li>・<u>粒子化割合は、溶融物の落下速度に依存し、落下速度が大きいと粒子化が促進される。(COTELS 実験)</u></li> <li>・<u>溶融物落下後の水プールが高ボイド率状態になると、トリガの伝播を阻害する可能性がある。(KROTOS 実験)</u></li> <li>・<u>溶融物と水の粗混合状態が、FCI の進展に大きな影響を及ぼす。(ALPHA 実験)</u></li> </ul> <p>BWR体系に対して、上記の実験結果を踏まえた分析結果を第3.1表に示す。</p> <p>実験結果からは、<u>水蒸気爆発の発生は不確かさが大きいと考えられるものの、BWR体系では原子炉内における水蒸気爆発は発生しにくいと考えられることが分かる。</u></p> <p>また、<u>BWRにおいて原子炉内での自発的水蒸気爆発(外部トリガなしの状態での水蒸気爆発)が発生しにくい理由として、BWRの原子炉内の水が低サブクール(飽和水に近い状態)であり、低サブクールであれば溶融炉心を覆う蒸気膜が凝縮効果によって崩壊する可能性が低いことから、蒸気膜の安定性が高く、蒸気膜の崩壊(トリガリング)が生じにくいことが</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><u>挙げられている。<sup>[1]</sup></u></p> <p><u>炉内FCIの発生確率低減に対する炉心下部の構造物の効果として考慮される事項としては、以下の事項が考えられる。</u></p> <p><u>また、溶融炉心の流路を第3.1図に示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・水蒸気爆発に寄与する溶融炉心の質量が限られること。</u>  <u>炉心下部の構造物によって、溶融炉心の流路が阻害され、一度に水中に落下する溶融炉心の質量が限定(水中に移行する溶融炉心のエネルギーが抑制される。)されることにより、水蒸気爆発を仮定してもそのエネルギーが低く抑えられると考えられる。</u></li> <li><u>・溶融炉心の落下速度が抑えられること。</u>  <u>溶融炉心の落下速度が大きい場合、粗混合時の粒径が小さくなることが報告されている。炉心下部の構造物によって、溶融炉心の落下速度が抑制されれば、粗混合時の粒径が大きくなり、溶融炉心の表面積が小さくなることから、蒸気膜の表面積も小さくなり、トリガリング発生の可能性が小さくなると考えられる。</u></li> </ul> <p>4. 専門家会議等の知見<sup>[1, 2]</sup></p> <p><u>BWRの炉内FCIの発生確率に関して、専門家の中で議論がなされており、その結果を第4.1表に示す。</u></p> <p>専門家の間での議論の結果として、BWR体系では炉心下部プレナムに制御棒案内管等が密に存在しており、これらは溶融炉心落下時の粗混合を制限すると考えられるため、<u>水蒸気爆発の発生確率はプラント全体で見た際にほかの要因による格納容器破損頻度に比べて十分小さく無視できると結論付けられている。</u></p>		<p>2. 専門家会議等の知見</p> <p><u>原子炉圧力容器内における水蒸気爆発については、国際的な専門家会議において議論がなされてきた。第1表にBWR体系の原子炉圧力容器内における水蒸気爆発に関する専門家会議の知見をまとめる。</u></p> <p>専門家の間での議論の結果として、BWR体系では下部プレナムに制御棒案内管等が密に存在しており、これらは溶融炉心落下時の粗混合を制限すると考えられるため、<u>原子炉圧力容器内における水蒸気爆発は格納容器破損の脅威とはならないと結論付けられている。</u></p>	<p>・記載表現の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  島根 2号炉は解析コード説明資料の記載内容に整合をとり記載しているが、内容は同等</p> <p>・記載表現の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  島根 2号炉は解析コード説明資料の記載内容に整合をとり記載しているが、内容は同等</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. まとめ</p> <p>これまでに実施された各種実験結果および専門家による工学的判断の結果から、BWR体系における炉内FCI発生の可能性は十分小さいと考えられる。</p> <p>したがって、BWRにおける原子炉格納容器破損モードとして、炉内FCIの考慮は不要である。</p> <p>6. 参考文献</p> <p>[1] 社団法人日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成12年3月</p> <p>[2] 財団法人原子力安全研究協会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」平成13年7月</p> <p>[3] I. Huhtiniemi et al., "Results of Recent KROTOS FCI Tests: Aluminavs. Corium Melts", JAERI-Conf 97-011, 1997.</p> <p>[4] H. S. Park et al., "Vapor Explosions in a One-Dimensional LargeScale Geometry With Simulant Melts", NUREG/CR-6623, 1999.</p> <p>[5] D. F. Fletcher, "A Review of the Available Information on the Triggering Stage of a Steam Explosion", Nuclear Safety, Vol. 35, No. 1, 1994.</p> <p>[6] N. Yamano et al., "Large-scale Steam Explosion Experiments", Proceedings of the Seminar on the Vapor Explosions In Nuclear Power Safety, Kanzanji 1995.</p> <p>[7] N. Yamano et al., "Consideration of molten core coolability in containment from a viewpoint of severe accident management", Proceedings of NUTHOS-5, April 1997, Beijing, China.</p>		<p>3. まとめ</p> <p>これまでに実施された専門家間における議論の結果から、BWR体系では原子炉压力容器内における水蒸気爆発(炉内FCI)発生の可能性は十分小さいと考えられる。</p> <p>したがって、BWRにおける原子炉格納容器破損モードとして、原子炉压力容器内における水蒸気爆発(炉内FCI)の考慮は不要である。</p> <p>参考文献</p> <p>(1) T. Okkonen, et al, Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR' S, NUREG/CP-0127, 1994</p> <p>(2) T. G. Theofanous, et al, Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994</p> <p>(3) S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction (FCI) issues, Report of the Second Steam Explosion Review Group Workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996</p> <p>(4) O. Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998</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】</p>



第 2.1 図 FARO 試験装置

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

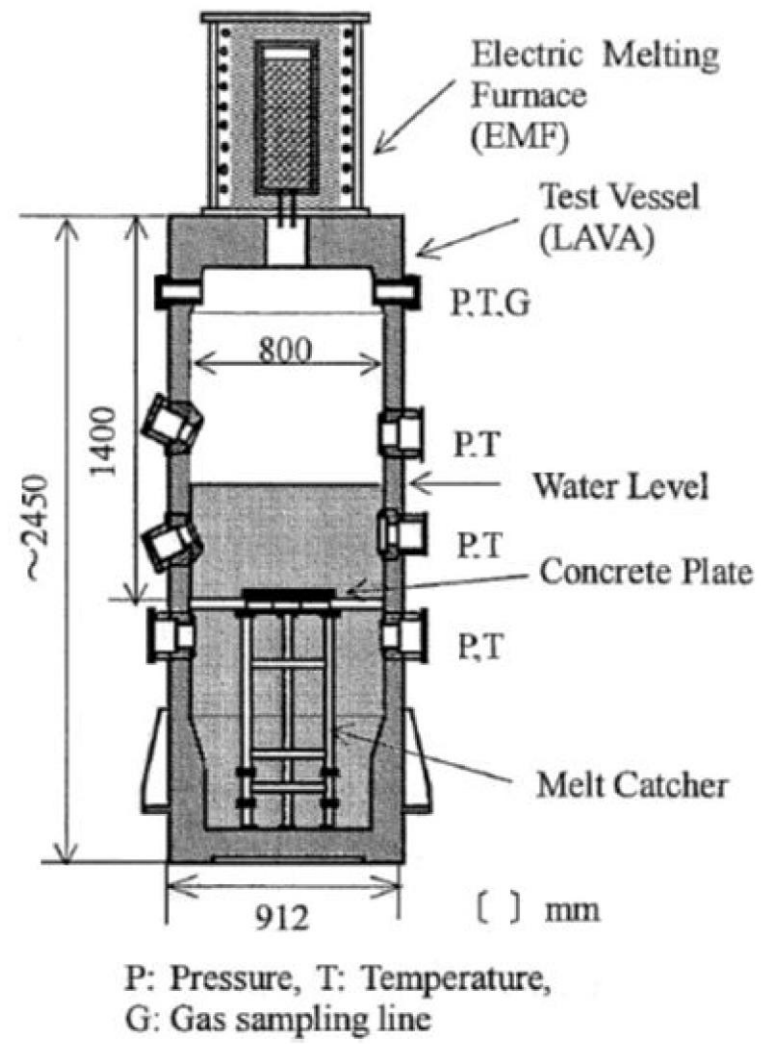
備考

第 2.1 表 FARO 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融物の組成※	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	溶融物落下粒径 [mm]	雰囲気圧力 [MPa]	水深 [m]	サブクール度 [K]	FCI 発生の有無
L-06	A	18	2923	100	5.0	0.87	0	無
L-08	A	44	3023	100	5.8	1.00	12	無
L-11	B	151	2823	100	5.0	2.00	2	無
L-14	A	125	3123	100	5.0	2.05	0	無
L-19	A	157	3073	100	5.0	1.10	1	無
L-20	A	96	3173	100	2.0	1.97	0	無
L-24	A	177	3023	100	0.5	2.02	0	無
L-27	A	117	3023	100	0.5	1.47	1	無
L-28	A	175	3052	50	0.5	1.44	1	無
L-29	A	39	3070	50	0.2	1.48	97	無
L-31	A	92	2990	50	0.2	1.45	104	無
L-33	A	100	3070	50	0.4	1.60	124	無

※ A: 80wt% UO<sub>2</sub>+20wt% ZrO<sub>2</sub>

B: 77wt% UO<sub>2</sub>+19wt% ZrO<sub>2</sub>+4wt% Zr



第 2.2 図 COTELS 試験装置

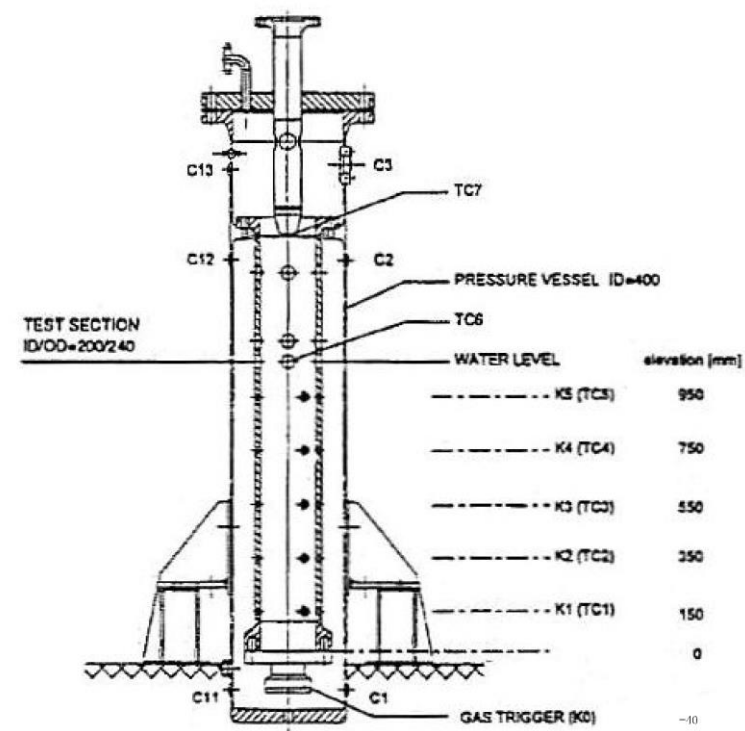
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)							東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
第2.2表 COTELS 試験の試験条件及びFCI発生の有無									
No.	溶融物の組成*	溶融物質量 [kg]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の有無			
A1	C	56.3	0.20	0.4	0	無			
A4	C	27.0	0.30	0.4	8	無			
A5	C	55.4	0.25	0.4	12	無			
A6	C	53.1	0.21	0.4	21	無			
A8	C	47.7	0.45	0.4	24	無			
A9	C	57.1	0.21	0.9	0	無			
A10	C	55.0	0.47	0.4	21	無			
A11	C	53.0	0.27	0.8	86	無			
※ C:55wt% UO2+5wt% ZrO2+25wt% Zr+15wt% SUS									

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 2.3 図 KROTOS 試験装置

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)

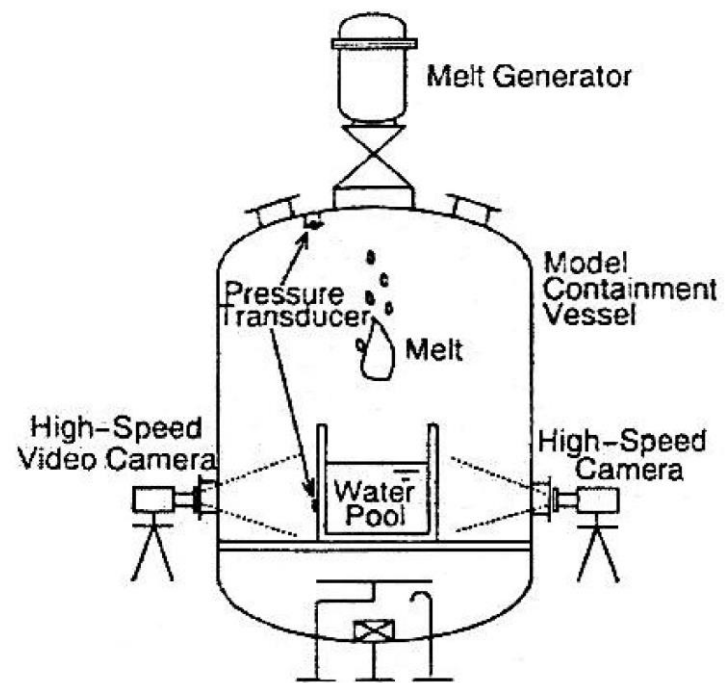
島根原子力発電所 2号炉

備考

第 2.3 表 KROTOS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無<sup>[3, 4]</sup>

No.	溶融物の組成	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	外部トリガの有無	FCI発生の有無
38	酸化アルミニウム	1.53	2665	0.10	1.11	79	無	有
40		1.47	3073	0.10	1.11	83	無	有
41		1.43	3073	0.10	1.11	5	無	無
42		1.54	2465	0.10	1.11	80	無	有
43		1.50	2625	0.21	1.11	100	無	有
44		1.50	2673	0.10	1.11	10	有	有
49		1.47	2688	0.37	1.11	120	無	有
50		1.70	2473	0.10	1.11	13	無	無
51		1.79	2748	0.10	1.11	5	無	無
37		UO <sub>2</sub> 混合物*	3.22	3018	0.10	1.11	77	有
45	3.09		3106	0.10	1.14	4	有	無
47	5.43		3023	0.10	1.11	82	有	無
52	2.62		3023	0.20	1.11	102	有	有

※ UO<sub>2</sub>混合物 : 80wt% UO<sub>2</sub>+20wt% ZrO<sub>2</sub>



第 2.4 図 ALPHA 試験装置



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2.4表 ALPHA 試験の試験条件及びFCI 発生の有無<sup>[3, 5-7]</sup>

No.	溶融物の組成	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の有無
1	Fe+酸化アルミニウム	10	2723	0.1	1.0	80	無
2		20	2723	0.1	1.0	84	有
3		20	2723	0.1	1.0	81	有
5		20	2723	0.1	1.0	73	有
6		20	2723	0.1	1.0	75	無
8		20	2723	1.6	1.0	186	無
9		20	2723	0.1	1.0	84	有
10		10	2723	0.1	1.0	76	有
11		20	2723	0.1	1.0	83	有
12		20	2723	1.6	1.0	184	無
13		10	2723	0.1	1.0	89	無
14		20	2723	0.1	1.0	1	無
15		20	2723	1.0	1.0	171	無
16		20	2723	0.1	0.9	78	有
17		20	2723	0.1	0.9	87	有
18		20	2723	0.1	0.9	90	有
19		20	2723	0.1	0.9	92	有
20		20	2723	0.1	1.0	92	無
21		20	2723	0.1	0.9	92	有
25		20	2723	0.5	0.9	145	有

