

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象の考慮について</p> <p>重大事故の有効性評価に関わる個別プラントの事故シーケンスグループ選定に際しては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に「個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されている。</p> <p>今回の申請書作成に当たって、外部事象に関してはPRA手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象に出力運転時レベル1PRAを実施した。</p> <p>内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関するレベル1PRA及び外部事象レベル1.5PRA並びに外部事象に関する停止時レベル1PRAについては、PRA手法の確立に向けた検討が進められている段階であったり、現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これらの外部事象に誘発される起因事象について検討することで、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について以下のとおり、整理した。</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの選定に関わる検討</p> <p>1.1 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>今回はPRAの適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル1PRAの手法確立・個別プラントへの展開に関わる検討作業がある程度進んでいる。このことを踏まえ、PRAを念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を第1表に示す。</p> <p>第1表に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル1PRAに用いた起因事象に含まれている。</p> <p>また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。</p> <p>したがって、内部溢水、内部火災を起因とした炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル1PRAの検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について</p> <p>重大事故の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループの選定に際しては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に、「個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。」と記載されている。</p> <p>今回の申請に当たって、外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象に出力運転時レベル1PRAを実施した。</p> <p>内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1PRA及び外部事象レベル1.5PRA並びに停止時レベル1PRAについては、PRA手法の確立に向けた検討が進められている段階、又は現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これら外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について以下のとおり整理した。</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討</p> <p>1.1 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>今回はPRAの適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル1PRAの手法確立・個別プラントへの展開に係わる検討作業がある程度進んでいる。このことを踏まえ、PRAを念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を表1に示す。</p> <p>表1に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル1PRAにおいて評価対象とした起因事象に含まれている。</p> <p>また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。</p> <p>したがって、内部溢水・内部火災を起因とした炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル1PRAの検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生す</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																
<p>いと考える。</p> <p>第1表 内部溢水/内部火災により誘発される起回事象の例</p> <table border="1" data-bbox="172 373 1172 1171"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)</td> <td>・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作等</td> </tr> <tr> <td>原子炉緊急停止系誤動作</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系故障</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>1.2 その他の外部事象の影響</p> <p>その他の外部事象としては、設置許可基準の解釈第6条第2項に具体的な自然現象として以下が記載されている。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> </div> <p>また、設置許可基準の解釈第6条第8項に具体的な人為事象として以下が記載されている。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下等)、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等</p> </div> <p>これらの地震、津波以外の自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について</p>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	外部電源喪失	・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等	非隔離事象	・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等	隔離事象	・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等	全給水喪失	・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等	原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)	・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作等	原子炉緊急停止系誤動作	・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等	原子炉補機冷却水系故障	・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失等	手動停止	・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止	<p>る可能性は低いと考える。</p> <p>表1 内部溢水及び内部火災により誘発される起回事象</p> <table border="1" data-bbox="1276 388 2344 772"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁誤開放</td> <td>内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤動作等</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>1.2 その他の外部事象の影響</p> <p>その他の外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象、及び第8項に外部人為事象として、具体的に以下が記載されている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）        （中略）        2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。        （中略）        8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> </div> <p>これらの地震、津波を除く各種自然現象及び外部人為事象がプラントに与え得る影</p>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	外部電源喪失	内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等	非隔離事象	内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等	隔離事象	内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等	全給水喪失	内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等	逃がし安全弁誤開放	内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤動作等	手動停止	内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止	<p>逃がし安全弁誤開放を大破断 LOCA として整理している。</p>
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																	
外部電源喪失	・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等																																	
非隔離事象	・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等																																	
隔離事象	・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等																																	
全給水喪失	・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等																																	
原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)	・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作等																																	
原子炉緊急停止系誤動作	・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等																																	
原子炉補機冷却水系故障	・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失等																																	
手動停止	・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止																																	
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																	
外部電源喪失	内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等																																	
非隔離事象	内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等																																	
隔離事象	内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等																																	
全給水喪失	内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等																																	
逃がし安全弁誤開放	内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤動作等																																	
手動停止	内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止																																	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>て、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳も含めて定性的に分析した結果を別紙1(補足1)に示す。</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、事故シーケンスの発生可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2. 格納容器破損モード選定に関わる検討</p> <p>外部事象レベル1.5PRA については、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないことから、以下のとおり定性的な検討を実施した。</p> <p>2.1 地震の影響</p> <p>地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を別紙1(補足2)に示す。</p> <p>また、出力運転時を対象として実施した地震時レベル1PRAの結果からは、地震特有の炉心損傷モードとして原子炉建屋の破損や原子炉格納容器の破損等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象では原子炉格納容器も破損に至るが、この場合の原子炉格納容器の破損は事象進展によって原子炉格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについて原子炉格納容器の破損防止の観点での対策は、緩和系による収束ではなく耐震補強等による発生防止によって達成されるものであり、有効性評価における評価事故シーケンスとしては適切でないと考える。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2.2 津波の影響</p> <p>津波がプラントに与え得る特有の影響について、建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、原子炉格納容器が津波による物理的負荷(波力・漂流物の衝撃力)によって直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p>	<p>響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳も含めて定性的に分析した結果を添付1に示す。</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び外部人為事象について、起因事象発生の可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて抽出した起因事象を誘発する要因による事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2. 格納容器破損防止対策の格納容器破損モードの抽出に係る検討</p> <p>外部事象レベル1.5PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないことから、以下のとおり定性的な検討を実施した。</p> <p>2.1 地震の影響</p> <p>地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を添付2に示す。</p> <p>また、出力運転時を対象として実施した地震時レベル1PRAの結果からは、地震特有の事象として原子炉建屋損傷や格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象については、深刻な事故の場合には格納容器も破損に至るが、この場合の格納容器破損は事象進展によって格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについては、耐震補強等による事象の発生防止を図ること、あるいは大規模損壊対策として可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により影響緩和を試みることで対応していく事象であり、有効性評価において取り扱う事象としては適切でないと考える。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>2.2 津波の影響</p> <p>津波がプラントに与え得る特有の影響について、建物外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、格納容器が津波による物理的負荷(波力・漂流物の衝撃力)によって直接損傷することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p>	<p>影響緩和方針の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>2.3 内部溢水・内部火災の影響</p> <p>1.1 に示したレベル1PRA の観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRA で用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと判断しており、原子炉格納容器が直接破損することも想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2.4 その他の外部事象の影響</p> <p>1.2 に示したプラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRA の結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>3. 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に関する検討</p> <p>停止時レベル1PRA については、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関するレベル1PRA の標準的なPRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震、津波レベル1PRA の評価結果、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する整理、第1 図に示す内部事象停止時レベル1PRA のマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象によって発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し起因事象の抽出結果を第2 表にまとめた。</p> <p>さらに抽出した起因事象をもとに、内部事象停止時レベル1PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。</p> <p>3.1 出力運転時と運転停止中のプラント状態等の差異</p> <p>運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはそ</p>	<p>2.3 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>1.1に示した起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1 P R Aで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないと推定しており、格納容器が直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1. 5 P R Aで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1. 5 P R Aにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>2.4 その他の外部事象の影響</p> <p>1.2に示したプラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては、内部事象出力運転時レベル1 P R Aの結果抽出された事故シーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1. 5 P R Aで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1. 5 P R Aにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討</p> <p>停止時レベル1 P R Aについては、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1 P R Aの標準的なP R A手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震・津波レベル1 P R Aの評価結果、内部溢水・内部火災及びその他の外部事象に関する整理、図1に示す内部事象停止時レベル1 P R Aのマスターロジックダイアグラムを参考に、地震・津波・内部溢水・内部火災及びその他の外部事象により発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し、表2にまとめた。</p> <p>さらに、抽出した起因事象を基に、内部事象停止時レベル1 P R Aにて抽出した事故シーケンスグループ以外に、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。</p> <p>3.1 出力運転時と運転停止中のプラント状態等の差異</p> <p>運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たっては</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

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

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>3.2 地震の影響</p> <p>個々の機器が地震を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系及び外部電源が該当する。</p> <p>地震により原子炉補機冷却水系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、また、碍子、所内電源設備等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て燃料損傷に至る可能性があるが、事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象運転停止時レベル1PRAにて抽出されたものに含まれる。</p> <p>地震特有の事象として、原子炉建屋、原子炉格納容器等の建屋・構築物の破損、格納容器バイパス、原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Excessive-LOCA）、計測制御電源喪失の発生が挙げられるが、これらについては出力運転時を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>したがって、運転停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1PRAにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>3.3 津波による影響</p> <p>停止時には点検等に伴い、運転時にはない開口が生じている可能性が考えられるが、運転時の津波PRAにおいても、地下開口部からの浸水を考慮していることから、浸水及びその伝播経路については運転時と停止時において相違はないものとするが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波PRAでは期待していないことから、停止時においても期待しないものとする、そのバックアッ</p>	<p>る。</p> <p>3.2 地震の影響</p> <p>地震により個々の機器が損傷する可能性は運転時と運転停止中で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と運転停止中で異なり、運転停止中は燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>運転停止中に燃料の崩壊熱を除去している系統は、残留熱除去系及びそのサポート系である残留熱除去系海水系、外部電源から給電される所内電源設備である。</p> <p>地震により残留熱除去系又は残留熱除去系海水系が機能喪失すると「残留熱除去系の故障」の起因事象が発生し、碍子又は所内電源設備等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機能を有する系統が機能喪失した場合は燃料損傷に至るが、この事故シーケンスは、同じ系統がランダム故障等で発生することを想定している内部事象停止時レベル1PRAにて抽出される事故シーケンスと同じである。</p> <p>地震特有の事象として、原子炉建屋損傷、格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、格納容器バイパス、原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Excessive LOCA）、計装・制御系喪失が発生すると、直接炉心損傷に至る事象が発生するが、これらについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で燃料損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、原子炉建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>したがって、運転停止中の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1PRAから抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>3.3 津波による影響</p> <p>運転停止中においては、点検作業等に伴い、出力運転時にはない開口（大物搬入口の水密扉等の建屋開口部、防潮堤貫通部の止水防止対策の点検に伴う一時的な開口部）が発生することが考えられ、事故シーケンス選定においては、この差異について考慮する必要がある。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>プとなる非常用電源が重要となる。</p> <p>津波により海水が建屋内へ浸水すると、海水が機器の設置高さに到達した時点で、原子炉補機冷却水系の機能喪失が発生し、「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生する。以降、海水の浸水高さに応じて「全交流動力電源喪失」「直流電源喪失」が発生すると考えられる。浸水高さに応じて発生する起因事象が異なるという考え方は、出力運転時を対象とした津波PRAと同様である。また、燃料損傷防止対策も出力運転時を対象とした津波PRAと同様、津波による浸水防止である。したがって、運転停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1PRAにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>なお、プラント停止時において、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区分は機能維持可能な運用とする。</p> <p>3.4 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>個々の機器が内部溢水又は内部火災の影響を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系及び外部電源が該当する。</p>	<p>大物搬入口の水密扉等については、出力運転時津波レベル1PRAにおいて期待しておらず、防潮堤を超え敷地に遡上する津波が原子炉建屋1階床面に到達すると「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」の事故シーケンスとして取り扱っている。運転停止時においてもこの考え方を適用すると、大物搬入口の水密扉等の建屋開口部の有無による事故シーケンス選定への影響はない。</p> <p>一方、防潮堤については、出力運転時の津波レベル1PRAにおいて期待しているが、運転停止中における防潮堤貫通部の止水対策の点検作業に伴い、一時的に開口部が生じている間に防潮堤高さ未達の津波が発生した場合は、津波が開口部から敷地内に浸水することが考えられる。この場合でも、敷地内に浸水する津波の量が限定的であり、非常用海水ポンプの健全性は維持されると考えられものの、非常用海水ポンプが没水、被水により機能喪失した場合は「最終ヒートシンク喪失」の起因事象が発生する。ただし、これを起因とする事故シーケンスに対しては、内部事象停止時レベル1PRAから抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループと同様、常設代替高圧電源装置、低圧代替注水系（常設）等により燃料損傷を防止できる。</p> <p>また、防潮堤高さを超える津波に対しては、防潮堤貫通部の止水対策の点検作業の有無に関わらず、非常用海水ポンプが没水、被水により機能喪失し「最終ヒートシンク喪失」の起因事象が発生する。ただし、この場合においても、内部事象停止時レベル1PRAから抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループと同様、常設代替高圧電源装置、低圧代替注水系（常設）等により燃料損傷を防止できる。</p> <p>以上より、運転停止中の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1PRAから抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>なお、運転停止中は、常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が点検に伴い待機除外となる場合もあるものの、燃料損傷防止対策が全て喪失するような複数の同時点検は実施しない運用とするとともに、その対策の機能維持に必要な浸水防止設備を維持する運用とする。</p> <p>3.4 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>内部溢水、内部火災により個々の機器が損傷する可能性は運転時と運転停止中で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と運転停止中で異なり、運転停止中は燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>運転停止中に燃料の崩壊熱を除去している系統は、残留熱除去系及びそのサポート系である残留熱除去系海水系、外部電源から給電される所内電源設備である。</p>	<p>出力運転時津波レベル1PRAにおける防潮堤の考慮に有無の相違</p> <p>プラント型式の相違による運用の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>内部溢水、内部火災により原子炉補機冷却水系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム要因による同系統の機能喪失を想定する内部事象運転停止時レベル 1PRA にて抽出された事故シーケンスに含まれている。</p> <p>したがって、運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル 1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>なお、停止時においても必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を講じ、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失の発生を防止する*。</p> <p>※内部溢水：定期検査時等でのハッチ開放時の運用として異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しない等、内部溢水が複数の安全機能に影響しないよう対応を実施する          内部火災：原子炉停止時も必要な防護処置等は実施される</p> <p>3.5 その他の外部事象の影響</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、出力運転時の整理（別紙1（補足1））を参考に起因事象が発生し得るかを確認した。確認の結果、出力運転時と運転停止中を比較し、プラント状態、必要な機能の違いが評価に影響しないことを確認した。</p> <p>その他の自然現象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止時レベル 1PRA において抽出される起因事象に包含されるため、内部事象停止時レベル 1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>4. まとめ</p> <p>今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階で PRA を適用可能と判断した出力運転時地震レベル 1PRA、出力運転時津波レベル 1PRA 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないものと評価した。</p> <p>なお、今回定性的な分析とした各 PRA や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災および地震随伴溢水を対象とした PRA については、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	<p>内部溢水、内部火災により運転中の残留熱除去系又は残留熱除去系海水系が機能喪失すると「残留熱除去系の故障」の起因事象が発生し、所内電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シーケンスは、同系統の機器のランダム故障による機能喪失を想定する内部事象停止時レベル 1 P R A で考慮している起因事象に含まれている。</p> <p>したがって、運転停止中の内部溢水、内部火災の発生する起因事象の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル 1 P R A から抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>なお、運転停止中においても、燃料損傷防止に必要な機能を全て喪失することのないよう、必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を維持する運用とする。</p> <p>3.5 その他の外部事象の影響</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び外部人為事象について、運転時を対象とした整理を参考に、運転停止中に起因事象が発生し得るかを確認した。その結果、その他の外部事象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止時レベル 1 P R A において抽出した起因事象に包含されるため、内部事象停止時レベル 1 P R A にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>4. まとめ</p> <p>今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階で P R A を適用可能と判断した出力運転時地震レベル 1 P R A、出力運転時津波レベル 1 P R A 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードはないものと評価した。</p> <p>なお、今回定性的な分析とした各 P R A や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象とした P R A については、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>炉心損傷に至る可能性のある異常事象</p> <p>燃料の機械的破損</p> <p>燃料の過熱破損</p> <p>燃料の冷却不良</p> <p>燃料の過出力</p> <p>原子炉冷却材流出</p> <p>冷却材蒸発</p> <p>外部電源喪失</p> <p>崩壊熱除去機能喪失</p> <p>一次冷却材バウンダリ機能喪失</p> <p>反応度投入事象</p> <p>燃料集合体の落下</p> <p>☐ : 評価対象</p>	<p>炉心損傷に至る可能性のある異常事象</p> <p>燃料の熱的損傷</p> <p>燃料の機械的損傷</p> <p>燃料の冷却不良</p> <p>燃料の過出力</p> <p>崩壊熱除去失敗</p> <p>原子炉冷却材の流出</p> <p>残留熱除去系の故障</p> <p>外部電源喪失</p> <p>原子炉冷却材の流出</p> <p>反応度投入事象</p> <p>燃料集合体の落下事象</p> <p>☐ : 評価対象</p>	<p>備 考</p> <p>図1 内部事象停止時レベル1 PRAのマスタロジックダイアグラム</p>
<p>第1図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象 マスタロジックダイアグラム</p>		

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
地震	想定される系統・機器の損傷			起因事象
	津波	内部火災・内部漏水	その他の外部事象	
<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源設備（送受電設備）の損傷※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源設備（送受電設備）の水没※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源設備（送受電設備）の機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源設備（送受電設備）の機能喪失（積雪、低温、火山、風（台風、竜巻、地震））</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水系の損傷</li> <li>残留熱除去系の損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>建屋内浸水による原子炉補機冷却水系・冷却海水系、残留熱除去系ポンプ等の水没</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>海水系の閉塞（火山、生物学的事象、風（台風、竜巻））</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱除去機能喪失</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>建屋・構築物（原子炉建屋）</li> <li>建屋・構築物（原子炉圧力容器・原子炉格納容器）</li> <li>格納容器バイパス</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Excessive LOCA）</li> <li>計測制御電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>一次冷却材バウンダリ機能喪失</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>出力運転時 PRA では全交流動力電源喪失・直流電源喪失を起因事象として取り扱っているが、停止時 PRA では緩和系として取り扱っているため起因事象の抽出の対象としない（事故シーケンスとしては全交流動力電源喪失（外部電源喪失+全非常用ディーゼル発電機喪失）を想定）。</li> <li>※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失は「Excessive LOCA」として直接炉心損傷に至る事象に整理する。</li> <li>※3：プラント停止時において、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないよう複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区間は機能維持可能な運用とする。</li> </ul>				<ul style="list-style-type: none"> <li>出力運転時の地震 PRA に基づき、直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、別紙2に示すとおり、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転時の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事故対処設備、及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることと対応すべきものと考ええる。</li> </ul>

表2 運転停止中原子炉における各外部事象で発生する起因事象の抽出結果

外部事象	地震	津波	内部火災・内部漏水	その他の外部事象	主な燃料損傷防止対策
残留熱除去系の故障	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系の損傷</li> <li>残留熱除去系海水系の損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系海水系の機能喪失</li> <li>原子炉建屋内浸水による残留熱除去系の機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系ポンプの停止</li> <li>残留熱除去系海水系ポンプの停止</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系海水系の機能喪失（竜巻、落雷）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>低圧代替注水系（常設、可搬型）</li> <li>緊急用海水系</li> <li>津波防護対策</li> </ul>
外部電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>送受電設備の損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>送受電設備の機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>送受電設備の機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>送受電設備の機能喪失（凍結、積雪、火山、竜巻、森林火災、落雷）</li> </ul>	
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>—※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	
反応度投入事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	
直接炉心損傷に至る事象	<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ダリ喪失（Excessive LOCA）</li> <li>計測・制御系喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>出力運転時を対象とした地震 PRA 結果に至るが、直接炉心損傷に至る起因事象を抽出しているが、別紙2に示すとおり、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転時の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事故対処設備、及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることと対応すべきものと考ええる。</li> </ul>

※1：原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失は直接炉心損傷に至る事象として整理する。

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: center;">別紙1（補足1）</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震・津波以外の外部事象の考慮について</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条第1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。</p> <p>外部事象の内、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シーケンスグループの抽出を実施している。（ただし、地震随伴火災や津波随伴火災等、随件事象の評価はまだ未確立であり、今回、評価はできていない。）</p> <p>また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>さらに人為事象についても定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>1. 前提条件            (1) 評価対象事象            設計基準を設定する自然現象の選定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。</p> <p>設計基準の設定を行っていないものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか（もしくは有意な頻度では発生しないか）、影響度の大きさがほかの自然現象に包絡されるものである。</p> <p>したがって、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準を設定している以下の7事</p>	<p style="text-align: center;">添付1</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震・津波以外の外部事象の考慮について</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条第1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。</p> <p>外部事象のうち、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シーケンスグループの抽出を実施している。</p> <p>また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>さらに外部人為事象についても定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>また、自然現象、外部人為事象が重畳することによる影響についても、定性的な評価を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>1. 前提条件            (1) 評価対象事象            設計基準を設定する自然現象（以下「設計基準設定事象」という。）の設定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも東海第二発電所において発生する可能性があるか、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。（補足1）</p> <p>したがって、設計基準設定事象以外のものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準設定事象である以下の12事象を対象に実施するものとする。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>象を対象に実施するものとする。</p> <p>&lt;設計基準設定事象&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・風（台風）</li> <li>・竜巻</li> <li>・低温（凍結）</li> <li>・降水</li> <li>・積雪</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・落雷</li> <li>・火山</li> </ul> <p>なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シーケンスに至ることはない（もしくは、有意な頻度では発生しない）と判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記7事象に加え詳細評価が必要な事象はないことを確認している。（添付資料1-1）</p> <p>また、各人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定自然現象に包絡されることを確認している。（添付資料1-2）</p> <p>(2) 想定範囲</p> <p>上記自然現象については、それぞれ考慮すべき最も苛酷と考えられる条件を設計基準として設定している。具体的には、既往最大や年超過確率<math>10^{-4}</math>/年～<math>10^{-5}</math>/年を目安としていることから、それよりも低頻度（<math>10^{-7}</math>/年）で発生する規模を仮定する。</p> <p>2. 評価方法</p> <p>2.1 起因事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>1. にて示した風、積雪等の自然現象が既往最大や年超過確率<math>10^{-4}</math>/年～<math>10^{-5}</math>/年といった設計基準よりも低頻度（<math>10^{-7}</math>/年）となる規模で発生した場合に、発電所に与える</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・極低温（凍結）</li> <li>・降水（豪雨（降雨））</li> <li>・積雪（暴風雪）</li> <li>・高潮</li> <li>・火山（火山活動・降灰）</li> <li>・生物学的事象</li> <li>・洪水（外部洪水）</li> <li>・風（台風）</li> <li>・竜巻</li> <li>・森林火災</li> <li>・落雷</li> <li>・地滑り</li> </ul> <p>なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シーケンスに至ることはないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであると判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記12事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。なお、このうち6事象については、他事象に包絡される（降水（豪雨（降雨））、高潮、風（台風）、洪水（外部洪水））か、起因事象の発生はない（生物学的事象、地滑り）ことを確認している。（補足2）</p> <p>また、各外部人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定事象に包絡されることを確認している。（補足3）</p> <p>(2) 想定範囲</p> <p>上記設計基準設定事象については、それぞれ考慮すべき最も過酷と考えられる条件を設定している。具体的には、設計基準設定を超えた規模を仮定する。</p> <p>2. 評価方法</p> <p>2.1 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>1. にて示した風、積雪等の自然現象が設計基準を超える規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の</p>	<p>設計基準事象選定方針の相違</p> <p>設計基準事象抽出方針の相違</p> <p>事象想定規模の相違（年超過確率は用いない）</p> <p>事象想定規模の相違（年超過確率は用いない）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し、対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか（設備等への損傷・機能喪失モード）の抽出を行う。</p> <p>(2)評価対象設備の選定            (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がある設備等の内、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>(3)起回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する。            シナリオの選定に当たっては、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となり得るシナリオを選定する。            なお、起回事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1 PSA 編）：2008」（以下、学会標準）等に示される考え方等を参考に行う。</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発生可能性を評価し、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う。            なお、過去の観測実績や統計的な評価結果等をもとに発生可能性を評価可能なものについては、有意な頻度（<math>10^{-7}</math>/年）又は影響のある事故シーケンスの要因となる可能性について考察を行う。</p> <p>2.2 事故シーケンスの特定            2.1(4)項にて特定した起回事象について、内部事象レベル 1PRA や地震、津波レベル 1PRA にて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シーケンスにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。            また、新たな事故シーケンスにつながる可能性のある起回事象が確認された場合、事故シーケンスに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シーケンスとなり得るかについて確認を行う。            事故シーケンスに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法を参考に実施するものとする。</p> <p>3. 個別事象評価のまとめ            1. に示した各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性について検討を</p>	<p>評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し、対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか（設備等への損傷・機能喪失モード）の抽出を行う。</p> <p>(2)評価対象設備の選定            (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がある設備等のうち、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>(3)起回事象となりうるシナリオの選定            (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する。            シナリオの選定に当たっては、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となりうるシナリオを選定する。            なお、起回事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008（レベル1 P S A編）」（以下、「学会標準」）に示される考え方などを参考に行う。</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発生可能性を評価し、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う。            なお、過去の観測実績等をもとに発生可能性を評価可能なものについては、影響のある事故シーケンスの要因となる可能性について考察を行う。</p> <p>2.2 事故シーケンスの特定            2.1(4)項にて特定した起回事象について、内部事象レベル 1 P R Aや地震、津波レベル 1 P R Aにて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シーケンスにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。            また、新たな事故シーケンスにつながる可能性のある起回事象が確認された場合、事故シーケンスに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シーケンスとなりうるかについて確認を行う。            事故シーケンスに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法を参考に実施するものとする。</p> <p>3. 個別事象評価のまとめ            1. にて示した各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性のある起因</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>実施した結果（添付資料2参照）、内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。</p> <p>4. 設計基準を超える自然現象・人為事象の重畳の考慮について</p> <p>(1)自然現象の重畳影響</p> <p>自然現象の重畳評価においては、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する必要がある。また、事象の想定範囲は、自然現象の重ね合わせが設計基準より低頻度（<math>10^{-7}</math>/年）で発生する規模を仮定する。</p> <p>I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース（例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の重ね合わせ）</p> <p>II. ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース（例：地震により止水機能が喪失して浸水量が増加）</p> <p>III-1. ほかの自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース（例：降水による降下火砕物密度の増加（降水時は、降下火砕物自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定））</p> <p>III-2. ほかの自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）</p> <p>(2)自然現象の重畳によるシナリオの選定</p> <p>設計基準を設定する自然現象の選定において収集した自然現象を対象に、2つの異なる事象が重畳した際の影響を、(1)に示すI～III-2に分類した（添付資料3参照）。ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳の影響を考慮する必要がないものと判断し確認対象から除外した。</p> <p>○柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象。</p> <p>No. 8：結氷板、流氷、氷壁、No. 11：砂嵐、No. 22：洪水、No. 23：池・河川の水位低下、No. 24：河川の迂回、No. 25：干ばつ、No. 39：隕石、衛星の落下、No. 41：土石流</p> <p>○単独事象での評価において設備等への影響が無い（もしくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判</p>	<p>事象について特定した結果（補足2-1～6参照）、内部事象や地震、津波レベル1PRAで考慮している起因事象に包含されることを確認した。また、各評価対象事象によって機能喪失する可能性のある緩和設備について確認し、起因事象が発生した場合であっても、緩和設備が機能維持すること等により、必要な機能を確保することは可能であることを確認した（補足2-7）。したがって、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。</p> <p>4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について</p> <p>(1)自然現象の重畳影響</p> <p>自然現象の重畳評価については、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する必要がある。</p> <p>I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース（例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の組合せ）</p> <p>II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース（例：地震により止水機能が喪失して浸水量が増加）</p> <p>III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース（例：降水による降下火砕物密度の増加（降水時は降下火砕物自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定））</p> <p>III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）</p> <p>(2)自然現象の重畳によるシナリオの選定</p> <p>基本的には一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した自然現象について(1)項I～III-2に示した重畳影響の確認を実施した。</p> <p>ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳影響考慮不要と判断し確認対象から除外した。</p> <p>○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（若しくは、発生が極めて稀）と判断した事象</p> <p>No. 2：隕石、No. 9：土壌の収縮又は膨張、No. 14：雪崩、No. 24：草原火災、No. 28：ハリケーン、No. 31：氷壁、No. 32：土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）、No. 42：地滑り、No. 43：カルスト、No. 44：地下水による浸食、No. 53：土石流、No. 54：水蒸気</p> <p>○単独事象での評価において設備等への影響がない（若しくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判</p>	<p>事象の収集及び抽出方法の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>断した事象。            No.7：霜，霜柱，No.12：霧，靄，No.16：低温水（海水温低）</p> <p>重畳事象については，(1)に示すⅠ～Ⅲ-2の影響が考えられるものの，以下に示す理由から，単独事象での評価において抽出されたシナリオを超えるシナリオが生じることではなく，新たなシナリオは確認されない。</p> <p>Ⅰ. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し，重ね合わさって増長するケース            重畳により影響度合いが大きくなるのみであり，元々，単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると，新たなシナリオは生じない。</p> <p>Ⅱ. ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース            単独の自然現象に対するシナリオの選定において，設計基準を越える事象を評価対象としているということは，つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり，単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。</p> <p>Ⅲ-1. ほかの自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース            一方の自然現象の前提条件が，他方の自然現象により変化し，元の自然現象の影響度が大きくなったとしても，Ⅰ.と同様，単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため，新たなシナリオは生じない。</p> <p>Ⅲ-2. ほかの自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース            単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し，事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものは，降下火砕物と降水の組み合わせのみであったが，屋外設備（変圧器，軽油タンク等）の損傷を想定しても，起因事象としては外部電源喪失，全交流動力電源喪失であり，新しいシナリオが生じるものではない。</p> <p>(3)人為事象の重畳影響            外部人為事象の重畳影響については，添付資料4に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。</p> <p>(4)重畳事象評価のまとめ            事故シーケンスの抽出という観点においては，上述のとおり，自然現象・人為事象が重畳することにより，単独事象の評価で選定されたシナリオに対し新たなもの</p>	<p>と判断した事象            No.4：河川の迂回，No.16：海岸浸食，No.17：干ばつ，No.21：濃霧，No.23：霜・白霜，No.26：極高温，No.34：湖又は河川の水位低下，No.36：陥没，地盤沈下，地割れ，No.38：もや，No.39：塩害・塩雲，No.40：地面の隆起，No.51：低温水（海水温低），No.52：泥湧出（液状化）</p> <p>確認した結果としては，重畳影響Ⅰ～Ⅲ-1については，以下に示す理由から，単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオが生じることではなく，重畳影響Ⅲ-2についても，他事象にて抽出したシナリオであり，新たなものが確認されなかった。個別自然現象の重畳影響確認結果を補足4に示す。また，外部人為事象との重畳影響については，補足5に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。</p> <p>Ⅰ. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し，重ね合わさって増長するケース            重畳により影響度合いが大きくなるのみであり，元々，単独で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると，新たなシナリオは生じない。</p> <p>Ⅱ. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース            単独の自然現象に対するシナリオの選定において，設計基準を越える事象を評価対象としているということは，つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり，単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。</p> <p>Ⅲ-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース            一方の自然現象の前提条件が，他方の自然現象により変化し，元の自然現象の影響度が大きくなったとしても，Ⅰ.と同様，単独で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため，新たなシナリオは生じない。</p> <p>Ⅲ-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース            単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し，事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものは，降下火砕物と降水の組合せのみであったが，屋外設備（送変電設備，海水ポンプ等）の損傷を想定しても，起因事象としては外部電源喪失，全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失であり，新しいシナリオは生じない。</p> <p>(3)重畳影響評価まとめ            事故シーケンスの抽出という観点においては，上述のとおり，自然現象が重畳することにより，単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じるこ</p>	<p>事象の収集及び抽出方法の相違</p> <p>設備の相違による起因事象の相違</p> <p>記載箇所の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>が生じることはなく、自然現象・人為事象の重畳により追加すべき新たな事故シーケンスはないと判断した。</p> <p>5. 全体まとめ</p> <p>地震、津波以外の自然現象、人為事象について、事故シーケンスに至る可能性を検討した結果、内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないと判断した。</p> <p>また、地震、津波を含む、各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果、単独事象での評価と同様に、内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないと判断した。</p> <p>(添付資料)</p> <p>添付資料 1-1 各自然現象について考え得る起因事象の抽出          添付資料 1-2 各人為事象について考え得る起因事象の抽出          添付資料 2-1 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出          添付資料 2-2 設計基準を超える低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出          添付資料 2-3 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          添付資料 2-4 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          添付資料 2-5 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          添付資料 2-6 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出          添付資料 2-7 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</p> <p>添付資料 3 自然現象の重畳マトリックス          添付資料 4 外部人為事象に関わる重畳の影響について</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>とはなく、自然現象重畳により新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。</p> <p>5. 全体まとめ</p> <p>地震、津波以外の自然現象、外部人為事象について、事故シーケンスに至る可能性のある起因事象について特定した結果、内部事象や地震、津波レベル 1 P R A にて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。</p> <p>また、地震、津波を含む、各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果、単独事象での評価と同様に、内部事象や地震、津波レベル 1 P R A にて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。</p> <p>補足資料</p> <p>補足 1 想定される自然現象及び発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定について          補足 2 過酷な自然現象により考え得る起因事象等</p> <p>補足 2-2 積雪事象に対する事故シーケンス抽出          補足 2-1 低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出          補足 2-6 落雷事象に対する事故シーケンス抽出          補足 2-3 火山事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>補足 2-4 竜巻事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>補足 2-5 森林火災事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>補足 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</p> <p>補足 3 過酷な外部人為事象により考え得る起因事象等          補足 4 自然現象の重畳確認結果          補足 5 外部人為事象に関わる重畳の影響について</p>	<p>事象の収集及び抽出方法を提示</p> <p>東海第二の補足 3</p> <p>事象評価内容は、竜巻に評価は包絡されると評価</p> <p>設計基準事象の抽出及び評価内容の相違          棋院事象の発生時及びそのチア王について提示          設計基準事象における選定評価の相違</p> <p>事象の収集及び抽出方法を提示</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p style="text-align: right;">補足1</p> <p>想定される自然現象及び発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定について</p> <p>想定される自然現象及び発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下、「想定される外部人為事象」という。）について選定を行った。</p> <p>（1）想定される自然現象及び想定される外部人為事象の抽出        設置許可基準規則の解釈第6条2項及び8項において、「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）」と「安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象」として、以下のとおり例示されている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）          （中略）          2 第1項に想定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。          （中略）          8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> </div> <p>想定される自然現象及び想定される外部人為事象について網羅的に抽出するための基準等については、国外の基準として「Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (IAEA, April 2010)」を、また外部人為事象を選定する観点から「DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)」、日本の自然現象を網羅する観点から「日本の自然災害（国会資料編纂会1998年）」を参考にした。これらの基準等に基づき抽出した想定される自然現象を第1-1表に、想定される外部人為事象を第1-2表に示す。</p> <p>なお、その他にNRCの「NUREG/CR-2300 PRA Procedures Guide (NRC, January 1983)」等の基準も事象収集の対象としたが、これら追加した基準の事象により、「(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び外部人為事象の選定結果」において選定される事象が増加することはなかった。</p>	<p style="text-align: right;">事象の収集及び抽出方法を提示</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	<p>第 1-1 表 考慮する外部ハザードの抽出（想定される自然現象）</p> <p>（丸数字は，外部ハザードを抽出した文献を示す。）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">外部ハザード</th> <th colspan="9">外部ハザードを抽出した文献等</th> </tr> <tr> <th>①</th> <th>②</th> <th>③</th> <th>④</th> <th>⑤</th> <th>⑥</th> <th>⑦</th> <th>⑧</th> <th>⑨</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1-1</td><td>極低温（凍結）</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>1-2</td><td>隕石</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-3</td><td>降水（豪雨（降雨））</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-4</td><td>河川の迂回</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-5</td><td>砂嵐</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-6</td><td>静振</td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-7</td><td>地震活動</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-8</td><td>積雪（暴風雪）</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-9</td><td>土壌の収縮又は膨張</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-10</td><td>高潮</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-11</td><td>津波</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-12</td><td>火山（火山活動・降灰）</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-13</td><td>波浪・高波</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-14</td><td>雪崩</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-15</td><td>生物学的事象</td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-16</td><td>海岸浸食</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-17</td><td>干ばつ</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-18</td><td>洪水（外部洪水）</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-19</td><td>風（台風）</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-20</td><td>竜巻</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-21</td><td>濃霧</td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-22</td><td>森林火災</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-23</td><td>霜・白霜</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-24</td><td>草原火災</td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-25</td><td>ひょう・あられ</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-26</td><td>極高温</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-27</td><td>満潮</td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-28</td><td>ハリケーン</td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>1-29</td><td>氷結</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-30</td><td>氷晶</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-31</td><td>氷壁</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-32</td><td>土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>1-33</td><td>落雷</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>1-34</td><td>湖または河川の水位低下</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> </tbody> </table>	No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等									①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	1-1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	1-2	隕石	○		○		○		○		○	1-3	降水（豪雨（降雨））	○	○	○	○	○	○	○		○	1-4	河川の迂回	○	○			○		○		○	1-5	砂嵐	○		○		○		○		○	1-6	静振	○				○		○		○	1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○		○	1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○		○	1-9	土壌の収縮又は膨張	○	○			○		○		○	1-10	高潮	○	○			○		○		○	1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○		○	1-12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○	1-13	波浪・高波	○	○			○		○		○	1-14	雪崩	○	○	○		○		○		○	1-15	生物学的事象	○			○		○	○		○	1-16	海岸浸食	○		○		○		○		○	1-17	干ばつ	○	○	○		○		○		○	1-18	洪水（外部洪水）	○	○	○		○	○	○		○	1-19	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○	1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○	1-21	濃霧	○				○		○		○	1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○	1-23	霜・白霜	○	○	○		○		○		○	1-24	草原火災	○								○	1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○		○	1-26	極高温	○	○	○		○		○		○	1-27	満潮	○				○		○		○	1-28	ハリケーン	○				○		○			1-29	氷結	○		○		○		○		○	1-30	氷晶			○						○	1-31	氷壁			○						○	1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）		○								1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○	1-34	湖または河川の水位低下	○		○		○		○		○	<p>事象の収集及び抽出方法を提示</p>
No	外部ハザード			外部ハザードを抽出した文献等																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-2	隕石	○		○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-3	降水（豪雨（降雨））	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-4	河川の迂回	○	○			○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-5	砂嵐	○		○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-6	静振	○				○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-9	土壌の収縮又は膨張	○	○			○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-10	高潮	○	○			○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-13	波浪・高波	○	○			○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-14	雪崩	○	○	○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-15	生物学的事象	○			○		○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-16	海岸浸食	○		○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-17	干ばつ	○	○	○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-18	洪水（外部洪水）	○	○	○		○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-19	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-21	濃霧	○				○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-23	霜・白霜	○	○	○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-24	草原火災	○								○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-26	極高温	○	○	○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-27	満潮	○				○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-28	ハリケーン	○				○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
1-29	氷結	○		○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-30	氷晶			○						○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-31	氷壁			○						○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1-34	湖または河川の水位低下	○		○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所										備考	
	No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等									事象の収集及び抽出方法を提示
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨		
1-35	湖または河川の水位上昇			○		○						
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○							○		
1-37	極限的な圧力（気圧高低）			○						○		
1-38	もや			○								
1-39	塩害，塩雲			○						○		
1-40	地面の隆起		○	○						○		
1-41	動物			○						○		
1-42	地滑り	○	○	○	○	○	○	○		○		
1-43	カルスト			○						○		
1-44	地下水による浸食			○								
1-45	海水面低			○						○		
1-46	海水面高		○	○						○		
1-47	地下水による地滑り			○								
1-48	水中の有機物			○								
1-49	太陽フレア，磁気嵐	○								○		
1-50	高温水（海水温高）			○						○		
1-51	低温水（海水温低）			○						○		
1-52	泥湧出（液状化）		○									
1-53	土石流		○							○		
1-54	水蒸気		○							○		
1-55	毒性ガス	○	○			○		○		○		
① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)												
② 「日本の自然災害」国会資料編集会 1998年												
③ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010												
④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成25年6月19日）												
⑤ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983												
⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造および設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成25年6月19日）												
⑦ Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”												
⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC公表												
⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」一般社団法人 日本原子力学会												

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	<p>第 1-2 表 外部ハザードの抽出（想定される外部人為事象）</p> <p>（丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。）</p> <table border="1" data-bbox="1305 357 2300 1228"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">外部ハザード</th> <th colspan="9">外部ハザードを抽出した文献等</th> </tr> <tr> <th>①</th> <th>②</th> <th>③</th> <th>④</th> <th>⑤</th> <th>⑥</th> <th>⑦</th> <th>⑧</th> <th>⑨</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>2-1</td><td>衛星の落下</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-2</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>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-3</td><td>交通事故（化学物質流出含む）</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-4</td><td>有毒ガス</td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-5</td><td>タービンミサイル</td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-6</td><td>飛来物（航空機落下）</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>2-7</td><td>工業施設又は軍事施設事故</td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-8</td><td>船舶の衝突（船舶事故）</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-9</td><td>自動車または船舶の爆発</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-10</td><td>船舶から放出される固体液体不純物</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-11</td><td>水中の化学物質</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-12</td><td>プラント外での爆発</td><td></td><td></td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-13</td><td>プラント外での化学物質の流出</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-14</td><td>サイト貯蔵の化学物質の流出</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-15</td><td>軍事施設からのミサイル</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-16</td><td>掘削工事</td><td></td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-17</td><td>他のユニットからの火災</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-18</td><td>他のユニットからのミサイル</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-19</td><td>他のユニットからの内部溢水</td><td></td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-20</td><td>電磁的障害</td><td></td><td></td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-21</td><td>ダムの崩壊</td><td></td><td></td><td>○</td><td>○</td><td></td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td></tr> <tr><td>2-22</td><td>内部溢水</td><td></td><td></td><td></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>2-23</td><td>火災（近隣工場等の火災）</td><td></td><td></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td></td><td></td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)</p> <p>② 「日本の自然災害」国会資料編集会 1998 年</p> <p>③ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010</p> <p>④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）</p> <p>⑤ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983</p> <p>⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造および設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）</p> <p>⑦ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”</p> <p>⑧ B.5.b Phase2&amp;3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC 公表</p> <p>⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」一般社団法人 日本原子力学会</p>	No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等									①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	2-1	衛星の落下	○		○				○		○	2-2	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	○		○		○		○			2-3	交通事故（化学物質流出含む）	○		○	○	○		○		○	2-4	有毒ガス	○			○	○	○	○			2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○			2-6	飛来物（航空機落下）	○		○	○	○	○	○	○	○	2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○		○	2-8	船舶の衝突（船舶事故）	○		○	○		○			○	2-9	自動車または船舶の爆発	○		○						○	2-10	船舶から放出される固体液体不純物			○						○	2-11	水中の化学物質			○							2-12	プラント外での爆発			○	○		○			○	2-13	プラント外での化学物質の流出			○						○	2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○			2-15	軍事施設からのミサイル			○							2-16	掘削工事		○	○							2-17	他のユニットからの火災			○							2-18	他のユニットからのミサイル			○							2-19	他のユニットからの内部溢水			○							2-20	電磁的障害			○	○		○			○	2-21	ダムの崩壊			○	○		○			○	2-22	内部溢水				○	○	○	○			2-23	火災（近隣工場等の火災）			○	○	○	○			○	<p>事象の収集及び抽出方法を提示</p>
No	外部ハザード			外部ハザードを抽出した文献等																																																																																																																																																																																																																																																																															
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-1	衛星の落下	○		○				○		○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-2	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	○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																											
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	○		○	○	○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-4	有毒ガス	○			○	○	○	○																																																																																																																																																																																																																																																																											
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○																																																																																																																																																																																																																																																																											
2-6	飛来物（航空機落下）	○		○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-8	船舶の衝突（船舶事故）	○		○	○		○			○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-9	自動車または船舶の爆発	○		○						○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-10	船舶から放出される固体液体不純物			○						○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-11	水中の化学物質			○																																																																																																																																																																																																																																																																															
2-12	プラント外での爆発			○	○		○			○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-13	プラント外での化学物質の流出			○						○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○																																																																																																																																																																																																																																																																											
2-15	軍事施設からのミサイル			○																																																																																																																																																																																																																																																																															
2-16	掘削工事		○	○																																																																																																																																																																																																																																																																															
2-17	他のユニットからの火災			○																																																																																																																																																																																																																																																																															
2-18	他のユニットからのミサイル			○																																																																																																																																																																																																																																																																															
2-19	他のユニットからの内部溢水			○																																																																																																																																																																																																																																																																															
2-20	電磁的障害			○	○		○			○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-21	ダムの崩壊			○	○		○			○																																																																																																																																																																																																																																																																									
2-22	内部溢水				○	○	○	○																																																																																																																																																																																																																																																																											
2-23	火災（近隣工場等の火災）			○	○	○	○			○																																																																																																																																																																																																																																																																									

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考												
	<p>(2) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される外部人為事象の選定</p> <p>(1) で網羅的に抽出した事象について、東海第二発電所において設計上考慮すべき事象を選定するため、海外での評価手法*を参考とした第 1-3 表の除外基準のいずれかに該当するものは除外して事象の選定を行った。</p> <p style="text-align: center;">第 1-3 表 考慮すべき事象の除外基準（参考 1 参照）</p> <table border="1" data-bbox="1270 478 2365 846"> <tr> <td>基準A</td> <td>プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない。(例：No. 1-5 砂嵐)</td> </tr> <tr> <td>基準B</td> <td>ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。(例：No. 1-16 海岸浸食)</td> </tr> <tr> <td>基準C</td> <td>プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれない(例：No. 1-21 濃霧)</td> </tr> <tr> <td>基準D</td> <td>影響が他の事象に包絡される。(例：No. 1-27 満潮)</td> </tr> <tr> <td>基準E</td> <td>発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：No. 1-2 隕石)</td> </tr> <tr> <td>基準F</td> <td>外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項で評価している。または故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項 (例：No. 2-5 タービンミサイル)</td> </tr> </table> <p>※ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”</p> <p>(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される外部人為事象の選定結果</p> <p>(2) で検討した除外基準に基づき、東海第二発電所において設計上考慮すべき事象を選定した結果を第 1-4 表及び第 1-5 表に示す。</p> <p>第 6 条に該当する「想定される自然現象」として、以下の 12 事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・洪水（外部洪水）</li> <li>・風（台風）</li> <li>・竜巻</li> <li>・極低温（凍結）</li> <li>・降水（豪雨（降雨））</li> <li>・積雪（暴風雪）</li> <li>・落雷</li> <li>・地滑り</li> <li>・火山（火山活動・降灰）</li> <li>・生物学的事象</li> <li>・森林火災</li> <li>・高潮</li> </ul> <p>また、「想定される外部人為事象」として、以下の 7 事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・飛来物（航空機落下）</li> <li>・ダムの崩壊</li> <li>・プラント外での爆発</li> <li>・火災（近隣工場等の火災）</li> <li>・有毒ガス</li> <li>・船舶の衝突（船舶事故）</li> <li>・電磁的障害</li> </ul>	基準A	プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない。(例：No. 1-5 砂嵐)	基準B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。(例：No. 1-16 海岸浸食)	基準C	プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれない(例：No. 1-21 濃霧)	基準D	影響が他の事象に包絡される。(例：No. 1-27 満潮)	基準E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：No. 1-2 隕石)	基準F	外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項で評価している。または故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項 (例：No. 2-5 タービンミサイル)	<p style="text-align: center;">備 考</p> <p style="text-align: right;">事象の収集及び抽出方法を提示</p>
基準A	プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない。(例：No. 1-5 砂嵐)													
基準B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。(例：No. 1-16 海岸浸食)													
基準C	プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれない(例：No. 1-21 濃霧)													
基準D	影響が他の事象に包絡される。(例：No. 1-27 満潮)													
基準E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：No. 1-2 隕石)													
基準F	外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項で評価している。または故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項 (例：No. 2-5 タービンミサイル)													

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考																																																																																
	<p style="text-align: center;">第 1-4 表 設計基準において想定される自然現象の選定結果</p> <table border="1" data-bbox="1299 283 2306 1757"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部ハザード</th> <th>選定基準</th> <th>選定</th> <th>備 考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1-1</td> <td>極低温（凍結）</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「凍結」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> <tr> <td>1-2</td> <td>隕石</td> <td>E*1</td> <td>×</td> <td>安全施設の機能に影響を及ぼす規模の隕石が衝突する可能性は極めて低い。</td> </tr> <tr> <td>1-3</td> <td>降水（豪雨（降雨））</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「降水」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> <tr> <td>1-4</td> <td>河川の迂回</td> <td>B</td> <td>×</td> <td>発電所周辺の河川（久慈川）までは距離があり（約2km）、また、迂回事象は進展が遅く、進展防止対策が可能であるため、安全性の影響はないことから除外する。</td> </tr> <tr> <td>1-5</td> <td>砂嵐</td> <td>A, D</td> <td>×</td> <td>発電所及びその周辺には砂漠砂丘は存在せず、安全施設の機能に影響はないことから除外する。 大陸からの黄砂の影響については、「火山（火山活動・降灰）」に包絡される。</td> </tr> <tr> <td>1-6</td> <td>静振</td> <td>D</td> <td>×</td> <td>静振は、津波や波浪といった事象に誘因されるものであり、それ単体での影響はなく、「津波」に包絡される。</td> </tr> <tr> <td>1-7</td> <td>地震活動</td> <td>F</td> <td>×</td> <td>「第 4 条 地震による損傷の防止」にて評価される。</td> </tr> <tr> <td>1-8</td> <td>積雪（暴風雪）</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「積雪」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> <tr> <td>1-9</td> <td>土壌の収縮または膨張</td> <td>A, C</td> <td>×</td> <td>地盤の収縮または膨張が発生したとしても、施設荷重によって有意な圧密沈下・クリープ沈下は生じず、また膨潤性の地質でもない。なお、安全上重要な施設は岩着や杭基礎であり、影響はないことから除外する。</td> </tr> <tr> <td>1-10</td> <td>高潮</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「高潮」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> <tr> <td>1-11</td> <td>津波</td> <td>F</td> <td>×</td> <td>「第 5 条 津波による損傷の防止」にて評価される。</td> </tr> <tr> <td>1-12</td> <td>火山（火山活動・降灰）</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「火山」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> <tr> <td>1-13</td> <td>波浪・高波</td> <td>D</td> <td>×</td> <td>波浪は、風浪（風によってその場所に発生する波）とうねり（他の場所で発生した風浪の伝わり、風が静まった後に残される波）の混在した現象であり、高波は波浪の波高が高いものを指すが、設計基準津波による影響の方が大きく、「津波」に包絡される。</td> </tr> <tr> <td>1-14</td> <td>雪崩</td> <td>A</td> <td>×</td> <td>安全上重要な施設は周辺斜面と十分な離隔距離があること、発電所敷地内及び敷地周辺の地形に急傾斜はなく、雪崩が起きる可能性はないことから除外する。</td> </tr> <tr> <td>1-15</td> <td>生物学的事象</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「生物学的事象」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> </tbody> </table>	No.	外部ハザード	選定基準	選定	備 考	1-1	極低温（凍結）	—	○	「凍結」としてプラントへの影響評価を実施する。	1-2	隕石	E*1	×	安全施設の機能に影響を及ぼす規模の隕石が衝突する可能性は極めて低い。	1-3	降水（豪雨（降雨））	—	○	「降水」としてプラントへの影響評価を実施する。	1-4	河川の迂回	B	×	発電所周辺の河川（久慈川）までは距離があり（約2km）、また、迂回事象は進展が遅く、進展防止対策が可能であるため、安全性の影響はないことから除外する。	1-5	砂嵐	A, D	×	発電所及びその周辺には砂漠砂丘は存在せず、安全施設の機能に影響はないことから除外する。 大陸からの黄砂の影響については、「火山（火山活動・降灰）」に包絡される。	1-6	静振	D	×	静振は、津波や波浪といった事象に誘因されるものであり、それ単体での影響はなく、「津波」に包絡される。	1-7	地震活動	F	×	「第 4 条 地震による損傷の防止」にて評価される。	1-8	積雪（暴風雪）	—	○	「積雪」としてプラントへの影響評価を実施する。	1-9	土壌の収縮または膨張	A, C	×	地盤の収縮または膨張が発生したとしても、施設荷重によって有意な圧密沈下・クリープ沈下は生じず、また膨潤性の地質でもない。なお、安全上重要な施設は岩着や杭基礎であり、影響はないことから除外する。	1-10	高潮	—	○	「高潮」としてプラントへの影響評価を実施する。	1-11	津波	F	×	「第 5 条 津波による損傷の防止」にて評価される。	1-12	火山（火山活動・降灰）	—	○	「火山」としてプラントへの影響評価を実施する。	1-13	波浪・高波	D	×	波浪は、風浪（風によってその場所に発生する波）とうねり（他の場所で発生した風浪の伝わり、風が静まった後に残される波）の混在した現象であり、高波は波浪の波高が高いものを指すが、設計基準津波による影響の方が大きく、「津波」に包絡される。	1-14	雪崩	A	×	安全上重要な施設は周辺斜面と十分な離隔距離があること、発電所敷地内及び敷地周辺の地形に急傾斜はなく、雪崩が起きる可能性はないことから除外する。	1-15	生物学的事象	—	○	「生物学的事象」としてプラントへの影響評価を実施する。	<p style="text-align: right;">事象の収集及び抽出方法を提示</p>
No.	外部ハザード	選定基準	選定	備 考																																																																														
1-1	極低温（凍結）	—	○	「凍結」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																														
1-2	隕石	E*1	×	安全施設の機能に影響を及ぼす規模の隕石が衝突する可能性は極めて低い。																																																																														
1-3	降水（豪雨（降雨））	—	○	「降水」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																														
1-4	河川の迂回	B	×	発電所周辺の河川（久慈川）までは距離があり（約2km）、また、迂回事象は進展が遅く、進展防止対策が可能であるため、安全性の影響はないことから除外する。																																																																														
1-5	砂嵐	A, D	×	発電所及びその周辺には砂漠砂丘は存在せず、安全施設の機能に影響はないことから除外する。 大陸からの黄砂の影響については、「火山（火山活動・降灰）」に包絡される。																																																																														
1-6	静振	D	×	静振は、津波や波浪といった事象に誘因されるものであり、それ単体での影響はなく、「津波」に包絡される。																																																																														
1-7	地震活動	F	×	「第 4 条 地震による損傷の防止」にて評価される。																																																																														
1-8	積雪（暴風雪）	—	○	「積雪」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																														
1-9	土壌の収縮または膨張	A, C	×	地盤の収縮または膨張が発生したとしても、施設荷重によって有意な圧密沈下・クリープ沈下は生じず、また膨潤性の地質でもない。なお、安全上重要な施設は岩着や杭基礎であり、影響はないことから除外する。																																																																														
1-10	高潮	—	○	「高潮」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																														
1-11	津波	F	×	「第 5 条 津波による損傷の防止」にて評価される。																																																																														
1-12	火山（火山活動・降灰）	—	○	「火山」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																														
1-13	波浪・高波	D	×	波浪は、風浪（風によってその場所に発生する波）とうねり（他の場所で発生した風浪の伝わり、風が静まった後に残される波）の混在した現象であり、高波は波浪の波高が高いものを指すが、設計基準津波による影響の方が大きく、「津波」に包絡される。																																																																														
1-14	雪崩	A	×	安全上重要な施設は周辺斜面と十分な離隔距離があること、発電所敷地内及び敷地周辺の地形に急傾斜はなく、雪崩が起きる可能性はないことから除外する。																																																																														
1-15	生物学的事象	—	○	「生物学的事象」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																														

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所				備考
	No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考
	1-16	海岸浸食	B	×	基本的に取水に係る土木構築物はコンクリート製であり浸食はほとんどなく、仮に海底砂の流出等による海底勾配の変化が生じるような場合でも、非常に緩やかに進行するものと考えられ、保守管理による不具合防止が可能であるため、安全施設の機能の影響はないことから除外する。
	1-17	干ばつ	C	×	発電所は海水を冷却源としていることから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。また、淡水は復水貯蔵タンク等により保管していることから、干ばつが発生したとしても安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
	1-18	洪水（外部洪水）	—	○	「洪水」としてプラントへの影響評価を実施する。
	1-19	風（台風）	—	○	「風（台風）」としてプラントへの影響評価を実施する。
	1-20	竜巻	—	○	「竜巻」としてプラントへの影響評価を実施する。
	1-21	濃霧	C	×	設備に損傷を与えることはなく、安全施設の機能に影響はないことから除外する。
	1-22	森林火災	—	○	「森林火災」としてプラントへの影響評価を実施する。
	1-23	霜・白霜	C	×	設備に損傷を与えることはなく、安全施設の機能に影響はないことから除外する。
	1-24	草原火災	A	×	発電所及びその周辺には草原は存在しないことから除外する。
	1-25	ひょう・あられ	D	×	ひょう（直径5mm以上）、あられ（直径5mm未満）は氷の粒であり、仮に直径10cm程度のひょうを想定した場合でも、竜巻の設計飛来物（鋼製材：長さ4.2m、幅0.3m、奥行0.2m）の衝突荷重に比べ十分小さいことから、ひょう、あられにより安全施設の機能が損なわれる恐れはなく、「竜巻」に包絡される。
	1-26	極高温	C	×	気温は1日の中で高低差があるため高温期間は一時的であること、仮に水戸の過去最高気温（38.4℃）が継続したとしても、建屋内空調は海水にて冷却していることから室内の気温上昇の影響は著しくなく、安全機能に影響はないことから除外する。
	1-27	満潮	D	×	発電所周辺の既往最高潮位がT.P+1.46mであり、設計津波による影響の方が大きいことから、「津波」に包絡される。
	事象の収集及び抽出方法を提示				

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (シーケンス選定 別紙1)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所				備考
	No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考
	1-28	ハリケーン	A	×	日本がハリケーンの影響を受けることはないことから除外する。
	1-29	氷結	D	×	氷結とは水の凝固であり、影響は凍結と同等と考えられることから、「極低温(凍結)」に包絡される。
	1-30	氷晶	D	×	氷晶とは氷の結晶であり、仮に堆積しても影響は凍結と同等と考えられることから、「極低温(凍結)」に包絡される。
	1-31	氷壁	A	×	氷壁とは氷河の末端や氷山などの絶壁を指すが、発電所周辺で氷壁を含む海水の発生、流水の到達事例はないことから除外する。
	1-32	土砂崩れ (山崩れ, がけ崩れ)	A	×	発電所敷地内及び敷地周辺に土砂崩れを発生させるような急傾斜地形, 山, がけはないことから除外する。
	1-33	落雷	-	○	「落雷」としてプラントへの影響評価を実施する。
	1-34	湖または河川の 水位低下	C	×	発電所は海水を冷却源としていることから、湖または河川の水位低下による安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。また、淡水は復水貯蔵タンク等により保管していることから、湖または河川の水位低下が発生したとしても安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
	1-35	湖または河川の 水位上昇	D	×	河川等の水位上昇により氾濫が発生したとしても、影響は外部からの洪水と同等と考えられるため、「洪水(外部洪水)」に包絡される。
	1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	F	×	陥没・地盤沈下・地割れ等地盤の変状を伴う変形は地盤の脆弱性に係る事象であり、「地震活動」による影響評価(地盤)にて評価する。
	1-37	極限的な圧力 (気圧高低)	D	×	低気圧、高気圧による気圧の変化については予測可能であり、必要に応じて事前の備えが可能である。一方、同様の影響がある竜巻については、検知から対応までの時間的余裕が少ないことに加え、風荷重や飛来物衝突といったその他の影響も同時に考慮する必要があることから、竜巻の方がプラントへ及ぼす影響が大きいため、「竜巻」に包絡される。
	1-38	もや	C	×	設備に損傷を与えることはなく、安全施設の機能に影響はないことから除外する。
	1-39	塩害, 塩雲	B	×	塩害による腐食の影響については、事象進展が遅く保守管理による不具合防止が十分可能であることから除外する。
	事象の収集及び抽出方法を提示				

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所				備 考
	No.	外部ハザード	選定基準	選定	備 考
	1-40	地面の隆起	F	×	地面の隆起は地震による地盤の変状を伴う変形であり、「地震活動」による影響評価（地盤）にて評価する。
	1-41	動物	D	×	動物を生物学的事象として考慮するため、「生物学的事象」に包絡される。
	1-42	地滑り	—	○	「地滑り」としてプラントへの影響評価を実施する。
	1-43	カルスト	A	×	カルストとは石灰岩地域で雨水・地下水の溶食によって生じた地形であるが、発電所敷地内及び敷地周辺に石灰岩地形は認められないことから除外する。
	1-44	地下水による浸食	A	×	敷地には地盤を浸食する地下水脈は認められず、また、敷地内の地下水位分布は海に向かってこう配を示しており、浸食をもたらす流れは発生しないことから除外する。
	1-45	海水面低	D	×	海水面低は、津波、干潮により発生する事象であるが、津波によるものの規模が大きく、「津波」に包絡される。
	1-46	海水面高	D	×	海水面高は、津波、満潮、高潮により発生する事象であるが、津波によるものの規模が大きく、「津波」に包絡される。
	1-47	地下水による地滑り	D	×	影響は地滑り事象と同様であると考えられることから、「地滑り」に包絡される。
	1-48	水中の有機物	D	×	プランクトン等の海生生物を生物学的事象として考慮するため、「生物学的事象」に包絡される。
	1-49	太陽フレア、磁気嵐	C	×	太陽フレア、磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが、影響が及んだとしても変圧器等の一部に限られること、仮に発電所外を含めた送変電設備に影響が及ぶような場合においても、プラント停止など適切な措置を講じることとしているため、安全施設の機能が損なわれることはないと考えられるため除外する。
	1-50	高温水（海水温高）	B	×	設計条件を上回る海水温度高に対し定格出力維持が困難な場合も想定されるが、温度を監視しており、出力低下やプラント停止措置にて十分対応可能であることから、安全施設の機能が損なわれることはないため除外する。
	1-51	低温水（海水温低）	C	×	取水温度の低下は冷却性能の低下につながるものではなく、安全施設の機能に影響はないため除外する。
	事象の収集及び抽出方法を提示				

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																									
	<table border="1" data-bbox="1308 268 2312 730"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部ハザード</th> <th>選定基準</th> <th>選定</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1-52</td> <td>泥湧出（液状化）</td> <td>F</td> <td>×</td> <td>地盤の脆弱性に係る影響であり、「地震活動」による影響評価（地盤）にて評価する。</td> </tr> <tr> <td>1-53</td> <td>土石流</td> <td>A</td> <td>×</td> <td>発電所敷地内及び敷地周辺には土石流を発生させるような地形、地質は認められないことから除外する。</td> </tr> <tr> <td>1-54</td> <td>水蒸気</td> <td>A</td> <td>×</td> <td>火山事象により発生する事象であるが、周辺に火山がないことから除外する。</td> </tr> <tr> <td>1-55</td> <td>毒性ガス</td> <td>D</td> <td>×</td> <td>火山事象、外部火災事象により発生する事象であるが、周辺に火山はなく、また、外部火災事象にて有毒ガスの評価を行うことから、「森林火災」に包絡される。</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1308 737 2312 877">※1：NUREG-1407 “Procedure and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”によると、隕石や人工衛星については、衝突の確率が<math>10^{-9}</math>と非常に小さいため、起因事象頻度は低く IPEEE の評価対象から除外する旨が記載されている。</p> <p data-bbox="1308 877 2312 1018">なお、本記載の基となった NUREG/CR-5042, Supplement2 によると、1 ポンド以上の隕石の年間落下件数と地表の一定面積に落下する確率を面積比で概算した結果、100 ポンド以上の隕石が 10,000 平方フィートに落下する確率は<math>7 \times 10^{-10}</math>/炉年、100,000 平方フィートに落下する確率は<math>6 \times 10^{-8}</math>/炉年、隕石落下による津波の確率は<math>9 \times 10^{-10}</math>/炉年と評価されている。</p> <p data-bbox="1308 1018 2312 1220">地球近傍の天体が、地球に衝突する確率及び衝突した際の被害状況を表す尺度として、トリノスケールがあるが、NASA によると 2017 年において、今後 100 年間に衝突する可能性がある全ての天体について、レベル 0 とされている。レベル 0 とは、衝突確率が 0 か可能な限り 0 に近い、又は衝突したとしても大気中で燃え尽き被害がほとんど発生しないことを示す。NASA のリストにおいて、2017 年現在最も衝突確率の高い 2010RF<sub>12</sub> が、今後 100 年間に東海第二発電所へ落下する確率を計算する。</p> <p data-bbox="1308 1249 2312 1333">地球の表面積：510,072,000km<sup>2</sup>                  東海第二発電所を含む敷地面積：0.66km<sup>2</sup>                  2012RF<sub>12</sub> の衝突確率（2017 年現在）：<math>5.0 \times 10^{-2}</math></p> <p data-bbox="1308 1362 2312 1417">東海第二発電所敷地内に衝突する確率は概算で以下のとおりであり、極頻度である。</p> <p data-bbox="1308 1417 2312 1451"><math>5.0 \times 10^{-2} \times (0.66 \div 510,072,000) = 6.5 \times 10^{-11}</math></p> <p data-bbox="1308 1480 2312 1585">その他、IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES No.NS-R-1, “SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS:DESIGN” では、想定起因事象で考慮しないものとして、自然または人間に起因する外部事象であって、極めて起こりにくいものたえとして隕石や人工衛星の落下を挙げている。</p>	No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考	1-52	泥湧出（液状化）	F	×	地盤の脆弱性に係る影響であり、「地震活動」による影響評価（地盤）にて評価する。	1-53	土石流	A	×	発電所敷地内及び敷地周辺には土石流を発生させるような地形、地質は認められないことから除外する。	1-54	水蒸気	A	×	火山事象により発生する事象であるが、周辺に火山がないことから除外する。	1-55	毒性ガス	D	×	火山事象、外部火災事象により発生する事象であるが、周辺に火山はなく、また、外部火災事象にて有毒ガスの評価を行うことから、「森林火災」に包絡される。	<p data-bbox="2380 1875 2893 1908">事象の収集及び抽出方法を提示</p>
No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考																							
1-52	泥湧出（液状化）	F	×	地盤の脆弱性に係る影響であり、「地震活動」による影響評価（地盤）にて評価する。																							
1-53	土石流	A	×	発電所敷地内及び敷地周辺には土石流を発生させるような地形、地質は認められないことから除外する。																							
1-54	水蒸気	A	×	火山事象により発生する事象であるが、周辺に火山がないことから除外する。																							
1-55	毒性ガス	D	×	火山事象、外部火災事象により発生する事象であるが、周辺に火山はなく、また、外部火災事象にて有毒ガスの評価を行うことから、「森林火災」に包絡される。																							

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所				備考																																																																	
第 1-5 表 設計基準において想定される外部人為事象の選定結果																																																																						
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">No.</th> <th style="width: 20%;">外部ハザード</th> <th style="width: 5%;">選定基準</th> <th style="width: 5%;">選定</th> <th style="width: 65%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2-1</td> <td>衛星の落下</td> <td>E※<sup>2</sup></td> <td>×</td> <td>安全施設の機能に影響を及ぼす人工衛星が落下する可能性は非常に低いと考えられることから除外する。</td> </tr> <tr> <td>2-2</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>A, D</td> <td>×</td> <td>発電所周辺のLNG基地内のパイプライン(約1.5km)は、十分な離隔距離が確保されていることから、影響は「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。</td> </tr> <tr> <td>2-3</td> <td>交通事故(化学物質流出含む)</td> <td>D</td> <td>×</td> <td>敷地外において、タンクローリ等の可動施設の輸送事故(流出含む)影響については、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。敷地内の交通事故は、車両の制限速度の設定等により管理されることから、安全機器へ損傷を与えるほどの衝突は発生しない。</td> </tr> <tr> <td>2-4</td> <td>有毒ガス</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「有毒ガス」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> <tr> <td>2-5</td> <td>タービンミサイル</td> <td>E, F</td> <td>×</td> <td>「第18条 蒸気タービン」にて評価される。</td> </tr> <tr> <td>2-6</td> <td>飛来物(航空機落下)</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「航空機落下」として、プラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> <tr> <td>2-7</td> <td>工業施設又は軍事施設事故</td> <td>A, D</td> <td>×</td> <td>発電所周辺の大規模な工業施設は、十分な離隔距離が確保されていることから、「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。また、発電所近傍に安全施設に影響を及ぼすような軍事施設はない。</td> </tr> <tr> <td>2-8</td> <td>船舶の衝突(船舶事故)</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「船舶の衝突」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> <tr> <td>2-9</td> <td>自動車又は船舶の爆発</td> <td>A, D</td> <td>×</td> <td>発電所周辺の幹線道路及び定期航路は、十分な離隔距離が確保されていることから、「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。</td> </tr> <tr> <td>2-10</td> <td>船舶から放出される固体液体不純物</td> <td>D</td> <td>×</td> <td>流出物の影響は船舶事故発生時と同等と考えられ、「船舶の衝突(船舶事故)」に包絡される。</td> </tr> <tr> <td>2-11</td> <td>水中の化学物質</td> <td>D</td> <td>×</td> <td>水中の化学物質の影響は船舶事故発生時と同等と考えられ、「船舶の衝突(船舶事故)」に包絡される。</td> </tr> <tr> <td>2-12</td> <td>プラント外での爆発</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「爆発」としてプラントへの影響評価を実施する。</td> </tr> </tbody> </table>						No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考	2-1	衛星の落下	E※ <sup>2</sup>	×	安全施設の機能に影響を及ぼす人工衛星が落下する可能性は非常に低いと考えられることから除外する。	2-2	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	A, D	×	発電所周辺のLNG基地内のパイプライン(約1.5km)は、十分な離隔距離が確保されていることから、影響は「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。	2-3	交通事故(化学物質流出含む)	D	×	敷地外において、タンクローリ等の可動施設の輸送事故(流出含む)影響については、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。敷地内の交通事故は、車両の制限速度の設定等により管理されることから、安全機器へ損傷を与えるほどの衝突は発生しない。	2-4	有毒ガス	—	○	「有毒ガス」としてプラントへの影響評価を実施する。	2-5	タービンミサイル	E, F	×	「第18条 蒸気タービン」にて評価される。	2-6	飛来物(航空機落下)	—	○	「航空機落下」として、プラントへの影響評価を実施する。	2-7	工業施設又は軍事施設事故	A, D	×	発電所周辺の大規模な工業施設は、十分な離隔距離が確保されていることから、「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。また、発電所近傍に安全施設に影響を及ぼすような軍事施設はない。	2-8	船舶の衝突(船舶事故)	—	○	「船舶の衝突」としてプラントへの影響評価を実施する。	2-9	自動車又は船舶の爆発	A, D	×	発電所周辺の幹線道路及び定期航路は、十分な離隔距離が確保されていることから、「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。	2-10	船舶から放出される固体液体不純物	D	×	流出物の影響は船舶事故発生時と同等と考えられ、「船舶の衝突(船舶事故)」に包絡される。	2-11	水中の化学物質	D	×	水中の化学物質の影響は船舶事故発生時と同等と考えられ、「船舶の衝突(船舶事故)」に包絡される。	2-12	プラント外での爆発	—	○	「爆発」としてプラントへの影響評価を実施する。
No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考																																																																		
2-1	衛星の落下	E※ <sup>2</sup>	×	安全施設の機能に影響を及ぼす人工衛星が落下する可能性は非常に低いと考えられることから除外する。																																																																		
2-2	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	A, D	×	発電所周辺のLNG基地内のパイプライン(約1.5km)は、十分な離隔距離が確保されていることから、影響は「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。																																																																		
2-3	交通事故(化学物質流出含む)	D	×	敷地外において、タンクローリ等の可動施設の輸送事故(流出含む)影響については、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。敷地内の交通事故は、車両の制限速度の設定等により管理されることから、安全機器へ損傷を与えるほどの衝突は発生しない。																																																																		
2-4	有毒ガス	—	○	「有毒ガス」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																		
2-5	タービンミサイル	E, F	×	「第18条 蒸気タービン」にて評価される。																																																																		
2-6	飛来物(航空機落下)	—	○	「航空機落下」として、プラントへの影響評価を実施する。																																																																		
2-7	工業施設又は軍事施設事故	A, D	×	発電所周辺の大規模な工業施設は、十分な離隔距離が確保されていることから、「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。また、発電所近傍に安全施設に影響を及ぼすような軍事施設はない。																																																																		
2-8	船舶の衝突(船舶事故)	—	○	「船舶の衝突」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																		
2-9	自動車又は船舶の爆発	A, D	×	発電所周辺の幹線道路及び定期航路は、十分な離隔距離が確保されていることから、「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。																																																																		
2-10	船舶から放出される固体液体不純物	D	×	流出物の影響は船舶事故発生時と同等と考えられ、「船舶の衝突(船舶事故)」に包絡される。																																																																		
2-11	水中の化学物質	D	×	水中の化学物質の影響は船舶事故発生時と同等と考えられ、「船舶の衝突(船舶事故)」に包絡される。																																																																		
2-12	プラント外での爆発	—	○	「爆発」としてプラントへの影響評価を実施する。																																																																		
					事象の収集及び抽出方法を提示																																																																	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所				備考
	No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考
	2-13	プラント外での化学物質流出	D	×	発電所周辺の航路は、十分な離隔距離が確保されていることから、「船舶の衝突（船舶事故）」及び「有毒ガス」に包絡される。
	2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	D	×	屋内は空調管理、排水管理されていることから影響はないが、屋外貯蔵の化学物質流出の影響は「有毒ガス」に包絡される。
	2-15	軍事施設からのミサイル	A	×	偶発的なミサイル到達は考え難いことから除外する。
	2-16	掘削工事	A	×	敷地内の工事は管理されており、事前調査で埋設ケーブル・配管位置の確認を行うため、損傷は回避できることから除外する。 敷地外の工事はプラントに影響を与えないことから除外する。
	2-17	他のユニットからの火災	D	×	近隣工場等の火災と影響は同様と考えられることから、「火災（近隣工場等の火災）」及び「有毒ガス」に包絡される。
	2-18	他のユニットからのミサイル	A	×	安全施設に影響を及ぼすようなミサイル源はないため除外する。
	2-19	他のユニットからの内部溢水	F	×	「第9条 溢水による損傷の防止等」にて評価される。
	2-20	電磁的障害	-	○	「電磁的障害」としてプラントへの影響評価を実施する。
	2-21	ダムの崩壊	-	○	「ダムの崩壊」としてプラントへの影響評価を実施する。
	2-22	内部溢水	F	×	「第9条 溢水による損傷の防止等」にて評価される。
	2-23	火災（近隣工場等の火災）	-	○	「近隣工場等の火災」としてプラントへの影響評価を実施する。
	※2：人口衛星が落下した場合については、衛星の大部分が大気圏で燃え尽き、一部破片が落下する可能性があるものの原子炉施設に影響を及ぼすことはないものと考えられる。				
	事象の収集及び抽出方法を提示				

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>&lt;参考1&gt;  <b>基準A</b>：プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない。                      発電所の立地点の自然環境は一樣ではなく、発生する自然事象は地域性があるため、発電所立地点において明らかに起こり得ない事象は対象外とする。</p> <p><b>基準B</b>：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。                      事象発生時の発電所への影響の進展が緩慢であって、影響の緩和又は排除の対策が容易に講じることが出来る事象は対象外とする。例えば、発電所の海岸の浸食の事象が発生しても、進展が遅いため補強工事等により侵食を食い止めることができる。</p> <p><b>基準C</b>：プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又はプラントの安全性が損なわれることがない。                      事象が発生しても、プラントへの影響が極めて限定的で炉心損傷事故のような重大な事故にはつながらない事象は対象外とする。例えば、外気温が上昇しても、屋外設備でも故障に至る可能性は小さく、また、冷却海水の温度が直ちに上昇しないことから冷却は維持できるので、影響は限定的である。</p> <p><b>基準D</b>：影響が他の事象に包絡される。                      プラントに対する影響が同様とみなせる事象については、相対的に影響が大きいと判断される事象に包絡して合理的に検討する。</p> <p><b>基準E</b>：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。                      航空機落下の評価では発生頻度が低い事象(10<sup>-7</sup>/年以下)は考慮すべき事象からは対象外としており、同様に発生頻度がごく稀な事象は対象外とする。</p> <p><b>基準F</b>：外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項                      第四条 地震による損傷の防止、第五条 津波による損傷の防止、第九条 溢水による損傷の防止等、第十八条 蒸気タービンにより評価を実施するもの、または、故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止に該当しないものについては、対象外とする。</p>	<p>事象の収集及び抽出方法を提示</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																
	<p>&lt;参考2&gt;</p> <p>設計基準において想定される自然現象の抽出フロー</p> <p>第1-1表 考慮する外部ハザードの抽出（想定される自然現象）  <small>（丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。）</small></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部ハザード</th> <th>①</th> <th>②</th> <th>③</th> <th>④</th> <th>⑤</th> <th>⑥</th> <th>⑦</th> <th>⑧</th> <th>⑨</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1-1</td> <td>極低温（凍結）</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>1-2</td> <td>雹打</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>1-3</td> <td>洪水（豪雨（降雹））</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>1-4</td> <td>河川の氾濫</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>1-5</td> <td>砂嵐</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)                  ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998年                  ③ Specific Safety Guide (SSG-3) "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", IAEA, April 2010                  ④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規程の解釈」（制定：平成25年6月19日）                  ⑤ NRRG/C2-2300 "PRA PROCEDURES GUIDE", NRC, January 1983                  ⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造および設備の構成に関する規則の解釈」（制定：平成25年6月19日）                  ⑦ Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 "Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"                  ⑧ U.S. NRC Regulatory Guide 1.190 "Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"                  ⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の定規に関する実用規程：2014」一般社団法人 日本原子力学会</p> <p>第1-4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部ハザード</th> <th>選定基準</th> <th>選定結果</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1-1</td> <td>極低温（凍結）</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「設計」としてプラントへの影響評価を考慮する。</td> </tr> <tr> <td>1-2</td> <td>雹打</td> <td>F<sup>1</sup></td> <td>×</td> <td>安全設計の機能に影響を及ぼす規模の雹打が衝突する可能性は極めて低い。</td> </tr> <tr> <td>1-3</td> <td>洪水（豪雨（降雹））</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>「設計」としてプラントへの影響評価を考慮する。</td> </tr> <tr> <td>1-4</td> <td>河川の氾濫</td> <td>B</td> <td>×</td> <td>発電所周辺の河川（次巻川）まで直距離があり（約2km）、また、逆流現象は発生が強く、氾濫防止効果が期待できるため、安全性の影響はないことから除外する。</td> </tr> <tr> <td>1-5</td> <td>砂嵐</td> <td>A, D</td> <td>×</td> <td>発電所及びその周辺には砂塵発生は存在せず、安全設計の機能に影響はないことから除外する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>基準A プラントに影響を及ぼすほど接近した場所に発生しない。（例：No.1-5 砂嵐）                  基準B ハザード範囲・発生が早く、事前にそのリスクを予知・検知することによってハザードを排除できる。（例：No.1-16 海嘯浸食）                  基準C プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等もしくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれないこと（例：No.1-21 震源）                  基準D 影響が他の事象に包摂される。（例：No.1-27 津波）                  基準E 発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。（例：No.1-2 雹打）                  基準F 外部からの衝撃による損傷の防止とは別の基準で評価している。または故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対策外の事象（例：No.2-5 タービンシールド）</p> <p>※ASME/ANS RA-Sa 2009 "Addenda to ASME/ANS RA-S 2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"</p> <p>選定の結果、設計基準において想定される自然現象として12事象を選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>洪水</li> <li>風（台風）</li> <li>竜巻</li> <li>凍結</li> <li>降水</li> <li>積雪</li> <li>落雷</li> <li>地滑り</li> <li>火山</li> <li>生物学的事象</li> <li>森林火災</li> <li>高潮</li> </ul>	No.	外部ハザード	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	1-1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	1-2	雹打	○	○	○	○	○	○	○	○	○	1-3	洪水（豪雨（降雹））	○	○	○	○	○	○	○	○	○	1-4	河川の氾濫	○	○	○	○	○	○	○	○	○	1-5	砂嵐	○	○	○	○	○	○	○	○	○	No.	外部ハザード	選定基準	選定結果	備考	1-1	極低温（凍結）	—	○	「設計」としてプラントへの影響評価を考慮する。	1-2	雹打	F <sup>1</sup>	×	安全設計の機能に影響を及ぼす規模の雹打が衝突する可能性は極めて低い。	1-3	洪水（豪雨（降雹））	—	○	「設計」としてプラントへの影響評価を考慮する。	1-4	河川の氾濫	B	×	発電所周辺の河川（次巻川）まで直距離があり（約2km）、また、逆流現象は発生が強く、氾濫防止効果が期待できるため、安全性の影響はないことから除外する。	1-5	砂嵐	A, D	×	発電所及びその周辺には砂塵発生は存在せず、安全設計の機能に影響はないことから除外する。	<p>事象の収集及び抽出方法を提示</p>
No.	外部ハザード	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨																																																																																								
1-1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																								
1-2	雹打	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																								
1-3	洪水（豪雨（降雹））	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																								
1-4	河川の氾濫	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																								
1-5	砂嵐	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																								
No.	外部ハザード	選定基準	選定結果	備考																																																																																														
1-1	極低温（凍結）	—	○	「設計」としてプラントへの影響評価を考慮する。																																																																																														
1-2	雹打	F <sup>1</sup>	×	安全設計の機能に影響を及ぼす規模の雹打が衝突する可能性は極めて低い。																																																																																														
1-3	洪水（豪雨（降雹））	—	○	「設計」としてプラントへの影響評価を考慮する。																																																																																														
1-4	河川の氾濫	B	×	発電所周辺の河川（次巻川）まで直距離があり（約2km）、また、逆流現象は発生が強く、氾濫防止効果が期待できるため、安全性の影響はないことから除外する。																																																																																														
1-5	砂嵐	A, D	×	発電所及びその周辺には砂塵発生は存在せず、安全設計の機能に影響はないことから除外する。																																																																																														