第3.1表 BWR 体系を踏まえた炉内FCI 発生に関する知見の整理

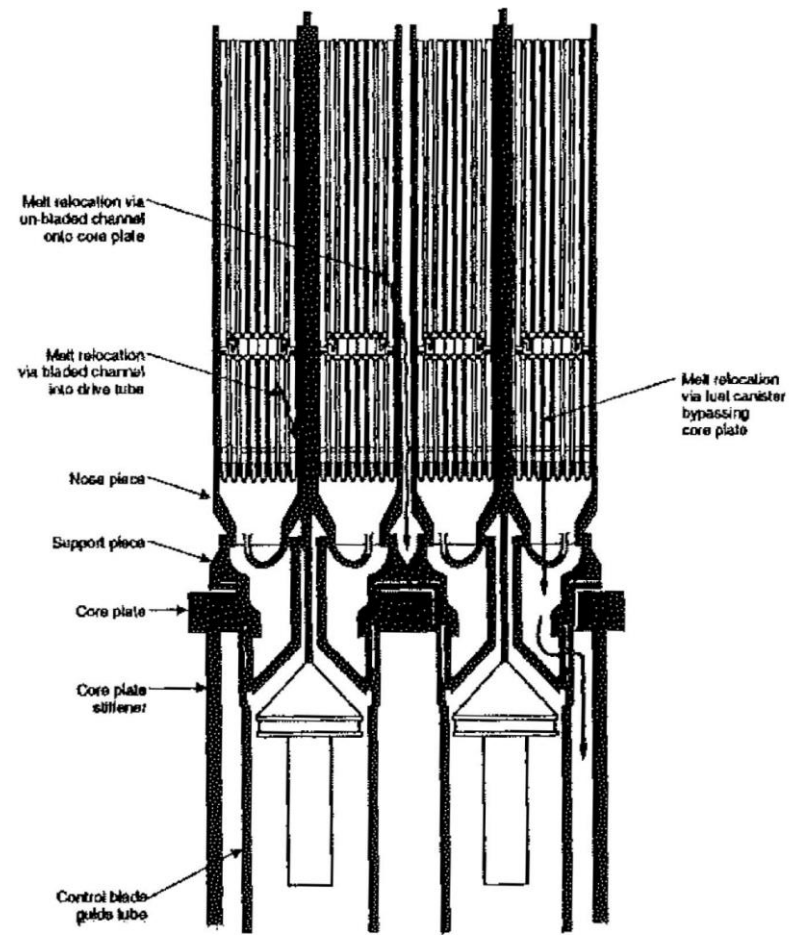
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)		東海第二発電所 (2018.9.12版)		島根原子力発電所 2号炉		備考	
BWR 体系	FCI 発生への影響	備考					
炉心下部プレナムの原子炉冷却材はおおよそ飽和温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>飽和温度に近い粒子化割合が少なくなることから、初期粗混合が抑制されることが推測され、FCIの発生が阻害される可能性が考えられる。</li> <li>飽和温度に近いことから溶融物落下時のボイド発生量が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCIの発生が阻害される可能性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>FARO 実験</li> <li>KROTOS 実験</li> </ul>					
炉心下部プレナムに残存する原子炉冷却材の量は少量	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材の量が少ないことから熱容量が小さく、溶融物落下時のボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCIの発生が阻害される可能性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>KROTOS 実験</li> </ul>					
プール水面衝突時の溶融物の落下速度は比較的遅い	<ul style="list-style-type: none"> <li>落下速度が遅いため溶融物の粒子化割合が少なくなり、初期粗混合が抑制されることが推測され、FCIの発生が阻害される可能性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>COTELS 実験</li> </ul>					
溶融物の落下は単一ジェットではなく、複数ジェット	<ul style="list-style-type: none"> <li>複数ジェットのため初期の溶融物の落下量が多く、ボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCIの発生が阻害されることが考えられる。</li> <li>複数ジェットにより粗混合状態が促進される状態となった場合は、FCIの発生が促進される可能性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>KROTOS 実験</li> <li>ALPHA 実験</li> </ul>					

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3.1 図 BWR における溶融炉心の流路<sup>[1]</sup>

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 data-bbox="151 254 937 338">第4.1表 BWR 体系における炉内FCI 現象の発生確率に関する議論の整理</p> <table border="1" data-bbox="151 338 937 1136"> <thead> <tr> <th>著者</th> <th>会議/文献</th> <th>議論</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="151 390 299 453">Okkonen 等 (1993)</td> <td data-bbox="299 390 463 516">OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993) NUREG/CP-0127</td> <td data-bbox="463 390 937 737">BWR の炉心下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広い範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板があるため起こりにくそうである。これらの特徴は、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルを制限し、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された原子炉压力容器ヘッドのミサイルに伴う原子炉格納容器の破損は、PWR を対象とした研究にもとづく評価よりもBWRでは起こりにくいと評価される。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="151 737 299 800">Theofanous 等 (1994)</td> <td data-bbox="299 737 463 800">NUREG/CR-5960</td> <td data-bbox="463 737 937 842">炉心下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、BWR は原子炉压力容器内の水蒸気爆発の問題の対象とならない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="151 842 299 947">Corradini (1996)</td> <td data-bbox="299 842 463 947">SERG-2 ワークショップ (1996) NUREG-1524</td> <td data-bbox="463 842 937 947">物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に貢献しないため、BWR の <math>\alpha</math> モード原子炉格納容器の破損確率は、おそらくPWRより小さい。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="151 947 299 1136">Zuchuat 等 (1997)</td> <td data-bbox="299 947 463 1136">OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1997) JAERI-Conf 97-011</td> <td data-bbox="463 947 937 1136">炉心下部プレナム構造物の存在は、水蒸気爆発の影響を緩和する。 一般に、BWR の現在の知見は、原子炉压力容器内の水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならないということである。 (NUREG/CR-5960 を参考文献としている)</td> </tr> </tbody> </table>	著者	会議/文献	議論	Okkonen 等 (1993)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993) NUREG/CP-0127	BWR の炉心下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広い範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板があるため起こりにくそうである。これらの特徴は、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルを制限し、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された原子炉压力容器ヘッドのミサイルに伴う原子炉格納容器の破損は、PWR を対象とした研究にもとづく評価よりもBWRでは起こりにくいと評価される。	Theofanous 等 (1994)	NUREG/CR-5960	炉心下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、BWR は原子炉压力容器内の水蒸気爆発の問題の対象とならない。	Corradini (1996)	SERG-2 ワークショップ (1996) NUREG-1524	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に貢献しないため、BWR の $\alpha$ モード原子炉格納容器の破損確率は、おそらくPWRより小さい。	Zuchuat 等 (1997)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1997) JAERI-Conf 97-011	炉心下部プレナム構造物の存在は、水蒸気爆発の影響を緩和する。 一般に、BWR の現在の知見は、原子炉压力容器内の水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならないということである。 (NUREG/CR-5960 を参考文献としている)		<p data-bbox="1733 254 2525 296">第1表 炉内FCI 現象の発生確率に関する議論の整理</p> <table border="1" data-bbox="1733 296 2525 1346"> <thead> <tr> <th>著者</th> <th>会議/文献</th> <th>議論</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1733 348 1932 432">Okkonen 等 (1993)</td> <td data-bbox="1932 348 2095 516">OECD / CSNI FCI 専門家 会議 (1993) <sup>(1)</sup></td> <td data-bbox="2095 348 2525 842">BWR の原子炉压力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された原子炉压力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWR よりもBWRの方が起こりにくいと評価される。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1733 842 1932 926">Theofanous 等 (1994)</td> <td data-bbox="1932 842 2095 968">NUREG / CR-5960 (1994) <sup>(2)</sup></td> <td data-bbox="2095 842 2525 989">BWR の下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉压力容器内における水蒸気爆発問題の対象とならない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1733 989 1932 1115">Corradini (1996)</td> <td data-bbox="1932 989 2095 1115">SERG-2 ワークショップ (1996) <sup>(3)</sup></td> <td data-bbox="2095 989 2525 1136">物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため、BWR の <math>\alpha</math> モードによる格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1733 1136 1932 1220">Zuchuat 等 (1997)</td> <td data-bbox="1932 1136 2095 1283">OECD / CSNI FCI 専門家 会議 (1997) <sup>(4)</sup></td> <td data-bbox="2095 1136 2525 1346">下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。 現在の知見は、一般にBWRでは原子炉压力容器内における水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。</td> </tr> </tbody> </table>	著者	会議/文献	議論	Okkonen 等 (1993)	OECD / CSNI FCI 専門家 会議 (1993) <sup>(1)</sup>	BWR の原子炉压力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された原子炉压力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWR よりもBWRの方が起こりにくいと評価される。	Theofanous 等 (1994)	NUREG / CR-5960 (1994) <sup>(2)</sup>	BWR の下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉压力容器内における水蒸気爆発問題の対象とならない。	Corradini (1996)	SERG-2 ワークショップ (1996) <sup>(3)</sup>	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため、BWR の $\alpha$ モードによる格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。	Zuchuat 等 (1997)	OECD / CSNI FCI 専門家 会議 (1997) <sup>(4)</sup>	下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。 現在の知見は、一般にBWRでは原子炉压力容器内における水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。	<p data-bbox="2525 254 2831 296">・記載表現の相違</p> <p data-bbox="2525 296 2831 338">【柏崎 6/7】</p> <p data-bbox="2525 338 2831 506">島根 2号炉は解析コード説明資料の記載内容に整合をとり記載しているが、内容は同等</p>
著者	会議/文献	議論																															
Okkonen 等 (1993)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993) NUREG/CP-0127	BWR の炉心下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広い範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板があるため起こりにくそうである。これらの特徴は、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルを制限し、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された原子炉压力容器ヘッドのミサイルに伴う原子炉格納容器の破損は、PWR を対象とした研究にもとづく評価よりもBWRでは起こりにくいと評価される。																															
Theofanous 等 (1994)	NUREG/CR-5960	炉心下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、BWR は原子炉压力容器内の水蒸気爆発の問題の対象とならない。																															
Corradini (1996)	SERG-2 ワークショップ (1996) NUREG-1524	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に貢献しないため、BWR の $\alpha$ モード原子炉格納容器の破損確率は、おそらくPWRより小さい。																															
Zuchuat 等 (1997)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1997) JAERI-Conf 97-011	炉心下部プレナム構造物の存在は、水蒸気爆発の影響を緩和する。 一般に、BWR の現在の知見は、原子炉压力容器内の水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならないということである。 (NUREG/CR-5960 を参考文献としている)																															
著者	会議/文献	議論																															
Okkonen 等 (1993)	OECD / CSNI FCI 専門家 会議 (1993) <sup>(1)</sup>	BWR の原子炉压力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された原子炉压力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWR よりもBWRの方が起こりにくいと評価される。																															
Theofanous 等 (1994)	NUREG / CR-5960 (1994) <sup>(2)</sup>	BWR の下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉压力容器内における水蒸気爆発問題の対象とならない。																															
Corradini (1996)	SERG-2 ワークショップ (1996) <sup>(3)</sup>	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため、BWR の $\alpha$ モードによる格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。																															
Zuchuat 等 (1997)	OECD / CSNI FCI 専門家 会議 (1997) <sup>(4)</sup>	下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。 現在の知見は、一般にBWRでは原子炉压力容器内における水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。																															

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

別紙10

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容 (はじめに) 本書は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」(平成25年6月19日)以下「解釈」という。第3章第37条に基づき、原子炉設置(変更)許可申請者が、確率的リスク評価(以下「PRA」という。)に關し、審査のための説明に關し、審査すべき事項を示すものである。なお、申請者は、本書の趣旨によらない構成で説明することもできるが、その際には本書の整理と異なる点について合理的な理由による説明とともに各項目に相当する内容について、申請者の説明責任として示す必要がある。</p>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 別紙 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 確率的リスク評価(PRA)について、における対応状況を以下に示し、その対応箇所の項目を( )で記載する。</p> <p>従来から定期安全レビュー(PSR)等の機会に内部事業者レベルPRA(中力運転時、停止時)及びレベル1.3PRAの整備を実施してきたが、これらのPRA手法は今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事業者として、一般社団法人日本原子力学会において実施基準が標準化され、試験等を実施する旨の推薦レベル1PRA及び推薦レベル1PRAを適用対象とし、建物、構築物、大型機器等の大型機器等から発生する事象についても事故シナリオ等での選定に係る検討対象範囲とした。(事故シナリオ等及び重要事故シナリオ等の選定については、1.はじめに)</p> <p>なお、PRAが適用可能でないと同断した外部事象については定性的な方法で分析を実施した。(事故シナリオ等及び重要事故シナリオ等の選定については、別紙1「有効性評価の事故シナリオグループ選定における外部事象の考慮について」)</p> <p>評価の対象とするプラント状態は、通運業者「電力発電所内におけるプラントメンテナンスの範囲について」(平成4年7月)以下「4項要請」という。)以前の状態とした。 なお、給排水による汚染や、冷却水の漏れ等、AM「審査」以前より適用されている審査の範囲・対応や、RCSの手動起動時のAM「審査」以前より設備の設計方針の前提として考慮され、手動があるものについては、重大事故対応を目的として特別に整備したものであることではないこと、評価対象としないこととした。 (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ついては、1.はじめに)</p> <p>①PRAにおいて考慮する機械機能、系統設備及び系統構成の概要を示した。(1.1.1.a)対象プラント)</p>
---	--

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

別紙11

<p>PRAの説明における参照事項(原子力規制庁 平成25年9月)の記載内容 (はじめに) 本書は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」(平成25年6月19日)以下「解釈」という。第3章第37条に基づき、原子炉設置(変更)許可申請者が、確率的リスク評価(以下「PRA」という。)に關し、審査のための説明に關し、審査すべき事項を示すものである。なお、申請者は、本書の整理と異なる点について合理的な理由による説明とともに各項目に相当する内容について、申請者の説明責任として示す必要がある。</p>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>「別紙 東海第二発電所 確率的リスク評価(PRA)について」における対応状況を以下に示し、その対応箇所の項目を( )で記載する。</p> <p>従来から定期安全レビュー(PSR)等の機会に内部事業者レベル1PRA(出力運転時、停止時)及びレベル1.5PRAを実施してきたが、これらPRA手法として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試験等を実施する旨の推薦レベル1PRA及び津波レベル1PRAを対象とし、これら外部事象PRAから抽出される建屋・建造物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等での選定に係る検討対象範囲とした。 (「2.事故シナリオグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施手法」)</p> <p>なお、PRAが適用可能ではないと同断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。 (重要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ついては、別紙1「有効性評価の事故シナリオグループ選定における外部事象の考慮について」)</p>
---	--

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

別紙11

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容 (はじめに) 本書は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」(平成25年6月19日)以下「解釈」という。第3章第37条に基づき、原子炉設置(変更)許可申請者が、確率的リスク評価(以下「PRA」という。)に關し、審査のための説明に關し、審査すべき事項を示すものである。なお、申請者は、本書の整理と異なる点について合理的な理由による説明とともに各項目に相当する内容について、申請者の説明責任として示す必要がある。</p>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>従来から定期安全レビュー(PSR)等の機会に内部事業者レベル1PRA(運転時、停止時)及びレベル1.5PRAの評価を実施してきたが、これらのPRA手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事業者として、一般社団法人日本原子力学会において実施基準が標準化され、試験等を実施する旨の推薦レベル1PRA及び津波レベル1PRAを適用対象とし、建物、構築物、大型機器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>なお、PRAが適用可能でないと同断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。</p>
---	--

備考  
・記載表現の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
「PRAの説明における参照事項」への対応状況を記載

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>【PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>② 停止時のプラント状態の推移(停止時PRAのみ)</p> <p>③ プラント状態分類(停止時PRAのみ)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●プラント状態分類の考え方</li> <li>●プラント状態の分類結果</li> </ul>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</p> <p>②停止時PRAで記載。 ③停止時PRAで記載。</p>
<p>b. 起因事故</p> <p>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生機序</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●起因事象リスト、説明及び発生機序</li> </ul>	<p>① ●国内のプラント異常事象や設備を網羅している資料として原子力設置許可申請書及び各炉の評論事例(EPRI NP-2280)を分析し、評価対象とした起因事象をリスト化した。(1.1.1.b ①)</p> <p>(1) 起因事象の選定及び1.1.1.b ① (1) 起因事象の選定</p> <p>●特定された起因事象において、プラント状態や必要となる認知設備等が同等となり、同一のイベントグループ及びシナリオによって扱える事象をグループ化した。(1.1.1.b ②) 起因事象のグループ化)</p> <p>●主に国内の運転経験データから得られた起因事象の発生機序と運転実績から発生頻度を評価した。(1.1.1.b ③) 起因事象発生頻度の評価</p> <p>●特定した起因事象の内、発生の可能性が極めて低い場合、又は発生を仮定してもその影響が限定される場合にはリスク評価上の重要性は低いと考え、評価対象から除外した。(1.1.1.b ④) 対象外とした起因事象)</p>
<p>c. 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●成功基準の定義</li> <li>●起因事象ごとの成功基準の一覧表</li> <li>●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> <li>●成功基準設定のために熱水の解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</li> </ul>	<p>① ●炉心損傷は燃料格納槽の最高温度が1200℃を超える状態に至ることと定めた。(1.1.1.c ①)</p> <p>(1) 炉心損傷の定義</p> <p>●炉心損傷の検出に当たっては、プラントの構造・特性(設計情報)や、炉内PRA、既往の解析・解析(設備許可申請書)等を参考に、起因事象グループごとにそれぞれ安全機能に対し、成功基準を提示した。(1.1.1.c ②) 起因事象ごとの成功基準の一覧表)</p> <p>●MRPによる事故進展解析結果を用いて、各事故シナリオにおける運転員操作のための時間余裕を設定した。また、認知設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転員間での連絡・命時間については、喪失した設備の復旧や追加の運転員間作業が期待できる時間として、24時間を抽出した。(1.1.1.c ③) 対処設備作動までの余裕時間 及び 1.1.1.c ③ (4) 対処設備の使命時間)</p> <p>●今回の評価では、概ね既往の設計情報から成功基準を設定しているが、一部の成功基準設定のために実施した事故進展解析には、MRPコードを使用し、MRPは解析結果を含まないシナリオでプラントの事故進展を解析可能なコードであり、重大事故発生防止対策の有効性評価においてMRPを使用している。(1.1.1.c ④) 事故解析等の解析結果及び解析コードの検証性)</p>
<p>d. 出成シナリオ</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●イベントツリー図</li> </ul>	<p>① ●遊定した状態事象に対して、おこる状態を防止するために必要な安全機能及び安全機能を確保す</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>2. PRAの評価対象</p> <p>今回の原子炉等規制法改正後の初回設置(変更)許可時においては、これまででの許認可承認を踏まえて、規制上の担保が得られている対策を基にPRAを実施するものが必要であり、PRAの前提となっている設備状況等についてを整理する必要があるが、既許可ECCSの機能を作動させるための手動起動措置を評価対象とすることはできないが、許認可実績を踏まえてそれぞれ個別の評価対象についての整理が必要。)</p>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>今回のPRAの目的は、設計基準事象を超えた重大事故を防止するための抽出であることから、設計基準事象に対する対応を基本とし、これまでに設備としたアクシデントマネジメント策(通商産業者「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメント」(平成4年7月)以前から整備しているアークシデントマネジメント策(含む)には期待しないことを前提に評価を行うこととした。ただし、「ECCS手動起動」、「原子炉手動減圧」、「残留熱除去系の手動起動」、「高圧炉心スプレイス及び原子炉隔離時冷却系の水源地」等の設計基準事象に対する設備を作動させるための操作については、本評価においても期待することとした。選定に係るPRAの実施範囲と評価対象(「1.事故シナリオグループ等の選定に係るPRAの実施範囲と評価対象について」)</p>
---	--