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																			
	<p>設計基準において想定される外部人為事象の抽出フロー</p> <p>第12表 外部ハザードの抽出 (想定される外部人為事象)                  (丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。)</p> <table border="1" data-bbox="1721 378 2315 546"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No.</th> <th rowspan="2">外部ハザード</th> <th colspan="7">外部ハザードを抽出した文献等</th> </tr> <tr> <th>①</th> <th>②</th> <th>③</th> <th>④</th> <th>⑤</th> <th>⑥</th> <th>⑦</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2-1</td> <td>衛星の落下</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2-2</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>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2-3</td> <td>交通事故 (化学物質流出含む)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2-4</td> <td>有毒ガス</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2-5</td> <td>タービンミシイル</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)                  ② 「日本の自然災害」 国会資料編纂会 1998 年                  ③ Specific Safety Guide (SSG-3) "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", IAEA, April 2010                  ④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」(制定：平成25年6月19日)                  ⑤ NUREG/CR 2300 "PRA PROCEDURES GUIDE", NRC, January 1983                  ⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造および設備の基準に関する規則の解釈」(制定：平成25年6月19日)                  ⑦ Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 "Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"                  ⑧ B.5.b Phase2&amp;3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC公表                  ⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の定定に関する実定書：2014」一般社団法人 日本原子力学会</p> <p>第15表 設計基準において想定される外部人為事象の選定結果</p> <table border="1" data-bbox="1721 966 2315 1239"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部ハザード</th> <th>選定基準</th> <th>選定</th> <th>理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2-1</td> <td>衛星の落下</td> <td>①②③</td> <td>×</td> <td>安全施設の操作に影響を及ぼす大規模な落下する可能性は非常に低いと考えられることから除外する。</td> </tr> <tr> <td>2-2</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>A, D</td> <td>×</td> <td>発電所周辺のLNG基地内のパイプライン(約1.5km)は、十分な確率評価が提供されていることから、影響は「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)及び「有毒ガス」に包摂される。</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>敷地外において、タンクローリー等の移動施設の輸送事故(流出含む)影響については、「火災(近隣工場等の火災)及び「有毒ガス」に包摂</td> </tr> </tbody> </table> <p>基準A プラントに影響を与えるほど接近した場合に発生しない。(例：No.1-5 砂嵐)                  基準B ハザード進展・発生が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。(例：No.1-16 海難浸食)                  基準C プラント設計上、考慮される事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれることがない(例：No.1-21 濃霧)                  基準D 影響が他の事象に包摂される。(例：No.1-27 濃霧)                  基準E 発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：No.1-2 隕石)                  基準F 外部からの衝撃による設備の劣化は別の事項で評価している。または故意の外部人為事象等外部からの衝撃による設備の劣化の除外の事項(例：No.2-5 タービンミシイル)                  ※ ASME/ANS RA-Sa 2009 "Addenda to ASME/ANS RA-S 2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"</p> <p>選定の結果、設計基準において想定される外部人為事象として7事象を選定</p> <table border="1" data-bbox="1751 1596 2285 1743"> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>飛来物</li> <li>ダムの崩壊</li> <li>爆発</li> <li>近隣工場等の火災</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>有毒ガス</li> <li>船舶の衝突</li> <li>電磁的障害</li> </ul> </td> </tr> </table>	No.	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等							①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	2-1	衛星の落下	○	○	○	○	○	○	○	2-2	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	○	○	○	○	○	○	○	2-3	交通事故 (化学物質流出含む)	○	○	○	○	○	○	○	2-4	有毒ガス	○	○	○	○	○	○	○	2-5	タービンミシイル	○	○	○	○	○	○	○	No.	外部ハザード	選定基準	選定	理由	2-1	衛星の落下	①②③	×	安全施設の操作に影響を及ぼす大規模な落下する可能性は非常に低いと考えられることから除外する。	2-2	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	A, D	×	発電所周辺のLNG基地内のパイプライン(約1.5km)は、十分な確率評価が提供されていることから、影響は「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)及び「有毒ガス」に包摂される。					敷地外において、タンクローリー等の移動施設の輸送事故(流出含む)影響については、「火災(近隣工場等の火災)及び「有毒ガス」に包摂	<ul style="list-style-type: none"> <li>飛来物</li> <li>ダムの崩壊</li> <li>爆発</li> <li>近隣工場等の火災</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>有毒ガス</li> <li>船舶の衝突</li> <li>電磁的障害</li> </ul>	<p>備考</p> <p>事象の抽出方法、対象設備及び評価結</p>
No.	外部ハザード			外部ハザードを抽出した文献等																																																																																	
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦																																																																													
2-1	衛星の落下	○	○	○	○	○	○	○																																																																													
2-2	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	○	○	○	○	○	○	○																																																																													
2-3	交通事故 (化学物質流出含む)	○	○	○	○	○	○	○																																																																													
2-4	有毒ガス	○	○	○	○	○	○	○																																																																													
2-5	タービンミシイル	○	○	○	○	○	○	○																																																																													
No.	外部ハザード	選定基準	選定	理由																																																																																	
2-1	衛星の落下	①②③	×	安全施設の操作に影響を及ぼす大規模な落下する可能性は非常に低いと考えられることから除外する。																																																																																	
2-2	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	A, D	×	発電所周辺のLNG基地内のパイプライン(約1.5km)は、十分な確率評価が提供されていることから、影響は「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)及び「有毒ガス」に包摂される。																																																																																	
				敷地外において、タンクローリー等の移動施設の輸送事故(流出含む)影響については、「火災(近隣工場等の火災)及び「有毒ガス」に包摂																																																																																	
<ul style="list-style-type: none"> <li>飛来物</li> <li>ダムの崩壊</li> <li>爆発</li> <li>近隣工場等の火災</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>有毒ガス</li> <li>船舶の衝突</li> <li>電磁的障害</li> </ul>																																																																																				

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
		添付資料 1-1		補足2
<各自然現象について考え得る起因事象の抽出>				
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
1	降水 ※別途、詳細評価	①浸水 敷地及び建屋内浸水による機器浸水	<ul style="list-style-type: none"> <li>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シナリオ。</li> <li>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。</li> <li>タービン建屋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シナリオ。</li> <li>タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低下からプラントシステムに至るシナリオ。</li> <li>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も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シナリオ。</li> <li>廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環水ポンプ MG セット (以下、RIP M/G セット) や換気空調補機冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントシステムに至るシナリオ。</li> </ul>	
2	積雪 ※別途、詳細評価	①荷重 (堆積荷重) 建屋及び屋外機器への堆積	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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シナリオ。また、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、復水器真空度低下からプラントシステムに至るシナリオ。</li> <li>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積雪 (雪融け水含む) の影響により機能喪失し、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シナリオ。</li> <li>廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、RIP M/G セットや換気空調補機冷却水系が積雪 (雪融け水含む) の影響により機能喪失し、プラントシステムに至るシナリオ。</li> <li>軽油タンクの天井が積雪荷重により崩落した場合に、軽油タンク機能喪失に至り、以下②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シナリオ。</li> </ul>	
過酷な自然現象により考え得る起因事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6本の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超過する事象の発生を想定した場合の評価	
1	極低温 (凍結) ※詳細評価は補足2-1参照	屋外タンク及び配管内流体の凍結	<p>想定される起因事象等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>復水貯蔵タンク、配管内流体の凍結により補給水系が喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。</li> <li>軽油貯蔵タンク内流体の凍結により非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着氷による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。</li> </ul>	
2	閃石	電気的影響	東海第二発電所周辺の海水が凍結することは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
3	洪水 (大雨)	荷重 (衝突)	送電線が着氷により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ。	
4	河川の迂回	荷重 (衝撃波)	NUREGやIAEAのSAFETY STANDARDS SERIESでも普及されている様に、有意な発生頻度とはならない。(10-9/年以下)	
5	砂嵐	浸水	津波 (No.11) の評価に包絡される。	
6	静振	浸水	津波 (No.12) の評価に包絡される。	
7	地震活動	浸水	津波 (No.11) の評価に包絡される。	
8	積雪 (暴風雪) ※詳細評価は補足2-2参照	閉塞 (吸気等)	<p>地震PRAにて評価される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>建屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (原子炉棟) 損傷により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、過渡事象「閉塞」に至るシナリオ。</li> <li>建屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (附属棟) 損傷により中央制御室換気系が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。</li> <li>建屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (廃棄物処理棟) 損傷により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「閉塞」に至るシナリオ。</li> <li>建屋上への積雪に伴うタービン建屋損傷によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非閉塞」に至るシナリオ。</li> <li>建屋上への積雪に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。</li> <li>超高温閉閉所等への積雪による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</li> </ul>	
事象の抽出方法、対象設備及び評価結果				

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
考えうる起因事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	果の相違
3	雪崩	②相間短絡 送電・変電設備の屋外設備への着氷	復水貯留タンクへの積雪により復水貯留タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 非常用ディーゼル発電機送電機が機能喪失、送電線への着氷に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 残留熱除去系海水系ポンプモーターが積雪により損傷、残留熱除去系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。 高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機海水系ポンプモーターへの積雪による損傷に伴う高圧炉心スプレイスライ系が機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモーターへの積雪による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着氷に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 補機冷却海水系ポンプモーターが積雪荷重により損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。 循環水ポンプモーターが積雪荷重により損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 送電線が着氷により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機送電機が機能喪失、送電線への着氷に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 中央制御室換気系の結露口は、地面より約5.6m、約19mの2箇所を設置されており、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。 積雪又は吸込みにより残留熱除去系海水系ポンプモーター空気が冷却器が閉塞、残留熱除去系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。 積雪又は吸込みにより高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機海水系ポンプモーター空気が冷却器が閉塞、高圧炉心スプレイスライ系が機能喪失し、送電線への着氷に伴う短絡による「外部電源喪失」 (計画外停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモーター空気が冷却器の閉塞に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着氷に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 積雪又は吸込みにより補機冷却海水系ポンプモーター空気が冷却器が閉塞、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。 積雪又は吸込みにより循環水ポンプモーター空気が冷却器が閉塞、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 積設荷重によって有意な圧密沈下・クリープ沈下を生じず、また、影響性の相違でもない。なお、安全上重要な施設は岩盤や杭基礎であり、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。また本事象は、事象の進展が速く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	送電線や碍子へ雪が着氷 (着氷) することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。 非常用ディーゼル発電機 (以下、D/G) 空調供給口の閉塞により、非常用ディーゼル発電機設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 建屋周辺に急峻な斜面がないことから、プラントの安全性に影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照) 火山及び積雪の影響に包絡される。(火山はNo. 26、積雪はNo. 2 参照) 積雪の影響に包絡される。(No. 2 参照) 火山及び積雪の影響に包絡される。(火山はNo. 26、積雪はNo. 2 参照) 積雪の影響に包絡される。(No. 2 参照) 建物及び屋外機器への霜付着による影響はなく、霜柱についても発生範囲は土露山範囲であるため、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
4	ひょう、あられ	①荷重 (衝突) 建屋及び屋外機器へのひょう (又はあられ) の衝突	荷重 (堆積)	
5	氷嵐、雨水、みぞれ	①荷重 (堆積) 建屋及び屋外機器への雨水等の着氷	荷重 (堆積)	
6	氷晶	②閉塞 (空調) 建屋及び屋外機器への付着	積雪による送電線の相間短絡	
7	霜、霜柱	①- 建屋及び屋外機器への霜の付着、敷地での霜柱生成	積雪 (凍風雪) ※詳細評価は補足2-2参照	
8	結氷板、流水、水壁	①閉塞 (取水) 流水等による取水口閉塞	積雪による送電線の相間短絡	
9	土壌の取崩又は影響	荷重	積雪 (凍風雪) ※詳細評価は補足2-2参照	

事象の抽出方法、対象設備及び評価結

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
9	風 (台風) ※別途、詳細評価	①荷重 (風圧、衝突) 風圧 (又は、飛来物衝突) による建屋、設備の損傷 ②閉塞 (取水) 台風による漂流物による取水口閉塞 ③荷重 (風圧、気圧差及び衝突) 風圧、気圧差又は飛来物による建屋設備損傷 ④閉塞 (取水) 竜巻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 ⑤閉塞 (空調) 空調フィルタの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> <li>風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン、発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。</li> <li>風荷重による送電設備の損傷により外部電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>風荷重にて軽油タンク等が損傷し、かつ同時に外部電源喪失が発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>※飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。</li> <li>台風による漂流物により取水口が閉塞した場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。</li> <li>風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷又は、飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ。</li> <li>送電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>軽油タンク等が損傷、かつ外部電源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の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ。</li> <li>竜巻により資機材、市河等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。</li> <li>砂嵐や黄砂は柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生していないこと、及び発生を仮定してもその影響は No.26 火山の降下火砕物による「③閉塞 (空調)」事象に包絡されることから、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。</li> </ul>	
10	竜巻 ※別途、詳細評価			
11	砂嵐	①閉塞 (空調) 空調フィルタの閉塞		
12	霧、霏	①発電所敷地内での霧、霏 (もや) の発生による設備等への影響無し	安全施設の機能が損なわれることはなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
13	高温	①外気温度高 外気温度高による機器等の冷却能力低下	空調設計条件を超過する可能性はあるものの、1口の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと、空調設備が余裕をもって設計されていること、また、外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから、安全施設の機能が損なわれることはない。よって、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
過酷な自然事象により考え得る起因事象等				
No	自然現象 (魚喰り潮は16条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
10	高潮	浸水	高潮による設備の浸水	想定される起因事象等
11	津波	津波PRAIにて評価される。	津波 (No.11) の評価に包絡される。	
12	火山 (火山活動・地震) ※詳細評価は補足2-3参照	荷重 (堆積) 海水系 閉塞 (海水系) 海水ストレーナの閉塞	<p>建屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (原子炉棟) 損傷により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。</p> <p>建屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (附属棟) 損傷により中央制御室換気系統が損傷、機能喪失し、手動停止/サボート系喪失 (計画外停止) に至るシナリオ。</p> <p>建屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (廃棄物処理棟) 損傷により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。</p> <p>建屋上への降下火砕物の堆積に伴うタービン建屋損傷によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ。</p> <p>建屋上への降下火砕物の堆積に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、サボート系喪失 (自動停止) に至るシナリオ。</p> <p>建屋上への降下火砕物の堆積による送電線、送電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>復水貯蔵タンクへの降下火砕物の堆積により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止/サボート系喪失 (手動停止) に至るシナリオ。</p> <p>非常用ディーゼル発電機換気ファン及び排気ファンが降下火砕物の堆積による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>残留熱除去系海水ポンプモーターが降下火砕物の堆積により損傷、残留熱除去系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。</p> <p>高圧炉心スプレイスレイ系ディーゼル発電機海水ポンプモーターへの降下火砕物の堆積に伴う損傷に伴う高圧炉心スプレイスレイ系が機能喪失し、手動停止/サボート系喪失 (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海水ポンプモーターへの降下火砕物の堆積に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>補機冷却海水系ポンプモーターが降下火砕物の堆積荷重により損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サボート系喪失 (自動停止) に至るシナリオ。</p> <p>循環水ポンプモーターが降下火砕物の堆積荷重により損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。</p> <p>降下火砕物により残留熱除去系海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ機受の異常摩耗により、残留熱除去系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。</p> <p>降下火砕物により高圧炉心スプレイスレイ系ディーゼル発電機海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ機受の異常摩耗により、高圧炉心スプレイスレイ系が機能喪失し、手動停止/サボート系喪失 (手動停止) に至るシナリオ。</p>	
果の相違				
事象の抽出方法、対象設備及び評価結				

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
14	低温 (凍結) ※別途、詳細評価	①外気温度低 (凍結) 屋外配管・タンクの内部流体凍結	着水による相間短絡によって外部電源喪失が発生し、さらに軽油タンク等内の軽油の凍結により非常用ディーゼル発電設備 (ディタンク) の燃料が枯渇し全交流動力電源喪失に至るシナリオ。	
15	高温水 (海水温度高)	①海水温度高 (冷却機能低下：海水系) 取水温度高に伴う冷却性能への影響	海水温度高に伴う復水器真空度低下により、タービントリップに至るシナリオ。	
16	低温水 (海水温度低)	①取水温度低に伴う海水系機器への影響なし	取水温度低について冷却性能の劣化につながるが、影響ないため、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
17	極限的な圧力 (気圧高、気圧低)	①荷重 (気圧差) 気圧差による空調設備等への影響	竜巻の影響に包絡される。(No.10 参照)	
18	落雷 ※別途、詳細評価	①雷サージ及び誘導電流 過電圧による設備損傷	・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。 ・屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。 ・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が外部電源喪失と同時に発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・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となり、その他過渡事象に至るシナリオ。なお、その他過渡事象については、内部事象レベル IPRA 等にて考慮されている。	
19	高潮	①浸水 高潮による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベル IPRA に示すとおり。	
20	波浪	①浸水 波浪による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベル IPRA に示すとおり。	
21	風津波	①浸水 風津波による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベル IPRA に示すとおり。	
22	洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建屋や機器への影響 (津波を除く)	津波以外の洪水としては、ダムが決壊や河川の氾濫等考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。したがって、本事象によるプラントへの影響はないことから、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
<b>過酷な自然事象により考え得る起回事象等</b>				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
12	火山 (火山活動・降灰) ※詳細評価は補足2-3参照	閉塞 (海水系)  閉塞 (吸気等)	想定される起回事象等 降下火砕物により非常用ディーゼル発電機海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常磨耗により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 降下火砕物により補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。 降下火砕物により循環水ポンプ潤滑水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常磨耗により、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機吸気口、吸気フィルタが閉塞、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 中央新直営換気系の給気口は、相面より約35.4m、約19mの2箇所が閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能であるため、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フィルタが閉塞したとしても、フィルタの取替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。 降下火砕物の堆積又は吸込みにより残留熱除去系海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、残留熱除去系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。 降下火砕物の堆積又は吸込みにより高圧圧入スプレイスレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、高圧圧入スプレイスレイ系が機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 降下火砕物の堆積又は吸込みにより補機冷却海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。 降下火砕物の堆積又は吸込みにより循環水ポンプモータ空気冷却器が閉塞、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 事象の進展が速く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。 送電線が降下火砕物の付着により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 津波 (No.11) の評価に包絡される。 東海第二発電所敷地周辺には急傾斜地はなく、警備を起すことは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 除塵装置により海生物等の襲来への対策を実施しており、取水口及び海水ストレーナの閉塞は考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 敷設部のシールド等、小動物の侵入防止対策を実施しており、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
13	波浪・高波	浸水	高気成分による化学的影響 降下火砕物の付着による送電線の相間短絡	
14	雪崩	荷重	津波 (衝突)	
15	生物学的事象	閉塞 (海水系) 電気的影響	取水口、海水ストレーナの閉塞 電気的影響	

事象の抽出方法、対象設備及び評価結

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
23	池・河川の水位低下	① 河川等の水位低下による設備等への影響なし	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としており、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
24	河川の迂回	① 河川の迂回による設備等への影響なし	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としており、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
25	干ばつ	① 干ばつに伴う河川等からの取水不可による設備等への影響なし	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としており、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
26	火山 ※別途詳細評価	① 荷重 (堆積) 建築物やタンク等上部への降下火砕物の堆積による天井崩落 ② 閉塞 (取水) 降下火砕物の取水口及び海水系への取込みによる閉塞 ③ 閉塞及び摩耗 降下火砕物による換気空調系及び軽油タンクの閉塞並びに非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩耗	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落し、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シナリオ。</li> <li>タービン建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落し、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シナリオ。</li> <li>また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器に影響が及びタービンスタックラムに至るシナリオ。</li> <li>コントロール建屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落し、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シナリオ。</li> <li>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 (ディライタンク) の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>海水中の降下火砕物が高濃度な場合に、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系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シナリオ。</li> <li>非常用ディーゼル発電機室空調給気口又は軽油タンクの閉塞若しくは非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩耗により、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シナリオ。</li> </ul>	
過酷な自然現象により考え得る起回事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
16	海岸浸食	海水	海岸浸食による海水の枯渇	事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。
17	干ばつ	海水	工業用水の枯渇	事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。
18	洪水 (外部洪水)	浸水	洪水による設備の浸水	津波 (No.11) の評価に包絡される。
19	風 (台風)	荷重	荷重 (風)	竜巻 (No.20) の評価に包絡される。
20	竜巻 ※詳細評価は補足2-4参照	荷重	荷重 (風及び気圧差)	原子炉建屋は十分な厚さを有した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、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。 気圧差により原子炉建屋プロアパネルが開放、原子炉内の負圧維持機能が喪失し、手動停止/サブポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非同期事象」に至るシナリオ。 風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、サブポート系喪失 (自動停止) 「タービン、サブポート系故障」に至るシナリオ。 風荷重及び気圧差荷重による送電線、送電電線架線の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 主排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても排気筒の頑健性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。 非常用ガス処理系配管及び排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても非常用ガス処理系配管及び排気筒の頑健性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。 風荷重により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止/サブポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 気圧差により中央制御室換気系ファン、ダクト、ダンパが損傷、中央制御室換気系が機能喪失し、手動停止/サブポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 風荷重により非常用ディーゼル発電機排気ファン、吸気フィルタ、消音器の損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 風荷重により残留熱除去系海水系が損傷、残留熱除去系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。 風荷重により高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系が損傷、高圧炉心スプレイス系が機能喪失し、手動停止/サブポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 風荷重により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
				果の相違
				事象の抽出方法、対象設備及び評価結

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
		④腐食 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 ⑤相間短絡 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	腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。 事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
27	地滑り	①荷重（衝突） 地滑りに伴う土砂等の建屋・屋外設備への衝突	・送電設備については、斜面に設置されているものもあり、地滑りにより送電設備が倒壊すること、外部電源喪失に至るシナリオ。 ・一方、周辺斜面と原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は十分な距離距離を有しており、プラントの安全性に影響が及ぶことはない。と判断。	
28	海水中の地滑り	①閉塞（取水） 海水中の地滑りに伴う取水口閉塞	・港湾内については、海底に地滑りの発生しうる起伏がないため、発生可能性がない。 ・港湾外の地滑りに伴い発生可能性のある津波については、津波事象として考慮。津波の事故シーケンスは、津波のレベル IPRA に示すとおり。	
29	地面隆起（相対的な水位低下）	①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損傷	地面隆起は、地震の随伴事象である。原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は岩着や杭基礎で施工されており、地震時は一体となって震動することから、プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
30	土地の浸食、カルスト	①地盤安定性 土壌の流出による荒廃、地盤沈下に伴う建屋や屋外設備の周辺面の浸食による損傷	土地の浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。 事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
31	土の伸縮	①地盤安定性 建屋・屋外設備の周辺地面の変状による設備等の損傷	原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、土の伸縮による影響を受けにくい。また、土の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。 適切な運転管理や保守管理により対応可能。	
過酷な自然事象により考え得る起因事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		荷重（風及び気圧差）	想定される起因事象等 風荷重により補機冷却水ポンプが損傷、補機冷却水系が機能喪失し、サポータ系喪失（自動停止） 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ。 風荷重により循環水系が損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉補機冷却水系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉建屋ガス処理系/非常用ガス処理系配置、非常用ガス処理系排気筒が損傷、原子炉建屋ガス処理系/非常用ガス処理系が機能喪失し、自動停止/サポータ系喪失（自動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通によりほう酸水注入系が損傷、ほう酸水注入系が機能喪失し、サポータ系喪失（自動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により可溶性ガス濃度制御系が損傷、可溶性ガス濃度制御系が機能喪失し、自動停止/サポータ系喪失（自動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により中央制御室換気系が損傷、機能喪失し、自動停止/サポータ系喪失（自動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 飛来物の衝突により非気筒が損傷し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突により非常用ガス処理系配管及び排気筒が損傷し、過渡事象「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン補機冷却水系/サポータ系が損傷、機能喪失し、サポータ系喪失（自動停止） 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により主蒸気管が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、自動停止/サポータ系喪失（自動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機排気ファン、吸気フィルタ、消音器が損傷し、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
20	竜巻 ※詳細評価は補足2-4参照	荷重	飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉補機冷却水系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により可溶性ガス濃度制御系が損傷、可溶性ガス濃度制御系が機能喪失し、自動停止/サポータ系喪失（自動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により中央制御室換気系が損傷、機能喪失し、自動停止/サポータ系喪失（自動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 飛来物の衝突により非気筒が損傷し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突により非常用ガス処理系配管及び排気筒が損傷し、過渡事象「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン補機冷却水系/サポータ系が損傷、機能喪失し、サポータ系喪失（自動停止） 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ。 飛来物の衝突、屋内への貫通により主蒸気管が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 飛来物の衝突により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、自動停止/サポータ系喪失（自動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機排気ファン、吸気フィルタ、消音器が損傷し、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	果の相違
				事象の抽出方法、対象設備及び評価結果

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
32	海岸浸食	①冷却機能低下：海水系 海岸線の後退、海底勾配の変化による取水設備性能への影響	海岸浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度から事故シーケンスが進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
33	地下水 (多量、枯渇)	①浸水 地下水の建屋地下階への流入による設備等の浸水 ②一 地下水の枯渇	①浸水 地下水が浸透することにより、地滑りや建屋への浸水が考えられるが、地滑りについては、No.27「地滑り」にて考慮し、多量の地下水流入については、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 ②一 地下水は活用にしておらず、安全施設の機能が損なわれることはないとは判断。したがって、本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
34	地下水による浸食	①地盤安定性 建屋・屋外構築物の地下部 (地下階、基礎部) 土壌浸食 ②浸水 建屋地下部の地下水による建屋内への地下水の流入	安全上重要な建屋や屋外設備は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 基本的に設備等の機能を及ぼすほどの地下水が建屋内へ流入する可能性は稀である。また、仮に浸食があっても、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
35	森林火災	①熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	森林火災が送電設備に延焼し、外部電源喪失に至るシナリオ。 発電所周辺監視区域の境界に沿って森林を伐採しており、構外から延焼する状況に対して、一定の効果があると考えられること、敷地境界から出火した場合であっても、防火帯を設定しておりプラントまでの離隔距離が十分あること、防火帯内側への延焼を仮定した場合でも街路樹等が燃えるだけで火災の規模は限定的なため、消火が可能であると考えられること、プラント近傍は非植生であり、仮に危険物 (軽油タンク) に延焼した場合であっても原子炉建屋外壁面が 200℃未満であることなどを評価で確認していることから、原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設への影響はなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
過酷な自然事象により考え得る起回事象等				
No	自然現象 (魚釣り部は11条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
20	竜巻 ※詳細評価は補足2-4参照	荷重 (衝突)	飛来物の衝突により残留熱除去系海水系が損傷、残留熱除去系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。 飛来物の衝突により高圧炉心スプレイスpray系が損傷、高圧炉心スプレイスpray系が機能喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 飛来物により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線路の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 飛来物により補機冷却海水系が損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポータ系喪失 (自動停止) 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ。 飛来物により循環水系が損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
21	濃霧	濃霧により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
22	森林火災 ※詳細評価は補足2-5参照	温度 輻射熱 閉塞 (吸気等)	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。(敷地外) 想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁 (火炎側) から十分な隔離距離があることを考慮すると、設備等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は、24時間滞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と、シナリオの選定は不要である。 ばい煙のモータ空気冷却器給気口への侵入について、モータは空気を取込まない構造であり、また、空冷モータの冷却水路の口径は、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。 ばい煙の吸込みにより非常用ディーゼル発電機吸気フィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替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。	
23	霜・白霜	霜・白霜により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
24	草原火災	敷地周辺に草原はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
25	ひょう・あられ	荷重 (衝突)	竜巻 (No.20) の評価に包絡される。	
26	極高温	日本の気候や一日の気温変化を考慮すると、設備等に影響を与えるほどの極高温になることは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
27	濃潮	浸水	濃潮による設備の浸水	
28	ハリケーン	日本がハリケーンの影響を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
29	氷結	電気的影響	凍結 (No.1) の評価に包絡される。	
30	氷晶	電気的影響	凍結 (No.1) の評価に包絡される。	
果の相違				備考
事象の抽出方法、対象設備及び評価結				

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
36	生物学的事象	①閉塞 (取水) 海生物 (くらげ等) の襲来による取水口閉塞 ②個別設備の機能喪失 (ネズミ等) 齧歯類 (ネズミ等) によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等	ばい煙の換気空調系への取込みは、火山の影響に包絡される。(No.26 参照) ばい煙を取り込むことによる人への影響については、発電所敷地内の林縁とプラント間十分に隔離距離があることから、影響はないと判断。ばい煙が中央制御室空調外気取入口まで達すると仮定した場合でも、再循環運転を行うことで影響を抑えられるため、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
37	静振	①浸水 港湾内での潮位振動による取水への影響 ②冷却機能低下：海水系 港湾内での潮位振動による取水への影響	大量発生したくらげ等の海生物により、取水口が閉塞した場合に、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。	
38	塩害、塩雲	①塩害による屋外構築物・設備の腐食	ネズミ等齧歯類によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等は、個別機器の不具合というランダム事象に整理される。このようなランダム事象は、内部事象レベル IPRA 等にて、その他の過渡事象として考慮されている。	
39	隕石、衛星の落下	①荷重 (衝突) 隕石衝突に伴う建物・屋外設備の損傷 ②荷重 (衝突) 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波 ③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベル IPRA に示すとおり。(浸水影響の最も大きい津波の評価においては、数値シミュレーションを実施しており、その中で構構の影響も考慮されている。) 腐食は、発電所の運転に支障をきたす時間スケールで事象進展しないことから、安全施設の機能が損なわれるおそれなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。したがって、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
過酷な自然事象により考え得る起因事象等				
No	自然現象 (色塗り部はG&Gの設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の詳細	
31	水壁	電気的影響	想定される起因事象等	
32	土砂崩れ (山崩れ、がけ崩れ)	荷重	東海第二発電所敷地周辺には水壁を含む海水の発生、海水の到達は考え難いことため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 東海第二発電所敷地周辺には土砂崩れを発生させるような地形はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合、「隔離事象」又は「原子炉緊急停止系誤動作」に至るシナリオ。 ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤動作した場合、「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。 直撃雷による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 直撃雷により残留熱除去系海水ポンプモーターが損傷、残留熱除去系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。 直撃雷により高圧炉心スプレイズ系モーターが損傷、高圧炉心スプレイズ系が機能喪失し、手動停止/サボート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。 直撃雷により非常用ディーゼル発電機海水ポンプモーターが損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の直撃雷による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。 直撃雷により補機冷却海水系ポンプモーターが損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サボート系喪失 (自動停止) 「タービン・サボート系故障」に至るシナリオ。 直撃雷により循環水ポンプモーターが損傷、循環水系が機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。 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。 海水を冷却源としてしていること、淡水は復水器貯蔵タンク等に保管しており設備等への影響の緩和又は排除が可能であることから、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
33	落雷 ※詳細評価は補足2-6参照	電気的影響		
34	湖又は河川の水位低下	浸水	誘導雷サージによる電気設備内の回路損傷	
35	湖又は河川の水位上昇	浸水	工業用水の枯渇	
36	陥没、地盤沈下、地割れ	荷重	湖又は河川の水位上昇による設備の浸水	
37	極限的圧力 (気圧高低)	荷重	荷重 (変位、傾斜)	
38	もや	もやにより設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	気圧差 (気圧高低)	
39	塩害・塩雲	腐食	塩害による腐食	
事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違				

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
		考えうる起因事象等		
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
40	太陽フレア、磁気嵐	①誘導電流 太陽フレアの地磁気誘導電流による変圧器の損傷	磁気嵐により誘導電流が発生し、変圧器等の送電・変電設備の損傷により、外部電源喪失に至るシナリオ。 ただし、磁気嵐の影響を受けるのは、こう長の長い送電線であり、非常用ディーゼル発電機及び非常用電源母線への影響はなく、プラントの安全性への影響はないと判断。	
41	土石流	①荷重（衝突） 土石流による建屋及び屋外機器への荷重	敷地内に浸流がなく、土石流危険区域に指定されていないことから土石流が敷地内に到達することはない。したがって、本現象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
42	泥湧出	①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損傷	地震による液状化で損傷が想定される機器は、地震動による損傷も想定しており、地震の影響に包絡される。地震の事故シーケンスは、地震時レベル IPRA に示すとおり。	
過酷な自然事象により考え得る起因事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜） 東海第二発電所の敷地及びその近傍に居断層は分布していないことから、地震に伴う地殻変動によって安全施設の機能に影響を及ぼすような地盤の隆起は発生しないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷	生物学的事象 (No.15) の評価に包絡される。
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜） 地すべり地形分布図及び土石砂災害危険箇所図によると、東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため、敷地内における地滑りによる設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜） 発電所敷地及び敷地周辺にカルスト地形は認められず、発電所の地質もカルストを形成する要因はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜） 敷地には地盤を浸食する地下水層は認められず、また、敷地内の地下水分布は海に向かっており配を示しており、浸食をもたらす流れは発生しないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
45	海水面低	浸水	海水面の低下による海水の枯渇	津波 (No.11) の評価に包絡される。
46	海水面高	浸水	海水面の上昇による設備の浸水	津波 (No.11) の評価に包絡される。
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜） 地滑り (No.42) の評価に包絡される。	
48	水中の有機物	閉塞（海水系）	取水口、海水ストレーナの閉塞	生物学的事象 (No.15) の評価に包絡される。
49	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による誘導電流	磁気嵐に伴う送電線に誘導電流が発生し、その影響は、送電 (No.33) の評価に包絡される。
50	高温水（海水温度）	温度	高温水	高温水による海水系に影響するため、生物学的事象 (No.15) の評価に包絡される。
51	低温水（海水温度）	低温水により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
52	泥湧出（液状化）	荷重	荷重（変位、傾斜） 安全上重要な施設の基礎地盤は岩盤または液状化対策（地盤改良）済みの地盤であり、液状化に伴う地盤変状の影響を受け難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
53	土石流	荷重	荷重（衝突） 東海第二発電所周辺には土石流が発生する地形、地質はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
54	水蒸気	周辺での水蒸気の発生は考え難く、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
55	毒性ガス	閉塞（吸気等） 毒性ガスの吸込みによる吸気フィルタ等の閉塞	森林火災 (No.22) の評価に包絡される。	
				果の相違
				(以降、補足資料の順は柏崎刈羽発電

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

添付資料 1-2

〈各人為事象について考え得る起因事象の抽出〉

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失 モードの抽出	考えうる起因事象等
1	航空機落下 (偶発的)	①荷重 (衝突) 航空機が建屋等へ衝突	偶発的な事故による発電用原子炉施設への落下については、設計上の考慮の要否を「発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」(総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会, 平成14年7月22日, 平成21年6月30日一部改正)に従い落下確率を求めて判断している。 その結果, 落下確率は約 $3.4 \times 10^{-8}$ (回/炉・年)となり, 設計上の考慮が必要な $1.0 \times 10^{-7}$ (回/炉・年)を下回っていることから, 発電用原子炉施設への落下の可能性は十分低く, 本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象はないと判断。
2	ダムの崩壊	①浸水 ダムの崩壊に伴う洪水による建屋や機器への浸水影響	発電用原子炉施設から一定の距離離れた場所 (落下確率が $1.0 \times 10^{-7}$ (回/炉・年)となる位置) に大型航空機が落下した場合であっても, 原子炉建屋外壁や屋外設備の温度上昇が許容値以下であることを確認済みである。なお, ここで評価の前提となる航空機の大きさは発電所周辺における航空機の航行状況により決めていることから, 想定を超える大きさの航空機が偶発的に落下することは考えにくい。
3	火災・爆発	①熱影響, 爆風圧 発電所内に保管されている危険物の火災や爆発による影響	非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上上昇しないことを確認。 非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は, デイタンの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが, 外部電源と同時に機能喪失することはないため, 本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象はないと判断。

東海第二発電所

過酷な外部人為事象により考え得る起因事象等

No	外部人為事象 (色塗り部は6条の 設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
1	衛星の落下	荷重 (衝突) 荷重 (爆風圧) 隣接建屋による設備の浸水	NUREGやIAEAのSAFETY STANDARDS SERIESでも言及されている様に, 有意な発生頻度とはならない。(10 <sup>-9</sup> /年以下)
2	パイプライン事故 (ガスなど), パイプ ライン事故による サイト内燃焼等	荷重 (衝突) 爆風圧 輻射熱 ばい煙による閉塞 ばい煙, 有毒ガス	プラント外での燃焼 (No.12) の評価に包絡される。 プラント外での燃焼 (No.12) の評価に包絡される。 火災 (近隣工場等の火災) (No.23) の評価に包絡される。 火災 (近隣工場等の火災) (No.23) の評価に包絡される。 有毒ガス (No.4) の影響に包絡される。
3	交通事故 (化学物質 の流出含む)	輻射熱 ばい煙による閉塞 ばい煙, 有毒ガス	火災 (近隣工場等の火災) (No.23) の評価に包絡される。 火災 (近隣工場等の火災) (No.23) の評価に包絡される。 有毒ガス (No.4) の影響に包絡される。
4	有毒ガス	有毒ガスの侵入	鉄道路線, 主要道路, 航路及び石油コンビナート施設は発電所から十分な距離距離が確保されており, 危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による当該発電所への有毒ガスの影響はない。また, 中央制御室換気系においては閉回路による再循環運転も可能であるため, 影響はない。
5	タービンミサイル	荷重 (衝突)	有意な衝突頻度にならない。
6	飛来物 (航空機落下)	荷重 (衝突) 荷重 (爆風圧) 輻射熱 ばい煙による閉塞 ばい煙, 有毒ガス	航空機落下確率評価結果が防護方針の要否判断の基準である10 <sup>-7</sup> 回/伊年を超えないため, 航空機落下による防護設計を必要としない。なお, 当該事象が万一発生した場合には, 大規模損壊及び大規模な火災が発生することを想定し, 大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。
7	工業施設又は 軍事施設事故	荷重 (衝突) 荷重 (爆風圧) 輻射熱 ばい煙による閉塞 ばい煙, 有毒ガス	プラント外での燃焼 (No.12) の評価に包絡される。 プラント外での燃焼 (No.12) の評価に包絡される。 火災 (近隣工場等の火災) (No.23) の評価に包絡される。 火災 (近隣工場等の火災) (No.23) の評価に包絡される。 有毒ガス (No.4) の影響に包絡される。

補足3

所資料に合わせて提示)  
 事象の抽出方法, 対象設備及び評価結果の相違

事象の抽出方法, 対象設備及び評価結果

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
<p>枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。</p>				
No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
4	有毒ガス	①中央制御室居住性の低下 有毒ガスが中央制御室内に取り込まれることによる運転操作への影響	発電所周辺には有毒ガスの発生源となる危険物を貯蔵している石油コンビナートはない。発電所構内で貯蔵している物質（塩素、窒素）が漏えいした場合作り、有毒ガスの影響を遮断できるため、本事故から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象はないと判断。	
5	船舶の衝突	①冷却機能低下：海水系 漂流船舶が取水設備を損傷させることによる冷却機能への影響	漂流船舶が発電所港湾内に侵入した場合であっても、カーテンウォールにより直接取水設備を損傷させることはないが、仮にさらに内部へ侵入し、取水設備を損傷させた場合は、最終ヒートシンクが喪失に至るシナリオとなる。	
6	電磁的障害	①電磁波によるノイズ 電磁波を放出する機器による計測制御系へのノイズ発生で安全機能の誤動作、誤動作	中央制御室や現場にある操作盤については、電波障害試験により耐性を確認しているが、想定を上回る影響が生じた場合は、計測制御系への外乱が想定される。事象影響としては落雷の影響に包絡される。	
7	パイプライン事故	①熱影響、爆風 パイプラインの損傷・破裂による火災、爆風	パイプラインは道路下に埋設されており、埋設深度も法令で定められている。また、緊急時にはガスの遮断が行われるため、爆発が発生したとしても外部に対する影響は限定的である。仮に飛来物が発電所へ届く場合があったとしても、事象影響としては竜巻の影響に包絡される。	
8	第三者の不法な接近	①発電用原子炉施設内に悪意を持った第三者が侵入	発電用原子炉施設内への侵入だけでは起回事象の発生はない。（原子炉施設への影響はNo.10 妨害破壊行為（内部脅威）に包絡。）	
9	航空機衝突（意図的）	①荷重（衝突） 航空機が建屋等へ衝突 ②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響		
<p>過酷な外部人為事象により考え得る起回事象等</p>				
No	外部人為事象 (包囲部分は各設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等	
8	船舶の衝突 (船舶事故)	閉塞（海水系） 取水口の閉塞 油漏えいによる海水系ストレートの閉塞	発電所周辺の航路は十分な離隔距離が確保されており、航路を通行する船舶が漂流した場合であっても、敷地に到達する可能性は低く、さらに、敷地前面の防波堤に衝突して止まるものと考えられるため、取水性に影響はない。 カーテンウォール前面に小型船舶が到達した場合であっても、カーテンウォールにより阻害される方が一、カーテンウォールが閉塞される可能性は低いことから、取水性に影響はない。 また、構内に入港する船舶について、港内内で事故が発生した場合でも、カーテンウォールにより阻害されること、呑み口は広く取水口が閉塞される可能性は低いことから、取水性に影響はない。	
9	自動車又は船舶の爆発	ばい煙、有毒ガス 荷重（衝突） 荷重（爆風圧） 輻射熱	火災（近隣工場等の火災）(No.23) の評価に包絡される。 有毒ガス (No.4) の影響に包絡される。 プラント外での爆発 (No.12) の評価に包絡される。 プラント外での爆発 (No.12) の評価に包絡される。 火災（近隣工場等の火災）(No.23) の評価に包絡される。 火災（近隣工場等の火災）(No.23) の評価に包絡される。 有毒ガス (No.4) の評価に包絡される。	
10	船舶から放出される固体・液体不純物の流出	閉塞（海水系）	船舶の衝突（船舶事故）(No.8) の評価に包絡される。	
11	水中の化学物質	閉塞（海水系）	船舶の衝突（船舶事故）(No.8) の評価に包絡される。	
12	プラント外での爆発	荷重（衝突） 荷重（爆風圧）	東海第二発電所周辺には、LNG基地（敷地北方向約1.5km）があるため、発電所から十分な離隔距離が確保されていることを確認している。 鹿児島県地区石油コンビナート等特別防災区域は、東海第二発電所周辺で石油コンビナート等特別防災区域に指定されている唯一の区域であり、また、発電所から約50km以上の距離があることから、爆発の影響が安全距離の安全機能に及ぼすおそれはない。 また、本発電所敷地周辺の社会環境からみて、発電所周辺での爆発等に起因する飛来物による影響はない。	
13	プラント外での化学物質の流出	ばい煙、有毒ガス 閉塞（海水系）	火災（近隣工場等の火災）(No.23) の評価に包絡される。 有毒ガス (No.4) の評価に包絡される。 船舶の衝突（船舶事故）(No.8) の評価に包絡される。	
14	サイト貯蔵の化学物質の流出	有毒ガス	有毒ガス (No.4) の評価に包絡される。	
				果の相違
				事象の抽出方法、対象設備及び評価結