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容</p> <p>そのため、ここでは、日本原子力学会標準等を参考に基本的に想定されるPRAの実施内容を踏まえて、説明に最低限必要な項目を列記した。なお、説明に当たっては、実施したPRAの内容を踏まえてここに記載している項目に加えて説明すべき事項を抽出し、説明性の観点から再構成するなど、申請者の説明責任として自ら十分検討すべきことを付言する。</p>	<p>島根原子力発電所2号炉</p>
<p>2. PRAの評価対象</p> <p>今回の原子炉等規制法改正後の初回設置(変更)許可時においては、これまでの許認可実績を踏まえて、規制上の担保が得られている対策を基にPRAを実施するものであり、PRAの前提となっている設備状況等についてを整理する必要があるが、許認可ECCSの機能を作動させるための手動起動措置を評価対象とすることはできないが、許認可実績を踏まえてそれぞれ個別の評価対象についての整理が必要。)</p>	<p>今回実施するPRAの目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シナリオ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AM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した重大事故等対処設備などを含まない、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。</p>
<p>3. レベル1PRA</p> <p>3.1 内部事象(出力運転時)</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備(以下「対処設備」という。)等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> </ul> <p>② 停止時のプラント状態の推移(停止時PRAのみ)</p> <p>③ プラント状態分類(停止時PRAのみ)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント状態分類の考え方</li> <li>・プラント状態の分類結果</li> </ul>	<p>① PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。</p> <p>② 停止時レベル1PRAで記載。</p> <p>③ 停止時レベル1PRAで記載。</p>

備考

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●デザイン、事故進展及び機軸状態の説明</li> <li>●イベントツリー作成上の工学的根拠</li> </ul>	<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●デザイン、事故進展及び機軸状態の説明</li> <li>●イベントツリー作成上の工学的根拠</li> </ul>
<p>e. システム信頼性</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象としたシステムとその説明             <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価対象システム一覧</li> <li>●システムの概要、機軸、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</li> </ul> </li> <li>② システム信頼性評価方法</li> <li>③ システム信頼性評価の概要             <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価対象ごとのシステム信頼性評価概要</li> <li>●主要なミニマルカットセット(MCS)を用いた場合</li> </ul> </li> <li>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</li> </ol>	<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象としたシステムとその説明             <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価対象システム一覧</li> <li>●システムの概要、機軸、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</li> </ul> </li> <li>② システム信頼性評価の概要             <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価対象ごとのシステム信頼性評価概要</li> <li>●主要なミニマルカットセット(MCS)を用いた場合</li> </ul> </li> <li>③ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</li> </ol>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 信頼性を構成する要素と評価方法</li> <li>② 機器故障率パラメータの一覧             <ul style="list-style-type: none"> <li>●機器故障率パラメータの設定方法(機器の種類、故障モードの分類等)</li> <li>●機器故障率パラメータの一覧(故障モード、減速モード)</li> <li>●機器故障率パラメータの不確かさ</li> </ul> </li> <li>③ 機器故障の取扱い方法及び機器故障発生率</li> <li>④ 信頼性パラメータ</li> </ol>	<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 信頼性を構成する要素と評価方法             <ul style="list-style-type: none"> <li>●機器故障率パラメータの設定方法(機器の種類、故障モードの分類等)</li> <li>●機器故障率パラメータの一覧(故障モード、減速モード)</li> <li>●機器故障率パラメータの不確かさ</li> </ul> </li> <li>② システム信頼性評価の結果             <ul style="list-style-type: none"> <li>④ 原子炉停止及び圧力制御に関する仮定については、システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠を示した。(U.L.L.e)④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</li> </ul> </li> </ol>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>3.1 レベル1 PRA             <ol style="list-style-type: none"> <li>a. 対象プラント                 <ul style="list-style-type: none"> <li>●設計基準事故対策設備であり、重大事故等の対処に用いる設備(以下「対処設備」という。)等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> <li>●停止時のプラント状態の推移(停止時PRAのみ)</li> <li>●プラント状態分類(停止時PRAのみ)</li> <li>●プラント状態分類の考え方</li> <li>●プラント状態の分類結果</li> </ul> </li> </ol> </li> <li>b. 起因事象             <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</li> <li>●起因事象リスト、説明及び発生頻度</li> </ul> </li> <li>●起因事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</li> <li>●対象外とした起因事象と、対象外とした理由</li> </ol>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。(F.3.1.1.1 対象プラント(1)対象とするプラントの説明)</li> <li>② 停止時PRAで記載</li> <li>③ 停止時PRAで記載</li> </ol>
<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度             <ul style="list-style-type: none"> <li>●国内のプラント異常事象や設備を網羅している資料として原子炉設置許可申請書及び海外の事例(EPRINP-2230)を分析し、評価対象とした起因事象をリスト化した。(F.3.1.1.2 起因事象(1)評価対象とした起因事象について)</li> <li>●特定された起因事象において、プラント応答や必要となる緩和設備が同等であり、同一のイベントツリー及びフォールトツリーで扱える事象をグループ化した。</li> <li>●起因事象発生頻度は、LOCAを除き、国内BWRプラントの運転実績に基づき評価し、発生頻度の低い事象については0.5件の発生を仮定した。LOCAについては、米国の評価方法を踏まえて発生頻度を評価した。(F.3.1.1.2 起因事象(1)評価対象とした起因事象について)</li> <li>●仮定された起因事象のうち、発生の可能性が極めて低い場合、又は発生を仮定してもその影響が限定される場合にはリスク評価上の重要性は低いと考え、評価対象から除外した。                 <ul style="list-style-type: none"> <li>・出力運転中の制御棒引き抜き</li> <li>・原子炉冷却材流量の部分喪失及び原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</li> <li>・放射性気体廃棄物処理施設の故障</li> <li>・燃料集合体の落下事象</li> <li>・制御棒落下</li> <li>・主蒸気管破断</li> <li>・原子炉圧力容器破損(DBA超過LOCA)</li> <li>・通常停止</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>(F.3.1.1.2 起因事象(1)評価対象とした起因事象について)</li> </ol>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。(F.3.1.1.1 対象プラント(1)対象とするプラントの説明)</li> <li>② 停止時PRAで記載</li> <li>③ 停止時PRAで記載</li> </ol>

東海第二発電所 (2018.9.18版)

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>a. 起因事象             <ol style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度                 <ul style="list-style-type: none"> <li>●起因事象リスト、説明及び発生頻度</li> <li>●起因事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</li> <li>●対象外とした起因事象と、対象外とした理由</li> </ul> </li> </ol> </li> </ol>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 適用する起因事象について、以下の方法により検討し、選定した。             <ul style="list-style-type: none"> <li>・国内外の評価事例の分析</li> <li>・原子力施設運転管理年報等による、本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事例のレビュー</li> </ul> </li> <li>●起因事象をグループ化する際には、事故シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類し、さらに、必要とされる緩和設備等が類似しており、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる範囲まで起因事象をグループ化している。</li> <li>●主にプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転実績から発生頻度を求めた。</li> <li>●発生の可能性が極めて低い場合、又は発生を仮定してもその影響が限定される起因事象は対象外とした。</li> </ol>
<p>成功基準</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 成功基準の一覧表             <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷の定義</li> <li>・起因事象ごとの成功基準の一覧表</li> <li>・対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> <li>・成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</li> </ul> </li> </ol>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1,200℃を超えるると評価される状態を炉心損傷判定条件とした。</li> <li>・プラントの構成・特徴や、既往のPRA、あるいは安全解析等に基づき、それぞれの安全機能に対し、最低限必要な系統構成・作動機器台数を成功基準として設定した。成功基準の一覧表は起因事象ごとに整理した。</li> <li>・過渡事象発生時、炉心の冷却に對する余裕時間としては、炉心損傷防止の観点及び運転員による操作にかかる時間から設定した。また、使命時間については喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できる時間として、24時間と設定した。</li> </ol>

島根原子力発電所 2号炉

備考

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法及び共通要因故障の発生メカニズム</p>	<p>④ 点検等により発見された設備の保守作業に伴う系統の非信頼(特設除外装置)を考慮した。</p> <p>(1.1.1.f) (4) 特設除外装置)</p> <p>⑤ 同 又は異なる区分の系統で、多重性を伴わせるために用いられる機器については、機器の形式、運用モード、仕様、保守の手順等を考慮して、モデル化すべき共通原因故障の種類と対応モードを同一とした。共通原因故障のモデル化にはMIL法を用いた。(1.1.1.f) ⑤ 共通原因故障の評価方法及び共通原因故障の発生メカニズム)</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の分類</li> <li>● 人的過誤の評価結果</li> </ul>	<p>① ● 人的過誤の発生機序の分析においてはヒューマンエラーハンドブック (NRR50-QE-1278) のTRBP手記を用いた。(1.1.1.g) (1) 人的過誤の評価に用いた手記)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 分析対象とする人的過誤の抽出に当たっては、評価対象とする人的過誤を発生機序上の上乗要素(事後の人的過誤)と分類し、それぞれに対して、プラントの運転、保守、点検等、核心損傷度(事後の人的過誤)を分析し、タスクを遂行する時点で起こり得る人的過誤を特定し、人的過誤の評価結果を示した。事後発生型に関する評価時間は、過渡状態であり、1分未満であるため設定しない。事後発生型に関する人的過誤の発生機序を特定して久取標準を設定した。また、過誤回復については各人的過誤の発生機序を考慮し、過誤回復に期待できるかを判断の上、設定した。(1.1.1.g) (2) 人的過誤の分類及び評価結果及び 1.1.1.g (3) 人的過誤に対する許容期間、過誤回復の取り扱いは、(1.1.1.g) (4) 人的過誤の評価に用いた主要な仮定は設定していない。(1.1.1.g) (4) 人的過誤の評価に用いた主要な仮定)</li> </ul>
<p>h. 核心損傷程度</p> <p>① 核心損傷程度の抽出に用いた方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 核心損傷程度</li> <li>● 核心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 共同要素別の核心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● グラント損傷状態別核心損傷程度及び主要な事故シナリオの分析</li> </ul> <p>② 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>① ① 評価では小イベントツリー/大フォールトツリー/シグナルツリーのモデルを作成し、計算コードには Safety Watcherを用いて、フォールトツリー併用法による定量化を行った。(1.1.1.h) (1) 核心損傷程度の抽出に用いた手記)</p> <p>② ② 核心損傷程度、起因別個別及びプラント損傷状態別の核心損傷程度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。(1.1.1.h) ② 核心損傷程度)</p> <p>③ ③ 核心損傷度の相対的な割合の抽出に際しての参考として、不確かさ解析を実施した。核心損傷による原因別影響を抽出する観点で重要度解析を実施した。また、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、ゲート等を調査し感度解析を実施した。(1.1.1.h) ③ 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析)</p>
<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3. 1 内部事象 (停止時)</p> <p>a. 対象プラント</p>	

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月)の記載内容</p> <p>c. 成功基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 成功基準の一覧表</li> <li>● 成功基準の定義</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 起因事象ごとの成功基準の一覧表</li> <li>● 対応設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> <li>● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合に使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</li> </ul>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>① 燃料被覆管表面温度が1200℃を超えると評価される状態</p> <p>② 燃料被覆管の腐化量が、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%を超えると評価される状態</p> <p>③ 成功基準の適用に当たっては、SAFERコードによる成功基準解析結果を用いて起因事象ごとに整理した。</p> <p>(1.3.1.1.3 成功基準 (1) 成功基準について) 及び「添付資料 3.1.1.3-1 成功基準解析及び事故進展解析について」)</p> <p>④ 運転員による原因事象を対象とした解析結果も、進行するまでの余裕時間をM A Pコードと対応設備の最終状態を解析結果に示した。また、事故進展解析に使用したM A Pコードの検証性については、重大事故等防止対策の有効性評価の内訳と合わせて提示する。</p> <p>(1.3.1.1.3 成功基準 (1) 成功基準について)</p> <p>⑤ 選定した起因事象に対して、核心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和動作を検討し、核心損傷に至る事故シナリオをイベントツリーとして展開した。</p> <p>⑥ 選定した各起因事象の特徴を踏まえ、ヘディング及び事故進展の説明とイベントツリー作成上の主要な仮定を示した。</p> <p>⑦ 展開した事故シナリオの最終状態については、「原子炉停止機能」、「炉心冷却機能」、「格納容器からの除熱機能」の各安全機能に着目し、起因事象及び緩和設備の成否等によって分類した。</p> <p>(1.3.1.1.4 事故シナリオ (1) イベントツリー)</p>
<p>d. 事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● イベントツリー</li> <li>● イベントツリー図</li> <li>● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</li> <li>● イベントツリー作成上の主要な仮定</li> </ul>	<p>① イベントツリーの構造には、小イベントツリー/大フォールトツリーの手法を用いた。系統従属性や機器間従属性を適切に考慮して、島根原子力発電所2号炉の構成・特性に対応したヘディングの設定とツリーを構築し、事故シナリオへの展開を行った。また、展開した事故シナリオの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。</p> <p>② 評価対象としたシステムについては一覽表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>③ システム信頼性評価ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p> <p>④ システム信頼性評価の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>⑤ システム系の故障はシステム信頼性評価を実施せずに設定したが、非信頼度については、その根拠を明確にした。</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>d. 事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● イベントツリー</li> <li>● イベントツリー図</li> <li>● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</li> <li>● イベントツリー作成上の主要な仮定</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 成功基準設定のために熱水力解析を実施し、使用した解析コードについては原子炉施設の評価可審査で十分な実績を有し、検証が行われたものとした。</li> </ul> <p>① イベントツリーの構造には、小イベントツリー/大フォールトツリーの手法を用いた。系統従属性や機器間従属性を適切に考慮して、島根原子力発電所2号炉の構成・特性に対応したヘディングの設定とツリーを構築し、事故シナリオへの展開を行った。また、展開した事故シナリオの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。</p>
<p>e. システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価対象としたシステムとその説明</li> <li>● 評価対象システム一覽</li> <li>● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</li> <li>● システム信頼性評価手法</li> <li>● システム信頼性評価の結果</li> <li>● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</li> <li>● 主要なミニマルカットセット (FT) を用いた場合</li> </ul> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>① 評価対象としたシステムについては一覽表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>② システム信頼性評価ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p> <p>③ システム信頼性評価の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>④ システム系の故障はシステム信頼性評価を実施せずに設定したが、非信頼度については、その根拠を明確にした。</p>