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

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		考慮する起回事象等	
No	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
10	人為事象 妨害破壊行為 (内部脅威含)	①衝撃力 爆発物等による衝撃力 ②中央制御室の占拠等 悪意操作、サボタージュ	安全機能を有する複数機器の破壊、無力化、悪意操作による外乱の発生が想定される。事象影響としては、内部事象レベル IPRA に包絡される。
11	サイバートロ	①制御システムのハッキング 制御システムのハッキングによる悪意操作	外部回線と制御システムは接続されていないため、制御機能がハッキングされることはない。仮に発電所内部への侵入等により、直接制御システムがハッキングされた場合は悪意操作等による影響が考えられるが、事象影響としては、内部事象レベル IPRA に包絡される。
12	産業施設の事故	①熱影響、爆風圧 発電所外の産業施設の事故による火災、爆発	発電所敷地周辺に石油コンビナート施設はないため、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象はないと判断。
13	輸送事故	①熱影響、爆風圧 危険物輸送車両や船舶の発電所敷地周辺における事故による火災、爆風	危険物輸送車両や船舶にて火災、爆発が発生した場合でも危険限界距離以上離れている。爆風により飛来物を想定した場合であっても逆巻の影響に包絡される。
14	サイト内外での掘削	①物理的損傷 発電所内外において地面の掘削工事を行い、設備の一部を損傷	地中の掘削工事を行う場合は、埋設物の管理図面により事前調査を行い、あらかじめ埋設物の位置を確認する。仮に埋設物を損傷させた場合の影響として、埋設ケーブル切断による外部電源喪失に至るシナリオとなる。また、発電所内外の送電鉄塔を掘削工事により倒壊させた場合も外部電源喪失に至るシナリオとなる。
15	内部溢水	①浸水 発電所原子炉施設内の配管等の破損による保有水の漏えいの影響	いずれも事象影響としては、内部事象レベル IPRA に包絡される。 第1表のとおり。 (外部電源喪失、非隔離事象、隔離事象、全給水喪失、原子炉緊急停止系誤動作、原子炉補機冷却水系故障、手動停止)

東海第二発電所		備考	
果の相違			
事象の抽出方法、対象設備及び評価結			

過酷な外部人為事象により考え得る起回事象等

設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価			
No	外部人為事象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
15	軍事施設からのミサイル	荷重 (衝突) 荷重 (爆風圧) 輻射熱	機能的なミサイル到達は考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
16	掘削工事	物理的損傷	敷地内で、地中の掘削工事を行う場合は、事前調査で埋設ケーブル・配管位置の確認を行うため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 敷地外で、地中の掘削工事を行う場合は、送電鉄塔の損傷の可能性はあるが、複数回線が同時に損傷するシナリオは考え難い。
17	他のユニットからの火災	温度 ばい塵、有毒ガス	火災 (近隣工場等の火災) (No.23) の評価に包絡される。 火災 (近隣工場等の火災) (No.23) の評価に包絡される。
18	他のユニットからのミサイル	荷重 (衝突)	有毒ガス (No.4) の評価に包絡される。 有意なミサイル源はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
19	他のユニットからの内部溢水	浸水	内部溢水による設備の浸水 東海発電所分も含めた屋外タンク及び貯留槽からの溢水を想定しても、東海第二発電所の安全施設への影響が無いことを確認したため、他のユニットからの内部溢水の影響による設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
20	電磁的障害	電気的影響	サージ及び誘導電流 過電圧 安全保護回路は、日本工業規格 (JIS) 等に基づき、ライオンフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、銅製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、安全機能を損なうことはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
21	ダムの崩壊	浸水	ダムの崩壊による浸水 敷地周辺の地形及び上流に位置している久慈川水系の竜神ダムの保有水量から判断して、ダムの崩壊が発生した場合においても、敷地が久慈川の洪水による被害を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
22	内部溢水	別紙1 表1に示すとおり。	
23	火災 (近隣工場等の火災)	温度 ばい塵、有毒ガス	自然現象 森林火災 (No.22) の評価に包絡される。 自然現象 森林火災 (No.22) の評価に包絡される。 有毒ガス (No.4) の評価に包絡される。

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機			東海第二発電所	備考
No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	果の相違
16	タービンミサイル	①荷重（衝突） タービンの一部が飛来物となって衝突	「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」第十二条（安全施設）5の要求に従い、飛来物としてタービンミサイルの評価を行っている。「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）に基づき評価した結果、基準である10 <sup>-7</sup> /年を下回っているため、発生の可能性は十分低く、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象はないと判断。	
17	重量物輸送	①荷重（落下） 輸送中の燃料集合体の落下による破損  ②荷重（衝突） 重量物輸送車やクレーン等の重機の転倒による屋外設備の損壊	燃料取扱機は燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策（フェイル・セーフ設計等）がとられているため、燃料集合体の落下事故の発生確率は非常に低く、さらにその発生を仮定した場合でも破損した燃料からの放射性物質の放出量は僅かであり、外部への影響は小さいことが評価されている。したがって、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象はないと判断。  作業に重機を使用する場合は、転倒防止対策を行うため発生することは考えにくい。この場合、仮に重機が転倒した場合は変圧器や軽油タンクの損壊が想定される。これにより、外部電源喪失とダイタング枯渇による非常用ディーゼル発電機の機能喪失により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが、重機転倒による損傷範囲は重機の大きさに限定されるため、起回事象として考慮する必要はないと判断。（考慮した場合であっても追加の起回事象ではない。）	
18	化学物質の放出による水質悪化	①冷却機能低下：海水系 発電所内で保管されている化学物質が港湾内へ放出され、又は船舶事故により化学物質が流出し、海水系の冷却機能へ影響	発電所内で保管している化学物質については、堰の設置や建屋内保管により漏えい防止対策をしておき、港湾内への流出は考えにくい。船舶事故によって流出する可能性は否定できないが、海水系に取水される段階では十分希釈されていると想定できる。したがって、本事象による影響を考慮する必要はないと考えられるが、仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。	
19	油流出	①冷却機能低下：海水系 船舶等から流出した油が海水系の冷却機能へ影響	海水の取水については、カーテンウォールを設置して深層取水を行っており、油が直接海水系に流入することは考えにくい。仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-1</p> <p style="text-align: center;">設計基準を超える積雪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）の損傷・機能喪失モードの抽出        積雪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建屋天井や屋外設備に対する荷重        ②送電変電設備の屋外設備への着氷        ③空調給気口の閉塞        ④積雪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        (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（屋外に面した設備含む）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> <li>・中央制御室換気空調設備</li> <li>・非常用ディーゼル発電機非常用給気設備（6号炉）、非常用電気品区域空調設備（7号炉）（以下、D/G室空調）</li> </ul>	<p style="text-align: right;">補足 2-2</p> <p style="text-align: center;">積雪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        積雪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建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重        ②着雪による送電線の相間短絡        ③給気フィルタ等の閉塞</p> <p>(2) 評価対象設備の選定        (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（屋外に面した設備含む）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積雪荷重</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋（原子炉棟、附属棟、廃棄物処理棟）</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>・送受電設備（超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器）</li> <li>・非常用ディーゼル発電機の附属機器（排気ファン、吸気フィルタ等）</li> <li>・復水貯蔵タンク</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海水系</li> <li>・非常用ディーゼル発電機海水系</li> <li>・補機冷却海水系</li> <li>・循環水系</li> </ul> <p>②着雪による送電線の相間短絡</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送電線</li> </ul>	<p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、損傷・機能喪失モードの抽出不要とした。</p> <p>設備の相違（②、③も同様）</p> <p>設備の相違（②、③も同様）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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 建屋天井や屋外設備に対する荷重            建屋及び屋外設備に対する積雪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            原子炉建屋屋上が積雪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、積雪（雪融け水含む）の影響により、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シナリオ。</p> <p>○タービン建屋            タービン建屋屋上が積雪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積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補器冷却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            コントロール建屋屋上が積雪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又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、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内部溢水が伝播し機能喪失に至るシナリオ。</p>	<p>③ 給気フィルタ等の閉塞            ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（給気口、吸気フィルタ）            ・中央制御室換気系（給気口）            ・残留熱除去系海水系（モータ）            ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）            ・非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）            ・補機冷却海水系（モータ）            ・循環水系（モータ）</p> <p>(3) 起因事象になりうるシナリオの選定            (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積雪荷重</p> <p>&lt;建屋&gt;            ・原子炉建屋            原子炉建屋（原子炉棟）屋上が積雪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物理的に機能喪失した場合、原子炉補機冷却系の機能喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。            原子炉建屋（付属棟）屋上が積雪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換気系が物理的に機能喪失した場合、中央制御室換気系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。            原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。</p> <p>・タービン建屋            タービン建屋屋上が積雪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や発電機に影響が及び「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。</p>	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○廃棄物処理建屋            廃棄物処理建屋屋上が積雪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積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>○軽油タンク等            軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至る可能性があり、以下②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シナリオ。</p> <p>② 送変電設備の屋外設備への着氷            送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。</p> <p>③ 空調給気口の閉塞</p>	<p>&lt;屋外設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送受電設備（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器）              超高圧開閉所屋上，特別高圧開閉所，変圧器が積雪荷重により崩落し，送受電設備に影響が及び，「外部電源喪失」に至るシナリオ。</li> <li>・復水貯蔵タンク              復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し，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の附属機器              積雪荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に②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              積雪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海水系              積雪荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系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海水系              積雪荷重により非常用ディーゼル発電機海水系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②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>・補機冷却海水系              積雪荷重により補機冷却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              積雪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> <p>②着雪による送電線の相間短絡            送電線や碍子へ着雪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>③給気フィルタ等の閉塞</p>	<p>の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>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>仮に D/G 室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②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。</p> <p>④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>積雪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、除雪を行うことから問題はない。</p> <p>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</p> <p>(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪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 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ</p> <p>積雪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</p>	<p>・非常用ディーゼル発電機附属機器の閉塞</p> <p>積雪により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に②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>・中央制御室換気系給気口の閉塞</p> <p>中央制御室換気系の給気口は、地面より約 5.6m、約 19m の 2 箇所を設置されており、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。</p> <p>・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞</p> <p>積雪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②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、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>循環水ポンプモータ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) 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、想定を超える積雪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建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重</p> <p>積雪事象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) 項にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、各建屋天井の崩落や屋外設備</p>	<p>の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、シナリオを選定しない。</p> <p>評価方法の相違（年超過確率を用いない）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																		
<p>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。軽油タンクについても、天井の許容荷重を上回る積雪荷重によって破損に至る可能性はあるものの、外部電源喪失との重畳による全交流動力電源喪失は、運転時の内部事象や地震、津波のレベル1PRAでも考慮しているものであり、追加のシナリオではない。</p> <p>なお、各建屋や軽油タンクの天井が崩落するような積雪事象は、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math>/年より小さい事象であること（第1表参照）、積雪事象の進展速度の遅さを踏まえると除雪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>第1表 各建屋・タンクの積雪荷重と年超過確率の比較</p> <table border="1" data-bbox="181 827 1160 1436"> <thead> <tr> <th>建屋・タンク</th> <th>積雪荷重</th> <th>年超過確率</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋</td> <td>6号炉 408cm</td> <td rowspan="2">306cm : <math>10^{-7}</math>/年未満 <math>10^{-4}</math>/年 : 135.9cm <math>10^{-7}</math>/年 : 213.3cm</td> <td rowspan="2">積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある</td> </tr> <tr> <td></td> <td>7号炉 408cm</td> </tr> <tr> <td>タービン建屋</td> <td>6号炉 340cm</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>7号炉 340cm</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>コントロール建屋</td> <td>714cm</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建屋</td> <td>306cm</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td>6号炉 442cm</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>7号炉 442cm</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>② 送変電設備の屋外設備への着氷        着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、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起因事象として選定する。</p> <p>③ 空調給気口の閉塞        仮に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が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることとなるが、全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象、地震及び津波レ</p>	建屋・タンク	積雪荷重	年超過確率	結果	原子炉建屋	6号炉 408cm	306cm : $10^{-7}$ /年未満 $10^{-4}$ /年 : 135.9cm $10^{-7}$ /年 : 213.3cm	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある		7号炉 408cm	タービン建屋	6号炉 340cm				7号炉 340cm			コントロール建屋	714cm			廃棄物処理建屋	306cm			軽油タンク	6号炉 442cm				7号炉 442cm			<p>が損傷するような積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪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。</p> <p>②着雪による送電線の相間短絡        着雪に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対しては発生を否定できないため、送電線の着雪による短絡を想定した場合、外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として選定する。</p> <p>③給気フィルタ等の閉塞        積雪事象により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合には、(3)項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室の給気口、吸気フィルタが閉塞するような積雪事象は、積雪</p>	<p>評価方法の相違（年超過確率を用いない）</p>
建屋・タンク	積雪荷重	年超過確率	結果																																	
原子炉建屋	6号炉 408cm	306cm : $10^{-7}$ /年未満 $10^{-4}$ /年 : 135.9cm $10^{-7}$ /年 : 213.3cm	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある																																	
	7号炉 408cm																																			
タービン建屋	6号炉 340cm																																			
	7号炉 340cm																																			
コントロール建屋	714cm																																			
廃棄物処理建屋	306cm																																			
軽油タンク	6号炉 442cm																																			
	7号炉 442cm																																			

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考																		
<p>ベル1PRAでも考慮しており、追加のシナリオではない。</p> <p>なお、基本的には除雪管理が可能であるが、D/G室空調給気口が閉塞に至る積雪深さは、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math>/年より小さくなること、積雪の給気口への付着・堆積についても除雪管理が可能であることから、積雪事象による給気口閉塞事象の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。（第2表にD/G室空調給気口高さを示す。）</p> <p style="text-align: center;">第2表 各空調給排気口の高さと年超過確率の比較</p> <table border="1" data-bbox="184 646 1160 1167"> <thead> <tr> <th>空調給排気口</th> <th>設置高さ</th> <th>年超過確率</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D/G室空調(A)給気口</td> <td>6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m</td> <td rowspan="6"> <math>7.8 \text{ m} : 10^{-7}/\text{年未満}</math>  <math>\left[ \begin{array}{l} 10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm} \\ 10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm} \end{array} \right]</math> </td> <td rowspan="6">設置高さを 超えるまで に大きな裕 度がある</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(A)排気口</td> <td>7.8 m</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(B)給気口</td> <td>6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(B)排気口</td> <td>7.8 m</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(C)給気口</td> <td>6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(C)排気口</td> <td>7.8 m</td> </tr> </tbody> </table> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>○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、非常用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シナリオ。</li> <li>○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シナリオ。また、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。</li> <li>○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又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、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シナリオ。</li> <li>○廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、RIP M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシ</li> </ul>	空調給排気口	設置高さ	年超過確率	結果	D/G室空調(A)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	$7.8 \text{ m} : 10^{-7}/\text{年未満}$ $\left[ \begin{array}{l} 10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm} \\ 10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm} \end{array} \right]$	設置高さを 超えるまで に大きな裕 度がある	D/G室空調(A)排気口	7.8 m	D/G室空調(B)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	D/G室空調(B)排気口	7.8 m	D/G室空調(C)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	D/G室空調(C)排気口	7.8 m	<p>事象の進展速度を踏まえると除雪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。</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)項で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積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪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。</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積雪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1PRA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>評価結果の相違</p>
空調給排気口	設置高さ	年超過確率	結果																	
D/G室空調(A)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	$7.8 \text{ m} : 10^{-7}/\text{年未満}$ $\left[ \begin{array}{l} 10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm} \\ 10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm} \end{array} \right]$	設置高さを 超えるまで に大きな裕 度がある																	
D/G室空調(A)排気口	7.8 m																			
D/G室空調(B)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m																			
D/G室空調(B)排気口	7.8 m																			
D/G室空調(C)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m																			
D/G室空調(C)排気口	7.8 m																			

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>ナリオ。</p> <p>○軽油タンクの天井が崩落した場合で、かつ外部電源喪失が発生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>○送電線や碍子へ雪が着氷することによって、相间短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。</p> <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が機能喪失、かつ外部電源喪失の同時発生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、いずれも運転時の内部事象、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ない。</p> <p>また、1. (4) 項での起回事象の特定結果のとおり、上記シナリオのうち、建屋又は軽油タンクの天井崩落やD/G 室空調給気口閉塞については、事象の発生頻度が第1表及び第2表に示したように非常に小さいこと、除雪管理により発生を防止可能なことから、発生自体が非常に稀な事象であり、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起回事象として選定不要であると判断した。</p> <p>よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起回事象は、外部電源喪失のみとなるが、各建屋及び軽油タンク等の健全性が確保される限り、非常用交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、事故シーケンスに至ることはない。</p> <p>したがって、積雪事象を要因として発生しう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>	<p>よって、積雪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>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-2</p> <p>設計基準を超える低温（凍結）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）の損傷・機能喪失モードの抽出        柏崎刈羽原子力発電所の立地環境、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例等から低温に対する発電所への影響を調査し、その結果、以下のとおり機能喪失モードを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①屋外タンク及び配管内流体の凍結</li> <li>②ヒートシンク（海水）の凍結</li> <li>③着氷による送電線の相間短絡</li> </ul> <p>(2) 評価対象設備の選定        (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、以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>(屋外設備)</p> <ul style="list-style-type: none"> <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> <li>・取水設備（海水）</li> <li>・送変電設備</li> </ul> <p>(3) 起回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上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①屋外タンク及び配管内流体の凍結        低温によって軽油タンク等内の軽油が凍結するとともに、以下③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 style="text-align: right;">補足 2-1</p> <p>低温（凍結）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        低温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> <ul style="list-style-type: none"> <li>①屋外タンク及び配管内流体の凍結</li> <li>②ヒートシンク（海水）の凍結</li> <li>③着氷による送電線の相間短絡</li> </ul> <p>(2) 評価対象設備の選定        (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、以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①屋外タンク及び配管内流体の凍結           <ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機用燃料移送系（以下「軽油貯蔵タンク等」という）</li> <li>・復水貯蔵タンク及び附属配管（以下「復水貯蔵タンク等」という）</li> </ul> </li> <li>②ヒートシンク（海水）の凍結           <ul style="list-style-type: none"> <li>・取水設備（海水）</li> </ul> </li> <li>③着氷による送電線の相間短絡           <ul style="list-style-type: none"> <li>・送電線</li> </ul> </li> </ul> <p>(3) 起回事象になりうるシナリオの選定        (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上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①屋外タンク及び配管内流体の凍結           <ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油貯蔵タンク等の凍結                低温によって軽油貯蔵タンク等の軽油が凍結するとともに、以下③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機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。</li> <li>・復水貯蔵タンク等の凍結                低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合、補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ。</li> </ul> </p>	<p>設備の相違（②、③も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>②ヒートシンク（海水）の凍結            低温によって柏崎刈羽原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードは考慮しない。</p> <p>③着氷による送電線の相間短絡            送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。</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、想定を超える低温事象に対するの裕度評価（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 屋外タンク及び配管内流体の凍結            低温に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、軽油タンク等内の軽油の凍結を想定した場合、外部電源喪失の同時発生時においては、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シナリオは考えられる。            ただし、軽油タンク等内の軽油は、流動点の低い特3号軽油への交換を実施しており、年超過確率<math>10^{-7}</math>/年に対する温度の<math>-16.0^{\circ}\text{C}</math>では凍結しないことから、起回事象としての発生頻度は十分に低い。</p> <p>②ヒートシンク（海水）の凍結            上述のとおり、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。</p> <p>③送変電設備の屋外設備への着氷            着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、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>②ヒートシンク（海水）の凍結            低温によって東海第二発電所周辺の海水が凍結することは起こりえないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。</p> <p>③着氷による送電線の相間短絡            ・送電線の地絡、短絡            送電線や碍子へ着氷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            (3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える低温（凍結）事象に対するの裕度評価（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屋外タンク及び配管内流体の凍結            ・軽油貯蔵タンク等の凍結            燃料移送系が凍結するような低温事象は、事前に予測が可能であり、燃料移送系の循環運転等による凍結防止対策が可能であることから、燃料移送系が凍結する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、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>・復水貯蔵タンク等の凍結            復水貯蔵タンク等の保有水が凍結するような低温事象は、事前に予測が可能であり、復水貯蔵タンク等の循環運転等による凍結防止対策が可能であることから、保有水が凍結する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、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>②ヒートシンク（海水）の凍結            (3)②のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起回事象として特定しない。</p> <p>③着氷による送電線の相間短絡            ・送電線の地絡、短絡            着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、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。</p>	<p>評価方法の相違            年超過確率を用いない</p> <p>設備の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	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低温事象に対し発生可能性のある起因事象として全交流動力電源喪失と外部電源喪失を選定したが、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRA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>また、上述のとおり、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る低温事象は、年超過確率評価上、約<math>10^{-7}</math>/年未満と非常に稀な事象であることから、低温事象を要因とする全交流動力電源喪失についての詳細評価は不要と考えられる。</p> <p>よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみとなるが、軽油タンク等内の軽油が凍結する可能性の小ささを踏まえると、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>	<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低温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、低温（凍結）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>評価方法の相違（年超過確率を用いない）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-3</p> <p style="text-align: center;">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、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出        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> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 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</li> <li>② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ</li> <li>③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位</li> </ul> <p>(2) 評価対象設備の選定        (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>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。</p> <p>(3) 起回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、(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 2-6</p> <p style="text-align: center;">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「設備等」という）の損傷・機能喪失モードの抽出        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> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 屋内外計測制御設備に発生するノイズ</li> <li>② 直撃雷による設備損傷</li> <li>③ 誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</li> </ul> <p>(2) 評価対象設備の選定        (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、以下に示す屋内設置の設備及び屋外設置の設備を評価対象設備として選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①屋内外計測制御設備に発生するノイズ           <ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御系</li> </ul> </li> <li>②直撃雷による設備損傷           <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源系</li> <li>・残留熱除去系海水系</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系</li> <li>・非常用ディーゼル発電機海水系</li> <li>・補機冷却海水系</li> <li>・循環水系</li> </ul> </li> <li>③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷           <ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御系</li> </ul> </li> </ul> <p>(3) 起回事象になりうるシナリオの選定        (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上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p>	<p>損傷・機能喪失モード選定方法の相違</p> <p>地震 P R A を参照しない</p> <p>シナリオ選定方法の相違（地震 P R A</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。</p> <p>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・構造物の破損については除外した。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ        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>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            ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合、「隔離事象」又は「原子炉緊急停止系誤動作」に至るシナリオ。            ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤動作した場合、「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。</li> <li>②直撃雷による設備損傷</li> <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海水系            直撃雷により非常用ディーゼル発電機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>・補機冷却海水系            直撃雷により補機冷却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</li> </ul>	<p>を参照しない）（②、③も同様）</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ          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。</p> <p>③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位          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。</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、想定を上回る落雷（雷撃電流値）に対する裕度評価（起因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因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          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、起因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、起因事象としては抽出しない。</p>	<p>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。</p> <p>③ 誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷          ・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。</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、想定を上回る落雷に対する起因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因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          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動作する可能性を否定出来ず、隔離事象又は原子炉緊急停止系誤動作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。          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動作する可能性を否定出来ず、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、起因事象として特定する。          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、起因事象としては特定しない。</p> <p>② 直撃雷による設備損傷          外部電源系に過渡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、起因事象として特定する。          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出来ない。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因事象として特定する。          高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、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</p>	<p>評価方法の相違</p> <p>シナリオ選定の相違による起因事象特定結果の相違</p> <p>シナリオ選定の相違による起因事象特定結果の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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因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>③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位</p> <p>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。</p> <p>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得る起因事象選定を実施した。(第1図参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却水系喪失</li> </ul>	<p>否定出来ないことから、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。</p> <p>非常用ディーゼル発電機海水系は、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出来ない。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。</p> <p>補機冷却海水系は、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出来ない。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出来ないため、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。</p> <p>③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</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出来ない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い回路が損傷し、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、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。</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出来ない。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、起因事象として特定する。</p>	<p>シナリオ選定の相違による起因事象特定結果の相違</p> <p>シナリオ選定の相違による起因事象特定結果の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考																																								
<ul style="list-style-type: none"> <li>・直流電源喪失</li> <li>・計測・制御系喪失に伴う制御不能</li> <li>・その他過渡事象</li> </ul> <p>上記起因事象のうち、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（起因事象発生可能性）を評価した。</p> <p>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。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、かつ起因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因事象の発生は極低頻度事象であるため考慮不要とした。</p> <p>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)</p> <table border="1" data-bbox="136 1323 1163 1837"> <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)－ 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)－ 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)－ 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－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)－ 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)－ 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)－ タービン建屋	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7	原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3	原子炉建屋2F－B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6	原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	制御	4.24(872)	5.0(904)	972.5	1106.2		
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)－ 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)－ タービン建屋	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7																																					
原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3																																					
原子炉建屋2F－B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6																																					
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	制御	4.24(872)	5.0(904)	972.5	1106.2																																					

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機				東海第二発電所		備考
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)						
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)－ 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)－ タービン建屋	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7*	73.7	
原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6	
原子炉建屋2F－B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4	
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	制御	4.32(872)	2.8(852)	990.8	657.3	
<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)－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>						

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>落雷による起因事象</p> <p>落雷による安全機能へ重大(広範)な影響を及ぼす機器等の損傷による分類例</p> <p>落雷による建屋・構築物, 大型静的機器の損傷による分類例</p> <p>落雷</p> <p>建屋・構築物, 大型静的機器等健全</p> <p>サブオート系等健全</p> <p>スクラム成功</p> <p>その他過渡事象</p> <p>ATWS (落雷発生及びトリップ等の随伴事象により自動スラムするため, ATWS は考慮せず)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却水系喪失</li> <li>直流電源喪失</li> <li>計測・制御系喪失に伴う制御不能</li> </ul> <p>地震 PRA で考慮している以下の事象について落雷事象では発生しないため考慮せず。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋損傷</li> <li>原子炉格納容器損傷</li> <li>原子炉圧力容器損傷</li> <li>LOCA</li> </ul> <p>第1図 発電用原子炉の燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー (落雷)</p>		

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	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> <ul style="list-style-type: none"> <li>○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</li> <li>○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</li> <li>○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</li> </ul> <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、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。</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、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。</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動作</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>・補機冷却海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障</li> <li>・循環水系の損傷に伴う隔離事象</li> <li>・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</li> </ul> <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1PRA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>起因事象特定結果の相違による事故シーケンス特定結果の相違</p> <p>評価方法の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-4</p> <p style="text-align: center;">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          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          ②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞          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          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          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          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>①降下火砕物の堆積荷重による静的荷重          (建屋)          ・原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋</p> <p>(屋外設備)          ・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）</p>	<p style="text-align: right;">補足 2-3</p> <p style="text-align: center;">火山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          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無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          ②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞          ③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞</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          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) 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。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>①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、廃棄物処理棟）          ・タービン建屋</p> <p>&lt;屋外設備&gt;          ・送電設備（超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器）          ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（排気ファン、吸気フィルタ等）          ・復水貯蔵タンク          ・残留熱除去系海水系</p>	<p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、損傷・機能喪失モードの抽出不要とした。</p> <p>設備の相違（②、③、④、⑤も同様）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞          取水口及び海水系（原子炉補機冷却海水系）</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          （屋外に面した設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室換気空調</li> <li>・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）</li> </ul> <p>（屋外設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油タンク等</li> </ul> <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          軽油タンク等</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          送変電設備</p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化          ー（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。</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○原子炉建屋</li> </ul> <p>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>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系</p> <p>・非常用ディーゼル発電機海水系</p> <p>・補機冷却海水系</p> <p>・循環水系</p> <p>②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系海水系</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系</li> <li>・非常用ディーゼル発電機海水系</li> <li>・補機冷却海水系</li> <li>・循環水系</li> </ul> <p>③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機の附属機器（給気口、吸気フィルタ）</li> <li>・中央制御室換気系（給気口）</li> <li>・残留熱除去系海水系（モータ）</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）</li> <li>・非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）</li> <li>・補機冷却海水系（モータ）</li> <li>・循環水系（モータ）</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・屋外設備全般</li> </ul> <p>⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送電線</li> </ul> <p>(3) 起因事象になりうるシナリオの選定          (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</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋</li> </ul> <p>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物理的に機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。</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、建屋最上階に設置している中央制御室換気系が物理的に機能喪失した場</p>	<p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、評価対象設備を選定しない。</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	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>○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、全交流動力電源喪失に至る。</p>	<p>合、中央制御室換気系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋（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、建屋最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、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。また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。</li> </ul> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>送受電設備（超高圧開閉所、特別高圧開閉所、変圧器） 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、送受電設備に影響が及び、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</li> <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の附属機器 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の附属機器が損傷した場合、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海水系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海水系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>補機冷却海水系 降下火砕物による堆積荷重により補機冷却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> </ul>	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞          海水中への降下火砕物による取水口や海水系への影響については、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。          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、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。</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機器の磨耗          （屋外に面した設備）          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。）          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）          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磨耗により、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>・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。</p> <p>②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞          海水中への降下火砕物によって海水ストレーナが閉塞、熱交換器の伝熱管が閉塞及び海水ポンプ軸受が閉塞により異常磨耗した場合、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」、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。非常用ディーゼル発電機海水系の機能喪失、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。補機冷却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。</p> <p>③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞          ・非常用ディーゼル発電機附属機器の閉塞          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室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合、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。          ・中央制御室換気系給気口の閉塞          中央制御室換気系の給気口は、地面より約 5.6m、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フィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替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。          ・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞          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。          高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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。          非常用ディーゼル発電機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。          補機冷却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。          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</p>	<p>の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<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          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、適切な保安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          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          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。          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          (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。(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。)</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          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、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。          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。</p>	<p>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          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、適切な保安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          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>(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降下火砕物の堆積荷重          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、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、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p>	<p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、シナリオを選定しない。</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考													
<p>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</p> <table border="1" data-bbox="424 279 940 821"> <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、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。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。</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>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。</p> <p>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</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>②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞</p> <p>海水系ストレーナの閉塞については、降下火砕物の粒径とストレーナ目開きを比較すると、粒径の方が大きく、ストレーナ閉塞の可能性を否定できないが、海水ストレーナは切替え及び清掃が可能であることから、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>熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗については、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、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フィルタ等の閉塞</p> <p>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタを閉塞した場合には、(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室の給気口、吸気フィルタ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特定不要であると判断した。</p>	<p>設備の相違による特定結果の相違</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														