備考



「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備(以下「対処設備」という。)等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> </ul> <p>② 停止時のプラント状態の推移(停止時PRAのみ)</p> <p>③ プラント状態分類(停止時PRAのみ)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント状態分類の考え方</li> <li>● プラント状態の分類結果</li> </ul>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</p> <p>① 限外において考慮する緩和機能、系統設備及び系統構成の概要を示した。(1.1.2.a 対象プラント①) 対象とするプラントの説明</p> <p>② 評価対象期間における停止時のプラント状態の推移をプラント状態(以下POSという)ごとに整理した。(1.1.2.a 対象プラント②)停止時のプラント状態の推移</p> <p>③ 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、起回事象及び成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を複数のPOSに分類した。(1.1.2.a 対象プラント③)プラント状態分類</p>
<p>b. 起回事象</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 起回事象リスト、説明及び発生頻度</li> <li>● 起回事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</li> </ul> <p>● 対象外とした起回事象と、対象外とした理由</p>	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価対象期間において発生し得る異常事象のうち、人的過誤による事象を含めて炉心損傷(燃料損傷)に至る可能性のある異常事象を分析し、POSごとに起回事象を特定した。特定した炉心損傷(燃料損傷)に至る可能性のある起回事象のうち除外できない事象を評価する起回事象として選定した。(1.1.2.b. 起回事象①) 起回事象の選定方法 及び(3) 選定した起回事象</li> <li>● 体系的な分析の方法として、マスターロジックダイアグラム、先行停止抑制レベルPRA及び国内のプラント運転経験等(原子力施設運転管理作業等)をもとに調査したトランプル権限)を用いた。事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされる起回事象をグループ化した。(1.1.2.b. 起回事象②) 起回事象のグループ化</li> <li>● 国内の運転経験データから得られた起回事象の発生頻度と運転実績及び論理モデルによる信頼性解析から発生頻度を評価した。(1.1.2.b. 起回事象④) 起回事象の発生頻度</li> <li>● 同定した起回事象の内、発生の可能性が極めて低い場合、又は発生を仮定してもその影響が限定される場合にはリスク評価上の重要性が低いと考え、評価対象から除外した。(1.1.2.b. 起回事象③) 起回事象選定の除外</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月)の記載内容</p> <p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムと説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価対象システム一覧</li> <li>● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</li> </ul> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 起回事象ごとのシステム信頼性評価結果</li> <li>● 主要なミニマルカットセット(MT)を用いた場合</li> <li>● システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</li> </ul>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>① 評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。試験及びシステム信頼性(1.1.1.5 システム信頼性 (1) 評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>② システム信頼性解析では、システムが機能喪失に至る原因の組合せを網羅的に評価して、サポート系を用いたミニマルカットセットの作成を行った。また、サポート系についてフォールトツリーを作成した。(1.1.1.5 システム信頼性 (2) システム信頼性評価手法) 及び「添付資料 3.1.1.5-1 サポート系が一部故障している場合の評価について」</p> <p>③ システム信頼性解析の結果について、起回事象ごとに根拠が異なるものは起回事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。(1.1.1.5 システム信頼性 (3) システム信頼性評価の結果)</p> <p>④ 脚部接触損失故障率及び過ぎし安全弁による圧力制御の失敗率については、システム信頼性評価を実施せずに非信頼度を設定しており、その根拠を明確にした。(1.1.1.5 システム信頼性 (4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 機器故障率パラメータの設定方法(機器の種類、機器の境界、故障モードの分類等)</li> <li>● 機器故障率パラメータの一覧(故障モード、故障率等)</li> <li>● 機器故障率パラメータの不確実さ幅</li> </ul>	<p>① 系統の非信頼度を評価するフォールトツリーの基事象(要素)としては、機器故障、共通要因故障、試験による待機除外、保守作業による待機除外、人的過誤等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。(1.1.1.6 信頼性パラメータ (1) 非信頼度を構成する要素と評価式)</p> <p>② 2015年4月の評価結果に基づき「故障件数」を「故障率」に換算し、2015年4月の評価結果を基に「故障率」を「故障率」に換算した。国内の機器故障率の推定(平成25年5月公表)「以下「21年データ」という。)に活用されたデータを使用した。また、NUC1Aで公開されている国内プラントの故障率の算出(1982年度～1997年度16ヵ年99基データ改訂版)の機器故障率の算出(1982年度～1997年度電力中央研究所)で定義した機器パラメータに定めた。</p> <p>なお、21年データに記載のない機器の故障率については、類似性を考慮した工学的判断に基づき、21年データに記載された他の機器の故障率を使用した。(1.1.1.6 信頼性パラメータ (2) 機器故障率)</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容</p> <p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 機器故障率パラメータの一覧</li> <li>● 機器故障率パラメータの設定方法(機器の種類、機器の境界、故障モードの分類等)</li> <li>● 機器故障率パラメータの一覧(故障モード、故障率等)</li> <li>● 機器故障率パラメータの不確実さ幅</li> </ul> <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗率</p> <p>④ 待機除外確率</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>① 非信頼度を構成する要素としては、機器故障率パラメータ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>② システム信頼性評価や事故シナリオの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」に記載されているデータを使用した。</p> <p>③ 今回のPRAでは故障した機器の使用時間中の復旧は考慮していない。</p> <p>④ 待機除外確率のうち、試験による待機除外は評価への影響が軽微であるためゼロ化しないこととした。保守による待機除外は、異常発生率と平均修復時間から確率を算出した。</p> <p>⑤ 共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>● 人的過誤の種類、人的過誤に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> <li>● 人的過誤評価用いた主要な仮定</li> </ul>	<p>① 人的過誤ではTHERP手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し、さらに起回事象発生前は復旧エラー一、起回事象発生後は診断失敗、操作失敗に分類した。診断失敗は時間的な余裕を考慮して人的過誤率を評価した。</p> <p>人的過誤評価結果については、起回事象発生前及び起回事象発生後の人的過誤率を一覧表で整理した。</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオの分析</li> </ul>	<p>① WinNUPRAを用いて、フォールトツリー結合法による定量化を行った。</p> <p>② 全炉心損傷頻度、起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1 PRA</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

<p>c. 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●炉心損傷の一覧表</li> <li>●超因事象ごとの成功基準の一覧表</li> <li>●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> <li>●成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</li> </ul>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</p> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●炉心損傷(燃料損傷)の判定条件を“燃料集合体の露出”とした。(1.1.2.c. 成功基準①(1) 炉心損傷判定条件)</li> <li>●炉心損傷(燃料損傷)を防止するために必要な安全機能を同定し、当該機能として期待できる経路と設備に対して、各起因事象における成功基準を設定し、一覧表に整理した。(1.1.2.c. 成功基準①(2) 各安全機能の成功基準)</li> <li>●炉心損傷(燃料損傷)防止のために必要な操作や緩和設備の動作までの余裕時間について、除熱機能を喪失した場合の余裕時間と長期余裕時間と長期余裕時間、冷却材流出事象が発生した場合には必要余裕時間をそれぞれ設定した。また、緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転時間である使命時間については、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できる時間として、24時間を適用した。(1.1.2.c. 成功基準①(3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)</li> <li>●本評価において、熱水力学解析等は実施していない。(1.1.2.c. 成功基準①(4) 熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性)</li> </ul>
<p>d. 事故シナケケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●イベントツリー図</li> <li>●ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</li> <li>●イベントツリー作成上の主要な仮定</li> </ul>	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●進捗した超因事象に対して、炉心損傷(燃料損傷)を防止するために必要な安全機能及び安全機能を逐次するための必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷(燃料損傷)に至る事故シナケケンスを展開した。炉心損傷(燃料損傷)に至る事故シナケケンスを明らかにするために、イベントツリー手法を用いた。(1.1.2.d. 事故シナケケンス)</li> <li>●選定した各起因事象の特徴を踏まえ、ヘディング及び事故進展の説明とイベントツリー作成上の主要な仮定を示した。(1.1.2.d. 事故シナケケンス)</li> <li>●展開した事故シナケケンスの最終状態を炉心損傷(燃料損傷)状態又は成功状態のいずれかに分類した。(1.1.2.d. 事故シナケケンス)</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月)の記載内容</p> <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>④ 待機除外確率</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法及び共通要因故障パラメータ</p>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>③ 故障した機器や外部電源の復旧時間中の復旧には期待していない。(1.3.1.1.6 信頼性パラメータ) ④ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率]]</p> <p>④ 待機除外確率は保守点検作業による待機除外を考慮しており、機器の平均修復時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。</p> <p>⑤ 共通要因故障は、炉心損傷(燃料損傷)に至る事故シナケケンスを明らかにするために、イベントツリー手法を用いた。(1.1.2.d. 事故シナケケンス)</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>●人的過誤の分類、人的過誤に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>●人的過誤の評価結果</li> <li>●人的過誤評価に用いた主要な仮定</li> </ul>	<p>① 人的過誤の発生確率の分析においてはヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP手法を用いて人的過誤確率を評価した。</p> <p>●人的過誤は起因事象発生前と、点検等、炉心損傷後に分類した。それぞれに対して、プランのタスクを分析し、タスクを遂行する過程で起こり得る人的過誤を得る人間のタスクを示した。起因事象発生前の人的過誤として、試験、保守作業の終了後の通常状態への復旧忘れ(手動弁の開閉忘れ等)を考慮した。起因事象発生後として、認知失敗及び操作失敗を考慮し、人的操作に対する許容時間では、成功基準解析及び事故進展解析の結果を踏まえ、認知失敗確率を設定した。また、過誤回復については各人の過誤の特徴を考慮し、過誤回復に期待できる可否かを判断の上、設定した。</p> <p>●起因事象発生前及び起因事象発生後の人的過誤確率の評価結果を一覧表で整理した。</p> <p>●(1.3.1.1.7 人的過誤))</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p>	<p>① 本評価では小イベントツリー/大フォールトツリーのモデルを作成し、計算コードには Safety Watcher を用いて、フォールトツリー結合法による炉心損傷頻度の定量化を行った。</p> <p>●(1.3.1.1.8 炉心損傷頻度 (1)炉心損傷頻度の算出に用いた方法))</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナケケンスと分析</li> <li>●プランと損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナケケンスの分析</li> <li>③ 重要度解析、不確実性解析及び感度解析</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>では不要であるが、内部事象運転時レベル1.5PRAを実施するために算出した。(内部事象運転時レベル1.5PRA資料に記載)</p> <p>③ PRA結果の活用目的である事故シナケケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実性解析を実施した。炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。</p>
--	---

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>6. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価対象システム 一覧</li> <li>● システムの概要、機軸、系統図、必要とするサブポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を示した。</li> <li>● システム信頼性評価手法</li> </ul> <p>② システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 主要なシナリオ(SET) (F Tを用いた場合)</li> </ul> <p>③ システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 信頼性評価結果</li> <li>● システム信頼性評価結果</li> </ul>	<p>① 評価対象としたシステムを、作業者間の操作性も含めて一覧に整理し、システムごとに概要、機能、系統図、必要とするサブポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を示した。(1.1.2.e. システム信頼性①) 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>② システムが信頼性に係る要因の概念的に簡潔で、システムのアンペアバイオリティの定量化が可能である手法として、フォールトツリー法を用いた。(1.1.2.e. システム信頼性②) システム信頼性評価手法</p> <p>③ システムの信頼性解析モデルをもとに、頂上事象の発生確率を定量化することによってシステムの平均信頼性を評価した。(1.1.2.e. システム信頼性③) システム信頼性評価の結果</p> <p>④ イベントツリーのヘディングに記述するシステムの信頼性モデルの中で、QED 点後 (公換)、LPIW 点後 (空換) 及びRIP 点後における冷卻設備の故障及び冷却水供給停止については、システム信頼性評価を実施せずに設定したが、平均信頼度とその信頼性を示した。(1.1.2.e. システム信頼性④) システム信頼性評価結果</p>
<p>① システム信頼性</p> <p>● 評価対象システム 一覧</p> <p>● システムの概要、機軸、系統図、必要とするサブポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 信頼性評価結果</li> <li>● システム信頼性評価結果</li> </ul>	<p>① システムの信頼性解析モデルをもとに、頂上事象の発生確率を定量化することによってシステムの平均信頼性を評価した。(1.1.2.e. システム信頼性①) システム信頼性評価の結果</p> <p>② イベントツリーのヘディングに記述するシステムの信頼性モデルの中で、QED 点後 (公換)、LPIW 点後 (空換) 及びRIP 点後における冷卻設備の故障及び冷却水供給停止については、システム信頼性評価を実施せずに設定したが、平均信頼度とその信頼性を示した。(1.1.2.e. システム信頼性②) システム信頼性評価手法</p> <p>③ システムの信頼性解析モデルをもとに、頂上事象の発生確率を定量化することによってシステムの平均信頼性を評価した。(1.1.2.e. システム信頼性③) システム信頼性評価の結果</p> <p>④ イベントツリーのヘディングに記述するシステムの信頼性モデルの中で、QED 点後 (公換)、LPIW 点後 (空換) 及びRIP 点後における冷卻設備の故障及び冷却水供給停止については、システム信頼性評価を実施せずに設定したが、平均信頼度とその信頼性を示した。(1.1.2.e. システム信頼性④) システム信頼性評価結果</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>② 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナケクスと分析</li> <li>● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナケクスと分析</li> <li>● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナケクスと分析</li> </ul> <p>③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>② 全炉心損傷頻度、起因事象別及びプラント状態別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナケクスを整理し、結果の分析を行った (「3.1.1.8 炉心損傷頻度 (点推定値)」)</p> <p>③ 炉心損傷頻度に至る支配的な要因を認識する観点で、重要度解析を実施した。また、炉心損傷頻度の不確実さの幅を評価するため、不確実さ解析を実施した。感度解析は、給復水系を考慮した場合や個別プラントの起因事象発生頻度及び機器故障率データを用いた場合の炉心損傷頻度を評価し、事故シナケクスグループごと炉心損傷頻度等への影響を検討した。(「3.1.1.8 炉心損傷頻度 (3) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析」)</p>
--	---

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>3. レベル1 PRA</p> <p>3. 1 内部事象 (停止時)</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対応に用いる設備 (以下「対処設備」という。) 等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> </ul> <p>② 停止時のプラント状態の推移 (停止時 PRAのみ)</p> <p>③ プラント状態分類 (停止時 PRAのみ)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント状態分類の考え方</li> <li>● プラント状態分類の結果</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>① PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。</p> <p>② 評価対象期間における停止時のプラント状態の推移をプラント状態ごとに整理した。</p> <p>③ 原子炉冷却材のインベントリ、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、評価対象期間を複数のプラント状態に分類した。</p>
<p>b. 起因事象</p> <p>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 起因事象リスト、説明及び発生頻度</li> <li>● 起因事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</li> <li>● 対象外とした起因事象と、対象外とした理由</li> </ul>	<p>① 燃料損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。</p> <p>● 適用する起因事象について、以下の方法により検討し、選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国内外の既往のPRAによる知見の活用</li> <li>・ マスターロジックダイアグラムに基づく分析</li> <li>・ 原子炉施設運転管理年報等による国内プラントのトラブル事例のレビュー</li> <li>・ 発生可能性が極めて低い、又は発生を仮定してもその影響が限定される起因事象は対象外とした。</li> </ul>