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。</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        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、適切な保安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回事象は考慮不要である。</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        降下火砕物の影響を受ける可能性がある送変電設備は、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        1. (3)項にて起回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ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失</li> <li>・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</li> <li>・コントロール建屋天井崩落による計測制御系機能喪失</li> <li>・軽油タンク等の機能喪失及び外部電源喪失の重量による全交流動力電源喪失</li> <li>・海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失</li> <li>・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</li> <li>・送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失</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</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えないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。</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        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、起回事象として特定しない。</p> <p>⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡        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渡るため、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>2. 事故シーケンスの特定        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1PRA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>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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 style="text-align: right;">事象評価内容の相違（事象として竜巻</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-5</p> <p>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</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        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> <ul style="list-style-type: none"> <li>①風荷重による建屋や設備等の損傷</li> <li>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</li> <li>③強風によるアクセス性や作業性の悪化</li> </ul> <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。</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，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ナリオは以下のとおり。</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○原子炉建屋</li> </ul> <p>風速については、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math>/年となる風速は 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>に包絡されると評価)</p> <p>事象評価内容の相違（事象として竜巻</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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>/年となる風速は 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>/年となる風速は 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、想定を超える風荷重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>に包絡されると評価)</p> <p>事象評価内容の相違（事象として竜巻</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>①風荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>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。</p> <p>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>/年の風速 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。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失</p> <p>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>/年となる風速 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>/年未満）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>		<p>に包絡されると評価)</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-6</p> <p>設計基準を超える竜巻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）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>竜巻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風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷          ②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷          ③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷          ④竜巻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          ⑤竜巻襲来後のガレキ散乱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。</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。ただし、屋内設備については、飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるが、個別機器としては特定せず、地上1階以上かつ原子炉格納容器外の機器については破損を前提とする。</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、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、軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系</li> </ul>	<p style="text-align: right;">補足 2-4</p> <p>竜巻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>竜巻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風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷          ②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷          ③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷          ④竜巻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>(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。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋、屋外及び屋内設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし、屋内設備については、飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるため、飛来物が直接衝突する壁は損傷し、そのひとつ内側の壁との間に設置されている設備等を対象とする。</p> <p>①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷</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、廃棄物処理棟）</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>・送受電設備（超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器）</li> <li>・主排気筒</li> <li>・非常用ガス処理系</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> <li>・非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン、吸気フィルタ等）</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海水系</li> <li>・非常用ディーゼル発電機海水系</li> <li>・補機冷却海水系</li> </ul>	<p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、損傷・機能喪失モードの抽出不要とした。</p> <p>屋内設備への影響範囲及び評価範囲の相違</p> <p>設備の相違（②，③，④も同様）</p> <p>設備の相違（②，③，④も同様）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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、(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>・循環水系            &lt;屋内設備&gt;            ・中央制御室換気系            ② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷            &lt;建屋&gt;            ・原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）            ・タービン建屋            &lt;屋外設備&gt;            ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）            ・主排気筒            ・非常用ガス処理系            ・復水貯蔵タンク            ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等）            ・残留熱除去系海水系            ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系            ・非常用ディーゼル発電機海水系            ・補機冷却海水系            ・循環水系            &lt;屋内設備&gt;            ・原子炉補機冷却系            ・原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系            ・ほう酸水注入系            ・可燃性ガス濃度制御系            ・中央制御室換気系            ・気体廃棄物処理設備            ・タービン補機冷却系            ・タービン及び発電機            ・原子炉補機及びタービン補機冷却系熱交換器，ポンプ            ・主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）            ③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷            ・①及び②にて選定した設備等            ④ 竜巻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            ・取水口</p> <p>(3) 起因事象になりうるシナリオの選定            (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上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p>	<p>設備の相違（②，③，④も同様）</p> <p>地震とは事象や影響が異なると考え</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>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）及び地震 PRA の結果から、地震により発生する起因事象を参照し、竜巻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。</p> <p>竜巻の影響としては、飛来物の建屋外壁貫通が考えられるものの、原子炉建屋等の大規模破損に至ることは考えられないこと、さらには原子炉格納容器及び原子炉格納容器内の設備まで影響を及ぼすことは考えられないことから、地震 PRA にて考慮している起因事象のうち、原子炉格納容器の破損、原子炉圧力容器の破損、LOCA 事象といった建屋・構造物の破損については除外した。</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風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>建屋及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>○原子炉建屋</p> <p>竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math>/年となる風速は 90m/s 程度となるが、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、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建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし、ブローアウトパネルは、建屋内外の差圧により開放する。</p> <p>○コントロール建屋及び廃棄物処理建屋</p> <p>原子炉建屋同様、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は十分な厚さを有した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、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建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋設計時の地震荷重よりも小さいため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</p> <p>竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math>/年となる風速は 90m/s 程度となり、タービン建屋はこの程度の風荷重及び気圧差荷重で損傷に至ることはないが、建屋上層部が鉄骨造のため、仮にこれを上回る風荷重及び気圧差荷重が生じた場合には破損に至る可能性が高いと考えられる。その場合の影響</p>	<p>①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>・原子炉建屋</p> <p>原子炉建屋（原子炉棟、付属棟、廃棄物処理棟）は十分な厚さを有した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、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため、建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>ただし、ブローアウトパネルは建屋内外の差圧による開放に至る場合に「計画外停止」に至るシナリオ。</p> <p>・タービン建屋</p> <p>タービン建屋については、建屋上層部は鉄骨造である。万が一、風荷重及び気圧差荷重による破損に至るような場合に、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。また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至る</p>	<p>られるため、設計基準で考慮した影響モードを参照し、評価を行うこととした</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定の相違</p> <p>年超過確率を用いない</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定の相違</p> <p>年超過確率を用いない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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</p> <p>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、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下、軽油タンク等という。）</p> <p>竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、<math>10^{-7}</math>/年となる風速は90m/s程度となるが、この程度の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た場合で、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シナリオが考えられる。</p>	<p>シナリオ。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送受電設備（超高圧開閉所、特別高圧開閉所、変圧器） 風荷重及び気圧差荷重により超高圧開閉所、特別高圧開閉所、変圧器に影響が及び「外部電源喪失」に至るシナリオ。</li> <li>・主排気筒 主排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても排気筒の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。</li> <li>・非常用ガス処理系 非常用ガス処理系配管及び排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても非常用ガス処理系配管及び排気筒の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。</li> <li>・復水貯蔵タンク 風荷重及び気圧差荷重により復水貯蔵タンクが損傷した場合、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の附属機器 風荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合、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 風荷重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海水系 風荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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海水系 風荷重により非常用ディーゼル発電機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、仮に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>・補機冷却海水系 風荷重により補機冷却海水系ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系</li> </ul>	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>&lt;屋内設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>タービン建屋上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至った場合、タービンや発電機への影響が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。</li> <li>非常用電気品区域換気空調設備は、原子炉建屋内に設置されており風荷重の影響を直接受けないが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により、非常用ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、非常用ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。また、その状況下において、送変電設備の損傷により外部電源喪失にも至っているとすると、全交流動力電源喪失となる。</li> <li>中央制御室換気空調設備は、コントロール建屋に設置されており、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等への影響が考えられる。それら設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室内の温度が上昇するが、即、中央制御室内の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は一時的であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオは考慮不要とする。</li> </ul> <p>②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>建屋及び建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>○原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋</p> <p>飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、後述の屋内設備で考慮することとする。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>○送変電設備</p> <p>風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</p>	<p>喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>循環水系</li> </ul> <p>風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。</p> <p>&lt;屋内設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室換気系は、原子炉建屋（付属棟）内に設置されており風荷重の影響を受けないが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。中央制御室換気系が損傷した場合、中央制御室換気系が機能喪失し、「計画外停止」に至るシナリオ。なお、それらの設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室の温度が上昇するが、即、中央制御室の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり、竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオの選定は不要である。</li> </ul> <p>②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>建屋及び屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、&lt;屋内設備&gt;で選定する。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>送受電設備</li> </ul> <p>風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>主排気筒</li> </ul> <p>飛来物による衝突荷重により主排気筒が損傷した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。</p>	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系 風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</p> <p>&lt;屋内設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉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に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合，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可能性があるが，原子炉補機冷却水系のサージタンクは，多重化されていることに加えて分散配置されているため原子炉補機冷却水系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失する確率は極低頻度であること，さらには，竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると，原子炉補機冷却水系が喪失するのは<math>10^{-7}</math>/年より小さくなることから，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考慮不要とする。</li> <li>原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備ディタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合で，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シナリオが考えられるが，原子炉建屋3階の非常用ディーゼル発電設備ディタンク室のコンクリート外壁の厚さは70cmであり，飛来物の衝突に対して貫通を避けるための十分な厚さであるため，貫通することはないと考えられる。したがって，飛来物による非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の損傷は考慮不要とする。</li> <li>原子炉建屋1階に設置している非常用ディーゼル発電設備に建屋扉を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合や3階に設置している非常用ディーゼル発電設備室空調給気口に飛来物が衝突して閉塞し，全数機能喪失した場合で，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，全交流動力</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ガス処理系 飛来物による衝突荷重により非常用ガス処理系配管及び排気筒が損傷した場合，「計画外停止」に至るシナリオ。</li> <li>復水貯蔵タンク 風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</li> <li>非常用ディーゼル発電機の附属機器 風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</li> <li>残留熱除去系海水系 風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</li> <li>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</li> <li>非常用ディーゼル発電機海水系 風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</li> <li>補機冷却海水系 風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</li> <li>循環水系 風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。</li> </ul> <p>&lt;屋内設備&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋（原子炉棟）に設置している原子炉補機冷却系サージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合，原子炉補機冷却系が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合，「計画外停止」に至るシナリオ。ほう酸水注入系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合，「計画外停止」に至るシナリオ。可燃性ガス濃度制御系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合，「計画外停止」に至るシナリオ。</li> <li>原子炉建屋（付属棟）に設置している中央制御室換気系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合，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。</li> <li>原子炉建屋（廃棄物処理棟）に設置している気体廃棄物処理設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合，気体廃棄物処理系が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。</li> </ul>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>電源喪失に至るシナリオが考えられる。しかし、非常用ディーゼル発電設備及び空調給気口は多重化されていることに加えて分散配置されているため、非常用ディーゼル発電設備が全数機能喪失する確率は極低頻度であること、さらには、竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると、非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失するのは<math>10^{-7}</math>/年より小さくなることから、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して安全系設備の制御に関わる設備が全数機能喪失した場合、計測制御系機能喪失に至るシナリオが考えられるが、飛来物の衝突により安全系設備の制御に関わる設備が全数機能喪失するのは、極低頻度であると考えられることから飛来物による計測制御系機能喪失シナリオは考慮不要とする。</li> <li>・タービン建屋2階に設置しているタービンや発電機に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合のシナリオとしては、タービントリップが考えられる。</li> <li>・タービン建屋地下1階から1階にある循環水ポンプの1階部分に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合、復水器の真空度が低下し、出力低下又は手動停止に至る。</li> </ul> <p>ただし、上記シナリオのうち、タービントリップ以外は、飛来物発生要因である大規模竜巻の発生頻度が極低頻度であり、さらに飛来物が発生し建屋へ衝突、壁を貫通する可能性、壁を貫通したとしてもそれにより屋内設備が機能喪失に至る可能性を考慮すると、発生可能性は極めて小さい。加えて、安全系に関わる設備（原子炉補機冷却水系、非常用ディーゼル発電設備ディタンク等）は多重化されており、複数区分の設備が同時に損傷に至らない限り上述の起因事象には至らないことから、極めて稀な事象であり詳細評価不要と判断した。</p> <p>③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷        建屋及び屋内外設備に対する組み合わせ荷重により発生可能性のあるシナリオについては、①、②に包絡される。</p> <p>④竜巻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        竜巻により資機材、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>⑤竜巻襲来後のガレキ散乱によるアクセス性や作業性の悪化</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・タービン建屋に設置しているタービンや発電機、タービン補機冷却系サージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系が機能喪失することによる「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。原子炉補機冷却系熱交換器又はポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。タービン補機冷却系熱交換器又はポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。主蒸気管に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。</li> </ul> <p>③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷        建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては、①、②に包絡される。</p> <p>④竜巻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        竜巻により資機材、車両等が飛散した取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが、取水口は呑み口が広く、閉塞させるほど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>設計基準事象においては屋外作業は不要であることから、シナリオを選定</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>竜巻襲来後のガレキ散乱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およんだ場合であっても問題はない。</p> <p>そのため上記①～④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、想定を超える風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重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 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>タービン建屋上層部は鉄骨造であり年超過確率評価上 <math>10^{-7}</math>/年となる風速 90m/s 程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差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が、運転時の内部事象、地震及び津波レベル IPRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。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おり、年超過確率評価上 <math>10^{-7}</math>/年となる風速 90m/s 程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないことから風荷重及び気圧差荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要としている。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失</p> <p>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及び気圧差荷重に対して送変電設備の損傷を否定できないため、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>/年となる風速 90m/s 程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差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、起回事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と判断した。</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、想定を超える風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重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風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>建屋内外差圧の発生に伴う原子炉建屋ブローアウトパネルの開放による計画外停止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>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、想定を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、発電機及びタービン補機冷却系サージタンク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非隔離事象、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、起回事象として特定する。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>超高圧開閉所や送受電設備が損傷した場合、風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、想定を超える風荷重に対しては発生を否定できないため、超高圧開閉所や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>復水貯蔵タンクが損傷した場合、補給水系が喪失し、計画外停止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>非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p>	<p>しない。</p> <p>設備の相違による起回事象特定結果の相違 年超過確率を用いない</p> <p>設備の相違による起回事象特定結果の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>&lt;屋内設備&gt;</p> <p>○タービン建屋の損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼすことによるタービントリップ</p> <p>先述のとおり、タービン建屋損傷によりタービンや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が、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>○換気空調系損傷に伴う全交流動力電源喪失</p> <p>換気空調系（非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系、海水熱交換器区域換気空調系）のうち、気圧差の影響を受けやすいダクトについては、設計を超える荷重が作用した場合変形する可能性があり、一定の風量を確保することが困難になる可能性があるため、換気空調系の損傷に伴う非常用ディーゼル発電機の機能喪失（外部電源喪失状況下においては全交流動力電源喪失）がシナリオとしては考えられる。しかし、内部事象レベル1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。</p> <p>②建屋や建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生する可能性のあるシナリオ</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>原子炉建屋、コントロール建屋及びタービン建屋は、飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすが、発生可能性のあるシナリオは、後述の屋内設備で考慮することとする。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失</p> <p>飛来物の衝撃荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に</p>	<p>残留熱除去系海水系が損傷した場合、残留熱除去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は考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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は考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機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、また、外部電源喪失の同時発生による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。</p> <p>補機冷却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は考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>循環水系が損傷した場合、復水器真空度喪失に伴う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。</p> <p>&lt;屋内設備&gt;</p> <p>中央制御室換気系が損傷した場合、中央制御室換気系が機能喪失し、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。</p> <p>②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <p>原子炉建屋、タービン建屋は、飛来物が建屋を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすが、&lt;屋内設備&gt;として起因事象を特定する。</p> <p>&lt;屋外設備&gt;</p> <p>超高圧開閉所や送電線が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に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、起因事象とし</p>	<p>設備の相違による起因事象特定結果の相違</p> <p>設備の相違による起因事象特定結果の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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が、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失        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、全交流動力電源喪失は運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>&lt;屋内設備&gt;</p> <p>○飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップ        タービン建屋上層部は鉄骨造であり、外壁については、原子炉建屋やコントロール建屋に比べて強度が低い材質であるため飛来物の貫通リスクが高く、タービン建屋2 階に設置しているタービンや発電機に飛来物が衝突する可能性は否定できないため、飛来物がタービンや発電機に衝突すること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が、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止        タービン建屋の循環水ポンプエリアの外壁には、開口部（ルーバ）があるた</p>	<p>て特定する。</p> <p>主排気筒が飛来物により損傷した場合、気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う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。</p> <p>非常用ガス処理系配管及び排気筒が飛来物により損傷した場合、非常用ガス処理系の機能喪失による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。</p> <p>復水貯蔵タンクが飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に補給水系が喪失し、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。</p> <p>非常用ディーゼル発電機の附属機器が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による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。</p> <p>残留熱除去系海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に残留熱除去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は考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に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は考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による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。</p> <p>補機冷却海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に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は考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>循環水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に復水器真空度喪失に伴う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。</p> <p>&lt;屋内設備&gt;</p> <p>飛来物が原子炉建屋への衝突、貫通した場合、屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから、原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う隔離事象、原子炉建屋ガス再循環系/非常用ガス処理系の機能喪失に伴う計画外停止、ほう酸水注入系の機能喪失に伴う計画外停止、可燃性ガス濃度制御系の機能喪失に伴う計画外停止、中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止、気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う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。</p> <p>飛来物がタービン建屋へ衝突、貫通した場合、(4)①と同様にタービン、発電機の損傷に伴う非隔離事象、タービン補機冷却系の損傷に伴うタービン・サポート系故障、原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象、主蒸気管の損傷に伴う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。</p>	<p>設備の相違による起因事象特定結果の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>め飛来物の侵入リスクが高く、循環水ポンプに飛来物が衝突し、循環水ポンプが損傷する可能性がある。その場合の影響としては、復水器真空度低下に伴う出力低下又は手動停止等の措置が考えられるが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>2. 炉心損傷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> <ul style="list-style-type: none"> <li>○風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷又は、飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ</li> <li>○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ</li> <li>○軽油タンク等が損傷、かつ外部電源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の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ</li> <li>○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ</li> </ul> <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</p>	<p>③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>(3)③のとおり、建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては、①、②に包絡されるため、起因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. にて設計基準を超える竜巻事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋ブローアウトパネルの開放に伴う計画外停止</li> <li>・原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象</li> <li>・原子炉建屋ガス再循環系/非常用ガス処理系の損傷に伴う計画外停止</li> <li>・ほう酸水注入系の損傷に伴う計画外停止</li> <li>・可燃性ガス濃度制御系の損傷に伴う計画外停止</li> <li>・中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止</li> <li>・気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象</li> <li>・タービン、発電機の損傷に伴う非隔離事象</li> <li>・タービン補機冷却系の損傷に伴うタービン・サポート系故障</li> <li>・主蒸気系の損傷に伴う隔離事象</li> <li>・送電線の損傷に伴う外部電源喪失</li> <li>・主排気筒の損傷に伴う隔離事象</li> <li>・復水貯蔵タンクの損傷に伴う計画外停止</li> <li>・非常用ディーゼル発電機の附属機器の損傷、かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失</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海水系の損傷、かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失</li> <li>・補機冷却海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障</li> <li>・循環水系の損傷に伴う隔離事象</li> </ul> <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1PRA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>損傷・機能喪失モードの抽出結果に合わせて再度記載したもの</p> <p>評価内容の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>可能性（年超過確率 <math>10^{-7}</math>/年未満）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であることから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及び飛来物の建屋貫通による屋内設備の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な影響のある炉心損傷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>	<p>よって、竜巻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 style="text-align: right;">設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-7</p> <p style="text-align: center;">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</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        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> <ul style="list-style-type: none"> <li>①建屋天井に対する荷重</li> <li>②敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水</li> <li>③建屋内浸水による機器の没水又は被水</li> <li>④降水によるアクセス性や作業性の悪化</li> </ul> <p>(2) 評価対象設備の選定        (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。        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        (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雨水荷重による建屋天井の崩落        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のとおり。</p> <p>&lt;建屋&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○原子炉建屋</li> </ul>		<p style="text-align: center;">設 計 基 準 事 象 の 抽 出 方 法 の 相 違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<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 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 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 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 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、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</p>		<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。</p> <p>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</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</p> <p>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。</p> <p>なお、年超過発生確率 <math>10^{-7}</math>/年相当の降水（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、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</p> <p>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>/年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、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。</p>		<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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 10<sup>-7</sup>/年相当の降水時において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>		<p style="text-align: right;">設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
	<p style="text-align: right;">補足 2-5</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                  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                  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，附属棟，廃棄物処理棟）</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>・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> <li>・非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等）</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海水系</li> <li>・非常用ディーゼル発電機海水系</li> <li>・補機冷却海水系</li> <li>・循環水系</li> </ul> <p>② ばい煙による設備等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機の附属設備（空気冷却器等）</li> <li>・中央制御室換気系</li> <li>・残留熱除去系海水系（モータ）</li> </ul>	<p style="text-align: right;">設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）</li> <li>・ 補機冷却海水系（モータ）</li> <li>・ 循環水系（モータ）</li> <li>・ 中央制御室換気系</li> </ul> <p>(3) 起因事象になりうるシナリオの選定</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、想定しう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から、シナリオの選定は不要である。</p> <p>&lt; 屋外設備 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）</li> </ul> <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>なお、送受電設備への影響については、想定しう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</li> </ul> <p>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、想定しう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から、シナリオの選定は不要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機の附属設備</li> </ul> <p>森林火災の輻射熱による非常用ディーゼル発電機の附属設備への影響については、想定しう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の附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の附属設備が損傷</p>	<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>することは無い。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> <ul style="list-style-type: none"> <li>主排気筒                     <p>森林火災の輻射熱による主排気筒への影響については、想定しう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。</p> </li> <li>非常用ガス処理系                     <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、想定しう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、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> </li> <li>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海水系／非常用ディーゼル発電機海水系／補機冷却海水系／循環水系（以下「海水系」という）                     <p>森林火災の輻射熱による海水系への影響については、想定しう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> </li> </ul> <p>②ばい煙による設備等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の附属設備（空気冷却器等）の閉塞                     <p>非常用ディーゼル発電機を構成する機器の間隙は、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> </li> <li>非常用ディーゼル発電機の附属設備（吸気フィルタ等）の閉塞                     <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吸気フィルタへの吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替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> </li> <li>海水系ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞                     <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</p> </li> </ul>	<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>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> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室換気系の閉塞                      森林火災で発生するばい煙の中央制御室換気系吸気口への吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替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。</li> </ul> <p>(4) 起因事象の特定</p> <p>(3) 項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（起因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因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;                      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、考慮すべき起因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;                      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ないため、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、起因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、考慮すべき起因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                      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、考慮すべき起因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、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>個別事象評価のまとめを追加（起因事</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

補足2-7

象の発生時及びその対応について提示)

表1 起回事象の発生が考えられるその他の自然現象と起回事象発生時の対応

自然現象	考慮対象とした起回事象	起回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
低温（凍結）	外部電源喪失	送電線や碍子へ着氷することによって相间短絡を起こ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。機器には低温による影響が生 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。緩和系設備の機能は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しては、凍結防止対策に より機能を維持できるものと考えられる。
積雪	外部電源喪失	送電線や碍子へ着雪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	建屋内の機器には影響しないものと考 えられる。機器には積雪による影響が生 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。緩和系設備の機能は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しては、除雪等の対応に より機能を維持できるものと考えられる。
火山	外部電源喪失	送電線や碍子へ降下火砕物が付着し、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。緩和系設備の機能は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しては、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。
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 建屋フロアワットパネルの開放や、原子炉 建屋ガス処理系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や 発電機の損傷に伴う非隔離事象 風荷重や、飛来物の衝突によるタービン補 機冷却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循環水ポン 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系 の損傷に伴う外部電源喪失 風荷重や、飛来物の衝突による非常用ダイ ーゼル発電機の機能喪失、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 風荷重や、飛来物の衝突による残留熱除去 系海水系の損傷による最終ヒートシンク 喪失	建屋内の機器には影響しないものと考 えられる。飛来物が直接衝突 する十分な厚さを有した外壁とひとつ 内側の頑健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。 建屋外の機器には風荷重や飛来物の衝 突による影響が生じる可能性が考えら 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 頑健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、必要な緩和系設備は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しては、竜巻の局所性を 考慮して位置的分散を図ること及び竜巻 防護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。

個別事象評価のまとめを追加（起回事

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考															
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1308 1766 1359 1885">自然現象</th> <th data-bbox="1308 1598 1359 1766">考慮対象とした起因事象</th> <th data-bbox="1308 1157 1359 1598">起回事象の発生シナリオ</th> <th data-bbox="1308 737 1359 1157">想定される他の緩和系設備への影響</th> <th data-bbox="1308 296 1359 737">緩和系設備の機能喪失への対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 1766 1558 1885">森林火災</td> <td data-bbox="1359 1598 1558 1766">外部電源喪失</td> <td data-bbox="1359 1157 1558 1598">送電線の電射熱による損傷に伴う外部電源喪失</td> <td data-bbox="1359 737 1558 1157">建屋内の機器には影響しないものと考 えられ、建屋外への電射熱による影響が 生じる可能性が考えられる。</td> <td data-bbox="1359 296 1558 737">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は、森林火災が拡大 されるまでの時間的余裕が十分にあること とから、予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。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1558 1766 2131 1885">落雷</td> <td data-bbox="1558 1598 2131 1766">                     隔離事象                      原子炉緊急停止系脱動作等                      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                 </td> <td data-bbox="1558 1157 2131 1598">                     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トシステ                      ムの損傷に伴う最終ヒートシンク喪失                      直撃雷による非常用ディーゼル発電機の                      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                      直撃雷による補機冷却海水系の損傷に伴                      うタービン・サポ                      ート系故障                 </td> <td data-bbox="1558 737 2131 1157">                     建屋内の機器には影響しないものと考                      えられ、建屋外への電撃雷による影響が                      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、建屋外への電撃雷による影響が                      生じる可能性が考えられる。                 </td> <td data-bbox="1558 296 2131 737">                     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は、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。                 </td> </tr> </tbody> </table>	自然現象	考慮対象とした起因事象	起回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	送電線の電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、建屋外への電射熱による影響が 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は、森林火災が拡大 されるまでの時間的余裕が十分にあること とから、予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 原子炉緊急停止系脱動作等 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トシステ ムの損傷に伴う最終ヒートシンク喪失 直撃雷による非常用ディーゼル発電機の 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 直撃雷による補機冷却海水系の損傷に伴 うタービン・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、建屋外への電撃雷による影響が 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、建屋外への電撃雷による影響が 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は、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。	<p>象の発生時及びその対応について提 示)</p> <p>評価対象とした自然現象数の相違</p>
自然現象	考慮対象とした起因事象	起回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	送電線の電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、建屋外への電射熱による影響が 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は、森林火災が拡大 されるまでの時間的余裕が十分にあること とから、予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 原子炉緊急停止系脱動作等 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トシステ ムの損傷に伴う最終ヒートシンク喪失 直撃雷による非常用ディーゼル発電機の 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 直撃雷による補機冷却海水系の損傷に伴 うタービン・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、建屋外への電撃雷による影響が 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、建屋外への電撃雷による影響が 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は、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。													





柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

I：各自然現象から同じ影響がそれぞれ生じ、互に合わさって増長するケース  
 II：ある「自然現象の影響評価結果」の自然現象により、影響が軽減するケース  
 III-1：他の「自然現象の発生により影響が変化し、結果が軽減するケース」  
 III-2：他の「自然現象の発生により影響が変化し、結果が軽減するケース」

主事者	東海第二発電所											
	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37
影響項目	柏崎刈羽原子力発電所6/7号機											
	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37
1	地震	地震	地震	地震	地震	地震	地震	地震	地震	地震	地震	地震
2	津波	津波	津波	津波	津波	津波	津波	津波	津波	津波	津波	津波
3	洪水	洪水	洪水	洪水	洪水	洪水	洪水	洪水	洪水	洪水	洪水	洪水
4	風	風	風	風	風	風	風	風	風	風	風	風
5	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷
6	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧	高気圧
7	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧	低気圧
8	台風	台風	台風	台風	台風	台風	台風	台風	台風	台風	台風	台風
9	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨	豪雨
10	大雪	大雪	大雪	大雪	大雪	大雪	大雪	大雪	大雪	大雪	大雪	大雪
11	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結
12	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）	火山（火砕流・降灰・噴霧）
13	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故	生物学的事故
14	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染	海洋汚染
15	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）	洪水（貯留池水）
16	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）	凍結（台風）
17	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷	雷
18	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結	凍結

自然現象の重量確認結果

結果：以下の項目により、重量評価が低下するケース  
 ○：評価項目の重量評価結果が低下する  
 △：評価項目の重量評価結果が低下する可能性がある  
 ×：評価項目の重量評価結果が低下しない  
 ※：評価項目の重量評価結果が低下しない可能性がある

No.	自然現象	東海第二発電所											
		37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	
1	地震	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
2	津波	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
3	洪水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
4	風	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
5	雷	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
6	高気圧	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
7	低気圧	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
8	台風	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
9	豪雨	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
10	大雪	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
11	凍結	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
12	火山（火砕流・降灰・噴霧）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
13	生物学的事故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
14	海洋汚染	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
15	洪水（貯留池水）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
16	凍結（台風）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
17	雷	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
18	凍結	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

評価対象とした自然現象数の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

自然現象の重量確認結果

【凡例】上の欄により、重量確認作業工程  
 ○：自然現象の発生が、重大事故等へ影響を及ぼす(もしくは、発生が極めて稀)と判断した事象  
 △：自然現象の発生が、重大事故等へ影響を及ぼす(もしくは、発生が極めて稀)と判断し、他の事象との重量を考慮して(もしくは、発生が極めて稀)と判断した事象。  
 -：自然現象の発生が、重大事故等へ影響を及ぼす(もしくは、発生が極めて稀)と判断し、他の事象との重量を考慮して(もしくは、発生が極めて稀)と判断し、他の事象との重量を考慮して(もしくは、発生が極めて稀)と判断した事象。  
 I：自然現象の発生が、重大事故等へ影響を及ぼす(もしくは、発生が極めて稀)と判断し、他の事象との重量を考慮して(もしくは、発生が極めて稀)と判断した事象。  
 II：自然現象の発生が、重大事故等へ影響を及ぼす(もしくは、発生が極めて稀)と判断し、他の事象との重量を考慮して(もしくは、発生が極めて稀)と判断した事象。  
 III-1：自然現象の発生が、重大事故等へ影響を及ぼす(もしくは、発生が極めて稀)と判断し、他の事象との重量を考慮して(もしくは、発生が極めて稀)と判断した事象。  
 III-2：自然現象の発生が、重大事故等へ影響を及ぼす(もしくは、発生が極めて稀)と判断し、他の事象との重量を考慮して(もしくは、発生が極めて稀)と判断した事象。

No	自然現象	設備の損傷・機能低下		放射線		環境		社会・経済		安全・保安		その他		その他		その他		その他		
		影響	発生	影響	発生	影響	発生	影響	発生	影響	発生	影響	発生	影響	発生	影響	発生	影響	発生	
22	森林火災	影響	発生																	
23	霧・白霧	-	-																	
24	塵埃	-	-																	
25	大雨	影響	発生																	
26	降雪	-	-																	
27	凍結	-	-																	
28	ハリケーン	-	-																	
29	水害	影響	発生																	
30	地震	影響	発生																	
31	津波	影響	発生																	
32	土砂崩れ(山崩れ、谷崩れ)	影響	発生																	
33	降雪	影響	発生																	
34	霧又は河川の水位低下	影響	発生																	
35	霧又は河川の水位上昇	影響	発生																	
36	地震、地盤沈下、地割れ	影響	発生																	
37	超導的応力(気圧変動)	影響	発生																	
38	大雪	-	-																	
39	風害・嵐害	影響	発生																	
40	地震の揺動	影響	発生																	
41	動物	影響	発生																	
42	地震	影響	発生																	
43	カルスト	影響	発生																	
44	地下水による浸食	影響	発生																	
45	海水漏れ	影響	発生																	
46	海水漏れ	影響	発生																	
47	地下水による地割れ	影響	発生																	
48	水中の有機物	影響	発生																	
49	放射線	影響	発生																	
50	高圧水(海水漏れ)	影響	発生																	
51	高圧水(海水漏れ)	影響	発生																	
52	高圧水(海水漏れ)	影響	発生																	
53	土砂	影響	発生																	
54	水害	影響	発生																	
55	毒性ガス	影響	発生																	

評価対象とした自然現象数の相違









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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料4</p> <p style="text-align: center;">外部人為事象に関わる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組み合わせ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包絡されると考える。</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。        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。        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、それぞれの影響を包絡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と同等になる。（第1表参照）</p>	<p style="text-align: right;">補足5</p> <p style="text-align: center;">外部人為事象に関わる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4に示すように組合せを考慮し、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組合せ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包絡されると考える。</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。        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。        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、それぞれの影響を包絡する自然事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と同等になる。（表1参照）</p>	<p style="text-align: center;">設計基準事象抽出方法の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機			東海第二発電所			備考
第1表 自然現象と包絡される外部人為事象			表1 自然現象に包絡される外部人為事象			
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)	自然現象	特徴	包絡される外部人為事象	
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	地震	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の損傷が生じうる。	No. 16 掘削工事	
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	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. 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	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	落雷	原子炉施設への落雷により、広範囲で計測系、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、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）	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 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 プラント外での爆発	
<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>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>			

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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）」、「No. 3 火災・爆発」、「No. 7 パイプライン事故」及び「No. 13 輸送事故」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「No. 3 火災・爆発」にて想定している軽油タンクの火災である。軽油タンク火災と原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、「森林火災」と「No. 1 航空機落下（偶発的）」が挙げられる。</p> <p>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、事象の重畳により新たな起因事象の追加はない。</p> <p>爆発による影響については、「No. 7 パイプライン事故」、「No. 9 航空機衝突（意図的）」及び「No. 13 輸送事故」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。（「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一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、単一事象として影響がないと判断。また、「No. 9 航空機衝突（意図的）」は、損傷規模が地震に包絡される。）</p> <p>(2) 事象の影響について考慮が不要な場合</p> <p>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、単一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>○単一事象として発生頻度が稀な事象（<math>10^{-7}</math>/年以下）</p> <p>No. 1 航空機落下（偶発的）（原子炉施設への衝突）</p> <p>No. 16 タービンミサイル（原子炉施設への衝突）</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」、「No. 3 交通事故（化学物質の流出含む）」、「No. 6 飛来物（航空機落下）」、「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」及び「No. 23 火災（近隣工場等の火災）」で想定されるが、このうち、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。航空機落下と原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、「森林火災」と「No. 23 火災（近隣工場等の火災）」の熔融炉灯油タンク火災が挙げられるものの、「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。</p> <p>偶発的に落下する航空機による火災と、熔融炉灯油タンク火災が組み合わさ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、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」、「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」及び「No. 12 プラント外での爆発」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。（「No. 2 パイプライン事故」については、爆風圧の影響が原子炉施設へ影響のある範囲にないため単一事象として影響がないと判断。「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、単一事象として影響がないと判断。「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、単一事象として影響がないと判断。「No. 12 プラント外での爆発」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、単一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</p> <p>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、単一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>○単一事象として発生頻度が稀な事象（<math>10^{-7}</math>/年以下）</p> <p>No. 1 衛星の落下</p> <p>No. 5 タービンミサイル</p> <p>No. 6 飛来物（航空機落下）</p> <p>No. 15 軍事施設からのミサイル</p>	<p>設計基準事象の評価内容の相違</p> <p>設計基準事象の評価内容の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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            No. 2 ダムの崩壊            No. 7 パイプライン事故（火災、爆発）            No. 12 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            No. 4 有毒ガス            No. 8 第三者の不法な接近            No. 17 重量物輸送（燃料集合体落下）</p> <p>事象ごとの状況を以下の第2表にまとめる。</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            No. 18 他ユニットからのミサイル            No. 19 他ユニットからの内部溢水            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            No. 4 有毒ガス            No. 14 サイト貯蔵の化学物質の流出            No. 17 他ユニットからの火災</p> <p>事象毎の状況を表2にまとめる。</p>	<p>設計基準事象の評価内容の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機			東海第二発電所			備考
第2表 各外部人為事象が包絡される自然現象等			表2 各外部人為事象が包絡される自然現象等			
No.	外部人為事象	包絡される自然現象等	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。）	1	衛星の落下	【－】 低頻度事象。（その他の事象（2）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。）	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	火災・爆発	【－】 影響確認済み。（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	【－】 影響を遮断可能。（その他の事象（2）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	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の損傷	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	電磁的障害	【落雷】 計測系、制御系機器へのノイズ影響等	6	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。）	
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。	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	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。	8	船舶の衝突（船舶事故）	【津波】 海水系機器の性能低下。	
9	航空機衝突（意図的）	【地震】 広範囲の機器等の同時損傷。	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	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。	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	サイバーテロ	【落雷】 機器の悪意操作等による外乱。	11	水中の化学物質	【津波】 海水系機器の性能低下。	
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。）	12	プラント外での爆発	【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。	
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。	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。	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	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水。	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	タービンミサイル	【－】 低頻度事象。（その他の事象（2）のとおり。）	16	掘削工事	【地震】 敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備の損傷。	
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。	17	他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	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。	18	他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	油流出	【津波】 海水系機器の機能低下。	19	他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	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。）	

凡例：【－】 包絡される自然現象

以上

凡例：【－】 包絡される自然現象

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	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。                      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) 原子炉格納容器隔離機能喪失                      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) 原子炉格納容器圧力抑制機能喪失                      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</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、また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。                      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) 格納容器隔離機能喪失                      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) 格納容器圧力抑制機能喪失                      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、もしく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）の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されている。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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. 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        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、原子炉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。        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        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。        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原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（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。        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;">以上</p>	<p>3. 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        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        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、水蒸気爆発など）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。        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など）を定量化することが困難な状況にある。        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>	

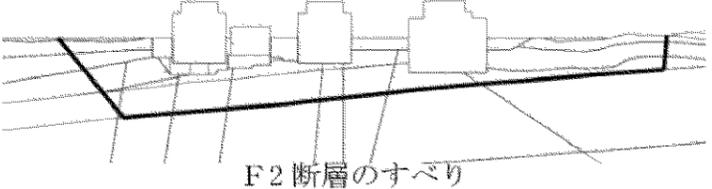
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p style="text-align: center;">外部事象（地震）に特有の事故シーケンスについて</p> <p>1. はじめに            外部事象のうち、地震 PRA を実施した結果、内部事象 PRA では抽出されていない建屋・構築物（原子炉建屋）の損傷、建屋・構築物（原子炉圧力容器・原子炉格納容器）の損傷といった事故シーケンスが抽出されている点、内部事象 PRA では有意な頻度ではなかった原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失の全体に占める寄与割合が大きくなっている点が地震事象の特徴となっている。</p> <p>また、これら事故シーケンスに加え、計測・制御系喪失、直流電源喪失、格納容器バイパスについては、事象進展の特定、詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため、保守的に炉心損傷直結事象として整理している点も地震事象評価特有の扱いである。</p> <p>以下では、これら地震事象に特有の各事故シーケンス（炉心損傷直結事象）について、地震 PRA 評価における脆弱性評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について再整理の上、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして取り扱うべきかの検討を実施した。</p> <p>2. 炉心損傷直結事象について            炉心損傷直結事象として整理した各事故シーケンスに関連する建屋・構築物、機器の脆弱性評価や事故シーケンスの評価条件や想定シナリオ等の詳細についてあらためて確認を行うとともに、評価の最適化について検討を実施した。</p> <p>2.1 建屋・構築物（原子炉建屋）の損傷            (1) 想定事故シナリオ            原子炉建屋については、「原子炉建屋」又は「原子炉建屋基礎地盤すべり線」の損傷を以て原子炉建屋損傷としており、このうち、寄与が大きい要因は「原子炉建屋基礎地盤すべり線」である。</p> <p>原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷に至ることで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性があり、緩和系による炉心損傷防止に期待できる可能性を厳密に考慮することが困難なため、直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。</p>	<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p style="text-align: center;">外部事象に特有の事故シーケンスについて</p> <p>1. はじめに            外部事象のうち、地震・津波 PRA を実施した結果、内的事象 PRA では抽出されていない以下の(1)から(7)の事故シーケンスが抽出された。</p> <p>(1) 原子炉建屋損傷            (2) 格納容器損傷            (3) 原子炉圧力容器損傷            (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)            (5) 計装・制御系喪失            (6) 格納容器バイパス            (7) 防潮堤損傷</p> <p>以下では、これら地震事象に特有の各事故シーケンスについて、地震・津波 PRA 評価における脆弱性評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について再整理し、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスグループとして取り扱うべきかの検討を実施した。</p> <p>2. 炉心損傷に直結する事故シーケンスグループ            上記の(1)から(7)の事故シーケンスについては、それぞれの発生頻度は低く、これら事故シーケンスを除く事故シーケンスにより全炉心損傷頻度の約 99%は炉心損傷防止対策でカバーされるものであるが、(1)から(7)の事故シーケンスのそれぞれについて、地震・津波 PRA における脆弱性評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について改めて確認した。</p> <p>2.1 原子炉建屋損傷            (1) 想定事故シナリオ            原子炉建屋が損傷することで、建屋内の格納容器、原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷し、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。</p> <p>実際には地震による原子炉建屋の損傷程度により発生する事象の厳しさは以下のとおりの範囲を有している。</p> <p>&lt;小規模な損傷の場合&gt;            地震による原子炉建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定する場合には、大規模な LOCA (E x c e s s i v e L O C A) には至らない可能性があり、外部電源喪失等の過渡事象が発生した場合においても、</p>	<p>・東海第二の基礎地盤は十分な支持性能を有しているものと判断。「基礎地盤すべり線」ではなく「原子炉建屋損傷」を説明。            ・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

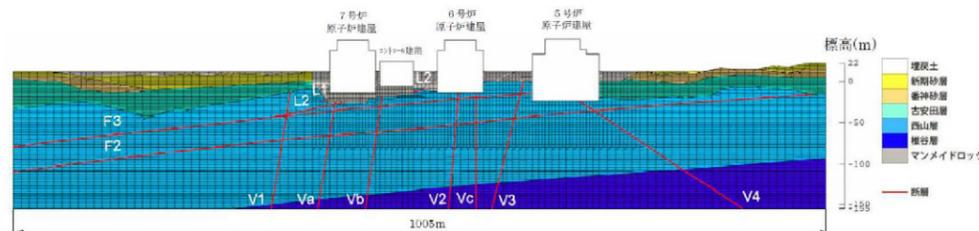
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>【炉心損傷頻度】<math>3.8 \times 10^{-6}</math> / 炉年（点推定値）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋基礎地盤すべり線：<math>3.5 \times 10^{-6}</math> / 炉年（点推定値）</li> <li>原子炉建屋：<math>7.2 \times 10^{-7}</math> / 炉年（点推定値）</li> </ul> <p>【全炉心損傷頻度への寄与割合】約25%</p> <p>(2) フラジリティ評価</p> <p>a. 評価対象機器/評価部位</p> <p>一般社団法人日本原子力学会発行の「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」（以下「地震PSA学会標準」という。）に従えば、建屋基礎地盤、周辺斜面等の地盤のすべり破壊、転動の可能性のある岩塊を評価対象として、すべり安全率の小さなすべり線上の土塊及び不安定な岩塊を選定することが求められる。</p> <p>原子炉建屋基礎地盤の場合、基準地震動 <math>S_s</math> を対象として実施した設置変更許可申請書 添付書類六の「基礎地盤の安定性評価」に基づいて、第1図に示す最小安全率を算定したすべり線を評価対象として選定している。</p>  <p>第1図 最小すべり安全率を示すすべり      (6号及び7号炉原子炉建屋基礎地盤)</p> <p>b. 評価方法</p> <p>フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく</p>	<p>原子炉注水機能等が健全な場合は炉心損傷に至ることはない。</p> <p>&lt;大規模な損傷の場合&gt;</p> <p>建屋損傷時に、緩和できない大規模なLOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、建屋内の原子炉注水系配管が構造損傷して原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋損傷の二次的被害により、格納容器や格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。</p> <p>このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することが困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理した。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>1.5 \times 10^{-7}</math> / 炉年（点推定値）</p> <p>【全炉心損傷頻度への寄与割合】約0.2%</p> <p>(2) フラジリティ評価の保守性</p> <p>a. 評価対象機器/評価部位</p> <p>原子炉建屋の支配的な損傷モード及び部位としては、建屋の崩壊シーケンスを踏まえて、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。</p> <p>b. 評価方法</p> <p>原子炉建屋は、「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）」</p>	<p>・本資料は事故シーケンス選定の観点での考え方を整理する資料であるため、東海第二では、内部事象PRA及び地震・津波PRAを含めた全炉心損傷頻度に対する、本事故シーケンスの炉心損傷頻度の寄与割合を記載。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>く方法)」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。</p> <p>現実的耐力に相当する地盤強度は、試験結果に基づき設定した。ばらつきについては、LHS法（Latin Hypercube Sampling, ラテン超方格法）によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット30ケースを用いることで評価した。</p> <p>現実的応答については、試験結果に基づき設定した物性値を用いて、地震応答解析を実施することにより評価した。地震応答解析は、等価線形化法による周波数応答解析手法を用い、水平・鉛直動を同時入力している。</p> <p>地盤のせん断剛性については、ばらつきを考慮した値を設定し、地震応答解析を実施することにより評価を行った。ばらつきは、LHS法によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット30ケースを用いることで評価する。</p> <p>応答解析モデルは、設置変更許可申請書 添付書類六の「基礎地盤の安定性評価」における地盤モデルを用いた。基礎地盤の解析モデルを第2図に示す。</p>  <p>第2図 解析用要素分割図（6号及び7号炉汀線平行断面）</p> <p>フラジリティ評価では、まず、模擬地震波と平均物性値を用いた地震応答解析を実施することで、すべり安全率が1.0となる限界加速度を算定する。地盤物性値のばらつきを評価するため、LHS法によってサンプリングしたデータセット30ケースを設定する。データセット30ケースを用いて、限界加速度に相当する模擬地震波を入力条件とした地震応答解析、すべり安全率の算定を行い、フラジリティ曲線を算出する。HCLPF (High confidence of low probability of failure) は信頼度95%フラジリティ曲線をもとに算出した。</p> <p>原子炉建屋基礎地盤のフラジリティ曲線を第3図に示す。</p>	<p>によりフラジリティを評価した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法としている。</p>	<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<div data-bbox="332 283 997 722" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="430 751 931 787" data-label="Text"> <p>(中央値:1193Gal, <math>\beta_R</math>:0.043, <math>\beta_U</math>:0.15)</p> </div> <div data-bbox="495 819 839 852" data-label="Caption"> <p>第3図 フラジリティ曲線</p> </div> <div data-bbox="106 926 1237 1276" data-label="Text"> <p>なお、最終的な HCLPF、中央値については、二次元基礎地盤安定解析における奥行き方向の側面抵抗効果を考慮して、上述の手法により得られた値に対して係数 1.5 を乗じている (HCLPF: 1.33G, 中央値: 1.83G, <math>\beta_R</math>: 0.043, <math>\beta_U</math>: 0.15)。奥行き方向の側面抵抗効果とは、二次元解析では期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を考慮するものであり、設置変更許可申請書 添付書類六の「基礎地盤の安定性評価」において、検討対象とした解析断面に対する効果を確認している。F2 断層沿いのすべりを想定する安全率 1.3 のケース (第1図) に対して奥行き方向の側面抵抗を考慮する場合、すべり安全率は 2.7 (約 2.1 倍) となる。</p> </div> <div data-bbox="106 1333 768 1367" data-label="Section-Header"> <p>c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度</p> </div> <div data-bbox="106 1375 1237 1547" data-label="Text"> <p>設置変更許可申請書 添付書類六の「基礎地盤の安定性評価」の中では、二次元解析において期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を検討している。奥行き方向の側面抵抗を考慮した結果、すべり安全率の最小値は 2.7 であり、基準地震動 <math>S_s</math> を用いた決定論的評価における基礎地盤の安定性には十分な裕度がある。</p> </div> <div data-bbox="106 1600 792 1635" data-label="Section-Header"> <p>(3) 現実的評価/最適評価 (フラジリティ/シナリオ)</p> </div> <div data-bbox="106 1644 1237 1816" data-label="Text"> <p>a. 現行評価手法 (すべり安全率) における保守性について原子炉建屋基礎地盤の安定性は、すべり安全率を指標として評価を行う。しかし、実現象を考えれば、原子炉建屋の設置されている平坦な敷地に対して、地震動に起因したすべり線に沿った土塊の破壊・変形を想定することは困難である。</p> </div> <div data-bbox="106 1822 1237 1904" data-label="Text"> <p>基礎地盤の耐震安定性評価に当たって採用されているすべり安全率評価には、以下の保守性が含まれていると考えることができる。</p> </div>	<div data-bbox="1305 1600 1748 1635" data-label="Section-Header"> <p>c. フラジリティ曲線の保守性等</p> </div> <div data-bbox="1317 1644 2374 1770" data-label="Text"> <p>原子炉建屋のフラジリティ曲線は、原子炉建屋の最弱部位の損傷を模擬したフラジリティであり、建屋全体の損壊を模擬したものではないため、建屋全体崩壊に至るまでは余裕があると考えられる。</p> </div>	<div data-bbox="2386 218 2801 249" data-label="Text"> <p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p> </div>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○力のつり合い条件に基づく評価をしていることによる保守性</p> <p>土木工学の分野では、斜面の安定性を検討するに当たり、想定したすべり線上の力のつり合い条件に基づいた安全率により評価・設計を行う。斜面の場合、地震動の継続時間のうち極めてわずかな時間でも、地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回り、すべり線が破壊に至れば、安定性を失った斜面土塊が重力の作用により不安定な状態（崩壊）に至る懸念があり、すべり安全率を指標とした設計が一般的に実施されている。</p> <p>一方で、基礎地盤の安定性について検討する場合、支持力と変形（沈下）を指標とした評価が一般的であり、原子力発電所の基礎地盤に要求されるすべり安全率評価は一般的ではない。平坦な基礎地盤を考える場合、地震動の継続時間の中で、すべり線が破壊に至った場合でも、不安定な土塊が形成されることはない。また、地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回る（すべり安全率が1.0を下回り破壊に至る）のは微小な時間であり、大変形が生じることは考えられない。</p> <p>基礎地盤のすべり安全率に対する考え方は、斜面設計の考え方と地盤の極限支持力の考え方を勘案して、保守的に導入されたものと推定される。なお、地盤安定性評価を実施する上で一般的な指標となる支持力については、申請書に記載したとおり、原位置試験等により得られた極限支持力と建物・構築物の荷重を評価することにより、十分な安全性を確認している。</p> <p>○地盤モデルにおける断層の扱いにおける保守性</p> <p>基礎地盤の解析モデルの作成に当たっては、主要な断層が直線的に連続するものであると仮定している。実際の断層では、走行・傾斜、破碎部形状・性状に変化があることから、一様な解析モデル上の断層と比較すれば、大きな抵抗力を有するものと推定される。</p> <p>b. 基礎地盤に対する現実的評価</p> <p>既往の審査指針、JEAG等の中では、基礎地盤の安定性を評価するに当たり、すべり安全率を指標とした評価を要求しているが、その評価には保守性が含まれると考えられる。地震PSA学会標準では、より現実的な地盤耐力の評価手法として、許容すべり量の評価についても言及していることから、非線形有限要素解析を適用した検討を行い、変形量について評価する。</p> <p>UHS(10<sup>-6</sup>)相当地震波(2138Gal)を入力した場合、基礎地盤に変形が生じる可能性は否定できないものの、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではないと考えられる。以下に検討結果の概要を示す。</p> <p>○非線形有限要素解析を適用した検討</p> <p>フラジリティ評価を実施した等価線形解析に替えて、地震後の残留変形量を評価することができる非線形有限要素解析により変形量評価を行った。UHS(10<sup>-6</sup>)相当地震波を入力し、変形量を評価する。なお、非線形有限要素解析に適用する地盤モデルは、フラ</p>		<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