備考

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容		柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉	
g. 人的過誤	<p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>● 人的過誤の分類、人的過誤に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> </ul>	<p>① 人的過誤の発生機序の分析においてはヒューマンエラーハンドブック(HRHB/CR-1278)のTRIP手法を用いた。(1.1.2.g. 人的過誤①) 人的過誤の評価に用いた手法</p> <p>● 分析対象とする人的過誤の種類については、評価対象とする人的過誤を事象発生前と事象発生後の人的過誤に分類し、それぞれに対して、プラントの運転、保守、点検等、人的過誤発生に有害な影響を及ぼし得る人間のミスや操作ミス、タスクを遂行する過程で起こり得る人的過誤を特定し、人的過誤評価結果を示した。事象発生前に関する許容時間は、通常状態であり、1分未満であるため設定しない。事象発生後に関する人的過誤に対する許容時間は余裕時間から決定し、「TRIP」の評価基準と参照して許容時間を決定した。また、過誤回復については各人的過誤の特徴を考慮し、過誤回復に関係する過誤発生状況を判断の上、設定した。(1.1.2.g. 人的過誤②) ② 人的過誤の分類及び評価結果、及び ③ 人的過誤に対する許容時間、過誤回復の取扱い</p>	<p>● イベントツリーのヘディングに対応するシステムの信頼性キヤプルの中で、人的過誤評価に用いた主要な設定として、(R)点検（交換）、LFRM点検（交換）及びRF点検時における命令実行の必要な設定を指定した。(1.1.2.g. 人的過誤①) 人的過誤の評価に用いた主要な設定</p>
h. 炉心損傷程度	<p>① 炉心損傷程度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷程度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 炉心損傷程度の評価結果及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● プラント損傷状態の信頼性及び主要な事故シナリオの分析</li> <li>● 重要度解析、不備要素解析及び感度解析</li> </ul>	<p>① 炉心損傷程度算出に用いた手法</p> <p>② 炉心損傷程度、炉心損傷程度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。(1.1.2.h. 炉心損傷程度①) ② 炉心損傷程度② 炉心損傷程度</p>	<p>① 炉心損傷程度算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷程度算出に用いた手法</p> <p>③ PRA結果の活用目的である事故シナリオグループ等の選択に係る炉心損傷程度の相対的な割合の推定に際しての参考として不備要素解析を実施した。炉心損傷（燃料損傷）に至る論理的な原因を推定する観点で重要度解析を実施した。また、対象年日として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、パラメータ等を指定し感度解析を実施した。(1.1.2.h. 炉心損傷程度②) 重要度解析、不備要素解析及び感度解析</p>
3. 2 外部事象（地震）	<p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 地震PRAの説明</li> <li>● ワークブック表の信頼性及び最終結果</li> </ul>	<p>① 炉心損傷程度算出に用いた手法</p> <p>② 炉心損傷程度、炉心損傷程度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。(1.1.2.h. 炉心損傷程度①) ② 炉心損傷程度② 炉心損傷程度</p>	<p>① 内部事象出力運転時レベル、IPRAで収集したプラントの基本的な情報（設計情報、設計情報、運転・保守管理情報）に加え、地震レベルIPRAを考慮するため、プラントの制震設計や機器設置といった地震環境に考慮すべき重要度解析を追加で実施・分析した。また、机上検討において上分断能が定いたプラント情報を取得すること、及び地震時の事故シナリオ</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容		東海第二発電所の対応状況	
3. 1 レベル1 PRA	<p>a. 対象プラント</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 設計基準事故対応設備であり、重大事故等の対応に用いる設備（以下「対応設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> </ul> <p>② 停止時のプラント状態の推移（停止時PRAのみ）</p> <p>③ プラント状態分類（停止時PRAのみ）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント状態分類の考え方</li> <li>● プラント状態分類の結果</li> </ul>	<p>① PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。(1.3.1.2.1 対象プラント (1) 対象とするプラントの説明)</p> <p>② 停止時のプラント状態の推移をプラント状態（以下「POS」という。）ごとに整理した。(1.3.1.2.1 対象プラント (2) 停止時のプラント状態の推移)</p> <p>③ 炉心損傷程度算出に用いた手法</p> <p>④ プラント状態分類（停止時PRAのみ）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント状態分類の考え方</li> <li>● プラント状態分類の結果</li> </ul>	<p>① 内部事象出力運転時レベル、IPRAで収集したプラントの基本的な情報（設計情報、設計情報、運転・保守管理情報）に加え、地震レベルIPRAを考慮するため、プラントの制震設計や機器設置といった地震環境に考慮すべき重要度解析を追加で実施・分析した。また、机上検討において上分断能が定いたプラント情報を取得すること、及び地震時の事故シナリオ</p>
b. 原因事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価対象とした原因事象のリスト、説明及び発生頻度</li> <li>● 原因事象リスト、説明及び発生頻度</li> </ul> <p>● 原因事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</p>	<p>① 評価対象期間において発生し得る異常事象のうち、人的過誤による事象を評価し、発生可能性のある異常事象を分析し、POSごとに起因事象を特定した。特定した炉心損傷に至る可能性のある起因事象のうち除外できない事象を評価する原因事象として選定した。(1.3.1.2.2 起因事象 (1) 起因事象の選定)</p> <p>② 適用する起因事象について、以下の手法により、検討し選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ マネージャロジックダイヤグラムに基づき分析</li> <li>・ 国内外での既往のPRAによる知見の活用</li> <li>・ 国内外でのプラント運転経験等（原子力施設運転管理年報等をもとに調査したプラント情報）のレビュー</li> </ul> <p>● 原因事象発生頻度は、国内BWRプラントの運転実績やイベントツリー及びフールモードツリーを用いて評価した。なお、起因事象のグループ化は実施していない。</p> <p>(1.3.1.2.2 起因事象 (1) 起因事象の選定及び(3) 起因事象のグループ化)</p>	<p>① 内部事象出力運転時レベル、IPRAで収集したプラントの基本的な情報（設計情報、設計情報、運転・保守管理情報）に加え、地震レベルIPRAを考慮するため、プラントの制震設計や機器設置といった地震環境に考慮すべき重要度解析を追加で実施・分析した。また、机上検討において上分断能が定いたプラント情報を取得すること、及び地震時の事故シナリオ</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容		島根原子力発電所2号炉	
c. 成功基準	<p>① 成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷の定義</li> <li>・ 原因事象ごとの成功基準の一覧表</li> <li>・ 対応設備動作までの余裕時間及び使命時間</li> </ul> <p>● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合の使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p>	<p>① 燃料棒有効長頂部が露出した状態を燃料損傷の判定条件とした。</p> <p>● 原子炉停止時の炉心損傷に発生した異常事象を安全に収束させるために必要な安全機能を抽出し、各安全機能の成功基準を設定し、一覧表として整理した。</p> <p>● 余裕時間については、冷却材の流出の有無により、余裕時間が異なることを考慮し、プラント状態ごとの対応設備動作までの余裕時間を評価した。また、使命時間については、事故後24時間まで安定冷却が可能であれば、それ以降の命時間で仮に不具合が発生したとしてもある程度炉内温度は除去されており、機能喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できると判断し、24時間を設定した。</p> <p>● 成功基準設定のために解析コードを使用した熱水力解析を実施していない。</p>	<p>① 燃料棒有効長頂部が露出した状態を燃料損傷の判定条件とした。</p> <p>● 原子炉停止時の炉心損傷に発生した異常事象を安全に収束させるために必要な安全機能を抽出し、各安全機能の成功基準を設定し、一覧表として整理した。</p> <p>● 余裕時間については、冷却材の流出の有無により、余裕時間が異なることを考慮し、プラント状態ごとの対応設備動作までの余裕時間を評価した。また、使命時間については、事故後24時間まで安定冷却が可能であれば、それ以降の命時間で仮に不具合が発生したとしてもある程度炉内温度は除去されており、機能喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できると判断し、24時間を設定した。</p> <p>● 成功基準設定のために解析コードを使用した熱水力解析を実施していない。</p>
d. 事故シナリオ	<p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</li> <li>・ イベントツリー作成上の主要な仮定</li> </ul>	<p>① 各起因事象に対して、燃料損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、燃料損傷に至る事故シナリオを展開した。また、展開した事故シナリオの最終状態を、燃料損傷又は燃料損傷なしのいずれかに分類した。</p>	<p>① 各起因事象に対して、燃料損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、燃料損傷に至る事故シナリオを展開した。また、展開した事故シナリオの最終状態を、燃料損傷又は燃料損傷なしのいずれかに分類した。</p>
e. システム信頼性	<p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 評価対象システム一覧</li> <li>・ システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</li> </ul>	<p>① 評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>② システム信頼性評価では、イベントツリーのヘディングに対応するフロントラ</p>	<p>① 評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>② システム信頼性評価では、イベントツリーのヘディングに対応するフロントラ</p>

備考

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>② 地震により炉心損傷に陥る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●事故シナリオの分析・選定とリスクリーベリングの説明</li> <li>●事故シナリオと起因事象の分析結果</li> <li>●建物・機器リストの作成結果</li> </ul>	<p>①ケータンスの妥当性を確認することを目的として、地震 PRA の観点からリスク PRA 重要な機器・構造物、機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、年以下の観点にてアラリアイ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項がないことの確認を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・機器残余性の確認</li> <li>・機器による二次的影響の確認</li> </ul> <p>② 地震により炉心損傷に陥る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●事故シナリオの分析・選定とリスクリーベリングの説明</li> <li>●事故シナリオと起因事象の分析結果</li> <li>●建物・機器リストの作成結果</li> </ul>
<p>b. 地震ハザード</p> <p>① 地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価基準(地震、津波)にて算定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法の説明</li> </ul> <p>② 地震ハザード評価に当たった際の主要な点</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価モデル、地震動伝播モデルの検証と各モデルの設定範囲及び不確かさ要因の分析結果</li> <li>●不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明瞭とエッジングの明瞭</li> <li>●各分枝において設定した重み係数の根拠の説明</li> </ul>	<p>①「原子力発電所の地震を起因とした複合的危険性評価実施業務」(2007)の方法に基づき評価した。(1.2.1.b 地震学的地震ハザード評価の方法)</p> <p>②サイトから、30m 程度が範囲内の活動層は、地震動結果による見解に基づく基礎地震動の法定上の評価に準じてモデル化を行った。サイトから 30m 程度以上の活動層については、地震動予測結果を用いてモデル化を行った。また、各地への影響が大きい範囲については、地震動予測結果を用いてモデル化を行った。日本橋本線部の地震動予測モデルについては、地震動予測結果を用いてモデル化を行った。また、法外層で考慮している地震動については、サイトから 150m 以内の範囲を対象とした。震地に近い領域については、地震動特性を踏まえ、領域と領域の間隔分けを行った。さらに、震源位置動特性における地震動予測結果を考慮して、震源から単位</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>PRAの説明における参照事項(原子力規制庁 平成25年9月)の記載内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●対象外とした起因事象と、対象外とした理由</li> </ul> <p>e. 成功基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①成功基準の一覧表</li> <li>●炉心損傷の定義</li> <li>●起因事象ごとの成功基準の一覧表</li> <li>●処設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> <li>●成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合の使用了解析結果、及び使用了解析コードの検証結果</li> </ul>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●対象された起因事象のうち、発生の可能性が極めて低い場合、又は発生を仮定してもその影響が限定される場合にはリスク評価上の重要性は低いと考え、評価対象から除外した。</li> <li>・インターフェイスマシスシステムLOCA</li> <li>・配管破断LOCA</li> <li>・燃料集合体の落下事象</li> <li>・反応度投入事象</li> <li>・RHR運転中のLOCA</li> <li>(1.3.1.2.2 起因事象 (2) 評価対象外とした起因事象)</li> </ul> <p>① 炉心燃料の有効燃料長頂部(TAF)が露出した状態と(1.3.1.2.3 成功基準 (1) 炉心損傷判定条件)</p> <p>② 炉心損傷を防止するために必要な安全機能を同定し、当該機能として期待できる緩和設備に対して、各起因事象における成功基準を設定し、一覧表に整理した。</p> <p>③ 余裕時間については、崩壊熱除去機能喪失に係る起因事象及び原子炉水位がウェルフル満水時に発生する可能性のある冷却材流出に係る起因事象に対しては、TAF露出までの時間が長いことを考慮し、設定していない。また、原子炉冷却材の流出に係る起因事象については、原子炉水位が通常水位の場合に発生する可能性のある事象についてはTAF露出までの時間を考慮した。また、緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な余裕時間である使命時間については、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できる時間として、24時間を適用した。</p> <p>④ 本評価において、熱水力解析を実施していない。</p> <p>⑤ (1.3.1.2.3 成功基準 (3) 処設備作動までの余裕時間)</p> <p>⑥ (1.3.1.2.3 成功基準 (4) 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証結果)</p>
--	--

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</li> <li>・主要なミニマルカットセット(TT)を用いた場合</li> </ul> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p> <p>f. 信頼性パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 非信頼度を構成する要素と評価式</li> <li>② 機器故障率パラメータの一覧</li> <li>・機器故障率パラメータの分類、機器の境界、故障モードの分類等</li> <li>・機器故障率パラメータの一覧(故障モード、故障率等)</li> <li>・機器故障率パラメータの不確かさ</li> <li>③ 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率</li> <li>④ 待機除外確率</li> <li>⑤ 共通要因故障の評価方法及び共通要因故障パラメータ</li> </ul> <p>g. 人的過誤</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</li> <li>・人的過誤の評価に用いた手法</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>イン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性評価をした。</p> <p>③フォールトツリー解析では、系統や機器の運転状態や待機状態を考慮して各プラント状態におけるシステムの非信頼度及び主要なミニマルカットセットの評価を実施した。</p> <p>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。</p> <p>①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>②システム信頼性評価や事故シナリオの定量化で使用している機器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会(JANSI)が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIIAで公開されている国内プラントの故障率実績(1982年度～2002年度21カ年49基データ(21カ年データ))を基にした「故障率の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定」に記載されているデータを使用した。</p> <p>③今回のPRAでは故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。</p> <p>④機器の待機除外状態は、プラント状態分類の中で直接考慮している。</p> <p>⑤共通要因故障を考慮する機器と故障モードの同定は、同一系統内の冗長機器等について、共通原因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられる動的機器の故障を対象とし、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。</p> <p>①人間信頼性解析ではTHERP手法を用いて人的過誤確率を評価した。人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後で分類し、さらに起因事象発生前は復旧</p>
--	--

備考

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>③ 地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●作成したロジックツリーの評価方法の選択</li> <li>●求めた相対別ハザード山線や平均ハザード曲線の説明</li> <li>●地震ハザード評価結果に基づくアラジリテイ評価用地震動の作成方法の説明</li> </ul>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 30m 以内の領域を想定した。各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定することを基本とし、ロジックツリーにおいて島崎(2009)の知識を考慮した。地震動伝播モデルとしては Noda et al.(2002)による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて制約領域に基づく修正の有無を考慮した。</p> <p>④ 小規模な震害から発生する地震動の震害ハザード評価には、詳細なロジックツリーに展開し評価した。</p> <p>(1.2.1.b) 中規模的地震ハザード④中規模的地震ハザード評価に当たっては、以下の主要な仮定</p> <p>⑤ 上記により中規模地震ハザード曲線及びアラジリテイ曲線ハザード曲線を作成した。また、中規模地震動の伝播モデルは、震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において、選定した地震動伝播モデルの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルの形状を比較し、相似形となることを確認した上で、それらを選択するベクトルを自己ベクトルとして距離減衰式を作成した。同時性を保持震動の震源と同期に Noda et al.(2003)に基づき地震観測値 M<sub>s</sub>1.0 等震動距離 M<sub>s</sub>1.0-25km として設定した。(1.2.1.b) 中規模的地震ハザード評価用制約領域ハザード評価結果)</p>
<p>6. 建物・機器のアラジリテイ</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>② アラジリテイの評価方法の選択</li> <li>③ アラジリテイ評価上の主要な仮定(破壊モードの決定、応答係数等)</li> <li>④ アラジリテイ評価における動力増倍             <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価対象、損傷モード及びその動力増倍</li> <li>●評価対象の材料と強度【破壊損傷の場合】</li> <li>●機能回復後の評価【機能回復の場合】</li> </ul> </li> <li>⑤ アラジリテイ評価における応答削減             <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価対象、損傷モード及びその応答削減</li> <li>●非弾性挙動による地震力で発生する評価対象の応答【破壊損傷の場合】</li> <li>●非弾性挙動による地震力で発生する評価対象の応答【機能回復の場合】</li> </ul> </li> <li>⑥ 建物・機器のアラジリテイ評価結果</li> </ol>	<p>①~④</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価対象と損傷モードの決定</li> <li>・評価方法の選択</li> <li>・現時的動力増倍</li> <li>・実動的応答の評価</li> <li>・アラジリテイの評価</li> </ul> <p>建物・機器のアラジリテイは現時的動力増倍と主要な仮定による方法(応答係数)に基づき評価した。また、非弾性挙動による地震力(応答係数)を評価方法として採用した。</p> <p>また、非弾性挙動に対する動的計算結果・動的応答削減・動的応答削減を考慮し、地震力評価はアラジリテイ評価を導出した。なお、構造解析に関する評価では、各部位及び各評価対象の中心から、距離評価値と類似している項目のアラジリテイ評価を実施した。(1.2.1.c)1 地震のアラジリテイ、2.0 地震・機器の損傷(1)イベントツリー、及び2.3 機器のアラジリテイ)</p>
<p>h. 事故シナリオ</p> <p>(1) 起因事象</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</li> <li>●地震により発生される起因事象の選定方法とその結果</li> <li>●グループ化している場合にはグループ化の考え方や、発生頻度の評価方法</li> <li>●対象とした起因事象と、対象外とした理由</li> </ol>	<p>(1)</p> <p>① 地震時特有の要因による分析を網羅した地震 PRA における起因事象は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地震</li> <li>・ 機器</li> <li>・ 機器の損傷 (RF・PCV)</li> <li>・ 燃料管理ミス</li> <li>・ 燃料管理ミス</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月)の記載内容</p> <p>d. 事故シナリオ</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① イベントツリー図</li> <li>●イベントツリー図</li> <li>●ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</li> <li>●イベントツリー作成上の主要な仮定</li> </ol>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>① 各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和設備を修補し、炉心損傷に至る事故シナリオを説明した。事故シナリオの最終状態は炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。事故シナリオの最終状態については、炉心損傷に至る主要な原因の観点から区別するため、「炉心損傷除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「炉心冷却材の流出」に分類した。</p> <p>●選定した各起因事象の発生を踏まえた「イベントツリー」作成上の主要な仮定を示した。(1.3.1.2.4 事故シナリオ (1) イベントツリー、(2) 事故シナリオの分類)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象としたシステムとその説明</li> <li>●評価対象システム一覧</li> <li>●システムの機能、機能、系統図、必要とするサブポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</li> <li>●システム信頼性評価手法</li> </ol>	<p>① 評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに機能、機能、系統図、必要とするサブポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>(1.3.1.2.5 システム信頼性 (1) 評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>② システム信頼性解析では、フロントライン系とサブポート系についてフォールトツリーを作成し、信頼性評価を行った。対象範囲を示す系統図を作成するフォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲内でモデル化すべき故障モードを基事象リストとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードに基づきフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。</p> <p>(1.3.1.2.5 システム信頼性 (2) システム信頼性評価手法)</p> <p>③ システム信頼性解析の結果については、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>(1.3.1.2.5 システム信頼性 (3) システム信頼性評価の結果)</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼性はない。</p> <p>(1.3.1.2.5 システム信頼性)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 非信頼性を構成する要素と評価式</li> </ol>	<p>① 系統の非信頼性を評価するフォールトツリーの基事象(要素)として、機器故障、非重要故障、人的過誤等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼性をパラメータ (1) 非信頼性を構成する要素と評価式)</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>・人的過誤評価結果</li> <li>・人的過誤評価用いた主要な仮定</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>エラー、起因事象発生後は診断失敗、操作失敗に分類した。診断失敗は余裕時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については、起因事象発生前及び起因事象発生後の人的過誤率を一覧表で整理した。</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</li> <li>② 炉心損傷頻度             <ul style="list-style-type: none"> <li>・全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>・起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> </ul> </li> <li>③ 重要度解析、不確実性解析及び感度解析</li> </ol>	<p>① WinNUPRAを使用し、フォールトツリー結合法による定量化を行い、燃料損傷頻度を算出した。</p> <p>② 全燃料損傷頻度、プラント状態別・起因事象別の燃料損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析、結果の分析を行った。</p> <p>③ プラント損傷状態別炉心損傷頻度は停止時レベル1 PRAでは不要であるため、評価を省略した。</p> <p>④ PRA結果の活用目的である事故シナリオグループ等の選定に係る燃料損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として、不確実性解析を実施した。燃料損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、燃料損傷頻度を解析するモデル上の仮定について、結果への影響を把握するため、感度解析を実施した。</p>

備考

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 地震固有の事象とその取扱い</li> </ul>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子炉冷却材仕上カバレッジ喪失</li> <li>● 圧力容器破砕</li> <li>● 原子炉格納容器破砕</li> <li>● 外部電源喪失</li> <li>● 地震事象</li> </ul>
<p>② 高圧インベントワトリとその他の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 起因事象の留意化の考え方、インベントワトリとその他の説明</li> </ul>	<p>② 高圧インベントワトリとは、起因事象が発生した時の炉心格納への影響が大きくなり、これをへディングとした。(1.2.1.d 事故シナリオ③起因事象)</p> <p>(2) 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心格納の定置</li> <li>● 炉心格納の定置</li> <li>● 炉心格納の定置</li> <li>● 炉心格納の定置</li> <li>● 炉心格納の定置</li> </ul>
<p>③ 評価対象システムとその他の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価対象システムとその他の説明</li> <li>● 系統図、必要とするサブシステム、試験、システム信頼性評価上の主要な設定</li> <li>● B及びびCクラス機器の取扱い</li> </ul>	<p>③ 評価対象システムとその他の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 系統図、必要とするサブシステム、試験、システム信頼性評価上の主要な設定</li> <li>● B及びびCクラス機器の取扱い</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月)の記載内容</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 機器故障率パラメータの設定方法(機器の種類、機器の境界、故障モードの分類等)</li> <li>● 機器故障率パラメータの値(故障モード、故障率等)</li> <li>● 機器故障率パラメータの不確実さ幅</li> </ul> <p>③ 機器復旧の方法及び機器復旧失敗確率</p> <p>④ 待機除外確率</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>② 機器故障率は、原則としてNUCIAで公開されている国内プラントの故障実績(1982年度～2002年度21ヶ年49基データ)を基にした「故障件数下の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(平成21年5月公表)」(以下「21ヶ年データ」という。)に記載されているデータを使用した。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用機器故障率の算出(1982年度～1997年度16ヶ年49基データ改訂版)(平成13年2月)、電中研報告P000011、(財)電力中央研究所」で定義した機器パラメータ(2)機器故障率」(3.1.2.6 信頼性パラメータ (3)機器復旧の方法及び機器復旧失敗確率」)</p> <p>③ 故障した機器や外部電源の使命時間中の復旧には期待していない。</p> <p>④ 機器の待機状態はPOS分類の中で直接考慮して行っているため、待機除外確率は使用していない。</p> <p>⑤ 冗長機能を有する機器を対象に、動的機器の動的故障モード及び一部の静的機器について共通要因故障を考慮した。また、共通要因故障パラメータについては、米中で公開されている文献に記載の方法を使用した。</p> <p>(3.1.2.6 信頼性パラメータ (5) 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)</p>
---	--

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>3. 2 外部事象(地震)</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>① プラント構成・特性に関して内部事象運転時レベル1 PRAで収集したプラントの基本的な情報(設計、運転・保守管理情報等)に加え、地震レベル1 PRAを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特長等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。</p> <p>また、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性を確認するため、また、安全上重要な機器に警がらうような事故シナリオの落下によって安全上重要な機器の損傷に警がらうような事故シナリオの同定のため、プラントワークダウンを実施し、地震レベル1 PRAの観点で重要なSクラスの機器を対象に、以下について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 耐震安全性の確認</li> <li>● 波及的影響の確認</li> </ul> <p>② 収集したプラント関連情報及びプラントワークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広く分析した。事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年劣化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオについてはスクリーニングを行った結果、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 外部電源喪失</li> <li>● 原子炉建物損傷</li> <li>● 原子炉格納容器損傷</li> <li>● 原子炉圧力容器損傷</li> <li>● 格納容器パイプバス</li> </ul>
---	--

備考

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p> <p>(5) 人的過誤</p> <p>① 非信頼対象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>● 人的過誤の分類、人的過誤に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価用いた主要な仮定</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> </ul> <p>(6) 安全指標概要</p> <p>① 安全指標概要</p> <p>② 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>③ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>④ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑤ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑥ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑦ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑧ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑨ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑩ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑪ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑫ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑬ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑭ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑮ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑯ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑰ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑱ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑲ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑳ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉑ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉒ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉓ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉔ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉕ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉖ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉗ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉘ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉙ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉚ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉛ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉜ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉝ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉞ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉟ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊱ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊲ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊳ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊴ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊵ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊶ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊷ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊸ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊹ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊺ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊻ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊼ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊽ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊾ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊿ 安全指標概要の算出に用いた方法</p>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</p> <p>よる信頼性を考慮した簡便的なレビュー等により、フォールトツリーの論理モデルの妥当性を確認した。</p> <p>④ 本評価では、システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。</p> <p>(1.2.1.1) 事故シナリオ(④シナリオ(信頼性))</p> <p>(5) 人的過誤</p> <p>① 人的過誤の評価に用いた手法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の分類、人的過誤に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価用いた主要な仮定</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> </ul> <p>(6) 安全指標概要</p> <p>① 安全指標概要</p> <p>② 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>③ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>④ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑤ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑥ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑦ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑧ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑨ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑩ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑪ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑫ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑬ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑭ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑮ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑯ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑰ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑱ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑲ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑳ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉑ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉒ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉓ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉔ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉕ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉖ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉗ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉘ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉙ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉚ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉛ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉜ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉝ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉞ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉟ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊱ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊲ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊳ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊴ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊵ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊶ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊷ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊸ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊹ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊺ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊻ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊼ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊽ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊾ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊿ 安全指標概要の算出に用いた方法</p>
---	--

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月)の記載内容</p> <p>8. 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> </ul> <p>● 人的過誤の分類、人的過誤に対する許容時間、過誤回復の取扱い</p> <p>● 人的過誤評価結果</p> <p>● 人的過誤評価用いた主要な仮定</p>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>① 人的過誤の発生確率の分析においてはヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP手法を用いて人的過誤確率を評価した。</p> <p>● 人的過誤は起因事象発生後と起因事象発生前に分類した。それぞれに対してプラントの運転、保守、点検等、炉心損傷程度で有意な影響を及ぼし得る人間のタスクを分析し、タスクを遂行する過程で起る人的過誤を特定し、人的過誤評価結果を示した。起因事象発生前の人的過誤として、試験・保守作業の終了後の通常状態への復旧忘れ(手動弁の閉鎖忘れ等)を考慮した。起因事象発生後として、認知失敗及び操作失敗を考慮した。</p> <p>● 認知失敗・操作失敗の評価では成功基準解析及び事故進展解析の結末を踏まえ、人的過誤に対する許容時間を考慮しTHERPの標準診断曲線を参照して、過誤回復に期待できる余裕を判断の上、設定した。また、過誤回復に期待できる余裕を判断の上、設定した。また、過誤回復に期待できる余裕を判断の上、設定した。</p> <p>● 起因事象発生前及び起因事象発生後の人的過誤確率の評価結果を一覧表で整理した。</p> <p>● 各人的過誤の評価において評価上の仮定を整理した。</p> <p>(13.1.1.2.7 人的過誤)</p>
<p>① 炉心損傷程度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 起因事象別の炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● プラント損傷状態別炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> </ul> <p>③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>① 本評価では小イベントツリー/大フォールトツリーのモデルを作成し、計算コードにはSafety Watcherを用いて、フォールトツリー結合法による炉心損傷程度の定量化を行った。</p> <p>② 全炉心損傷程度、起因事象及びPOS別の炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析、停止時においては、レベル1.5 PRAを実施しないため、プラント損傷状態別の炉心損傷程度(点推定値)については、(13.1.1.2.8 炉心損傷程度(点推定値))</p> <p>③ 炉心損傷程度に与える支配的な要因を特定する観点で、重要度解析を実施した。また、炉心損傷程度を評価する観点で、不確実さ解析を実施した。感度解析は、現状仮定における運用管理のリスクへの影響を把握するための評価を実施した。</p> <p>(13.1.1.2.8 炉心損傷程度(2)重要度解析、不確実さ解析及び感度解析)</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容</p> <p>b. 地震ハザード</p> <p>① 地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 新規制基準(地震)にて算出された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法の説明</li> </ul> <p>② 地震ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実さ要因の分析結果の説明</li> <li>● 不確実さ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明</li> </ul> <p>③ 地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線と曲線の説明</li> <li>● 地震ハザード評価結果に基づくアラリテイ評価用地震動の作成方法の説明</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>・ Excessive LOCA</p> <p>・ 制御室建物損傷</p> <p>・ 廃棄物処理建物損傷</p> <p>・ 計装・制御系喪失</p> <p>・ 直流電源喪失</p> <p>・ 交流電源・補機冷却系喪失</p> <p>選定した起因事象の要因となる建物・構造物・機器及び地震時に使用可能な設備と設備に係る建物・構造物・機器を抽出し、建物・機器リストを作成した。</p>
<p>① 基準地震動の超過確率の算出に用いた確率的な地震ハザード評価を行うに当たっては、地震P S A学会標準を踏まえて実施した。</p> <p>② 震源モデルとしては、特定震源モデルと傾城震源モデルを設定した。特定震源モデルでは、敷地から100km以内に位置する敷地周辺の地質調査結果に基づいて評価した活断層、地震調査研究推進本部(2016)に記載されている活断層及び「新編」日本の活断層」に記載されている確率度I及びIIの活断層をモデル化し、検討用地震の「尖道断層による地震」及び「F-I断層+F-II断層+F-III断層+F-IV断層」による地震」については、基本震源モデル及び認識論的不確実さとして評価した。また、傾城震源モデルについては、傾城震源モデルでは、萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の傾城区分に基づき、敷地から100km以内の傾城を対象にモデル化し、対象領域の最大マグニチュード(以下「M」という)について、傾城内で過去に発生した活断層と関連づけることが困難な地震の最大Mに基いて設定した。地震動伝播モデルの設定においては、「尖道断層による地震」及び「F-I断層+F-II断層+F-III断層+F-IV断層」による地震」は断層</p>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>よる信頼性を考慮した簡便的なレビュー等により、フォールトツリーの論理モデルの妥当性を確認した。</p> <p>④ 本評価では、システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。</p> <p>(1.2.1.1) 事故シナリオ(④シナリオ(信頼性))</p> <p>(5) 人的過誤</p> <p>① 人的過誤の評価に用いた手法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の分類、人的過誤に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価用いた主要な仮定</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> </ul> <p>(6) 安全指標概要</p> <p>① 安全指標概要</p> <p>② 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>③ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>④ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑤ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑥ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑦ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑧ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑨ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑩ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑪ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑫ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑬ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑭ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑮ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑯ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑰ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑱ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑲ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>⑳ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉑ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉒ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉓ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉔ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉕ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉖ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉗ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉘ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉙ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉚ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉛ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉜ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉝ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉞ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㉟ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊱ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊲ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊳ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊴ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊵ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊶ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊷ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊸ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊹ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊺ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊻ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊼ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊽ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊾ 安全指標概要の算出に用いた方法</p> <p>㊿ 安全指標概要の算出に用いた方法</p>

備考



「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</li> <li>● 事故シナリオと起因事象の分析結果</li> <li>● 建物・機器リストの作成結果</li> </ul>	<p>・ 事故シナリオ発生機序(共通)</p> <p>(1.2.2.a 対象プラントと事故シナリオ発生機序(共通))</p> <p>② 建物の損傷(地震、津波)は、選定された基礎耐力の超過率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明</p> <p>③ 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 津波伝播モデル、津波伝播モデルの検証と各モデルの検証結果及び不確実性の要因の分析結果の説明</li> <li>● 不確実性を要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの即決とロジックツリーの各分枝において設定された基準の根拠の説明</li> </ul> <p>④ 津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード評価の算出と、各ハザード・機器リストから求めた信頼度別ハザード評価結果の算出</li> <li>● 津波ハザード評価結果に基づくフラジリティ・評価用津波水位変動の作成方法の説明</li> </ul> <p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <p>① 評価対象と損傷モードの設定</p> <p>② フラジリティの評価上の主要な仮定(不確実性の設定、応答係数等)</p>
<p>② 津波ハザード</p> <p>① 津波ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価用基準(地震、津波)は、選定された基礎耐力の超過率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明</li> </ul> <p>② 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 津波伝播モデル、津波伝播モデルの検証と各モデルの検証結果及び不確実性の要因の分析結果の説明</li> <li>● 不確実性を要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの即決とロジックツリーの各分枝において設定された基準の根拠の説明</li> </ul> <p>③ 津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード評価の算出と、各ハザード・機器リストから求めた信頼度別ハザード評価結果の算出</li> <li>● 津波ハザード評価結果に基づくフラジリティ・評価用津波水位変動の作成方法の説明</li> </ul>	<p>・ 事故シナリオ発生機序(共通)</p> <p>(1.2.2.a 対象プラントと事故シナリオ発生機序(共通))</p> <p>② 建物の損傷(地震、津波)は、選定された基礎耐力の超過率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明</p> <p>③ 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 津波伝播モデル、津波伝播モデルの検証と各モデルの検証結果及び不確実性の要因の分析結果の説明</li> <li>● 不確実性を要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの即決とロジックツリーの各分枝において設定された基準の根拠の説明</li> </ul> <p>④ 津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード評価の算出と、各ハザード・機器リストから求めた信頼度別ハザード評価結果の算出</li> <li>● 津波ハザード評価結果に基づくフラジリティ・評価用津波水位変動の作成方法の説明</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>3. 2 外部事象(地震)</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 地震PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> <li>● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果</li> </ul> <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</li> <li>● 事故シナリオと起因事象の分析結果</li> <li>● 建物・機器リストの作成結果</li> </ul>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>① 内部事象出力運転時レベルPRAにおいて収集したプラント構成・特性等に関する情報(他、配置間連設計図書等)により地震PRAに必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、東海第二発電所においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 耐震安全性の確認</li> <li>・ 二次的影響の確認</li> </ul> <p>(1.3.2.1.1 対象プラントと事故シナリオ (1) 対象とするプラントの説明)</p> <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋損傷</li> <li>・ 格納容器損傷</li> <li>・ 原子炉圧力容器損傷</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウングリダリ喪失(ELLOCA)</li> <li>・ 計装・制御系喪失</li> <li>・ 直流電源喪失</li> <li>・ 交流電源喪失</li> <li>・ 外部電源喪失</li> <li>・ 過渡事象</li> </ul> <p>(1.3.2.1.1 対象プラントと事故シナリオ (2) 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</p>
--	---

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <p>① 評価対象と損傷モードの設定</p> <p>② フラジリティの評価方法の選択</p> <p>③ フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実性の設定、応答係数等)</p> <p>④ フラジリティ評価における耐震情報</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 評価部位、損傷モード及びその耐震値と確率分布</li> <li>・ 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】</li> <li>・ 機能限界値の算元【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>⑤ フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</li> <li>・ 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</li> <li>・ 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>モデルを用いた手法と距離減衰式を用いた。それ以外の震源モデルについては距離減衰式のみを用いた。ロジックツリーは、震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて、地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす認識論的不確実性を選定して作成した。</p> <p>③ 上記により平均地震ハザード曲線及びブランクタイ地震ハザード曲線を作成した。また、基準地震動の設計用応答スペクトルと年超過確率ことの一様ハザードスペクトルと比較した。フラジリティ評価用地震動は年超過確率<math>10^{-4} \sim 10^{-6}</math>の一様ハザードスペクトルを考慮して設定した形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性は基準地震動の策定と同様に Noda et al. (2002) に基づき、地震規模M7.7、等価震源距離<math>Xeq = 17.3km</math>として設定した。</p>
<p>①～⑥</p> <p>以下の手順でフラジリティ評価を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>・ 評価方法の選択</li> <li>・ 評価上の主要な仮定</li> <li>・ 現実的耐力の評価</li> <li>・ 現実的応答の評価</li> <li>・ フラジリティの評価</li> </ul> <p>建物は現実的耐力と現実的応答による方法(応答解析に基づく方法)、機器・構築物は耐力係数と応答係数による方法(安全係数法)を評価手法として採用した。建物・構築物・機器に対する耐震計算結果・加振試験結果・文獻値等を基に、現実的耐力・現実的応答又は耐力係数・応答係数を評価してフラジリティを算出した。なお、評価部位・損傷モードについては、建物・構築物・機器</p>	<p>①～⑥</p> <p>以下の手順でフラジリティ評価を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>・ 評価方法の選択</li> <li>・ 評価上の主要な仮定</li> <li>・ 現実的耐力の評価</li> <li>・ 現実的応答の評価</li> <li>・ フラジリティの評価</li> </ul> <p>建物は現実的耐力と現実的応答による方法(応答解析に基づく方法)、機器・構築物は耐力係数と応答係数による方法(安全係数法)を評価手法として採用した。建物・構築物・機器に対する耐震計算結果・加振試験結果・文獻値等を基に、現実的耐力・現実的応答又は耐力係数・応答係数を評価してフラジリティを算出した。なお、評価部位・損傷モードについては、建物・構築物・機器</p>