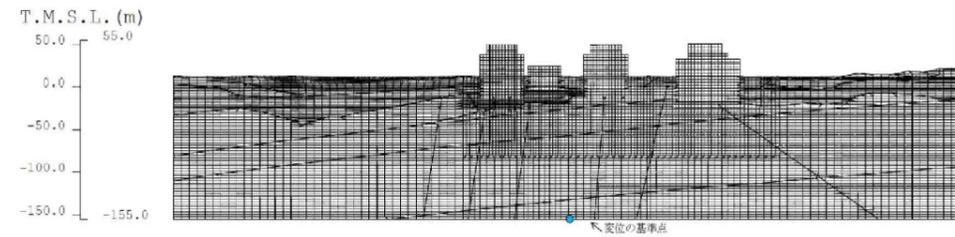
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>ジリティ評価に適用したモデルと共通とする。</p> <p>非線形有限要素解析の結果を第4～6図及び第1表に示す。地震後の残留傾斜は、6号炉原子炉建屋で1/1500、7号炉原子炉建屋で1/2800と算定された。残留傾斜は1/1000以下であり、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではない。</p> <p>以上より、非線形有限要素解析を適用してUHS(10<sup>-6</sup>)相当地震波(2138Gal)を入力した結果、基礎地盤に変形が生じる可能性は否定できないものの、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではないと考えられる。</p>		<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

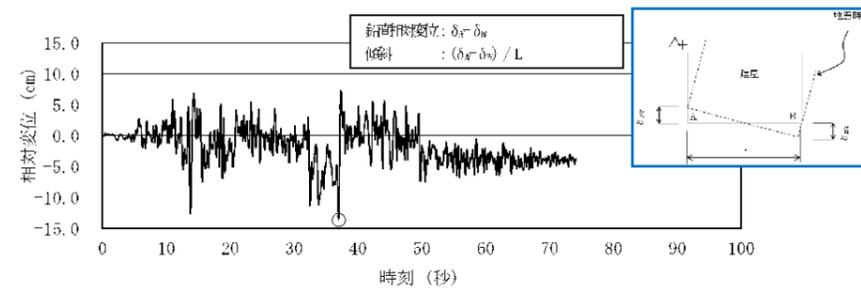
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

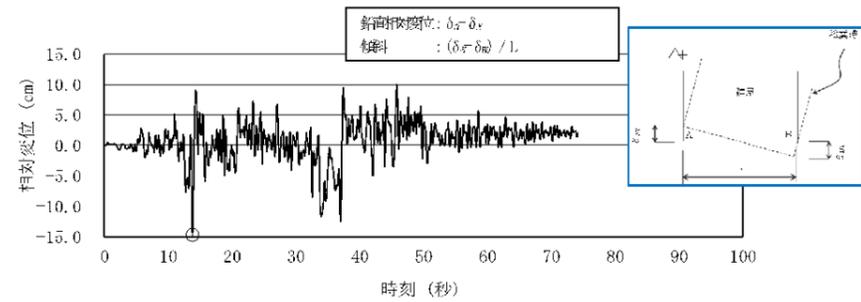
備考



第4図 非線形有限要素解析 残留変形 (UHS (10<sup>-6</sup>)相当地震波)



第5図 6号炉原子炉建屋の鉛直相対変位量 (UHS (10<sup>-6</sup>)相当地震波)



第6図 7号炉原子炉建屋の鉛直相対変位量 (UHS (10<sup>-6</sup>)相当地震波)

第1表 非線形有限要素解析による原子炉建屋の変位まとめ

	最大鉛直 相対変位 (cm)	最大傾斜	発生時刻 (秒)	残留鉛直 相対変位 (cm)	残留傾斜
6号炉	-13.6	-1/400	37.00	-3.8	-1/1500
7号炉	-14.7	-1/300	13.78	2.0	1/2800

・評価対象の違いによる記載の相違。

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い</p> <p>以上のとおり、建屋・構築物（原子炉建屋）の損傷シーケンスの評価は、現状のフラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ、このような高い加速度領域における基礎地盤変形が起きるということは現実的には考えにくい。</p> <p>仮に基礎地盤変形が起きた場合に考え得るシナリオとしては、原子炉建屋自体の損傷に伴う建屋内機器の機能喪失ではなく、建屋間に生じる可能性のある相対変位による建屋間を貫通している機器等の損傷である。建屋間を貫通している機器としては、配管、電線管・ケーブルトレイがあるが、電線管・ケーブルトレイが損傷に至った場合であっても、ケーブルは、ある程度、余長をもった施工がなされていることから、(3)に示したような変位に対して断線に至る可能性は小さい。そのため、想定し得るのは配管の損傷であるが、緩和系に関係する配管で損傷が想定されるのは、原子炉建屋とタービン建屋（熱交換器エリア）を貫通している原子炉補機冷却水系配管、給水系配管及び消火系配管、また、コントロール建屋と原子炉建屋を貫通している純水補給水系配管等がある。原子炉補機冷却水系配管が破断するシナリオは既存の事故シーケンスグループである原子炉補機冷却水系喪失として整理されている。また、破断箇所からの溢水により、全ての水が原子炉建屋内へ流入することは現実的には考えられないものの、その場合の事故シナリオについても、高圧・低圧注水機能喪失として整理される。</p> <p>以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした<sup>1</sup>。</p>	<p>(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い</p> <p>本事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも <math>1.5 \times 10^{-7}</math> / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (<math>7.5 \times 10^{-5}</math> / 炉年) に対して約 0.2% と小さい。</p> <p>さらに、損傷の程度によっては、非常用炉心冷却系等による原子炉冷却、格納容器スプレイ冷却系等による格納容器冷却により、影響を緩和できる可能性があること及びフラジリティ評価が持つ保守性を考慮すると、原子炉建屋の損傷を有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。</p> <p>2.2 格納容器損傷</p> <p>(1) 想定事故シナリオ</p> <p>格納容器が損傷することで、格納容器内の原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷し、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。</p> <p>実際には地震による格納容器の損傷程度により発生する事象の厳しさは以下のとおりの範囲を有している。</p> <p>&lt;小規模な損傷の場合&gt;</p> <p>地震による格納容器損傷として、一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全で大規模なLOCA (Excessive LOCA) が発生しない可能性があり、外部電源喪失等の過渡事象が発生した場合においても、原子炉注水機能等が健全な場合は炉心損傷に至ることはない。</p> <p>&lt;大規模な損傷の場合&gt;</p> <p>格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に構造損傷して、大規模なLOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。</p> <p>このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による格納容器損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難で</p>	<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p> <p>・東海第二では、格納容器損傷と原子炉圧力容器損傷を別の起因事象として抽出。</p> <p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
	<p>あることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理した。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>4.1 \times 10^{-9}</math> / 炉年（点推定値）</p> <p>【全炉心損傷頻度への寄与割合】0.1%未満</p> <p>(2) フラジリティ評価の保守性</p> <p>a. 評価対象機器／評価部位</p> <p>格納容器の損傷により炉心損傷に至る事故シナリオに対して、支配的な機器として、格納容器スタビライザ及び格納容器下部シアラグを選定している。これらの構造物の位置関係を第1図に示す。</p> <p>格納容器スタビライザは、原子炉遮へい壁からの水平方向の地震荷重を原子炉建屋に伝達するために、原子炉遮へい壁と格納容器上部シアラグを結ぶ構造物であり、原子炉遮へい壁の最頂部にトラス状に設置されている。</p> <p>また、格納容器下部シアラグは、格納容器円錐部下部付近に設置されており、格納容器の水平方向の地震荷重及びダイアフラムフロアを介して伝達される原子炉圧力容器ペDESTALからの水平方向の地震荷重を原子炉建屋に伝達する構造となっている。</p> <p>b. 評価方法</p> <p>今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。</p> <p>c. フラジリティ曲線の保守性等</p> <p>格納容器スタビライザ及び格納容器下部シアラグの構造強度評価は、地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち当該部位に負荷される最大荷重を用いて、その地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。</p> <p>さらに、格納容器は複数の格納容器スタビライザ及び格納容器下部シアラグにより支持されているが、最大地震荷重を受けるものが損傷した時点で、格納容器損傷に至るとしている点にも保守性がある。</p> <p>(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い</p> <p>本事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも <math>4.1 \times 10^{-9}</math> / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (<math>7.5 \times 10^{-5}</math> / 炉年) に対して0.1%未満と小さい。</p> <p>最大地震荷重を受ける格納容器スタビライザが損傷した場合でも、荷重の再配分により残りの格納容器スタビライザ及び原子炉圧力容器ペDESTALで原子炉遮へい壁の地震荷重を受けることができることから、直ちに原子炉遮へい壁が転倒するには至らず、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の一部損傷もしくは破損に留まるものと考えられる。この場合は既存のLOCAシナリオと同様の進展になることが想定される。</p> <p>また、最大地震荷重を受ける格納容器下部シアラグが損傷した場合でも、荷重の再配分により残りの格納容器下部シアラグ及びダイアフラムフロアで原子炉圧力容</p>	<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p> <p>・内部事象PRA及び地震・津波PRAを含めた全炉心損傷頻度に対する寄与割合を記載。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>2.2 建屋・構築物（原子炉圧力容器・原子炉格納容器）の損傷</p> <p>(1) 想定事故シナリオ</p> <p>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷は、原子炉格納容器内の構築物や原子炉圧力容器等の損傷に続く事象の進展が複雑であり、緩和系による事象収束について厳密に考慮することは合理的ではないことから、直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>8.9 \times 10^{-7}</math>／炉年（点推定値）          【全炉心損傷頻度への寄与割合】約6%</p> <p>(2) フラジリティ評価</p> <p>a. 評価対象機器／評価部位</p> <p>建屋・構築物（原子炉圧力容器・原子炉格納容器）の損傷を起因とする燃料損傷に対して最も大きな影響をもつ設備は、原子炉圧力容器ペDESTALである。原子炉圧力容器ペDESTALの概要図を第7図に示す。</p> <p>原子炉圧力容器ペDESTAL下層は内外にある2枚の円筒鋼板（内筒、外筒）から構成</p>	<p>器ペDESTALの地震荷重を受けることができることから、直ちに原子炉圧力容器ペDESTALが転倒するには至らず、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の一部損傷若しくは破損に留まるものと考えられる。この場合は既存のLOCAシナリオと同様の進展になることが想定される。</p> <p>以上を総合的に勘案した上で、本事象については、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。</p> <p>2.3 原子炉圧力容器損傷</p> <p>(1) 想定事故シナリオ</p> <p>原子炉圧力容器の支持機能喪失等により、原子炉圧力容器に接続されている原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷や、原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。</p> <p>実際には地震による原子炉圧力容器の損傷程度により発生する事象の厳しさは以下のとおり範囲を有している。</p> <p>&lt;小規模な損傷の場合&gt;</p> <p>地震による原子炉圧力容器損傷として、原子炉圧力容器の一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の全周破断に至らず冷却材の注入が可能な場合や、炉内構築物の一部変形のみで原子炉冷却材の流路の完全な閉塞に至らない可能性があり、原子炉注水機能等が健全ならば炉心損傷を防止できる。</p> <p>&lt;大規模な損傷の場合&gt;</p> <p>原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の全周破断による原子炉注水機能の喪失や、炉内構築物の大規模破断による冷却材流路の閉塞により、炉心の除熱が困難となり炉心損傷に至る。</p> <p>このように損傷の程度に応じて影響が変化する事故シーケンスであるものの、地震による原子炉圧力容器損傷状態を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理した。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>2.2 \times 10^{-7}</math>／炉年（点推定値）          【全炉心損傷頻度への寄与割合】約0.3%</p> <p>(2) フラジリティ評価の保守性</p> <p>a. 評価対象機器／評価部位</p> <p>原子炉圧力容器の損傷により炉心損傷に至る事故シナリオに対して、比較的大きな影響を及ぼす機器は、第1表に示すFV重要度から、原子炉圧力容器の蒸気乾燥器支持ブラケット及び原子炉圧力容器スタビライザである。これらの構築物の位置関係を第2図に示す。</p>	<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p> <p>・東海第二では、格納容器損傷と原子炉圧力容器損傷を別の起因事象として抽出。</p> <p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p> <p>・内部事象PRA及び地震・津波PRAを含めた全炉心損傷頻度に対する寄与割合を記載。</p> <p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>されている。これらの鋼板はたてリブ鋼板（隔壁）により一体化され、鋼板間にコンクリートを充填した構造物である。</p> <p>地震時には、ダイヤフラムフロアを介して、原子炉圧力容器ペDESTAL頂部に原子炉建屋からせん断力が伝達される。</p> <hr/> <p>1 建屋間相対変位による配管の損傷にとどまらず、大規模な範囲での損傷を仮定した場合、地震による原子炉建屋の損傷程度や緩和系の健全性を評価の上、事故シーケンスを特定することは困難であり、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとしては適切ではない。</p> <p>原子炉圧力容器のスカート状の支持脚が、原子炉圧力容器ペDESTALのブラケットに設置され、120本の基礎ボルトによって固定されており、地震時に原子炉圧力容器から原子炉圧力容器ペDESTALにせん断力・モーメントが伝達される。</p> <p>原子炉圧力容器ペDESTAL基部は、リングガーダを介してアンカボルト（内筒側160本、外筒側320本）により原子炉格納容器底部に定着されており、原子炉圧力容器ペDESTALに付加された荷重は、この基部に伝達される。</p> <p>決定論による耐震評価結果において、地震荷重に対して裕度が小さい部位（アンカボルト、たてリブ）を、フラジリティの評価部位とした。</p>		<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

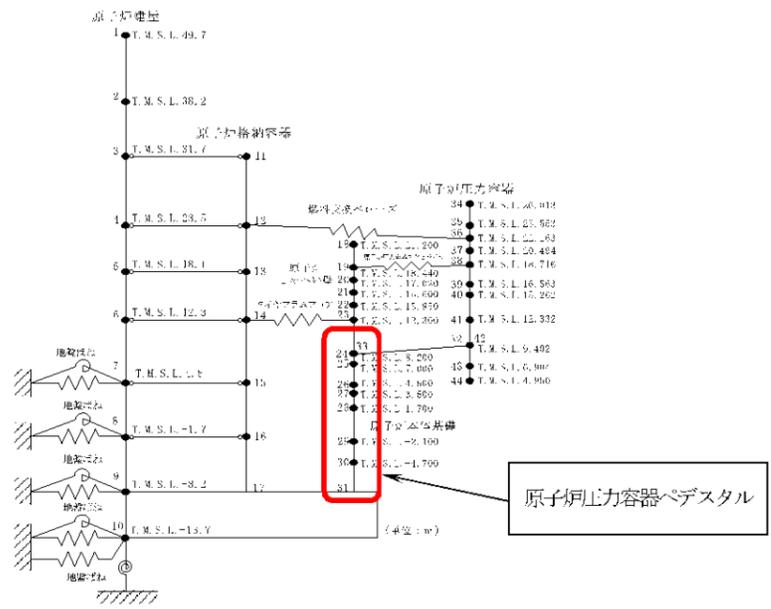
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>※数値は概略値</p> <p>第7図 原子炉圧力容器ペDESTALの概要図</p> <p>b. 評価方法      今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた簡易的な安全係数法によりフラジリティを評価した。</p> <p>c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度      原子炉建屋内の原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉圧力容器ペDESTAL等の大型機器・構造物は、支持構造上から建屋との連成が無視できないため、地盤・建屋と連</p>	<p>東海第二発電所</p> <p>b. 評価方法      今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。</p> <p>c. フラジリティ曲線の保守性等      蒸気乾燥器支持ブラケット及び原子炉圧力容器スタビライザの構造強度評価は、原子炉圧力容器の地震応答解析により算出した最大荷重を用いて、その地震</p>	<p>備考</p> <p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

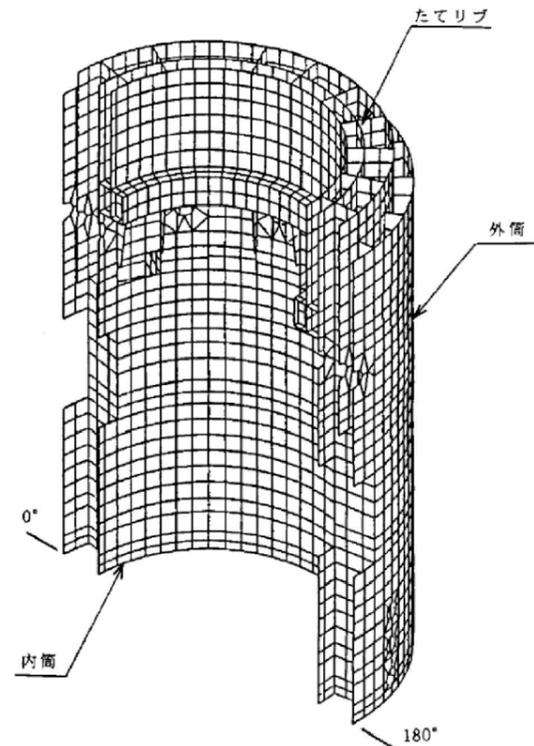
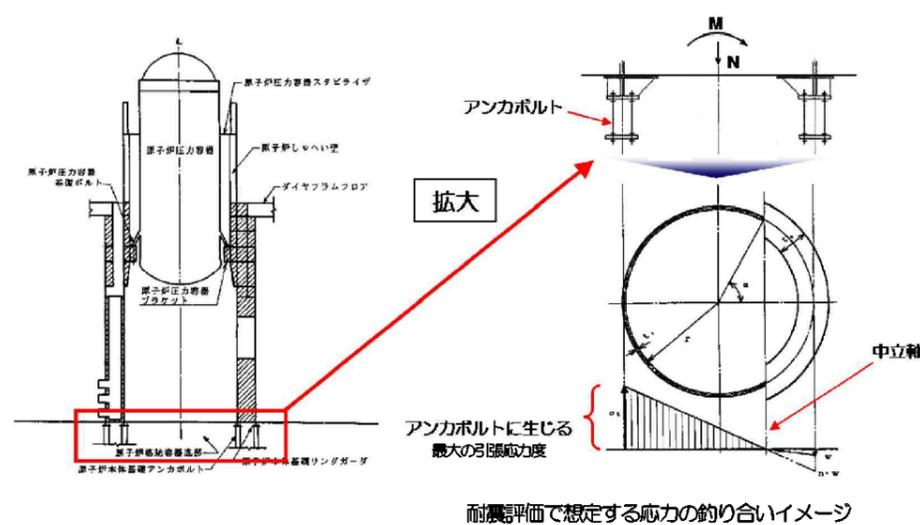
<p>柏崎刈羽原子力発電所6/7号機</p>	<p>東海第二発電所</p>	<p>備考</p>
<p>成し、コンクリート、鋼板の剛性を適切に考慮した解析モデルにより、基準地震動 Ss による地震応答解析を時刻歴解析で実施する（第8図）。</p>  <p>第8図 原子炉遮蔽壁、原子炉圧力容器ペデスタル及び原子炉圧力容器 地震応答解析モデル（NS方向）</p> <p>原子炉圧力容器ペデスタルのたてリブの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を用いて有限要素法による解析を実施している（第9図）。このとき、コンクリートの強度を無視して、最大荷重を静的に扱い評価を行っている。</p> <p>原子炉圧力容器ペデスタルのアンカボルトの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を静的に扱い、応力のつり合い式の計算を行っている（第10図）。</p> <p>たてリブ及びアンカボルトにおいては、ともに地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている単調荷重を想定して評価を行っているところに保守性がある<sup>2</sup>。さらに、たてリブの構造強度評価ではコンクリート強度を無視しているところにも保守性がある。</p> <p><sup>2</sup> 交番荷重を単調荷重として扱うことによる耐震設計上の余裕が一般的に知られている。</p>	<p>荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。</p>	<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<div data-bbox="210 226 1130 877" data-label="Figure"> <p>IAEA International Workshop 19-21 June 2008 Kashiwazaki, Japan</p> <p><b>応力評価に含まれる余裕 (2/2)</b></p> <p>■ 地震荷重の交番性による余裕</p> <p>① 地震荷重は交番荷重であり、単調荷重に比べてより大きな変形に耐える      ② エネルギー吸収効果により、より大きな地震力に耐える</p> <p>荷重 → 応力 時間</p> <p>単調荷重</p> <p>地震波 <math>f, h</math> → 応力 時間</p> <p>交番荷重</p> <p>単調荷重と交番荷重の比較</p> <p>変位</p> <p>地震力 (加速度)</p> <p>単調荷重の場合</p> <p>交番荷重の場合</p> <p>荷重繰り返しによるエネルギー吸収効果</p> <p>TOSHIBA Leading Innovation &gt;&gt;&gt;</p> <p>MITSUBISHI</p> <p>HITACHI</p> <p>68</p> </div> <p>東芝 電力システム社、三菱重工業、日立 GE ニュークリア・エナジー，“Seismic Design Approach in Japanese NPPs”， IAEA International Workshop 19-21 June 2008 Kashiwazaki, Japan</p>		<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>評価対象の違いによる記載の相違。</li> </ul>

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
 <p>第9図 原子炉圧力容器ペDESTAL 解析モデル概要図</p>  <p>第10図 決定論による耐震評価のイメージ (アンカボルト)</p>	<p>東海第二発電所</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>評価対象の違いによる記載の相違。</li> </ul>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 現実的評価/最適評価（フラジリティ/シナリオ）            現実的な損傷に対して評価を行うとすれば、鋼板、アンカ部、基礎マット及び充填コンクリート全体を詳細にモデル化して応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、原子炉圧力容器ペDESTALの支持性能が実際に失われる地震動の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。また、原子炉圧力容器ペDESTALが支持機能を喪失する地震動の大きさであっても、ダイヤフラムフロアや原子炉格納容器の壁が存在するため、原子炉圧力容器が大きく傾くスペースは存在せず、原子炉圧力容器に接続されている一次系配管の一部破断又は破損にとどまると考えられる。</p> <p>(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い            以上のとおり、建屋・構築物（原子炉圧力容器・原子炉格納容器）の損傷シーケンスの評価は、現状のフラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ、現実的な耐性がPRAの結果に現れているものではない。            仮にペDESTALにおける支持機能の喪失が起きた場合に考え得るシナリオとして、(3)のとおり、一次系配管の一部破断又は破損が生じるにとどまり、想定し得る範囲においては、これによる冷却材喪失（LOCA）の発生が考えられるが、この場合の事象進展は、既存のLOCAシナリオと同様の進展となることが想定される。            以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。</p> <p>2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失            (1) 想定事故シナリオ            原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失については、地震によるスクラム後、SRVの開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管が損傷に至るシナリオを想定している。いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的にExcessive LOCA相当とし、炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。  <b>【炉心損傷頻度】</b> <math>8.2 \times 10^{-7}</math> / 炉年（点推定値）  <b>【全炉心損傷頻度への寄与割合】</b> 約5%</p> <p>(2) フラジリティ評価            ①SRV 開失敗シナリオ            a. 評価対象機器/評価部位            事故シーケンスとしては、過渡事象や外部電源喪失、全交流動力電源喪失時の発生を</p>	<p>(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い            本事象シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも <math>2.2 \times 10^{-7}</math> / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (<math>7.5 \times 10^{-5}</math> / 炉年) に対して約0.3%と小さい。            また、原子炉圧力容器等の損傷による炉心損傷に至る事故シナリオに対して、蒸気乾燥器支持ブラケットの支持機能が喪失したとしても、炉心との間には気水分離器が設置されており直接炉心に接触することはなく、また、原子炉圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても、原子炉圧力容器の周囲を囲む原子炉遮へい壁等の存在により原子炉圧力容器が大きく傾くことはなく、その影響は原子炉圧力容器に接続されている配管の一部破損に留まるものと考えられる。この場合は既存のLOCAシナリオと同様の進展になることが想定される。            以上を総合的に勘案した上で、本事象については、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。</p> <p>2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Excessive LOCA）            (1) 想定事故シナリオ            原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失については、地震によるスクラム後、逃がし安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的にExcessive LOCA相当とし、炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。  <b>【炉心損傷頻度】</b> <math>3.0 \times 10^{-10}</math> / 炉年（点推定値）  <b>【全炉心損傷頻度への寄与割合】</b> 0.1%未満</p> <p>① 逃がし安全弁開失敗シナリオ            ①－(2) フラジリティ評価の保守性            a. 評価対象機器/評価部位</p>	<p>・内部事象PRA及び地震・津波PRAを含めた全炉心損傷頻度に対する寄与割合を記載。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>想定しているが、いずれのケースにおいても、SRVの損傷に起因している。</p> <p>b. 評価方法 SRVの構造上、最弱部の決定論的評価結果に基づき、フラジリティ評価を実施している。</p> <p>②原子炉格納容器内配管損傷シナリオ</p> <p>a. 評価対象機器/評価部位 原子炉圧力容器に接続された配管で、原子炉格納容器内を通る配管を有する系統について、配管本体及びその支持構造物のフラジリティを評価した。</p> <p>b. 評価方法 配管の評価は、各系統で耐震評価上厳しい決定論の結果に基づき、フラジリティ評価を実施している。</p> <p>c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度 地震力をモーダル解析による応答スペクトル法により算出する配管系は、その配管系の振動性状を考慮したモデルを用い、適切な減衰定数により地震応答解析を行う。</p>	<p>事故シーケンスとしては、過渡事象や外部電源喪失、交流電源喪失、直流電源喪失の発生時を想定しているが、いずれのケースにおいても、逃がし安全弁の機能損傷（開失敗）を想定している。</p> <p>b. 評価方法 今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。</p> <p>c. フラジリティ曲線の保守性等 逃がし安全弁については、合計18台設置されているものの、フラジリティ評価上は、機器の完全相関を仮定しており、単一機器の評価＝全体の評価としている。共通原因故障として単一機器の機能喪失を全台機能喪失と仮定すること自体は保守的な取り扱いではあるが、実際には機器配置の差など、応答に差があることを踏まえると、さらに余裕があると言える。</p> <p>①-③ 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い 本事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも <math>3.0 \times 10^{-10}</math> / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (<math>7.5 \times 10^{-5}</math> / 炉年) に対して0.1%未満と小さい。 逃がし安全弁開失敗によるLOCAシナリオとして、逃がし安全弁全数破損により原子炉圧力が過剰に上昇し原子炉冷却材圧力バウンダリが広範囲に破損に至ることを想定し、影響緩和系に期待できず炉心損傷が回避不可となるケースを考え、炉心損傷直結としている。 ただし、①-②の通り、要因となっている逃がし安全弁の現状のフラジリティ評価に保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、合計18台ある逃がし安全弁が同時損傷する可能性は極めて低いことから、Excessive LOCAには至ることなく影響緩和系による事象収束が期待できる。そのため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。</p> <p>② 格納容器内配管損傷シナリオ ②-② フラジリティ評価の保守性 a. 評価対象機器/評価部位 本評価では、格納容器内を通る配管について、系統ごとに地震荷重に対して裕度が小さい部位を、評価部位として選定した。</p> <p>b. 評価方法 今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。</p> <p>c. フラジリティ曲線の保守性等</p>	<p>・記載場所の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>配管系の地震応答解析に用いる減衰定数、評価基準値等は保守的に設定されており、裕度を確保している。</p> <p>配管本体については設計に比べて大きな耐震裕度を有しており、既往研究結果等からも設計想定レベルを上回る地震力に対して健全性を維持することが確認されている。「平成15年配管系終局強度試験」においては、配管バウンダリが設計レベルの約12倍の耐震裕度を有していることが確認された。</p> <p>平成18年に実施した電共研における配管系耐震試験では、配管サポート及び定着部を含めて模擬した配管サポート系試験体の実規模加振試験を実施しており、配管及びサポートについて、設計で許容されるレベルに対して少なくとも9倍の耐震裕度があることを確認している。</p> <p>(3) 現実的評価/最適評価（フラジリティ/シナリオ）</p> <p>①SRV 開失敗シナリオ</p> <p>フラジリティ評価上、地震動による損傷は、全18台あるSRVの間で完全相関すると仮定している。これは保守的な取扱いであり、実際には機器配置の差等により応答に差があることを踏まえると、更に余裕があると言える。</p> <p>②原子炉格納容器内配管損傷シナリオ</p> <p>現実的な損傷に対して評価を行うとすれば、配管及び配管サポートを一体でモデル化した応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、配管系が損傷に至る地震動の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。</p> <p>(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い</p> <p>①SRV 開失敗シナリオ</p> <p>PRA評価では、SRV開失敗によるLOCAシナリオとして、SRV全数破損により原子炉圧力が過剰に上昇し、原子炉冷却材圧力バウンダリが広範囲・大規模に破損に至ることを想定し、緩和系に期待できず炉心損傷が回避不可となるケースを考え、炉心損傷直結としている。</p> <p>ただし、(3)①のとおり、要因となっているSRVの現状のフラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、合計18台あるSRVが同時損傷する可能性は極めて低いことから、Excessive LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できる。そのため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした<sup>3</sup>。</p>	<p>配管本体については、設計に比べて大きな耐震裕度を有しており、既往研究結果等からも設計想定レベルを上回る地震力に対して健全性を維持することが確認されている。「配管系終局強度試験」（平成15年）<sup>[1]</sup>においては、許容応力度（3Sm）の10倍の応力強さにおいても塑性崩壊または疲労による破損は生じないことなどが確認されている。</p> <p>上記のような現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、配管および配管サポートを一体でモデル化した応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた安全係数法により評価しているため、配管系が損傷に至る地震動の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりも十分に大きいと考えられる。</p> <p>格納容器内配管が地震により疲労損傷した場合においても、大径配管が疲労により全周破損に至る可能性は小さく、その場合、原子炉冷却材の流出量は、LOCAで想定している流出量を大きく下回る。</p> <p>②－(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い</p>	<p>・記載場所の違いによる記載の相違。</p> <p>・記載場所の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>②原子炉格納容器内配管損傷シナリオ</p> <p>PRA 評価では、原子炉格納容器内配管損傷による LOCA シナリオとして、損傷程度（規模、範囲）を特定することは困難であるものの、(3)②のとおり、フラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、Excessive LOCA には至ることなく緩和系による事象収束が期待できると考えられるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。</p> <p>2.4 計測・制御系喪失</p> <p>(1) 想定事故シナリオ</p> <p>計装・制御系が損傷した場合、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性があること、発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確ではないことから、保守的に直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>6.9 \times 10^{-8}</math> / 炉年（点推定値）</p> <hr/> <p>3 Excessive LOCA を仮定した場合でも、ECCS 系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考えられることから、この事故シーケンスは、LOCA 時に ECCS 系による注水機能が喪失した場合と類似の状況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA 時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。また、Excessive LOCA 発生時には、大破断 LOCA+SBO シーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。</p> <p>【全炉心損傷頻度への寄与割合】1%未満</p> <p>(2) フラジリティ評価</p> <p>a. 評価対象機器/評価部位</p> <p>計測・制御系喪失において評価対象となる電気計装機器は、制御盤、計装ラック及びバイタル交流電源設備である。</p> <p>これらの電気計装機器について、基礎ボルトの構造損傷及び盤又は計装ラック全体における機能損傷について評価している。</p> <p>b. 評価方法</p> <p>制御盤及びバイタル交流電源設備は、盤の形状がいずれも直立盤に分類されることから、水平方向の耐力評価については、過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証している旧独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「旧 JNES」という。）の知見を用いて行った。</p>	<p>本事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも <math>3.0 \times 10^{-10}</math> / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (<math>7.5 \times 10^{-5}</math> / 炉年) に対して 0.1%未満と小さい。</p> <p>格納容器内配管損傷による LOCA シナリオとして、損傷程度（規模、範囲）を想定することは困難であるものの、②-(2)の通り、フラジリティ評価に保守的な仮定を置いており、現実的な事故シナリオとしては、Excessive LOCA には至ることなく影響緩和系による事象収束が期待できると考えられるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。</p> <p>2.5 計装・制御系喪失</p> <p>(1) 想定事故シナリオ</p> <p>地震により計装・制御系が損傷した場合、プラントの監視及び制御ができなくなる可能性があること、発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確でないことから、保守的に直接炉心損傷に至る事故として整理している。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>3.7 \times 10^{-10}</math> / 炉年（点推定値）</p> <p>【全炉心損傷頻度への寄与割合】0.1%未満</p> <p>(2) フラジリティ評価の保守性</p> <p>a. 評価対象機器/評価部位</p> <p>計測・制御系喪失において評価対象となる電気計装機器は、制御盤及び計装ラックであり、これらの機能損傷について評価している。</p> <p>b. 評価方法</p> <p>今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。</p>	<p>・内部事象PRA及び地震・津波PRAを含めた全炉心損傷頻度に対する寄与割合を記載。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>計装ラックについても水平方向の耐力評価については、旧 JNES による計装ラック全体を加振して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力評価を実施した。</p> <p>鉛直方向については、既往の試験結果による機能確認済加速度値を適用することとした。</p> <p>c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度</p> <p>今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度値は、誤動作を起こすまでの結果である場合が多く、電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値を採用している。</p> <p>(3) 現実的評価/最適評価（フラジリティ/シナリオ）</p> <p>今回の直立盤及び計装ラックの評価に適用した機能確認済加速度値は、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態まで検証を行った結果ではないことから、仮に地震動が機能確認済加速度値を超過した場合においても一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考えられる。</p> <p>そのため、今回の評価においては炉心損傷直結事象と整理してはいるが、現実的に、直立盤又は計装ラックが倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が図られること及び上記理由により機能回復が見込めることから、実態として炉心損傷に直結しないものと考えられる。</p> <p>(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い</p> <p>仮に直立盤又は計装ラックが倒壊し、機能回復が見込めないような場合で、その範囲により事象収束の可能性が残されている場合であっても、損傷の程度や、影響の程度によって変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難である。</p> <p>ただし、(3)のとおり、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器が多く、地震収束後に再起動操作を適切に実施することで緩和系による事象収束が期待できるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。</p> <p>2.5 直流電源喪失</p> <p>(1) 想定事故シナリオ</p> <p>直流電源系が損傷に至ることで、ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失することから直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>6.0 \times 10^{-8}</math> / 炉年（点推定値）</p> <p>【全炉心損傷頻度への寄与割合】1%未満</p> <p>(2) フラジリティ評価</p> <p>a. 評価対象機器/評価部位</p>	<p>c. フラジリティ曲線の保守性等</p> <p>今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は、誤動作を起こすまでの試験結果である場合が多く、電気計装機器の実際の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値を採用している。</p> <p>このため、機能維持確認済加速度値は、制御盤、計装ラック及びこれらに内蔵される器具が再使用困難な状態（構造損傷）となるまでを検証した結果ではないことから、仮に地震動が機能確認済加速度値を超過した場合においても一時的な機能喪失にとどまる可能性が高く、地震収束後に再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。</p> <p>(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い</p> <p>本事故シーケンスの発生頻度は復旧可能な機能喪失の影響も含めた評価でも <math>3.7 \times 10^{-10}</math> / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (<math>7.5 \times 10^{-5}</math> / 炉年) に対して0.1%未満と小さい。</p> <p>現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器が多く、地震収束後に再起動操作を適切に実施することで影響緩和系による事象収束が期待できるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。</p>	<p>・東海第二は、直流電源系の設備構成が異なることから、完全相関として扱っていないため、直接炉心損傷に至る事故シナリオとしては整理していない。</p> <p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>直流電源喪失において評価対象となる電気計装機器は、蓄電池、充電器盤、直流主母線盤、ケーブルトレイ、電線管及び直流モータコントロールセンタである。</p> <p>これらの電気計装機器について、蓄電池架台と盤の基礎部の構造損傷、ケーブルトレイ及び電線管のサポート類の構造損傷及び盤における機能損傷について評価している。</p> <p>b. 評価方法</p> <p>蓄電池については蓄電池架台の基礎部についての構造損傷評価を実施し、ケーブルトレイ及び電線管については、ケーブルトレイと電線管の本体及び各サポート類の構造損傷を評価した。</p> <p>また、充電器盤及び直流主母線盤は、盤の形状がいずれも直立盤に分類されることから、水平方向の耐力評価については、過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証している旧 JNES の知見を用いて行った。</p> <p>直流モータコントロールセンタについても水平方向の耐力評価については、旧 JNES によるモータコントロールセンタ全体を加振して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力評価を実施した。</p> <p>鉛直方向については、既往の試験結果による機能確認済加速度値を評価して適用することとした。</p> <p>c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度</p> <p>今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度値は、誤動作を起こすまでの結果である場合が多く、電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値を採用している。</p> <p>直流電源喪失において、特に HCLPF が低い電線管及びケーブルトレイは、多数のサポート類における決定論上の評価結果より、最も裕度の低かった部位（最弱部位）の評価結果を適用して得られた結果である。</p> <p>よって、部分的に損傷を開始する可能性は考えられるが、多数の電線管等が全て同時に損傷するものではないと考えられる。さらに、電線管及びケーブルトレイの評価部位は、最弱部位（サポート類）に対する評価結果であり、電線管やケーブルトレイに収納されているケーブルが断線等により直接的に機能喪失に至ることを評価したものではない。</p> <p>(3) 現実的評価/最適評価（フラジリティ/シナリオ）</p> <p>今回の直立盤、直流モータコントロールセンタの評価に適用した機能確認済加速度値は、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態まで検証を行った結果ではないことから、仮に地震動が機能確認済加速度値を超過した場合においても一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考えられる。</p> <p>また、ケーブルトレイ及び電線管に適用した決定論上の評価結果についても、最弱部位（サポート類）のうち、最も裕度の低い評価結果を適用した結果であることから、全てのサポートが同時に損傷するものではないと考えられること及びケーブル断線等の</p>		<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>直接的な機能喪失を評価した結果を適用しているものではないことから、実際のケーブル断線等の機能損傷に至るまでには裕度があると考えられる。</p> <p>今回の評価結果から炉心損傷直結事象と整理してはいるが、現実的に、直立盤、直流モータコントロールセンタ又は蓄電池が倒壊するような復旧困難な損傷でない限り、事象収束措置が図られ、機能回復が見込めること及び電線管等についてもケーブル断線等の機能喪失に至るまでには裕度を有していることから、実態として炉心損傷に直結しないものと考えられる。</p> <p>(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い</p> <p>仮に一部の直流モータコントロールセンタや蓄電池が倒壊し復旧困難な場合においては、事象収束措置が困難となり炉心損傷に至るケースも想定されるものの、損傷の程度や影響の程度によって変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難であり、大規模に機器が損傷に至る場合においては、更にその困難さや評価の不確かさが増すことから、PRA 評価では、直流電源喪失シナリオは、保守的に炉心損傷直結としている。</p> <p>ただし、(3)のとおり、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器に対し、地震収束後に適切に対応することで緩和系による事象収束が期待できるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。</p> <p>2.6 格納容器バイパス</p> <p>(1) 想定事故シナリオ</p> <p>格納容器バイパス事象は、インターフェイスシステム LOCA（以下「ISLOCA」という。）と、バイパス破断に細分化される。ISLOCA は、原子炉格納容器バウンダリ内外の高圧設計配管と低圧設計配管のインターフェイスの隔離機能が喪失することによって、原子炉格納容器外の低圧設計配管、弁等に原子炉冷却材の高圧負荷がかかり損傷が生じ、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材流出を引き起こす事象である。バイパス破断は、通常開等の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、原子炉冷却材が流出する事象である。</p> <p>本事故シーケンスにおいて支配的なシナリオは原子炉冷却材浄化系（以下「CUW」という。）隔離弁の下流側配管（耐震 B クラス）の地震による損傷と、通常開状態である隔離弁の同時損傷による隔離失敗に至ることでバイパス破断が発生するものである。事故シナリオとしては、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ流出することで、建屋内の広範な緩和系に係る機器（電気品、計装品等）が機能喪失するとし、直接炉心損傷に至るものと整理している。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>1.2 \times 10^{-7}</math> / 炉年（点推定値）      【全炉心損傷頻度への寄与割合】1%未満</p> <p>(2) フラジリティ評価</p>	<p>2.6 格納容器バイパス</p> <p>(1) 想定事故シナリオ</p> <p>格納容器バイパス事象は、常時開などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、原子炉冷却材が流出する事象である。高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で格納容器外（原子炉建屋）へ流出し、原子炉建屋内の広範な影響緩和系に係る機器（電気品、計装品等）が機能喪失し、損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的に直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>3.2 \times 10^{-8}</math> / 炉年（点推定値）      【全炉心損傷頻度への寄与割合】0.1%未満</p> <p>(2) フラジリティ評価の保守性</p>	<p>・評価対象の違いによる記載の相違。</p> <p>・内部事象PRA及び地震・津波PRAを含めた全炉心損傷頻度に対する寄与割合を</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>a. 評価対象機器/評価部位            本事故シーケンスで支配的なシナリオである格納容器バイパス破断については、CUW配管の破損と、CUW 隔離弁の閉失敗に関する機器（隔離弁、電源設備（D/G、電源盤等））である。</p> <p>b. 評価方法            隔離弁や電源設備については、本事故シーケンス特有の設備ではないため、特段、フラジリティ評価に変わりはないが、CUW 配管については、耐震Bクラスであり、地震発生時の損傷確率を1.0としている。</p> <p>(3) 現実的評価/最適評価（フラジリティ/シナリオ）            CUW 配管については、耐震Bクラスであり、フラジリティ評価では地震に対する耐力を考慮していないものの、一定程度の耐力は有していると考えられる。また、隔離弁については、2重化されているものの、完全相関を仮定していることから、地震動の大きさによっては、同時破損確率は、現評価よりは低くなることが考えられる。</p> <p>(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い            PRA 評価では、格納容器バイパスシナリオについて、配管損傷の程度やその発生位置に応じて変化する溢水量や溢水（又は蒸気）の伝播経路の特定、影響緩和措置の実現性や成立性の確認を含めた詳細な事象進展の特定は不確実さも大きく定量化が困難である。            ただし、(3)のとおり、現実的な事故シナリオとしては、損傷の程度や位置によっては、建屋内で影響が及ぶ機器は限定的なものとなり、原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷回避が図られる。また、(2)のとおり、地震動の大きさに限らずCUW 配管（耐震Bクラス）について損傷確率を1.0と仮定した評価を実施しているものの、新潟県中越沖地震の際も、建屋での配管損傷事例は確認されておらず、実際には一定の裕度を有していることから、発生頻度は更に低くなると判断される。            すなわち、損傷の程度によっては既存の有効性評価の事故シーケンスグループに含まれること、加えて本事故シーケンスにより炉心損傷に至る頻度はかなり稀な事象であるといえることから、新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとした。</p> <p>2.7 原子炉停止機能喪失            (1) 想定事故シナリオ</p>	<p>a. 評価対象機器/評価部位            本事故シーケンスに関連する機器のうち、本事故シナリオに対して、比較的大きな影響を及ぼす事象は、第1表に示すF V重要度から、主蒸気ドレン弁（外側）の下流側配管（耐震Bクラス）の地震による損傷と、通常開状態である主蒸気隔離弁及び主蒸気ドレン弁（外側）の同時損傷による隔離失敗に至る事象であり、本事象に関連する機器に対する保守性について整理する。</p> <p>b. 評価方法            今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。</p> <p>c. フラジリティ曲線の保守性等            主蒸気ドレン弁（外側）の下流側配管については、耐震Bクラスであるため、地震動の大きさに限らず、地震発生時の損傷確率を1.0としているが、実際には、当該配管についても一定の裕度を有していることを踏まえると、保守性が確保されているものと判断できる。            主蒸気隔離弁及び主蒸気ドレン弁（外側）のフラジリティは、既往加振試験で得られた加速度の上限値を機能維持限界としているが、加振試験で機能損傷が確認されていないため、実際に機能損傷に至るには余裕があるものと考えられる。</p> <p>(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い            本事故シーケンスの発生頻度は(2)の保守性も含めた評価でも<math>3.2 \times 10^{-8}</math> / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (<math>7.5 \times 10^{-5}</math> / 炉年) に対して0.1%未満と小さい。            ただし、(2)のとおり、主蒸気ドレン弁（外側）の下流側配管（耐震Bクラス）について、地震動の大きさに限らず損傷確率を1.0としており、実際には一定の裕度が確保されていること、主蒸気隔離弁及び主蒸気ドレン弁について、評価に用いている機能維持加速度に一定の裕度が確保されているものと考えられることから、実際には本事故シーケンスの発生頻度は更に低くなると判断できる。            以上を総合的に勘案した上で、本事象については、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。</p> <p>2.7 防潮堤損傷            (1) 想定事故シナリオ</p>	<p>記載。            ・評価対象の違いによる記載の相違。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉停止機能喪失事象（TC）は、スクラムによる原子炉停止に失敗するシナリオである。ただし、本シナリオについては炉心損傷直結事象には分類されるものではない。PRA 評価ではヘディング「スクラム系」において、以下の設備の地震要因損傷により、制御棒の挿入に失敗するものとして評価している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉内支持構造物</li> <li>・制御棒駆動系（以下「CRD」という。）</li> <li>・燃料集合体（過度の相対変位による制御棒挿入失敗を想定）</li> </ul> <p>【炉心損傷頻度】<math>3.6 \times 10^{-7}</math> / 炉年（点推定値）    【全炉心損傷頻度への寄与割合】約 2%</p> <p>(2) フラジリティ評価    本事故シーケンスに関連するフラジリティについては、現実的評価/最適評価は実施していないことから記載を省略する。</p> <p>(3) 現実的評価/最適評価（フラジリティ/シナリオ）    本事故シーケンスに関連するフラジリティについては、現実的評価/最適評価は実施していない。</p> <p>(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い    原子炉停止機能喪失は内部事象において既に抽出された事故シーケンスグループではあるものの、地震 PRA においては全交流動力電源喪失+スクラム失敗といったシナリオも評価上抽出される。    ただし、(1)で挙げた設備（炉内支持構造物、CRD 及び燃料集合体）については地震要因による損傷は否定できないものの、地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。そのため、その間に地震加速度大（水平 120Gal、鉛直 100Gal）によるスクラム信号発信及び制御棒挿入（100%挿入で 1.33 秒、60%挿入で 0.85 秒（ともに平成 21 年定期検査時））は余裕をもって完了している可能性が高い。    例えば設計基準地震動では P 波によりスクラム信号が発信し、3～4 秒程度で最大加速度に達する。また、新潟県中越沖地震では、震源が発電所から近い場所にあり厳しい地震であったが、その場合も燃料集合体の最大相対変位が生じる前に、制御棒の挿入は完了していた（7号炉）。    また、制御棒が部分的に挿入失敗するようなケースでは、必ずしも臨界とはならない</p>	<p>津波波力により防潮堤が損傷し、多量の津波が敷地内に浸水することで、非常用海水ポンプが被水・没水して最終ヒートシンクが喪失するとともに、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスである。実際には津波波力による防潮堤の損傷の程度により、発生する事象の厳しさは以下のとおりの範囲を有している。</p> <p>&lt;小規模な損傷の場合&gt;    T.P. +24m を超える津波により防潮堤の一部が損傷した場合は、原子炉建屋への浸水箇所や浸水量の程度によっては、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に期待できる場合がある。</p> <p>&lt;大規模な損傷の場合&gt;    T.P. +24m を超える津波により防潮堤が倒壊する等、大規模な損傷が発生した場合は、敷地内に多量の津波が浸水することで、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る。</p> <p>【炉心損傷頻度】<math>3.3 \times 10^{-7}</math> / 炉年（点推定値）    【全炉心損傷頻度への寄与割合】0.4%</p> <p>(2) フラジリティ評価の保守性    今回のフラジリティ評価では、津波高さが防潮堤耐力を確認している T.P. + 24.0m を超えた時点で防潮堤の損傷確率を 1.0 と仮定しているが、実際には T.P. + 24.0m を超える津波に対してもある一定程度は防潮堤が健全であると考えられるため、保守性を有していると考えられる。</p> <p>(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い    本事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は <math>3.3 \times 10^{-7}</math> / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (<math>7.5 \times 10^{-5}</math>) に占める割合が 1%未満と小さい。また、防潮堤損傷時は敷地内に多量の津波が流入することにより、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失することが考えられるが、津波による影響の程度を特定することが難しく、不確かさが大きいため、新たな事故シーケンスグループとして追加する必要はないと判断した。</p>	<p>・内部事象 PRA 及び地震・津波 PRA を含めた全炉心損傷頻度に対する寄与割合を記載。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>が、地震によるCRDの損傷は完全相関を想定しているため、1本の制御棒でも挿入失敗した場合は保守的にスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。</p> <p>以上より、現実的には本事故シーケンスにより炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、地震PRAとしてはあらためて有効性評価の事故シーケンスグループとして取り扱う必要はないものとした。</p> <p>3. まとめ</p> <p>炉心損傷直結事象として整理した6つの事故シーケンスについては、現実的な耐力や事故シナリオを考慮することにより、新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとした。</p> <p>本来はPRA評価においても、損傷の程度に応じて緩和系による事象収束可否を詳細に評価することが望ましいが、現段階では損傷の規模や範囲の特定は困難かつ不確実さが大きく、これら事故シーケンスが発生した場合の事象進展、具体的には炉心損傷までの時間余裕、緩和系の健全性や炉心損傷防止への必要性能有無等について評価を行うことは現実的ではないことから、保守的に炉心損傷直結として取り扱っている。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <hr/> <p>4 大規模な地震を想定した場合の、多数の設備の損壊により炉心損傷回避が困難となるケースについても、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義する必要はなく、地震による損傷の程度や事象進展に応じて、さまざまな炉心損傷防止対策を臨機応変に組み合わせて活用可能なように準備しておくことが重要である。また、原子炉建屋全体が損壊し、建屋内部の安全系機器が機能喪失に至ってしまうような非常に苛酷な状況下においても、屋外の可搬型設備により注水、除熱、電源機能を確保するとともに、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>3. まとめ</p> <p>地震・津波PRA特有の事故シーケンスについては、本来は、PRA評価においても、損傷の程度に応じて影響緩和系による事象収束可否を詳細に評価することが望ましいが、現段階では損傷の規模や範囲の特定は困難かつ不確実さが大きく、これら事故シーケンスが発生した場合の事象進展、対策の成立性などについて評価を行うことが現実的ではないことから、保守的に炉心損傷に直結するものとして取り扱うこととしている。</p> <p>これらの事故シーケンスについては、保守的に実施した今回の地震・津波PRAにおいても、発生頻度や全炉心損傷頻度に対する寄与割合は小さく、さらに、現実的な耐力や事故シナリオを考慮することにより、その多くの場合は、炉心損傷に至らないか、すでに想定されている事故シーケンスグループに含まれるものと考えられる。</p> <p>また、各事故シーケンスが発生した際の影響については、炉心損傷に至らない小規模な事象から、地震により建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の全てが機能を喪失するような深刻な事故や、津波により屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失する事故まで、事象発生時にプラントに及ぼす影響は大きな幅を有する。したがって、これらの地震・津波PRA特有の事故シーケンスは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用することが可能であったり、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の全てが機能喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による対応も含め、臨機応変に影響緩和対策を試みることで対応していくことが可能と考えられる。</p> <p>以上のとおり頻度及び影響の観点から検討した結果、これらの事故シーケンスについては、設置許可基準規則の解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して、新たに追加する必要はないと総合的に判断した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>【参考文献】</p> <p>[1] (財)原子力発電技術機構“原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書、配管系終局強度”，平成10年度～平成15年度</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