備考







「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>e. 事故進展解析</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの識別</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●事故シナリオ選定の考え方</li> <li>●事故進展解析の解析条件</li> <li>●解析対象とした事故シナリオ</li> <li>●対象事故シナリオの識別</li> <li>●有効性評価の対象シナリオとその選定理由</li> </ul> <p>② 事故シナリオの解析結果</p>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</p> <p>①解析対象事故シナリオの選定に当たっては、解析対象条件が厳しくなる観点、発生頻度が大きくなる観点等を考慮した。事故進展解析の対象とした主要事故シナリオ及び発生頻度条件を示した。(2.1.1.e) ①-解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの識別</p> <p>②選定した各事故シナリオについて、プラントの熱水力挙動の解析を実施した結果を記載した。(2.1.1.a) ②-事故シナリオの解析結果</p>
<p>f. 格納容器破損程度</p> <p>① 格納容器破損程度の評価方法</p> <p>② 格納容器イベントシナリオへのダイナミック解析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●シミュレーションの算出方法</li> <li>●格納容器イベントシナリオへのダイナミック解析</li> </ul>	<p>①格納容器イベントシナリオの分類に分類率を設定。又はフォールトツリーをリンクし、PISごとと格納容器破損程度を算出した。計算コードにはSafety Hatcherを用いた。(2.1.1.f) ①-格納容器破損程度の評価方法</p> <p>②シミュレーション結果の検証については、不確かさが大きい現象に対しては、当該現象の文脈内、不確かさ低及び格納容器の構造健全性への影響の因果関係を明らかにし、分解イベントシナリオ(以下)手証等を用いて、分岐確率を設定した。事故の機序と関係するイベントについては、レベル1PRAのフォールトツリーをもとに、フォールトツリーを作成することにより、格納容器の解析精度(分岐確率)をモデル化した。(2.1.1.f) ②-格納容器イベントシナリオへのダイナミック解析</p>
<p>g. 不確かさ解析及び感度解析</p> <p>① 不確かさ解析結果</p> <p>② 感度解析結果</p>	<p>①PRA結果の活用目的である格納容器破損モード等の選定に係る格納容器破損程度と格納容器破損モードの選定に係る格納容器破損モードの選定について、結果への影響を把握するため、感度解析を実施した。(2.1.1.g) ①-不確かさ解析</p> <p>②格納容器破損程度を解析するモデル上の仮定について、結果への影響を把握するため、感度解析を実施した。(2.1.1.g) ②-感度解析</p>
<p>4. 2 外部事象(津波)</p> <p>a. プラントの構造・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●機器・系統配置、形状、設置位置、事故への対応動作、燃料及びデブリの移動経路など</li> <li>●ウォークダウン現象の有無とウォークダウンの結果</li> </ul> <p>② 地震により格納容器破損に至る事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●格納容器破損及びその波及的影響のシナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</li> <li>●事故シナリオと起因事象の分析結果</li> </ul>	<p>地震レベル1PRAについては、以下の理由により事故は4段階に分類されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全解析の一部が明示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。</li> <li>・原子力格納容器や炉心等が地震動によって直接破壊することが考えられるが、これらの詳細評価に関しては、現時点では新設炉内、旧炉内等を評価に付する知識がないことから、地震レベル1PRAの運用に向けた検討を始めたところである。</li> </ul> <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同様と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同様に考えている。</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月)の記載内容</p> <p>(6) 炉心損傷程度</p> <p>① 炉心損傷程度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷程度結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●全炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>●起因事象別の炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>●プラント損傷状態別炉心損傷程度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>●地震加速度と炉心損傷程度の関係とその分析</li> </ul> <p>③ 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>① 本評価では、フォールトツリー結合法を用いた計算コードRiskSpectrumPSAにより炉心損傷程度を評価した。</p> <p>② 上記のとおり評価手法により炉心損傷程度を算出し、主要な事故シナリオと分析結果、地震加速度区分別炉心損傷程度を算出し、主要な事故シナリオと分析結果、地震レベル1、5 PRAは今回実施しないため、プラント損傷状態別の分析評価は行っていない。</p> <p>③ 事故シナリオグループ等の選定に係る炉心損傷程度の相対的な割合の検証に際しての参考として、不確かさ解析を行った。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で、重要度解析を実施した。対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し、感度解析を実施した。</p> <p>「3.2.1.4 事故シナリオ (6) 炉心損傷程度」</p>
---	---

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容</p> <p>3. 2 外部事象(津波)</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●津波PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> <li>●ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果</li> </ul> <p>② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</li> <li>●事故シナリオと起因事象の分析結果</li> <li>●建物・機器リストの作成結果</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>①プラント構成・特性に関して内部事象運転時レベル1PRAで収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、津波レベル1PRAを実施するために、耐津波設計やプラント配置の特徴等の津波固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を収集及び検討したシナリオの妥当性確認のため、主に以下の観点でプラントウォークダウンを実施し、津波レベル1PRA上問題となる箇所は確認されなかった。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波影響の確認</li> <li>・間接的な故障の可能性の確認</li> </ul> <p>②津波による損傷・機能喪失要因の対象となる構築物・機器を整理した。また、今回の事故シナリオグループ等の選定を目的とした津波レベル1PRAで考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因についてスクリーニングを検討した結果、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・補機冷却系喪失</li> <li>・外部電源喪失</li> <li>・直接炉心損傷に至る事象</li> </ul> <p>津波特有の事故シナリオを広く抽出・選定するために、屋外の構築物・機器や建物内の設置高さから、津波高さの上昇に伴い発生する可能性のある起因事象、重要な線路設備の機能喪失の可能性、建物内への浸水の可能性等を検討した。</p> <p>選定した起因事象の要因となる構築物・機器及び起因事象が発生した場合の線路設備に係る構築物・機器を抽出し、建物・機器リストを作成した。</p>
--	---

備考

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</p> <p>●建物・機器リストの作成結果</p>	<p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</p>
<p>b. 地震ハザード</p> <p>① 地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●新規制基準(地震、津波)にて策定された東海第二発電所の地震津波の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法</li> </ul> <p>② 地震ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●震源モデル、地震動伝播モデルの設定及び小断層及び小断層の分析結果の算出</li> <li>●不確実な要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明</li> </ul> <p>③ 地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、地震ハザード曲線群から求めた信頼度別津波ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明</li> </ul> <p>●地震ハザード評価結果に基づきフラジリティ評価用津波水位変動の作成</p>	<p>同上</p>
<p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>② フラジリティの評価手法の選択</li> <li>③ フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実さの設定、応答係数等)</li> <li>④ フラジリティ評価における耐力情報</li> <li>●評価部位、損傷モード及びその耐力分布</li> <li>●評価部位の材料と強度【構造損傷の場合】</li> <li>●性能限界の還元【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>●フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●評価部位、損傷モード及びその応答値と耐力分布</li> <li>●単体地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の耐力条件による評価部位の応答【構造損傷の場合】</li> <li>●単体地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>●建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>同上</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月)の記載内容</p> <p>3. 2. 外部事象(津波)</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●津波PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> <li>●ウォータークラウン実施の有無とウォータークラウンの結果</li> </ul> <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●事故シナリオの分析・測定とスクリーニングの説明</li> <li>●事故シナリオと起因事象の分析結果</li> <li>●建物・機器リストの作成結果</li> </ul>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>① 内部事象出力運転時レベル1 PRAにおいて収集したプラント構成・特性等に関する情報(配管、配管接続図等)により津波PRAに必要な情報を取得・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、東海第二発電所においてプラントウォータークラウンを実施し、以下の点についていないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●津波の影響</li> <li>●間接的影響の可能性</li> </ul> <p>(「3.2.2.1 対象プラントと事故シナリオ(1)対象とするプラントの説明」)</p> <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●最終ヒートシンク喪失</li> <li>●原子炉建屋内浸水による複数の緩衝タンク喪失</li> </ul> <p>また、津波PRAの評価対象設備を以下のように分類し、建物・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●津波防護施設及び浸水防止設備</li> <li>●起因事象を引き起こす設備</li> <li>●起因事象を緩和する設備</li> </ul> <p>(「3.2.2.1 対象プラントと事故シナリオ(2)津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」)</p>
<p>b. 津波ハザード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①津波ハザード評価の方法</li> <li>●新規制基準(津波)にて策定された基準地震動及び基準津波の超過確率の算出に用いた手法</li> </ul> <p>②津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●震源モデル、津波伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実な要因の分析結果の説明</li> <li>●作成したロジックツリーに基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明</li> </ul> <p>③津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●作成したロジックツリーを用いた津波ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別津波ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明</li> <li>●津波ハザード評価結果に基づきフラジリティ評価用津波水位変動の作成方法の説明</li> </ul>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>① 基本津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザードは、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する取組基準(2011)」、「確率論的津波ハザード解析の方法」(平成23年9月 社団法人 土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会)、2011年東北地方太平洋沖地震から得られた見聞等を踏まえて実施した。</p> <p>(「3.2.2.2 確率論的津波ハザード(1)確率論的津波ハザード評価の方法」)</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

<p>PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容</p> <p>b. 津波ハザード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①津波ハザード評価の方法</li> <li>●新規制基準(津波)にて策定された基準津波の超過確率の算出に用いた手法</li> </ul> <p>②津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●震源モデル、地震動伝播モデルの設定及び小断層及び小断層の分析結果の算出</li> <li>●不確実な要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明</li> </ul> <p>③津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●作成したロジックツリーを用いた津波ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別津波ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明</li> <li>●津波ハザード評価結果に基づきフラジリティ評価用津波水位変動の作成方法の説明</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>① 確率論的津波ハザード評価を行うに当たっては、津波PRA学会標準、土木学会(2011)及び土木学会(2016)を踏まえて実施した。</p> <p>②津波発生モデルとしては、以下に示す波源を想定し、検討を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●日本海東部部に想定される地震による津波</li> <li>●海城活断層から想定される地震による津波</li> <li>●領域震源(背景的地震)による津波</li> </ul> <p>津波伝播モデルについては、基準津波の評価で用いたモデルを用いて検討を実施した。</p> <p>また、領域震源(背景的地震)による津波の評価は、垣見ほか(2003)及び萩原(1991)に示される発電所から100km以内位置する領域震源を対象としているが、確率論的津波ハザード評価への寄与度が低いと考えられることから評価対象外とした。</p> <p>検討対象波源に基づき算出した確率論的津波ハザード曲線群から求めた信頼度別津波ハザード曲線、平均津波ハザード曲線を作成した。</p>
<p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>② フラジリティの評価方法の選択</li> <li>③ フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実さの設定、応答係数等)</li> <li>④ フラジリティ評価における耐力情報</li> <li>●評価部位、損傷モード及びその耐力分布</li> <li>●評価部位の材料と強度【構造損傷の場合】</li> <li>●性能限界の還元【機能損傷の場合】</li> </ul>	<p>① 屋外、屋内それぞれの評価対象物について考慮すべき損傷モードについて検討した結果、機器に対する「被水・浸水」、「流体力」及び「波力」による機能損傷を評価対象とした。</p> <p>②～④</p> <p>機器に対する「被水・浸水」、「流体力」及び「波力」の損傷モードに対しては、津波が機器の機能喪失津波高さに到達した時点で、当該機器が確率1.0で損傷すると仮定し、機器フラジリティ曲線はステップ状とした。本評価では、対象</p>

備考

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

項目	内容
d. PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容	<p>① フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● フラジリティ評価の一覧</li> <li>● フラジリティ評価の一覧</li> <li>● レベル1の事故シナリオ・シナリオ・シナリオの発生状況の分析結果</li> <li>● レベル1の発生シナリオ・シナリオ・シナリオの発生状況と分類が異なる場合</li> </ul> <p>② フラジリティ評価の一覧</p> <p>③ 新設機器設置モード</p> <p>④ 格納容器冷却モードの一覧と各モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> </ul>
e. 新設機器設置モード	<p>① 格納容器冷却モードの一覧と各モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> </ul>
f. 事故シナリオ	<p>① 格納容器冷却モードの一覧と各モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> </ul>
g. 事故シナリオ	<p>① 格納容器冷却モードの一覧と各モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> <li>● 格納容器冷却モードの概要</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所 (2018.9.18版)

項目	内容
東海第二発電所の対応状況	<p>② 認識論的不確実さとして、津波発生領域、波源モデル、発生パターン、地震規模、平均発生回隔等を考慮した。偶然的不確実さとして、津波水位のばらつきを平均発生回隔分布として考慮した。ロジックツリーの作成に当たっては、日本原子力学会標準(2011)、土木学会(2002, 2009, 2011)、原子力安全基盤機構(2014)、地震調査研究推進本部(2012a, 2012b)を参考とし、2011年東北地方太平洋沖地震の知見を踏まえて分岐及び重みを設定した。</p> <p>(「3.2.2.2 確率論的津波ハザード (2) 確率論的津波ハザード評価に当たっての主要な仮定」)</p> <p>③ ロジックツリーを基にハザード曲線を算定した。最高水位及び最低水位の年超過確率は<math>10^{-4}</math>程度及び<math>10^{-3}</math>程度である。</p> <p>(「3.2.2.2 確率論的津波ハザード (3) 確率論的津波ハザード評価結果」)</p>
参照事項(平成25年9月)の記載内容	<p>② 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 津波発生モデル、津波伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実さ要因の分析結果の説明</li> <li>● 不確実さ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明</li> </ul> <p>③ 津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明</li> <li>● 津波ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動及び津波水位変動の作成方法の説明</li> </ul> <p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>② フラジリティ評価方法の選択</li> <li>③ フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実さの設定、応答係数等)</li> <li>④ フラジリティ評価における耐力情報</li> <li>● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布</li> <li>● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】</li> <li>● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】</li> <li>⑤ フラジリティ評価における応答情報</li> <li>● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</li> <li>● 基準津波による波力等で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</li> <li>● 基準津波による津波水位変動で被水・没水する評価部位の状況【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</p>

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所 2号炉

項目	内容
PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)の記載内容	<p>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</p> <p>島根原子力発電所2号炉の機器の機能喪失高さを「現実的耐力」とし、不確実さは考慮しない。</p>
参照事項(平成25年9月)の記載内容	<p>⑥ フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</li> <li>● 基準津波による波力等で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</li> <li>● 基準津波による津波水位変動で被水・没水する評価部位の状況【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</p>
d. 事故シナリオ	<p>(1) 起因事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</li> <li>● 津波により誘発される起因事象の選定方法と結果</li> <li>● グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</li> <li>● 対象外とした起因事象と、対象外とした理由</li> <li>● 津波固有の事象とその取扱</li> <li>② 階層イベントツリーとその説明</li> <li>● 起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明</li> </ul> <p>(2) 成功基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 成功基準の一覧</li> <li>● 起因事象ごとの成功基準</li> <li>● 炉心損傷の定義</li> <li>● 対応設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> <li>● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</li> </ul>

備考





「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
<p>(5) 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価に用いた主要な仮定</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> </ul> <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 炉心損傷頻度の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析</li> </ul> <p>③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>① 起因事象発生前の人的過誤については津波による影響を考慮する必要がないため、内部事象レベルI PRAでの検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は津波襲来後に対応する作業であることを考慮し、内部事象出力運転時レベルI PRAでの検討結果と比較して高いストレスレベルを仮定した。</p> <p>(「3.2.2.4 事故シナリオ (5) 人的過誤」)</p> <p>① 計算コード RiskSpectrum@PSA を用いてフォールトツリー結合法により炉心損傷頻度を評価した。</p> <p>② 上述した手順でモデルを定量化し、津波高さ別及びプラント損傷状態別の炉心損傷頻度を評価した。また、全炉心損傷頻度への寄与割合から主要な事故シナリオを抽出し、その内容を分析した。</p> <p>③ 津波ハザードやランダム故障確率に含まれる不確実さが炉心損傷頻度の分布に与える影響を評価するため、不確実さ解析を行った。重要度解析については、津波PRAの評価対象となる高さT.P.+20m以上の津波では必ず炉心損傷に至ることから、有益な結果が得られないため実施していない。また、感度解析として、津波襲来前に地震により外部電源が喪失すると仮定した評価を実施した。</p> <p>(「3.2.2.4 事故シナリオ (6) 炉心損傷頻度」)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容	島根原子力発電所2号炉
<p>② 炉心損傷頻度結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> </ul> <p>③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>抽出の観点で有用な情報が得られないと判断したため、感度解析は実施していない。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所の対応状況	
<p>PRAの説明における参照事項（平成25年9月）の記載内容</p> <p>4. レベル1、5 PRA</p> <p>4. 1 内部事象</p> <p>a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路など</li> </ul> <p>b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント損傷状態の一覧</li> <li>● プラント損傷状態の考え方</li> <li>● レベル1の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果</li> <li>● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合）</li> </ul> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント損傷状態ごとの発生頻度</li> </ul>	<p>① 対象プラントの機器・系統配置、形状・設備容量、事故の緩和・燃料及びデブリの移動経路などを整理した。(1)対象プラントに関する説明、(2)対象プラントの構成・特性 (1)対象プラントに関する説明]</p> <p>① 内部事象出力運転時レベル1 PRAで得られた炉心損傷状態に至るすべての事故シナリオに対して、事故の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）に分類し、一覧表で示した。 (4.1.1.1.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度 (1) PDSの一覧)</p> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。 (4.1.1.1.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度 (2) PDS別の炉心損傷頻度]</p>
<p>c. 格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</li> <li>● 格納容器破損モード分類の考え方</li> <li>● 格納容器破損モードの一覧</li> <li>● 各破損モードに関する説明</li> </ul> <p>d. 事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</li> <li>● 格納容器イベントツリー構築の考え方</li> <li>● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明</li> </ul>	<p>① 事故の進展を考慮して、格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して格納容器破損モードを分類した。 ● 炉心損傷後の格納容器内の物理化学的挙動を網羅的に考慮し、事故進展に応じて想定される、格納容器の健全性に影響を与える負荷を、発生時期に沿って示した。 ● 油出した負荷、負荷の概要及び格納容器破損モードの説明を示した。 (4.1.1.3 格納容器破損モード (1) 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明]</p> <p>① イベントツリーは、炉心損傷後の事故進展を考慮し、R P V破損前、R P V破損直後及び事故進展後長期の各フェーズにおける緩和設備の作動状況、発生する可能性のある各格納容器破損モードを踏まえて展開した。 (4.1.1.4 事故シナリオ (1) 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス]</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所2号炉	
<p>PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容</p> <p>4. レベル1、5 PRA</p> <p>4. 1 内部事象</p> <p>a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路など</li> </ul> <p>b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント損傷状態の一覧</li> <li>● プラント損傷状態の考え方</li> <li>● レベル1の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果</li> <li>● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合）</li> </ul> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント損傷状態ごとの発生頻度</li> </ul> <p>c. 格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</li> <li>● 格納容器破損モード分類の考え方</li> <li>● 格納容器破損モードの一覧</li> <li>● 各破損モードに関する説明</li> </ul>	<p>① 対象プラントの機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及び格納容器破損モードを整理した。</p> <p>① 内部事象運転時レベル1 PRAで得られた炉心損傷に至るすべての事故シナリオを事故の進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類し、一覧表で示した。 なお、内部事象運転時レベル1.5 PRAでは内部事象運転時レベル1 PRAで得られた炉心損傷に至る事故シナリオを上記の考え方に基づき分類し、格納容器イベントツリーの初期状態とした。 ② プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度を表に整理した。</p> <p>① 事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を及ぼす負荷から整理される物理的破損事象に加え、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して、格納容器破損モードを分析し、概要とともに示した。 また、分析した格納容器破損モードを、炉心損傷以前に破損する格納容器先行破損と、炉心損傷後の格納容器破損に分類し、本プラントにおいて発生する可能性のあるとして選定した格納容器破損モードを整理した。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所の対応状況	
<p>PRAの説明における参照事項（平成25年9月）の記載内容</p> <p>② 格納容器破損モードの割り付け結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モードの健全な場合も含まれた格納容器破損モード</li> <li>● 格納容器破損モードの健全な場合も含まれた格納容器破損モード</li> <li>● 格納容器破損モードの健全な場合も含まれた格納容器破損モード</li> </ul>	<p>② 事故進展後の各フェーズにおける緩和手段の作動状況及び物理化学現象に基づき設定したヘディングの発生率を整理した。また、格納容器破損モードを割り付けた。 (4.1.1.1.4 事故シナリオ (2) 格納容器イベントツリー)</p>
<p>e. 事故進展解析</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 事故シナリオ選定の考え方</li> <li>● 事故進展解析の解析条件</li> <li>● 解析対象とした事故シナリオ一覧</li> <li>● 対象事故シナリオの説明</li> <li>● 有効性評価の対象シナリオとして選定した理由</li> </ul> <p>② 事故シナリオの解析結果</p>	<p>① 事故進展解析の対象とした事故シナリオは、事故進展の類似性、緩和設備の機能喪失状態の類似性を考慮して選定した。選定した事故シナリオは、選定理由とともに一覧表に整理した。また、事故進展解析の主要な解析条件を一覧表にまとめた。</p> <p>(4.1.1.1.5 事故進展解析 (1) 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明)</p> <p>② 選定した各事故シナリオについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び原子炉圧力容器内及び各事故シナリオの解析結果における特徴的な事故進展を記載した。</p> <p>(4.1.1.1.5 事故進展解析 (2) 事故シナリオの解析結果)</p>
<p>f. 格納容器破損モードの評価方法</p> <p>① 格納容器破損モードの評価方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モードの評価方法</li> <li>● 格納容器破損モードの評価方法</li> <li>● 格納容器破損モードの評価方法</li> </ul> <p>② 格納容器破損モードの評価方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モードの評価方法</li> <li>● 格納容器破損モードの評価方法</li> </ul>	<p>① 格納容器破損モードの定量化では、内部事象出力運転時レベル1 PRAの評価に用いている計算コードと同じSafety Watcherを使用し、格納容器破損モードに対する分岐確率を入力条件として、PDSごとの条件付き格納容器破損モード (CCFP) 及び格納容器破損モード (CCFP) を算出した。</p> <p>(4.1.1.1.6 格納容器破損モードの評価方法)</p> <p>② 物理化学現象のヘディングにおいて、不確かさが大きい現象については、当該現象を明らかにし、分解イベントツリー手法を用いて、分岐確率を決定した。事故の緩和手段に関するヘディングについては、レベル1 PRAのフェーズ間の非信頼度 (分岐確率) をモデル化した。</p> <p>(4.1.1.1.6 格納容器破損モードの評価方法)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所2号炉	
<p>「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容</p> <p>d. 事故シナリオ</p> <p>① 格納容器破損モードツリー構築の考え方及びプロセス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モードツリー構築の考え方</li> <li>● 格納容器破損モードツリー構築のプロセスの説明</li> </ul> <p>② 格納容器破損モードツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モードツリーを構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作用、運転員操作 (レベル1) との整合性を含む、ヘディング間の従属性</li> <li>● 格納容器破損モードツリー</li> <li>● 格納容器破損モードツリー</li> </ul>	<p>①～②</p> <p>プラント損傷状態ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、炉熱除去系等の緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態から格納容器イベントツリーのヘディングを選定した。選定したヘディングについて、ヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、格納容器イベントツリーを作成した。格納容器イベントツリーの最終状態へ格納容器破損モードを割り付けた結果を併せて示した。</p>
<p>e. 事故進展解析</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 事故シナリオ選定の考え方</li> <li>● 事故進展解析の解析条件</li> <li>● 解析対象とした事故シナリオ一覧</li> <li>● 対象事故シナリオの説明</li> <li>● 有効性評価の対象シナリオとして選定した理由</li> </ul> <p>② 事故シナリオの解析結果</p>	<p>① 事故進展解析の対象は、事故時緩和設備の余裕時間が厳しくなる事故進展の相対的に遅いシナリオを考慮して選定を行った。選定した事故シナリオについて概要を示した。</p> <p>② 選定した事故シナリオに対し、プラントの熱水力挙動を解析した結果と併せて、各事故シナリオの解析結果における特徴的な事故進展を記載した。</p>
<p>f. 格納容器破損モード</p> <p>① 格納容器破損モードの評価方法</p> <p>② 格納容器破損モードの評価方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 分岐確率の算出方法</li> <li>● 格納容器破損モードの評価方法</li> </ul>	<p>① 格納容器破損モードの定量化は、WinNUPRAを使用し、炉心損傷頻度、格納容器イベントツリーのヘディングに対する分岐確率を入力条件として、プラント損傷状態ごとの格納容器破損モードを算出した。</p> <p>② 各ヘディングの分岐確率については、MAAPコードによる事故進展解析結果</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

<p>PRAの説明における参照事項（平成25年9月）の記載内容</p> <p>③格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●全格納容器破損頻度及び主要事故シナリオの分析</li> <li>●起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオの分析</li> <li>●破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオの分析</li> </ul>	<p>東海第二発電所の対応状況</p> <p>③全格納容器破損頻度、PDS別格納容器破損頻度、及び破損モード別格納容器破損頻度を整理し、主要な事故シナリオの分析を実施した。（点推定（「4.1.1.6 格納容器破損頻度（3）格納容器破損頻度の評価結果（点推定値）」））</p>
<p>g. 不確かさ解析及び感度解析</p> <p>①不確か解析結果</p> <p>②感度解析結果</p>	<p>①格納容器破損頻度の不確かさの幅を評価するため、不確かさ解析を実施した。その結果、格納容器破損モード別の点推定値は不確かさ分布内にあり、点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差がないことを確認した。（「4.1.1.7 不確かさ解析及び感度解析（1）不確か解析」）</p> <p>②Mark-II型格納容器の特徴を把握するための感度解析を実施し、その結果をとりまとめた。（「4.1.1.7 不確かさ解析及び感度解析（2）感度解析」）</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

<p>「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容</p> <p>③格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全格納容器破損頻度及び主要事故シナリオの分析</li> <li>・起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオの分析</li> <li>・破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオの分析</li> </ul>	<p>島根原子力発電所2号炉</p> <p>及びシビアアクシデントの各物理化学現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定した。</p> <p>③評価結果を整理し、全格納容器破損頻度、プラント損傷状態別格納容器破損頻度、格納容器破損モード別格納容器破損頻度を整理し、主要な事故シナリオの分析を実施した。</p>
<p>g. 不確かさ解析及び感度解析</p> <p>①不確か解析結果</p> <p>②感度解析結果</p>	<p>①PRA結果の活用目的である格納容器破損モード等の選定に係る格納容器破損頻度の寄与割合の確認に際しての参考として、不確かさ解析を実施した。プラント損傷状態の発生頻度の確率分布及び格納容器イベントツリーのヘドアップの確率分布を入力にして、モンテカルロ法を用いて格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析を実施した。</p> <p>②格納容器破損頻度を解析するモデル上の仮定について、結果への影響を把握するため、感度解析を実施した。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所の対応状況	
<p>PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容</p> <p>4. 2 外部事象（地震）                      a. プラントの構成・特性                      ①対象プラントに関する説明                      ●機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路など                      ●ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果                      ②地震により格納容器破損に至る事故シナリオ                      ●格納容器破損及びその波及的影響のシナリオの分析・選定とスクリーニングの説明                      ●事故シナリオと起因事象の分析結果                      ●建物・機器リストの作成結果</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。</li> <li>・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。</li> </ul> <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>
<p>b. 地震ハザード                      ①地震ハザード評価の方法                      ●新規標準（地震、津波）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法                      ②地震ハザード評価に当たった主要な仮定                      ●震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の説明                      ●不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明                      ③地震ハザード評価結果                      ●作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、地震ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明                      ●地震ハザード評価結果に基づきフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明</p>	<p>同上</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所2号炉	
<p>PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容</p> <p>4. 2 外部事象（地震）                      a. プラントの構成・特性                      ①対象プラントに関する説明                      ・機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路など                      ・ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果                      ②地震により格納容器破損に至る事故シナリオ                      ・格納容器破損及びその波及的影響のシナリオの分析・選定とスクリーニングの説明                      ・事故シナリオと起因事象の分析結果                      ・建物・機器リストの作成結果</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。</li> <li>・原子炉格納容器や原子炉建物等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。</li> </ul> <p>なお、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>
<p>b. 地震ハザード                      ①地震ハザード評価の方法                      ・新規標準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法                      ②地震ハザード評価に当たった主要な仮定                      ・震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明                      ・不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明                      ③地震ハザード評価結果                      ・作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、地震ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明</p>	<p>同上</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所の対応状況	
<p>PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容</p> <p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>② フラジリティの評価方法の選択</li> <li>③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</li> <li>④ フラジリティ評価における耐力情報             <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布</li> <li>● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】</li> <li>● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】</li> </ul> </li> <li>⑤ フラジリティ評価における応答情報             <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</li> <li>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</li> <li>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】</li> </ul> </li> <li>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</li> </ul> <p>d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① プラント損傷状態の一覧</li> <li>● プラント損傷状態の考え方</li> <li>● プラント損傷状態の一覧</li> <li>● レベル1の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果</li> <li>● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合）</li> </ul> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p>	同上
<p>e. 格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</li> <li>● 格納容器破損モード分類の考え方</li> <li>● 格納容器破損モードの一覧</li> <li>● 各破損モードに関する説明</li> </ul>	同上

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所2号炉	
<p>明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明</li> </ul> <p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>② フラジリティの評価方法の選択</li> <li>③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</li> <li>④ フラジリティ評価における耐力情報             <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布</li> <li>● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】</li> <li>● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】</li> </ul> </li> <li>⑤ フラジリティ評価における応答情報             <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</li> <li>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</li> <li>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】</li> </ul> </li> <li>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</li> </ul> <p>d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① プラント損傷状態の一覧             <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント損傷状態の考え方</li> <li>● プラント損傷状態の一覧</li> </ul> </li> <li>● レベル1の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果</li> <li>● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合）</li> </ul> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p>	同上

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所の対応状況	
PRAの説明における参照事項（平成25年9月）の記載内容 f. 事故シナリオ ①格納容器イベントツリー構築の考え方やプロセス ●格納容器イベントツリー構築の考え方 ●格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明 ②格納容器イベントツリー構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不動作（レベル1との整合性を含む）、運転員操作、ヘディング間の従属性 ●格納容器イベントツリー ●格納容器イベントツリーの健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け	同上
g. 事故進展解析 ①解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明 ●事故シナリオ選定の考え方 ●選定した事故シナリオと説明 ●事故進展解析の解析条件 ●有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由 ②事故シナリオの解析結果	同上
h. 格納容器破損程度 ①格納容器破損程度の評価方法 ②格納容器イベントツリーへのヘディングの分岐確率 ●分岐確率の算出方法 ●使用した分岐確率 ③格納容器破損程度の評価結果 ●格納容器破損程度及び主要事故シナリオと分析 ●全格納容器破損程度及び主要事故シナリオと分析 ●原因事象別格納容器破損程度及び主要事故シナリオと分析 ●破損モード別格納容器破損程度及び主要事故シナリオと分析	同上
i. 不確実さ解析及び感度解析 ①不確実解析結果 ②感度解析結果	同上

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所2号炉	
PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）の記載内容 e. 格納容器破損モード ① 格納容器破損モードの概要と各破損モードに関する説明 ・格納容器破損モード分類の考え方 ・格納容器破損モードの概要 ・各破損モードに関する説明	同上
f. 事故シナリオ ① 格納容器イベントツリー構築の考え方やプロセス ・格納容器イベントツリー構築の考え方 ・格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明 ② 格納容器イベントツリー構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不動作（レベル1との整合性を含む）、運転員操作、ヘディング間の従属性 ・格納容器イベントツリー ・格納容器イベントツリーの健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け	同上
g. 事故進展解析 ① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明 ・事故シナリオ選定の考え方 ・選定した事故シナリオと説明 ・事故進展解析の解析条件 ・有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由 ② 事故シナリオの解析結果	同上

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のPRAの対応状況について

東海第二発電所の対応状況	
PRAの説明における参照事項（平成25年9月）の記載内容 5. その他 a. ①専門家判断を用いた事項と専門家判断の結果 ②専門家判断の導出のプロセス b. ビアレビュー ①ビアレビューチーム及びメンバー構成 ● 海外の専門家も含まれたメンバーであること ②ビアレビューの手順 ③ビアレビューの結果 ④ビアレビュー結果のPRAへの反映状況 c. 品質保証 ①PRAを実施するに当たって行った品質保証活動 ● PRAの実施体制 ● 更新、記録管理体制	東海第二発電所の対応状況 ①評価上の仮定及び計算が適切かどうかを判断する場合、専門家判断を実施した。 ②関連する分野に深い知識や経験を有するものを選任し、専門家判断を実施した。 ①ビアレビューの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して選定している。 ・今回実施したビアレビュー実施方法を含め、PRA全般を俯瞰した観点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国のPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。 ②オンサイトレビューを効率的・効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。 オンサイトレビューに際しては、適宜PRA実施者と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。 ③学会発表への不適合や評価手法に問題がある点とされる「指摘事項」は0件であり、今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。 ④PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として12件のコメントを受理しており、評価手法の見直し等を含めて今後の対応を検討する。 ①品質保証活動に基づく社内基準に従ってPRAを実施した。 ・PRAの実施に当たっては、必要な力量を有する者を選定し、品質保証上必要な体制を整備した上で実施した。 ・文書化、記録等々の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に実施した。

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

島根原子力発電所2号炉	
「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容 h. 格納容器破損頻度 ① 格納容器破損頻度の評価方法 ② 格納容器イベントツリーヘーディングの分岐確率 ・分岐確率の算出方法 ・使用した分岐確率 ③ 格納容器破損頻度の評価結果 ・全格納容器破損頻度及び主要事故シナケケンスと分析 ・起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シナケケンスと分析 ・破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シナケケンスと分析 i. 不確かさ解析及び感度解析 ① 不確かさ解析結果 ② 感度解析結果	島根原子力発電所2号炉 同上 同上



「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況

PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」の記載内容	島根原子力発電所2号炉
5. その他 a. 専門家判断 ① 専門家判断を用いた事項と専門家判断の結果 ② 専門家判断の導出のプロセス	① 評価上の仮定及び計算が適切になっているかどうかを判断する場合、専門家判断を実施した。 ② 関連する分野に深い知識や経験を有するものを選任し、専門家判断を実施した。
b. ビアレビュー ① ビアレビューチーム及びメンバー構成 ・ 海外の専門家も含めたメンバーであること ② ビアレビューの手順 ③ ビアレビューの結果 ④ ビアレビュー結果のPRAへの反映状況	① レビューの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して選定している。 ・ 今回実施したレビュー実施方法を含めPRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国でのPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。 ② オンサイトレビューを効率的・効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。オンサイトレビューに際しては適宜PRA実施者と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。 ③ 学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。また、システム解析及び文書化に関して良好事例が挙げられた。 ④ PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として起因事象発生履歴の設定方法等に関するコメントを受領しており、評価手法の見直し等を含めて今後の対応を検討していく。

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考				
		<p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への島根原子力発電所2号炉PRAの対応状況</p> <table border="1" data-bbox="1804 405 2012 1724"> <tr> <td data-bbox="1804 1066 1843 1724">「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容</td> <td data-bbox="1843 1066 2012 1724"> <p>c. 品質保証</p> <p>① PRAを実施するに当たって行った品質保証活動</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PRAの実施体制</li> <li>・更新、記録管理体制</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 405 1843 1066">島根原子力発電所2号炉</td> <td data-bbox="1843 405 2012 1066"> <p>①品質保証活動に基づく社内基準に従ってPRAを実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実施に当たってはPRAを含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。</li> <li>・文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。</li> </ul> </td> </tr> </table>	「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	<p>c. 品質保証</p> <p>① PRAを実施するに当たって行った品質保証活動</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PRAの実施体制</li> <li>・更新、記録管理体制</li> </ul>	島根原子力発電所2号炉	<p>①品質保証活動に基づく社内基準に従ってPRAを実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実施に当たってはPRAを含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。</li> <li>・文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。</li> </ul>	
「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	<p>c. 品質保証</p> <p>① PRAを実施するに当たって行った品質保証活動</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PRAの実施体制</li> <li>・更新、記録管理体制</li> </ul>						
島根原子力発電所2号炉	<p>①品質保証活動に基づく社内基準に従ってPRAを実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実施に当たってはPRAを含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。</li> <li>・文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。</li> </ul>						