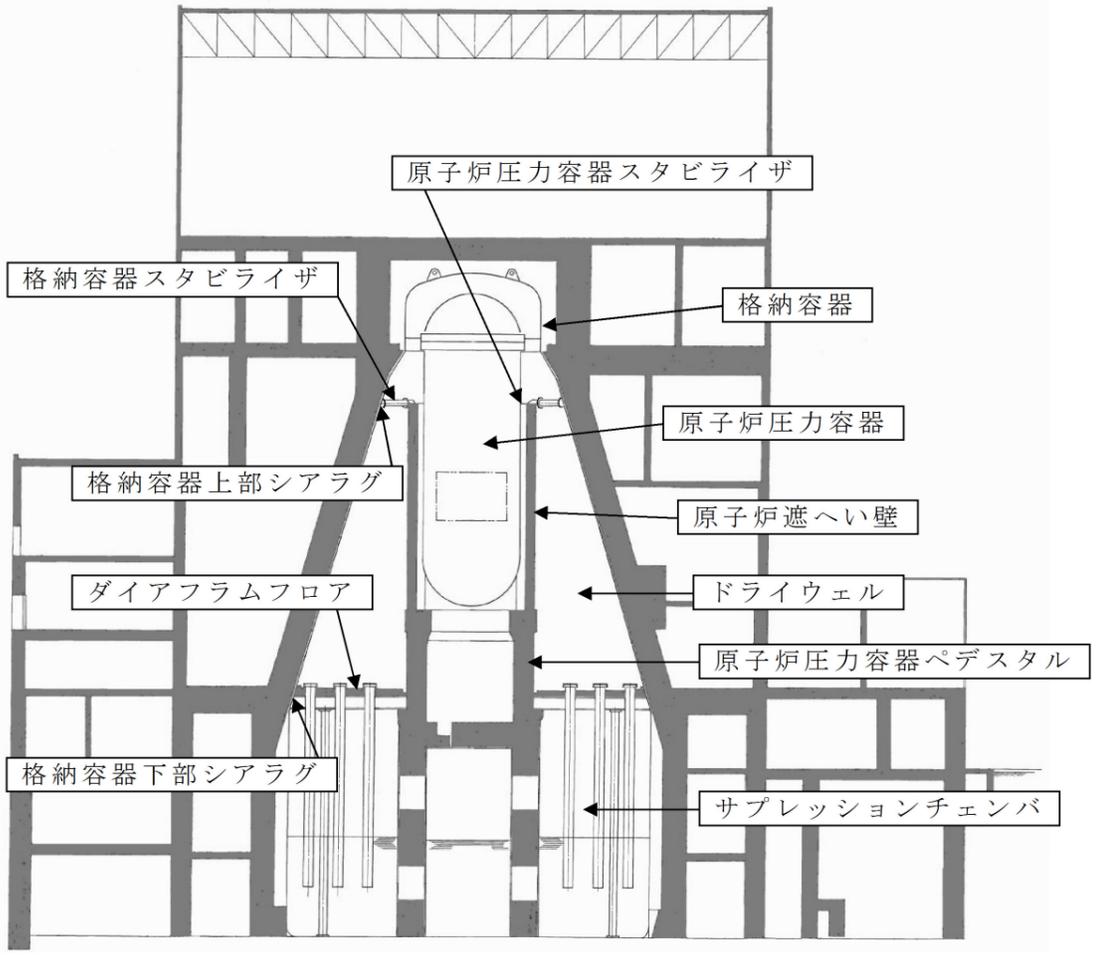
東海第二発電所

備考

第1表 FV重要度

事故シーケンス	起凶事象/ 影響緩和機能	設備	損傷モード	評価部位	HCLPF (G)	FV重要度
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器	構造損傷	蒸気乾燥器支持 ブラケット付根部	1.29	1.0E-02
格納容器バイパス	格納容器バイパス	原子炉圧力容器スタビ ライザ 原子炉遮へい壁 主蒸気ドレン弁 (外側) 原子炉隔離時冷却系配 管 給水逆止弁 主蒸気隔離弁 原子炉冷却材浄化系配 管 主蒸気系配管 給水配管 主蒸気ドレン弁 (内側) 原子炉隔離時冷却系蒸 気隔離弁 原子炉冷却材浄化系隔 離弁 主蒸気ドレン配管 (内 側)	構造損傷 構造損傷 構造損傷 機能損傷 構造損傷 構造損傷 機能損傷 機能損傷 構造損傷 構造損傷 構造損傷 構造損傷 機能損傷 機能損傷 機能損傷 機能損傷 構造損傷	ロッド 開口集中部 — 配管本体 — (鉛直方向評価) — 配管本体 配管本体 配管本体 — — (鉛直方向評価) — 配管本体	1.59 1.81 1.15 2.63 1.47 (2.32*) 2.99 3.58 3.75 5.47 5.35 3.96 (6.25*) 6.81 7.00	9.2E-04 1.8E-04 9.9E-05 2.0E-05 1.4E-05 1.9E-06 5.4E-07 3.3E-07 3.4E-10 2.6E-10 <1.0E-16 <1.0E-16 <1.0E-16

※ 鉛直方向のフラジリティを水平方向に換算した値

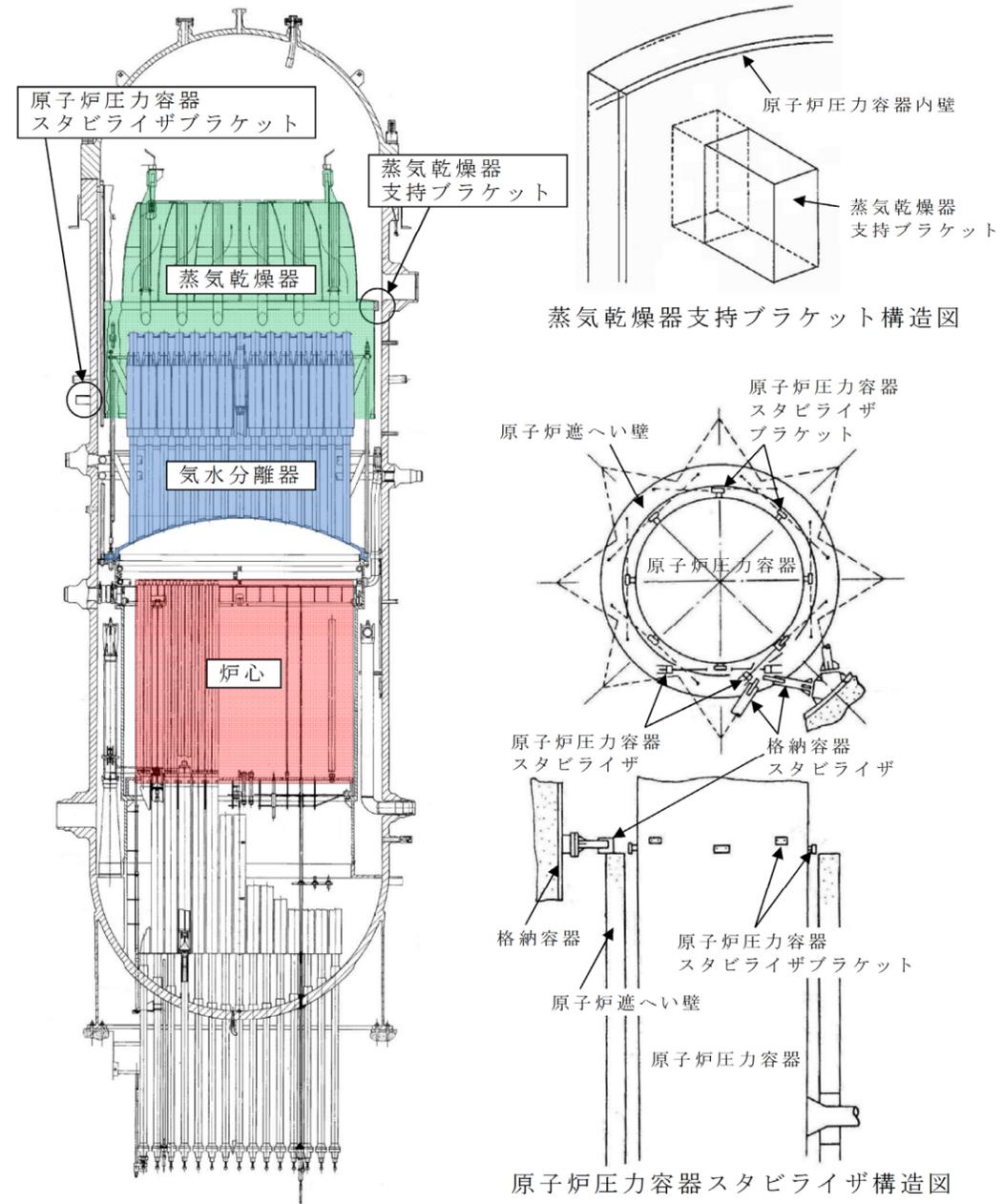
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
	 <p data-bbox="1261 1312 2300 1354">第1図 格納容器 (格納容器スタビライザ, 下部シアラグ) の概要図</p> <p data-bbox="1721 1764 1855 1806">別紙 2-21</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考



第2図 原子炉圧力容器 (蒸気乾燥器支持ブラケット, 原子炉圧力容器スタビライザ) の概要図

別紙2-22

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙3）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;">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、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。          調査の結果、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。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;">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、以下の書類等から調査を実施した。          ・原子力規制機関（米国NRC、ドイツBMU等）の規制要求文書          ・米国における最終安全解析書（FSAR）等の事業者文書          ・欧州におけるストレステスト報告書          また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である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）。</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、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。          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。          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。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考												
<p>【主な情報入手先】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各機関からの直接入手</li> <li>会議体・レビュー等</li> <li>原子力安全推進協会 (JANSI)</li> </ul> <div data-bbox="178 630 1157 1281" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <p style="text-align: center;">主な海外情報</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="text-align: center;">WANO 世界原子力発電事業者協会</td> <td style="text-align: center;">INPO 米原子力発電協会</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">米規制情報</td> <td style="text-align: center;">欧州規制情報</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">NRC 米原子力規制委員会</td> <td style="text-align: center;">OECD/NEA 経済協力開発機構原子力機関</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">IAEA 国際原子力機関</td> <td style="text-align: center;">ASME 米機械学会</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">NEI 原子力エネルギー協会</td> <td style="text-align: center;">EPRI 米電力研究所</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">海外事業者</td> <td style="text-align: center;">プラントメーカー</td> </tr> </table> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">東京電力ホールディングス（株）</div> </div> </div> <p>第1図 当社における海外等の情報収集の仕組み</p>	WANO 世界原子力発電事業者協会	INPO 米原子力発電協会	米規制情報	欧州規制情報	NRC 米原子力規制委員会	OECD/NEA 経済協力開発機構原子力機関	IAEA 国際原子力機関	ASME 米機械学会	NEI 原子力エネルギー協会	EPRI 米電力研究所	海外事業者	プラントメーカー	<div data-bbox="1261 630 2344 1281" style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <p>【原子力規制機関の規制要求文書】</p> <div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>【米国】 原子力規制委員会（NRC） ・連邦規則（10CFR） ・Regulatory Guide 等</p> </div> <div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>【ドイツ】 環境・自然保護・原子炉安全省（BMU） ・BMU規則指針 ・原子力安全委員会（RSK）勧告 ・原子力技術基準委員会（KTA）技術基準 等</p> </div> <div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>【スウェーデン】 放射線安全機関（SSM） ・SSM規制コード（SSMFS） 等</p> </div> <div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 5px;"> <p>【フィンランド】 放射線防護・原子力安全センター（STUK） ・安全設計審査指針（Guide YVL 1.0） 等</p> </div> <p>【事業者文書】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>米国の最終安全解析書（FSAR）</li> <li>米国の個別プラントの安全解析評価（IPE） 等</li> </ul> <p>【欧州ストレステスト報告書】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各国の規制当局によるストレステスト国別最終報告書</li> <li>ストレステスト欧州ピアレビュー報告書</li> <li>ストレステスト後のアクションプラン 等</li> </ul> <p>【その他】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>国外コンサルティング会社による聞き取り情報</li> <li>国外関係者を招いて行ったセミナーでの説明資料</li> <li>国外原子力プラント視察から得られる情報 等</li> </ul> </div>	
WANO 世界原子力発電事業者協会	INPO 米原子力発電協会													
米規制情報	欧州規制情報													
NRC 米原子力規制委員会	OECD/NEA 経済協力開発機構原子力機関													
IAEA 国際原子力機関	ASME 米機械学会													
NEI 原子力エネルギー協会	EPRI 米電力研究所													
海外事業者	プラントメーカー													

図1 諸外国における炉心損傷防止対策の調査対象

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

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(1/3)

【注】：設計基準事故対応設備、※：有効性評価において有効性を評価した対策

分類	事故シーケンス	想定する機能	機能提供装置	電機	トランス	スウェーデン	フィンランド	対策の概要
1	高圧・低圧 機能喪失	高圧・低圧注水 機能喪失	高圧・低圧注水 機能喪失	・ディーゼル駆動ポンプ（燃料供給ポンプ、冷却水ポンプ、潤滑油ポンプ、冷却水ポンプ） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油）	・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油）	・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油）	・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油）	高圧・低圧注水（冷却水） 高圧・低圧注水（潤滑油） 高圧・低圧注水（冷却水） 高圧・低圧注水（潤滑油） 高圧・低圧注水（冷却水） 高圧・低圧注水（潤滑油）
2	高圧・低圧 機能喪失	高圧・低圧注水 機能喪失	高圧・低圧注水 機能喪失	・ディーゼル駆動ポンプ（燃料供給ポンプ、冷却水ポンプ、潤滑油ポンプ、冷却水ポンプ） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油）	・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油）	・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油）	・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油） ・高圧・低圧注水（冷却水） ・高圧・低圧注水（潤滑油）	高圧・低圧注水（冷却水） 高圧・低圧注水（潤滑油） 高圧・低圧注水（冷却水） 高圧・低圧注水（潤滑油） 高圧・低圧注水（冷却水） 高圧・低圧注水（潤滑油）

【注】：本件は、△中において NRC の要請によって実施された、内部的事故に対する個別プラント評価 (IPE) に開示して、NRC より出された Generic Letter 88-20 道補 1 の添付 2 より抽出したもの。

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の対策との比較 (1/6)

分類	事故シーケンス	機能	東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	対策の概要
1	高圧・低圧注水 機能喪失	炉心冷却 機能喪失	・高圧・低圧注水ポンプ ・常設高圧代普通注水ポンプ ・代普通循環ポンプ ・復水ポンプ ・電動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・復水移送ポンプ ・高圧・低圧注水ポンプ	・ディーゼル駆動消火ポンプ (DRR 経由) ・高圧・低圧注水系 (DRR 経由) ・RDRSW (DRR 経由) ・制御棒駆動機ポンプ ・復水ポンプ	・独立非用系の中圧注 入ポンプ ・サービスマスター (DRR 経由) ・復水ポンプ (給水ポンプ) ・バイパスライン (DRR 経由) ・インターナルポンプ ・シールド水移送ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ ・制御棒駆動機ポンプ ・サプレッションプール ・ドレンポンプ (DRR 経由) ・1 次系補水ポンプ	・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油)	・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油)	高圧・低圧注水 (冷却水) 高圧・低圧注水 (潤滑油) 高圧・低圧注水 (冷却水) 高圧・低圧注水 (潤滑油) 高圧・低圧注水 (冷却水) 高圧・低圧注水 (潤滑油)
2	高圧注水・減圧 機能喪失	炉心冷却 機能喪失	・代普通注水ポンプ ・代普通注水ポンプ ・代普通注水ポンプ ・代普通注水ポンプ ・代普通注水ポンプ ・代普通注水ポンプ	・防火用水タンク ・飲料水 ・復水貯蔵タンクへの補給 ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油)	・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油)	・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油)	・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油) ・高圧・低圧注水 (冷却水) ・高圧・低圧注水 (潤滑油)	高圧・低圧注水 (冷却水) 高圧・低圧注水 (潤滑油) 高圧・低圧注水 (冷却水) 高圧・低圧注水 (潤滑油) 高圧・低圧注水 (冷却水) 高圧・低圧注水 (潤滑油)

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。



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

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	重大事故対策による設備					効果の概要
			米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	その他	
4-1	炉心過熱 (SBO) (炉心過熱)	炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	1と同等	3と同等	3と同等
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
4-2	炉心の過熱による燃料棒の劣化	炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
5	炉心の過熱による燃料棒の劣化	炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
6	炉心の過熱による燃料棒の劣化	炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	
		炉心の過熱による燃料棒の劣化	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	3と同等	

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の対策との比較 (3/6)

分類	事故シナリオ	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	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
3	全交流動力電源喪失	炉心冷却 (交流電源喪失後)	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心隔離時冷却系ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心隔離時冷却系ポンプ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>SBOの影響を受けけないポンプ (サービスマスター給水系) 給水系 (水源: 河川、湖、貯水池、海など)</li> <li>可搬型ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心隔離時冷却系ポンプ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心隔離時冷却系ポンプ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心隔離時冷却系ポンプ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> </ul>	ドイツ及びフィンランドでは、専用の電源により動作可能なポンプを整備している。 東海第二発電所においても、代替交流電源により動作可能な常設低圧代替注水ポンプを整備することとしている。
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置 (手動操作可能)</li> <li>耐圧強化ベント系 (手動操作可能)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐圧強化ベント系 (手動操作可能)</li> <li>独立非常用系 (ヒートシンク: 冷却塔、地下水、河川)</li> <li>必須サービスマスター (ヒートシンク: 河川)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント系 (手動操作可能)</li> <li>独立非常用系 (ヒートシンク: 冷却塔、地下水、河川)</li> <li>必須サービスマスター (ヒートシンク: 河川)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント系 (手動操作可能)</li> <li>独立非常用系 (ヒートシンク: 冷却塔、地下水、河川)</li> <li>必須サービスマスター (ヒートシンク: 河川)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント系 (手動操作可能)</li> <li>独立非常用系 (ヒートシンク: 冷却塔、地下水、河川)</li> <li>必須サービスマスター (ヒートシンク: 河川)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント系 (手動操作可能)</li> <li>独立非常用系 (ヒートシンク: 冷却塔、地下水、河川)</li> <li>必須サービスマスター (ヒートシンク: 河川)</li> </ul>
4	炉心の過熱による燃料棒の劣化	格納容器注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ (交流電源の復旧が必要)</li> <li>代替格納容器冷却ポンプ (交流電源の復旧が必要)</li> <li>可搬型代替注水大型ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> </ul>	欧米では、交流電源に依存しない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整備している。また、専用電源を持つポンプによる代替格納容器スプレイ手段を整備している。 東海第二発電所においても、交流電源に依存しない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整備することとしている。また、代替電源から給電する低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を対策としている。
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>S/Pへの注水 (サービスマスター-RDR 経由)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプ</li> </ul>	1と同等
5	炉心の過熱による燃料棒の劣化	まとめ	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。
		まとめ	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。	上記の調査結果より、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。

下線部：有効性評価において有効性を確認する対策

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

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の対策との比較 (4/6)

分類	事故シーケンスグループ	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	米国	ドイツ	スウェーデン		フィンランド	
4-1	瞬熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>ドライウエル内ガス冷却装置</li> </ul>	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耐圧強化ベント系を整備しており、大気を最終ヒートシンクとする対策をとっている。また、冷却塔等の代替最終ヒートシンクを整備している。 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耐圧強化ベント系を整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おり、また、緊急用海水系を整備することとしている。	
		炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用海水系</li> </ul>	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	1と同様	
4-1	瞬熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	格納容器注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> <li>代替格納冷却ポンプ</li> <li>常設高圧代替注水ポンプ</li> <li>電動消火ポンプ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>復水移送ポンプ</li> <li>ほろろ水注入系ポンプ</li> <li>可搬型代替注水大型ポンプ</li> </ul>	1と同様*	1と同様*	1と同様*	1と同様*	1と同様	1と同様  冷却水機能の喪失により動作できないものは除く。 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整備しており、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整備することとしており、格納容器スプレイ機能を多様化している。
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器注水</li> <li>常設低圧代替注水ポンプ</li> <li>代替格納冷却ポンプ</li> <li>電動消火ポンプ</li> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>復水移送ポンプ</li> <li>可搬型代替注水大型ポンプ</li> </ul>	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
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。						

下線部：有効性評価面において有効性を確認する対策

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

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の対策との比較 (5/6)

分類	事故シーケンス 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	米国	ドイツ	スウェーデン		フィンランド
4-2	崩壊蒸気発生機 喪失 (DRM 機能喪失)	最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>ドライウェル内ガス冷却装置</li> </ul>	4-1と同様	4-1と同様	4-1と同様	4-1と同様	<p>飲水では、フィルタベント系や耐圧強化ベント系を整備しており、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整備している。</p> <p>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耐圧強化ベント系を整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。</p>
5	原子炉停止機 喪失	炉心注水	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	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	
6	LOCA 時注水機 喪失	炉心注水	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	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	原子炉停止機 喪失	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系 (自動)</li> <li>ほう酸水注入系のほう酸濃度の増加</li> <li>CRD 系、原子炉冷却材浄化系によるほう酸水注入</li> <li>代替制御棒挿入回路</li> <li>ATMS 原子炉再循環ポンプトリップ</li> <li>MSIV 閉後 ATMS 時の炉圧高で給水ポンプトリップロジック追加</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急ほう酸水注入系 (手動)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系 (手動)</li> <li>ほう酸水注入系 (自動)</li> <li>バックアップスクラム回路 (制御棒の電動挿入、再循環ポンプ減速)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系 (自動)</li> </ul>	<p>飲水では、代替制御棒挿入回路及び原子炉再循環ポンプトリップ回路の導入や、ほう酸水注入系を整備している。</p> <p>東海第二発電所においても、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び代替制御棒挿入機能を導入することとしている。また、ほう酸水注入系を整備している。</p>	
6	LOCA 時注水機 喪失	炉心冷却	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	
6	LOCA 時注水機 喪失	原子炉減圧	2と同様	2と同様	2と同様	2と同様	2と同様	
		最終ヒートシンク	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	
		格納容器注水	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	
		給水源	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	
		まとめ	<p>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。</p>					
		まとめ	<p>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。</p> <p>なお、「LOCA 時注水機能喪失」において、炉心損傷を防止するためには、LOCA の破断面積によっては大容量のポンプが自動的に動作する必要があるが、そのような対策は確認できなかったことから、諸外国においても全ての破断面積の大きさに対応できるような設備対策は取られていないことを確認した。</p>					

工藤部：有効性評価において有効性を確認する対策

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所					備考	
分類 7	事故シーケンス グループ インターフェイ スシステムLOCA	機能 炉心冷却	東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	<p>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の対策との比較 (6/6)</p> <p>対策の概要                      米国では、既存設備を用いて炉心冷却を実施している。                      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を検出、隔離手段と、原子炉の減圧手順を整備している。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いる。</p>
		格納容器 バイパス 防止等	<ul style="list-style-type: none"> <li>健全な原子炉注水設備で対応</li> <li>破損箇所の検出、隔離（既設の計装）</li> <li>原子炉減圧、水位制御</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>既存設備で対応</li> <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>-</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-</li> </ul>	
		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。					
下線語：有効性評価において有効性を確認する対策								

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p>内部事象 PRA における主要なカットセットと FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況</p> <p>各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷又は格納容器破損に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度又は格納容器破損頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する重大事故等防止対策等の対応状況を確認した。</p> <p>また、事故シーケンスグループ別に FV 重要度<sup>*</sup>を評価し、FV 重要度が高い基事象に対する重大事故等防止対策等の対応状況を確認した。</p> <p>※ Fussell-Vesely 重要度(FV 重要度)</p> <p>炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標。特定の機器の故障や人的過誤の発生確率を低減することにより、どの程度の安全性の向上が望めるかを示す指標とみることにもできる。プラントのリスクの低減を図る際に注目すべき機器等の候補を同定する際に有用な指標。</p> <p>以下に、内部事象運転時レベル 1PRA、内部事象運転時レベル 1.5PRA、内部事象停止時レベル 1PRA それぞれのカットセットの分析結果及び内部事象運転時レベル 1PRA、内部事象停止時レベル 1PRA において FV 重要度が高い基事象に対する重大事故等防止対策等の対応状況の確認結果を示す。</p>	<p>内部事象 PRA における主要なカットセット及び F V 重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について</p> <p>各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷又は格納容器破損に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度又は格納容器破損頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対して重大事故等対処設備が有効であるか確認した。</p> <p>また、事故シーケンスグループごとに F V 重要度を評価し、F V 重要度が高い基事象に対する重大事故防止対策が有効であるか確認した。</p> <p>以下に、内部事象出力運転時レベル 1 P R A、内部事象出力運転時レベル 1. 5 P R A 及び内部事象停止時レベル 1 P R A のカットセットの分析結果及び内部事象出力運転時レベル 1 P R A、内部事象停止時レベル 1 P R A において F V 重要度が高い基事象に対して重大事故等対処設備が有効であるか確認した結果を示す。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>1. 内部事象運転時レベル 1PRA</p> <p>1-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認</p> <p>(1)選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため、ここでは、主要な事故シーケンス<sup>*</sup>のうち、最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンスについて、上位3位までのカットセットを抽出した。</p> <p>各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況を第1-1表に示す。</p> <p>※ 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の主な特徴に着目して分類したもの。</p> <p>(2)主要なカットセットの確認結果</p> <p>第1-1表に示したとおり、一部に炉心損傷防止が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開しても、整備された重大事故等防止対策により炉心損傷を防止できることを確認した。</p> <p>一方、事故シーケンスグループのうち、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「LOCA時注水機能喪失」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮した対策では対応できない場合があることを確認した。</p> <p>(3)カットセットを踏まえた事故シーケンスへの対策の有効性の確認</p> <p>今回の分析では、各事故シーケンスグループのうち、主要な事故シーケンスごとに支配的なカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に考察した。支配的なカットセットであっても、事故シーケンスグループ全体の炉心損傷頻度に対しては小さな割合となる場合もある。このため、今回確認したカットセットの炉心損傷頻度の合計が事故シーケンスグループの炉心損傷頻度に占める割合は事故シーケンスグループごとに異なり、約27～76%の幅が生じた。</p> <p>全炉心損傷頻度から見ると、除熱機能の喪失によって原子炉格納容器が先行破損し、炉心損傷に至る事故シーケンスグループである「崩壊熱除去機能喪失」の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の約99.9%を占めている。</p> <p>「崩壊熱除去機能喪失」については、その炉心損傷頻度の約66%のカットセットを確認したことから、全炉心損傷頻度に対しても、約66%のカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に確認したものと整理できる。</p> <p>さらに、「崩壊熱除去機能喪失」への対策としては、残留熱除去系に対して電源等のサポート系を含めて独立であり、遠隔操作のほか手動による開放も可能である等、残留熱除去系と異なる動作原理を持ち、残留熱除去系と異なる最終ヒートシンクに除熱を行う系統である耐圧強化ベント系や格納容器圧力逃がし装置を設け、除熱機能を多</p>	<p>1. 内部事象出力運転時レベル 1 P R A</p> <p>1-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等対策設備の有効性</p> <p>(1) 選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため、ここでは以下の基準を基に主要なカットセットを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷頻度が<math>10^{-7}</math>/炉年以上</li> <li>・事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度への寄与が1%以上</li> </ul> <p>また、上記の条件を満たさないカットセットについても、各事象シーケンスにおける上位3位までのカットセットを抽出し、重大事故等対策設備が有効であるか確認した。</p> <p>確認結果を第1-1表～第1-9表に示す。</p> <p>(2) 主要なカットセットの確認結果</p> <p>第1-1表～第1-9表に示したとおり、一部に炉心損傷防止が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開しても、整備する炉心損傷防止対策により炉心損傷を防止できることを確認した。</p> <p>一方、事故シーケンスグループのうち、「LOCA時注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスでは、故障モード又はLOCAの破断面積の大きさによっては有効性で考慮した対策では対応できない場合があることを確認した。</p> <p>(3) カットセットを踏まえた事故シーケンスへの対策の対応性</p> <p>今回の分析では、各事故シーケンスグループのうち、主要な事故シーケンスそれぞれについて支配的なカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に考察した。なお、支配的なカットセットであっても、事故シーケンスグループ全体の炉心損傷頻度に対しては小さな割合となる場合もあり、今回確認したカットセットの炉心損傷頻度の合計が事故シーケンスグループの炉心損傷頻度に占める割合は事故シーケンスグループによって異なる。全炉心損傷頻度から見ると、「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループが約99.8%を占めており、「崩壊熱除去機能喪失」については、炉心損傷頻度の約82%のカットセットを確認したことから、全炉心損傷頻度に対しても、約82%のカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に確認したものと整理できる。</p> <p>また、「崩壊熱除去機能喪失」は除熱機能の喪失によって格納容器が先行破損し、炉心損傷に至ることから、対策としては除熱機能の多重化及び多様化が有効であると考えられる。除熱機能については、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ベント及び格納容器圧力逃がし装置を設置し、その機能を多様化している。耐圧強化ベント及び格納容器圧力逃がし装置は残留熱除去系等に対して独立した系統であり、共通原因による機能喪失のリスクを可能な限り低減している。このことから、全炉</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>様化している。この耐圧強化ベント系や格納容器圧力逃がし装置の持つ独立性及び多様性を考慮すると、有効性評価で考慮した対策が有効に機能しない状況は考えにくい。このため、全炉心損傷頻度の約99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対して、有効性評価で考慮した対策は有効に機能するものと考えられる。</p> <p>(2)で述べた有効性評価で考慮した対策では対応できない場合について、「高圧注水・減圧機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」のカットセットを確認すると、人的過誤（注水失敗の認知失敗等）と計測制御系の故障（計器や自動起動ロジック故障）の重畳が抽出されている。全炉心損傷頻度から見た場合、これらのカットセットの頻度は非常に小さな値であるが、これらについては、訓練等により人的過誤の発生可能性の低減に努めるとともに、計測制御系の故障時にも、正常に動作・計測されているほかの計器・パラメータによってプラントの異常を検知できるよう訓練等による対応能力の向上に努めていく。また、「全交流動力電源喪失」におけるSRV 再閉鎖失敗を伴う事故シーケンスは、炉心損傷を防止できないと整理していたシーケンスであって、格納容器破損防止対策で対応する事故シーケンスとして整理していたものである。これについては、カットセットからも、有効性評価で考慮した対策での対応が困難であることが確認された。</p> <p>上記のとおり、人的過誤と計測制御系の故障が重畳する非常に頻度の小さな場合において、有効性評価で考慮した対策では対応できない場合が考えられるものの、有効性評価で考慮した対策と設計基準事故対処設備の共用部分（注入弁等）の故障を伴うようなカットセットは、支配的なカットセットとしては抽出されていない。有効性評価で考慮した対策は、基本的に設計基準事故対処設備に対して多様化された、独立な系統機能の追加であることから、これらの共用部分の故障を伴うカットセットが支配的なカットセットとして抽出されていない以上、有効性評価で考慮した対策は、ほとんどのシーケンスに対して有効であると考えられる。</p> <p>また、全炉心損傷頻度の約99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪失」についても、今回考慮した除熱機能である残留熱除去系に対して、独立かつ多様化された系統である格納容器圧力逃がし装置等が設けられていることから、全炉心損傷頻度のほとんどの割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。</p>	<p>心損傷頻度の約99.8%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては炉心損傷頻度のほとんどの割合に対して、有効性評価で考慮した対策での対応が有効なものであると考えられる。</p> <p>(2)で述べた有効性評価で考慮した対策では対応できない場合について、全炉心損傷頻度から見た場合は非常に小さい寄与ではあるが、「LOCA時注水機能喪失」において中破断LOCAを起因とするカットセットが抽出されており、LOCAについては破断面積の大きさが一定の範囲を超えるような場合は、炉心損傷を防止することができないシーケンスとして整理している。これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しないカットセットについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認することとしている。また、「LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」のカットセットとして抽出されている、計装系の故障及び人的過誤（注水不能認知失敗）が重畳するカットセットについては、認知に失敗したまま長時間気づかないことは現実的には考え難く、これら認知失敗が含まれるカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっているものの、発生した場合は有効性評価で考慮した対策が困難である。</p> <p>有効性評価で考慮した対策は、基本的に設計基準設備に対して多様化された、独立系統機能の追加であることから、これらの共用部分の故障を伴うカットセットが抽出されていない以上、有効性で考慮した対策はほとんどのシーケンスに対して有効であると考えられる。また、全炉心損傷頻度の約99.8%を占める「崩壊熱除去機能喪失」についても、今回考慮した除熱機能である残留熱除去系に対して、独立かつ多様化された系統である格納容器圧力逃がし装置等を設けることから、全炉心損傷頻度のほとんどの割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p><b>【主要なカットセットに対する検討】（高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 第1-1 表より、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」については炉心損傷頻度の約27%のカットセットを確認した。なお、「高圧・低圧注水機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が0.1%未満であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。</li> <li>○ 主要な事故シーケンスのうち、「過渡事象+高圧/低圧注水失敗」、「過渡事象+SRV 再閉鎖失敗+高圧/低圧注水失敗」、「通常停止+高圧/低圧注水失敗」、「通常停止+SRV 再閉鎖失敗+高圧/低圧注水失敗」、「サポート系喪失+SRV 再閉鎖失敗+高圧/低圧注水失敗」では、高圧・低圧注水機能が喪失する要因として、原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障による電動の ECCS 注水ポンプの機能喪失と併せて、SRV の開固着又は起動失敗等による原子炉隔離時冷却系の機能喪失があげられている。炉心損傷防止対策としては、機能喪失した ECCS 注水系の代替となる、低圧代替注水系(常設)による注水が有効である。</li> <li>○ 「サポート系喪失+高圧/低圧注水失敗」については、計測・制御機器の共通原因故障と併せて、高圧/低圧 ECCS の起動失敗があがっている。炉心損傷防止対策としては、機能喪失した ECCS 注水系の代替となる、低圧代替注水系(常設)による注水が有効である。</li> <li>○ いずれの事故シーケンスについても、注水による炉心冷却を確保した後は、代替原子炉補機冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。なお、上位のカットセットには含まれていないが、残留熱除去系が機能喪失している場合には、格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。</li> </ul>	<p><b>【高圧・低圧注水機能喪失】</b></p> <p>いずれの事故シーケンスにおいても、機器故障又は保守点検のための待機除外により電源、補機冷却系等のサポート系の機能喪失が重畳し、それに伴い高圧・低圧注水機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、補機冷却が不要であり、また、代替電源である代替高圧電源装置からの給電が可能な低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である。</p> <p>また、高圧・低圧注水機能喪失における低圧代替注水系と（常設）と設計基準設備の共有部分となる注入弁の故障を伴うカットセットについては、低圧代替注水系（常設）に期待が出来ないものの、事故シーケンスグループに対する寄与割合は0.1%未満と非常に小さい。また、低圧代替注水系（常設）の注入弁が故障した場合においては、高圧代替注水系により炉心損傷防止が可能である。</p>	



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

第 1-1 表 事故シーケンスの分析 (ミニマルカットセットの抽出) 結果 (1/7 (続き)) ※1

事故 シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス※2 (/年)	主要なカットセット	炉心損傷頻度		主な対策	対策 有効性
			(/年)	主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)		
TQV (高圧・低圧 注水機能喪 失) ( $9.6 \times 10^{-10}$ /年)	通常停止 +SRV 再閉鎖失敗 +高圧/低圧注水失敗 ( $3.1 \times 10^{-10}$ /年)	通常停止+SRV 再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗 (共通原因故障) 復水器起動操作失 敗 通常停止+SRV 再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗 (共通原因故障)+復水器ポンプニ ル水位制御失敗 通常停止+SRV 再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗 (共通原因故障)+復水器起動操作 失敗 通常停止+SRV 再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗 (共通原因故障)+復水器ポンプワ トル水位制御失敗	$4.2 \times 10^{-11}$	14	4.4	○
	サポート系喪失 +高圧/低圧注水失敗 ( $3.5 \times 10^{-11}$ /年)	タービン補機冷却系故障+BCVS デジタル制御系 (DTM) 故障 (共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗 タービン補機冷却系故障+原子炉水位計不動作/異常出力 (共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗+低 圧注水系起動操作失敗 タービン補機冷却系故障+BCVS デジタル制御系 (DTM) 故障 (多重故障)+高圧注水系起動操作失敗	$7.2 \times 10^{-12}$	21	0.8	○
	サポート系喪失 +SRV 再閉鎖失敗 +高圧/低圧注水失敗 ( $4.3 \times 10^{-12}$ /年)	タービン補機冷却系故障+SRV 再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗 (共通原因故障) タービン補機冷却系故障+SRV 再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗 (共通原因故障) タービン補機冷却系故障+SRV 再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗 (共通原因故障)+高圧注水系 起動操作失敗	$1.9 \times 10^{-12}$	44	0.2	○
			$1.4 \times 10^{-12}$	33	0.1	○
			$3.8 \times 10^{-14}$	0.9	<0.1	○

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものを。  
 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの炉心損傷頻度の合計を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機

東海第二発電所

備 考

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p><b>【主要なカットセットに対する検討】（高圧注水・減圧機能喪失（TQUX））</b></p> <p>○ 第1-1表より、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」については炉心損傷頻度の約41%のカットセットを確認した。なお、「高圧注水・減圧機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が0.1%未満であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。</p> <p>○ いずれの主要な事故シーケンスのカットセットからも、原子炉注水自動起動不能の認知失敗の人的過誤、原子炉減圧操作失敗の人的過誤が抽出され、「通常停止+SRV 再閉鎖失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」を除く主要な事故シーケンスのカットセットからは、原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)等の信号系の故障も抽出された。このうち、原子炉注水自動起動不能の認知失敗と信号系の共通原因故障が重畳する場合、認知に失敗にしていることから、重大事故等対処設備である高圧代替注水系の手動起動に期待できず、故障の内容によるが、信号系の共通原因故障が生じている場合には代替自動減圧ロジックにも期待できないとすると、重大事故等防止対策に期待できず、炉心損傷を防止できない。この基事象の組み合わせ以外の場合には、高圧代替注水系による高圧注水のバックアップや代替自動減圧ロジックによる低圧状態への移行等により、注水による炉心冷却を確保できる。</p> <p>○ 注水による炉心冷却の確保に成功した後は、代替原子炉補機冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。なお、上位のカットセットには含まれていないが、残留熱除去系が機能喪失している場合には、格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。</p> <p>○ 全炉心損傷頻度から見た場合、炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられていると考えるが、炉心損傷を防止できないカットセットに含まれている原子炉注水自動起動不能の認知失敗については、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。</p>	<p><b>【高圧注水・減圧機能喪失】</b></p> <p>いずれの事故シーケンスにおいても、注水不能認知失敗のヒューマンエラー、原子炉減圧失敗のヒューマンエラーにより減圧機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、過渡時自動減圧機能による原子炉減圧が有効である。</p>	

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

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセット)の抽出結果(2/7)※1

事故 シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス※2	主要なカットセット	炉心損傷程度		主な対策	対策 有効性
			(/年)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)		
TQIX (高圧注水・減 圧機能喪失) ( $4.2 \times 10^{-7}$ /年)	過渡事象 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $1.8 \times 10^{-9}$ /年)	全給水喪失+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 全給水喪失+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+RCSデジタル制御系(OR)故障(共通原因故障) 全給水喪失+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$4.6 \times 10^{-10}$	11		○
	過渡事象 +SRV再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $5.2 \times 10^{-11}$ /年)	全給水喪失+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+RPF空冷運転起動失敗(共通原因故障) 全給水喪失+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+RPF空冷運転起動失敗(共通原因故障)	$2.1 \times 10^{-10}$	12		○
	通常停止 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $2.0 \times 10^{-10}$ /年)	通常停止+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 通常停止+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$1.9 \times 10^{-10}$	11		○
	通常停止 +SRV再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $1.2 \times 10^{-10}$ /年)	通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$2.4 \times 10^{-12}$	4.6		○
	サポ-ト系喪失 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $1.2 \times 10^{-10}$ /年)	通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$1.4 \times 10^{-12}$	2.7		○
	サポ-ト系喪失 +SRV再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $4.1 \times 10^{-11}$ /年)	通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$1.2 \times 10^{-12}$	2.3		○
	サポ-ト系喪失 +SRV再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $1.3 \times 10^{-11}$ /年)	通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$3.9 \times 10^{-10}$	20		○
	サポ-ト系喪失 +SRV再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $7.3 \times 10^{-12}$ /年)	通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$1.8 \times 10^{-10}$	9.0		○
	サポ-ト系喪失 +SRV再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $6.3 \times 10^{-12}$ /年)	通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$1.6 \times 10^{-10}$	8.0		○
	サポ-ト系喪失 +SRV再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $5.1 \times 10^{-12}$ /年)	通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障) 通常停止+SRV再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉注水停止動作/蒸気発生(共通原因故障)	$2.8 \times 10^{-11}$	23		○

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の主要な特徴に注目して詳細化して分類したものを示す。  
 ※3 炉内注水自動起動不能の認知失敗等の人的過誤については、訓練等によりその発生確率の低減に努めていく。訓練等の運用面の対策は、確実に当該カットセットの発生を防止するものではないが、当該カットセットの発生確率の低下に期待できると考える。

東海第二発電所		備 考	
第1-2表 「高圧注水・減圧機能喪失」における主要なカットセット			
事故シーケンス	炉心 損傷程度 (/年)	主要なカットセット	炉心 損傷程度 (/年)
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	①非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	1.7E-10
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	②非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	8.1E-11
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	③非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +注水不能認知失敗	6.7E-11
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	④非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	1.0E-10
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	⑤非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	4.8E-11
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	⑥非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	4.3E-11
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	⑦非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	1.6E-09
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	⑧非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	1.1E-09
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	⑨非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	6.8E-10
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	⑩非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	4.3E-10
過渡事象 +高圧注水冷却失敗 +手動減圧失敗	9.4E-09	⑪非隔離事象 +HPCS-DGSWメンテナンスによる待機除外 +RCLICポンプ起動失敗 +原子炉手動減圧失敗	2.7E-10

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>【主要なカットセットに対する検討】（全交流動力電源喪失(TB)）</p> <p>○ 第1-1 表より、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」については炉心損傷頻度の約56%のカットセットを確認した。なお、「全交流動力電源喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が0.1%未満であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。</p> <p>○ 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗」（長期TB）では、外部電源、非常用ディーゼル発電機による給電を喪失し、外部電源の復旧、高圧電源融通にも失敗するカットセットが抽出されている。</p> <p>このカットセットに対しては、常設代替交流電源設備により電源を復旧するほか、原子炉隔離時冷却系の運転による長時間の炉心冷却の確保と格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱によってプラントを安定な状態に維持することが有効である。</p>	<p>【全交流動力電源喪失（長期TB）】</p> <p>いずれの事故シーケンスにおいても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の故障が重畳して全交流動力電源喪失に至るカットセット、及び軽油貯蔵タンク閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、代替交流電源や交流動力電源に依存しない代替注水手段が有効である。</p>	

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

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセット)の結果(4/7) ※1

事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス*	主要なカットセット	(原単位)	核心損傷別度		対策の有効性
				主要な事故シーケンスへの寄与割合	事故シーケンスグループへの寄与割合	
長期TIB	外部電源喪失 -R/G全停(自動)失敗 ( $4.8 \times 10^{-6}$ /年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(0)継続運転失敗(共通原因故障)+高圧電源喪失 ・原子炉隔離時冷却系(炉内蓄電)の直流電源喪失(24時間確保) ・高圧代替注水系	$2.2 \times 10^{-6}$	46	17	○
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(0)の起動失敗(共通原因故障)+高圧電源喪失 ・原子炉隔離時冷却系(炉内蓄電)の直流電源喪失(24時間確保) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・低圧代替注水系(常設) (冷却) (取水補給水系) ・低圧代替注水系(常設) (冷却) (取水補給水系) ・格納容器の冷却系 ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・可搬型冷却材水ポンプ(取水補給)	$1.5 \times 10^{-6}$	31	12	○
TIB (全交流動力電源喪失)	外部電源喪失 -R/G全停(自動)失敗 -RCIC失敗 ( $1.2 \times 10^{-6}$ /年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(0)継続運転失敗(共通原因故障) ・原子炉隔離時冷却系(炉内蓄電)の直流電源喪失(24時間確保) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・低圧代替注水系(常設) (冷却) (取水補給水系) ・格納容器の冷却系 ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・可搬型冷却材水ポンプ(取水補給)	$5.7 \times 10^{-7}$	48	4.4	△
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(0)継続運転失敗(共通原因故障) ・原子炉隔離時冷却系(炉内蓄電)の直流電源喪失(24時間確保) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・低圧代替注水系(常設) (冷却) (取水補給水系) ・格納容器の冷却系 ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・可搬型冷却材水ポンプ(取水補給)	$4.0 \times 10^{-7}$	33	3.1	△
TBC	外部電源喪失 -R/G全停(自動)失敗 -RCIC失敗 ( $6.0 \times 10^{-6}$ /年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(0)継続運転失敗(共通原因故障) ・原子炉隔離時冷却系(炉内蓄電)の直流電源喪失(24時間確保) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・低圧代替注水系(常設) (冷却) (取水補給水系) ・格納容器の冷却系 ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・可搬型冷却材水ポンプ(取水補給)	$3.2 \times 10^{-4}$	5.3	2.5	○
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(0)継続運転失敗(共通原因故障) ・原子炉隔離時冷却系(炉内蓄電)の直流電源喪失(24時間確保) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・低圧代替注水系(常設) (冷却) (取水補給水系) ・格納容器の冷却系 ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・可搬型冷却材水ポンプ(取水補給)	$3.2 \times 10^{-4}$	5.3	2.5	○
TBD	外部電源喪失 ( $8.1 \times 10^{-7}$ /年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗(共通原因故障) ・原子炉隔離時冷却系(炉内蓄電)の直流電源喪失(24時間確保) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・低圧代替注水系(常設) (冷却) (取水補給水系) ・格納容器の冷却系 ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・高圧代替注水系(常設) (取水補給水系) ・可搬型冷却材水ポンプ(取水補給)	$8.1 \times 10^{-7}$	100	6.2	○

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれるシーケンスの核心損傷別度の合計を示す。  
 ※3 SRVからの蒸気流出によって原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が機能喪失する前に交流電源を復旧し、低圧注水に移行できれば炉心損傷を回避できる。

第1-3表 「全交流動力電源喪失(長期TIB)」における主要なカットセット

事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/ 1年)	主要なカットセット	炉心損傷頻度 (/ 1年)	事故シーケンスグループに対する寄与割合 <sup>※1</sup>	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	5.7E-08	①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞	4.8E-08	61.9%	・低圧代替注水系(可搬型)	○
		②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損	3.2E-09	4.1%		○
サポート系喪失(直流電源故障)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	2.0E-08	③外部電源喪失+DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障+HPCS-DG運転継続失敗	4.6E-10	0.6%	・低圧代替注水系(可搬型)	○
		④直流電源故障(区分II)+軽油貯蔵タンク閉塞	3.2E-09	4.1%		○
サポート系喪失(直流電源故障)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	2.0E-08	⑤直流電源故障(区分II)+DG-2C運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗	1.4E-09	1.9%	・低圧代替注水系(可搬型)	○
		⑥直流電源故障(区分II)+DG-2C運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗	9.8E-10	1.3%		○
サポート系喪失(直流電源故障)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	2.0E-08	⑦直流電源故障(区分II)+DG-2C起動失敗	9.8E-10	1.3%	・低圧代替注水系(可搬型)	○
		⑧直流電源故障(区分II)+HPCS-DG運転継続失敗	9.8E-10	1.3%		○

※1：全交流動力電源喪失(長期TIB)の炉心損傷頻度に対する寄与割合を示す

備考

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○ 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+直流電源喪失」(TBD)では、外部電源を喪失し、共通原因故障により全てのバッテリーからの給電に失敗するカットセットが抽出され、主要な事故シーケンスの100%を占めた。このカットセットに対しては、常設代替直流電源設備を用いて直流電源を復旧することにより、炉心損傷を防止することができる。</p> <p>○ 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗+原子炉隔離時冷却系失敗」(TBU)では、外部電源、非常用ディーゼル発電機による給電を喪失し、短時間での外部電源の復旧に失敗し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な復水貯蔵槽への補給に失敗するカットセットが抽出されている。このカットセットに対しては、同じ復水貯蔵槽を水源とする高圧代替注水系は有効な対策とならない。一方、復水貯蔵槽への補給に失敗するため、原子炉隔離時冷却系が使命時間24時間の運転を継続することはできないものの、元々復水貯蔵槽に蓄えられている水量を注水に費やせると考えると、少なくとも炉心損傷までに数時間程度の時間余裕を有するカットセットである。このため、今回抽出されたカットセットに対しては、常設代替交流電源設備等による電源復旧によって低圧の注水機能の復旧を図ること等により、炉心損傷を防止することができる。また、今回のカットセットとしては抽出されなかったが、事象発生と同時に原子炉隔離時冷却系が故障等によって機能喪失に至る等、対応の時間余裕が短い場合は、高圧代替注水系によって炉心損傷を防止することができる。</p>	<p>【全交流動力電源喪失（TBD，TBU）】</p> <p>○TBD        高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障又は保守点検による待機除外と蓄電池の故障が重畳し、全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>○TBU        いずれの事故シーケンスにおいても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障の重畳又は軽油貯蔵タンクの閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至り、ポンプ故障、保守点検のための待機除外、流量制御器故障、直流電源喪失等が要因となって原子炉隔離時冷却系が機能喪失するカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、高圧代替注水手段による原子炉注水、又は代替直流電源による原子炉減圧後の低圧代替注水手段による原子炉注水が有効である。</p> <p>また、全交流動力電源喪失（TBU）における高圧代替注水系と設計基準設備の共有部分となる注入弁や蒸気供給弁の故障を伴うカットセットについては、高圧代替注水系に期待が出来ないものの、事故シーケンスグループに対する寄与割合は0.1%未満と非常に小さい。また、これらの故障が発生した場合においても、常設代替高圧電源装置により交流動力電源を回復し低圧代替注水系（常設）により原子炉注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。</p>	

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

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセット)の結果(3/7) ※1

事故 シーケンス グループ	主要な 事故シーク エンス※2	主要なカットセット	炉心損傷程度		主な対策	対策 有効性
			(/炉年)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)		
T B D	過渡事象 +SRV再閉鎖 +除熱失敗 ( $3.0 \times 10^{-6}$ / 炉年)	隔離弁象-残留熱除去系起動操作失敗 隔離弁象-原子炉補機冷却水系ポンプ起動失敗(共通原因故障) 隔離弁象-原子炉補機冷却水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$3.6 \times 10^{-6}$	41		○
	過渡事象 +SRV再閉鎖 +除熱失敗 ( $3.8 \times 10^{-7}$ / 炉年)	非隔離弁象+SRV再閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗 非隔離弁象+SRV再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ起動失敗(共通原因故障) 非隔離弁象+SRV再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$1.2 \times 10^{-7}$	1.4	・手動減圧 ・低圧代替注水 系(常設)(復水 補給水系) ・代替格納容器 スプレインイ 高封	○
	通常停止 +SRV再閉鎖 +除熱失敗 ( $2.7 \times 10^{-6}$ / 炉年)	通常停止-原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗(共通原因故障) 通常停止-原子炉補機冷却水系ポンプ連続運転失敗(共通原因故障) 通常停止-外部電源喪失(使命時間中の機能喪失)非常用ブローヤセル発電機(D/G)連続運転失敗(共通原因故障)	$8.8 \times 10^{-7}$	10	・代替原子炉補 機冷却系 ・格納容器止力 逃がし装置 ・常設代替交流 電源設備	○
	通常停止 +SRV再閉鎖 +除熱失敗 ( $2.1 \times 10^{-7}$ / 炉年)	通常停止-SRV再閉鎖失敗+常用系(復水器)を用いた除熱 操作失敗 通常停止-SRV再閉鎖失敗+起動用グラント蒸気元弁閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗 通常停止-SRV再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第一段蒸気入口弁閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗 通常停止-SRV再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第二段蒸気入口弁閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗 通常停止-SRV再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第三段蒸気入口弁閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗 通常停止-SRV再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第四段蒸気入口弁閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗 通常停止-SRV再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第五段蒸気入口弁閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗 通常停止-SRV再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第六段蒸気入口弁閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$6.1 \times 10^{-9}$	0.1	・可搬型代替注 水ポンプ(水源 補給)	○
			$5.0 \times 10^{-10}$	<0.1		○
			$3.1 \times 10^{-10}$	<0.1		○
			$3.1 \times 10^{-10}$	<0.1		○
			$3.1 \times 10^{-10}$	<0.1		○
			$3.1 \times 10^{-10}$	<0.1		○
			$3.1 \times 10^{-10}$	<0.1		○

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の上位階級に着目して詳細化して分類したものである。  
 ※3 折弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの炉心損傷程度合計を示す。

東海第二発電所  
 第1-4表 「全交流動力電源喪失(TBD, TBU)」  
 における主要なカットセット

事故シーケンス	炉心 損傷程度 (/炉年)	主要なカットセット	炉心 損傷程度 (/炉年)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合※1	有効性を確認する主な対策	効果の 有効性
TBD 外部電源喪失 +直流通電失敗 +HPCS失敗	6.0E-12	①外部電源喪失 +蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障 +HPCS-DG運転継続失敗	1.6E-12	<0.1%		○
外部電源喪失 +DG失敗 +高圧炉心冷却失敗	2.0E-10	②外部電源喪失 +蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障 +HPCS-DG起動失敗	6.8E-13	<0.1%		○
		③外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク閉塞 +RCLCポンプ起動失敗	7.1E-11	0.3%		○
TBU サブト系喪失(直流通電故障) (+外部電源喪失) +DG失敗 +高圧炉心冷却失敗	2.1E-08	④外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク閉塞 +RCLCメンテナンスによる待機除外	4.6E-11	0.2%		○
		⑤外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク閉塞 +RCLC流量制御器故障	7.7E-12	<0.1%		○
		①直流通電故障(区分1) +軽油貯蔵タンク閉塞	3.2E-09	15.3%		○
		②直流通電故障(区分1) +DG-2D運転継続失敗 +HPCS-DG運転継続失敗	1.4E-09	6.9%		○
		③直流通電故障(区分1) +DG-2D運転継続失敗 +HPCS-DG起動失敗	9.8E-10	4.7%		○
		④直流通電故障(区分1) +DG-2D起動失敗 +HPCS-DG運転継続失敗	9.8E-10	4.7%		○
		⑤直流通電故障(区分1) +DG-2Dメンテナンス +HPCS-DG運転継続失敗	6.7E-10	3.2%		○
		⑥直流通電故障(区分1) +DG-2Dメンテナンス +HPCS-DG起動失敗	6.3E-10	3.0%		○
		⑦直流通電故障(区分1) +DG-2Dメンテナンス +HPCS-DG起動失敗	4.3E-10	2.0%		○
		⑧直流通電故障(区分1) +DG-2D起動失敗 +HPCS-DGメンテナンス	4.3E-10	2.0%		○
⑨直流通電故障(区分1) +軽油貯蔵タンク故障	2.1E-10	1.0%		○		

※1：全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の炉心損傷程度に対する寄与割合を示す

備考

低圧代替注水系(可搬型)

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																							
<p>○ 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗+SRV 再閉鎖失敗」(TBP)では、全交流動力電源喪失により電動駆動の ECCS 注水設備が機能喪失することに加え、SRV 再閉鎖失敗により、長時間の原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による注水には期待できない。このため、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系による注水が継続している間に常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、低圧代替注水系等による低圧注水に移行できる場合には炉心損傷を防止できる。また、低圧注水への移行に失敗し、炉心損傷に至る場合については、LOCA 時に ECCS による注水ができず、炉心損傷に至るシーケンスに包絡されると考えられ、炉心損傷に至るものの、電源復旧等の後、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器に注水し、格納容器圧力逃がし装置等による除熱を行うことで、原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>【全交流動力電源喪失（TBP）】                  ○TBP                  いずれの事故シーケンスにおいても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障の重畳又は軽油タンクの閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至り、逃し安全弁の再閉鎖失敗により原子炉隔離時冷却系が機能喪失するカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、代替交流電源や交流動力電源が不要な代替注水手段を確保することが有効である。</p> <p>なお、高圧・低圧注水機能喪失における低圧代替注水系と（常設）と設計基準設備の共有部分となる注入弁の故障を伴うカットセットについては、低圧代替注水系（常設）に期待が出来ないものの、事故シーケンスグループに対する寄与割合は 0.1%未満と非常に小さくなっており、その場合においても常設代替高圧電源装置により交流動力電源を回復し、低圧代替注水系（常設）により原子炉注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第1-5表 「全交流動力電源喪失（TBP）」                  における主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1252 982 2350 1354"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>炉心損傷頻度（/年）</th> <th>主要なカットセット</th> <th>炉心損傷頻度（/年）</th> <th>事故シーケンスグループに対する寄与割合<sup>※1</sup></th> <th>有効性を確認する主な対策</th> <th>対策の有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">全交流動力電源喪失 TBP</td> <td rowspan="3">3.0E-10</td> <td>①外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗</td> <td>2.5E-10</td> <td>47.8%</td> <td rowspan="6">代替代替注水系（可搬型）</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク破損 +逃がし安全弁再閉鎖失敗</td> <td>1.7E-11</td> <td>3.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③外部電源喪失 +D/G-2C/2D運転継続失敗共通原因故障 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗</td> <td>2.4E-12</td> <td>0.5%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2.3E-10</td> <td>①直流電源故障（区分Ⅰ） +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗</td> <td>1.7E-11</td> <td>3.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障（区分Ⅱ） +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗</td> <td>1.7E-11</td> <td>3.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障（区分Ⅰ） +D/G-2D運転継続失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗</td> <td>7.6E-12</td> <td>1.4%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>④直流電源故障（区分Ⅱ） +D/G-2C運転継続失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗</td> <td>7.6E-12</td> <td>1.4%</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：全交流動力電源喪失（TBP）の炉心損傷頻度に対する寄与割合を示す</p>	事故シーケンス	炉心損傷頻度（/年）	主要なカットセット	炉心損傷頻度（/年）	事故シーケンスグループに対する寄与割合 <sup>※1</sup>	有効性を確認する主な対策	対策の有効性	全交流動力電源喪失 TBP	3.0E-10	①外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	2.5E-10	47.8%	代替代替注水系（可搬型）	○	②外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク破損 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	3.2%	○	③外部電源喪失 +D/G-2C/2D運転継続失敗共通原因故障 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗	2.4E-12	0.5%	○	2.3E-10	①直流電源故障（区分Ⅰ） +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	3.2%	○	②直流電源故障（区分Ⅱ） +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	3.2%	○	③直流電源故障（区分Ⅰ） +D/G-2D運転継続失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗	7.6E-12	1.4%	○	④直流電源故障（区分Ⅱ） +D/G-2C運転継続失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗	7.6E-12	1.4%	○	
事故シーケンス	炉心損傷頻度（/年）	主要なカットセット	炉心損傷頻度（/年）	事故シーケンスグループに対する寄与割合 <sup>※1</sup>	有効性を確認する主な対策	対策の有効性																																			
全交流動力電源喪失 TBP	3.0E-10	①外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	2.5E-10	47.8%	代替代替注水系（可搬型）	○																																			
		②外部電源喪失 +軽油貯蔵タンク破損 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	3.2%		○																																			
		③外部電源喪失 +D/G-2C/2D運転継続失敗共通原因故障 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗	2.4E-12	0.5%		○																																			
	2.3E-10	①直流電源故障（区分Ⅰ） +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	3.2%		○																																			
		②直流電源故障（区分Ⅱ） +軽油貯蔵タンク閉塞 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	3.2%		○																																			
		③直流電源故障（区分Ⅰ） +D/G-2D運転継続失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗	7.6E-12	1.4%		○																																			
④直流電源故障（区分Ⅱ） +D/G-2C運転継続失敗 +逃がし安全弁再閉鎖失敗 +HPCS-DG運転継続失敗	7.6E-12	1.4%	○																																						

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p><b>【主要なカットセットに対する検討】（崩壊熱除去機能喪失(TW)）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 第1-1 表より、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」については炉心損傷頻度の約66%のカットセットを確認した。なお、「崩壊熱除去機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約99.9%であり、全炉心損傷頻度のほとんどを占める事故シーケンスグループである。</li> <li>○ いずれの主要な事故シーケンスのカットセットからも、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障が抽出されている。この基事象に対しては、代替原子炉補機冷却系による海水への熱除去機能の代替や、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱により炉心損傷(格納容器先行破損)を防止できる。</li> <li>○ 主要な事故シーケンスのうち、「過渡事象+除熱失敗」、「過渡事象+SRV 再閉鎖失敗+除熱失敗」では、残留熱除去系起動操作失敗の人的過誤が抽出されている。この基事象に対しては、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱により炉心損傷(格納容器先行破損)を防止できる。</li> <li>○ 主要な事故シーケンスのうち、「通常停止+除熱失敗」では、使命時間中の外部電源喪失等、電源喪失により炉心損傷(格納容器先行破損)に至るカットセットが抽出されている。このカットセットに対しては、長期TBのシーケンスにおける対策により炉心損傷を防止できる。</li> <li>○ 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対する主要な対策と考えられる格納容器圧力逃がし装置は残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立な系統であり、共通原因による機能喪失のリスクを可能な限り低減している。このことから、全炉心損傷頻度の約99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては炉心損傷頻度のほとんどの割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。</li> </ul>	<p><b>【崩壊熱除去機能喪失】</b></p> <p>TWについては、いずれの事故シーケンスにおいても、ポンプ故障、弁故障、ストレーナ閉塞、点検のための待機除外等の要因により、残留熱除去系又はそのサポート系である残留熱除去系海水系が機能喪失することにより崩壊熱除去機能が喪失するカットセット及び残留熱除去系操作失敗のヒューマンエラーにより崩壊熱除去機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、残留熱除去系海水系が機能喪失している場合は、緊急用海水系及び残留熱除去系を用いた除熱又は格納容器圧力逃がし装置若しくは耐圧強化ベントによる除熱が有効である。また、残留熱除去系が機能喪失している場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントによる除熱が有効である。</p> <p>TBWについては、いずれの事故シーケンスにおいても、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障が重畳する等、交流電源の喪失に伴い崩壊熱除去機能喪失に至るカットセットも抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、常設代替高圧電源装置により交流動力電源を回復することが有効である。なお、残留熱除去系海水系又は残留熱除去系の故障が重畳した場合は、TWと同様の対策が有効である。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (シーケンス選定 別紙4)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセットの結果(3/7(続き)))※1

事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス※2	主要なカットセット		(/年)	炉心損傷頻度		主な対策	対策有効性
		主要なカットセット	主要なカットセット		主要な事故シーケンスへの寄与割合(%)	事故シーケンスグループへの寄与割合(%)		
TW (崩壊熱除去機能喪失) ( $8.7 \times 10^{-4}$ /年)	サボート系喪失 +除熱失敗 ( $5.5 \times 10^{-7}$ /年)	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+残留熱除去系起動操作失敗	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(二重))	$9.6 \times 10^{-8}$	17	1.1	・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・代替格納容器系 ・ブレイ冷却系 ・代替原子炉補機冷却系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替注水ポンプ(水漏補給)	○
		原子炉補機冷却海水系故障(C系)+SRV再閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+SRV再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(三重以上))	$1.5 \times 10^{-8}$	2.7	0.2		○
		原子炉補機冷却海水系故障(C系)+SRV再閉鎖失敗+除熱失敗 ( $2.9 \times 10^{-9}$ /年)	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+SRV再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(二重))	$7.9 \times 10^{-9}$	1.4	0.1		○
		サボート系喪失+SRV再閉鎖失敗+除熱失敗 ( $2.9 \times 10^{-9}$ /年)	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+SRV再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(二重))	$5.0 \times 10^{-10}$	17	<0.1		○
			原子炉補機冷却海水系故障(C系)+SRV再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(三重以上))	$8.0 \times 10^{-11}$	2.8	<0.1		○
			原子炉補機冷却海水系故障(C系)+SRV再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(三重以上))	$4.1 \times 10^{-11}$	1.4	<0.1		○

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものの、括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの炉心損傷頻度の合計を示す。

第1-6表 「崩壊熱除去機能喪失」における主要なカットセット (1/2)

事故シーケンス	炉心損傷頻度(/年)	主要なカットセット	炉心損傷頻度(/年)	事故シーケンスグループに対する寄与割合※1	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
過渡事象 +RHR失敗	4.4E-05	①非隔離事象 +RHR系操作失敗	1.9E-05	30.7%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		②原子炉緊急停止系誤動作等 +RHR系操作失敗	6.0E-06	9.9%		○
		③非隔離事象 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-06	4.8%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		④隔離事象 +RHR系操作失敗	2.9E-06	4.9%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		⑤本位低下事象 +RHR系操作失敗	2.9E-06	4.9%		○
		⑥原子炉緊急停止系誤動作等 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	9.4E-07	1.6%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		⑦全給水喪失 +RHR系操作失敗	1.1E-06	1.8%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		⑧非隔離事象 +RHR S-A/B流量調整弁閉鎖共通原因故障	6.1E-07	1.0%		○
		⑨隔離事象 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	4.6E-07	0.8%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		⑩本位低下事象 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	4.6E-07	0.8%		○
		⑪非隔離事象 +RHR S-A/B熱交バイパス弁閉鎖共通原因故障	3.8E-07	0.6%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		⑫外部電源喪失 +RHR系操作失敗	4.5E-07	0.7%		○
過渡事象 +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR失敗	3.8E-07	①非隔離事象 +RHR S-A/B/C/Dポンプ起動失敗共通原因故障	3.5E-07	0.6%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		②非隔離事象 +RHR S-A/Bポンプ起動失敗共通原因故障	3.1E-07	0.5%		○
		③非隔離事象 +RHR-A/Bポンプ室空調ファン起動失敗共通原因故障	3.1E-07	0.5%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		④原子炉緊急停止系誤動作等 +RHR S-A/B流量調整弁閉鎖共通原因故障	2.0E-07	0.3%		○
		⑤非隔離事象 +RHR-A/Bポンプ運転継続失敗共通原因故障	1.7E-07	0.3%		○
		⑥全給水喪失 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	1.7E-07	0.3%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		⑦非隔離事象 +RHR-A/B/Cポンプ起動失敗共通原因故障	1.6E-07	0.3%		○
		⑧非隔離事象 +RHR-A/B/Cポンプ室空調ファン起動失敗共通原因故障	1.6E-07	0.3%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		⑨原子炉緊急停止系誤動作等 +RHR S-A/B/C/Dポンプ起動失敗共通原因故障	1.2E-07	0.2%		○
		⑩原子炉緊急停止系誤動作等 +RHR-A/Bポンプ起動失敗共通原因故障	1.0E-07	0.2%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		⑪原子炉緊急停止系誤動作等 +RHR-A/Bポンプ室空調ファン起動失敗共通原因故障	1.0E-07	0.2%		○
		⑫過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR系操作失敗	1.1E-07	0.2%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
手動停止/サボート系喪失(手動停止) +RHR失敗	9.9E-06	①計画外停止 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	4.7E-06	7.8%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		②残留熱除去系海水系故障(区分I) +RHR S-Bメンテナンスによる待機除外	2.7E-07	0.4%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		③残留熱除去系海水系故障(区分II) +RHR S-Aメンテナンスによる待機除外	2.7E-07	0.4%		○
		④計画外停止 +RHR S-A/B流量調整弁閉鎖共通原因故障	1.5E-07	0.3%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		⑤計画外停止 +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR系操作失敗	2.5E-08	<0.1%		○
		⑥計画外停止 +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	3.9E-09	<0.1%		○
サボート系喪失(自動停止) +RHR失敗	1.7E-06	①残留熱除去系海水系故障(区分I) +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR S-Bメンテナンスによる待機除外	1.4E-09	<0.1%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		②残留熱除去系海水系故障(区分II) +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR S-Aメンテナンスによる待機除外	1.4E-09	<0.1%		○
		③交流電源故障(区分I) +RHR S-Bメンテナンスによる待機除外	1.0E-07	0.2%		○
サボート系喪失(自動停止) +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR失敗	8.9E-09	①交流電源故障(区分I) +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR S-Bメンテナンスによる待機除外	5.4E-10	<0.1%		○
		②交流電源故障(区分II) +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR S-Aメンテナンスによる待機除外	5.4E-10	<0.1%		○
		③交流電源故障(区分III) +過がし安全弁再閉鎖失敗 +RHR S-Aメンテナンスによる待機除外	3.0E-10	<0.1%		○
中小破断LOCA +RHR失敗	7.4E-08	①小破断LOCA +RHR系操作失敗	3.3E-08	<0.1%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		②中破断LOCA +RHR系操作失敗	2.2E-08	<0.1%		○
大破断LOCA +RHR失敗	3.0E-09	①小破断LOCA +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	5.2E-09	<0.1%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		②大破断LOCA +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.2E-09	<0.1%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○
		③大破断LOCA +RHR S-A/B流量調整弁閉鎖共通原因故障	3.4E-10	<0.1%	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○
		④大破断LOCA +RHR S-A/B流量調整弁閉鎖共通原因故障	7.2E-11	<0.1%	[RHR故障時] ・熱納容圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○

※1：崩壊熱除去機能喪失(TW、TWB)の炉心損傷頻度に対する寄与割合を示す

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																								
	<p style="text-align: center;">第1-6表 「崩壊熱除去機能喪失」における主要なカットセット (2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">事故シーケンス</th> <th style="width: 10%;">炉心損傷頻度 (/ 1年)</th> <th style="width: 40%;">主要なカットセット</th> <th style="width: 10%;">炉心損傷頻度 (/ 1年)</th> <th style="width: 10%;">事故シーケンスグループに対する寄与割合<sup>※1</sup></th> <th style="width: 5%;">有効性を確認する主な対策</th> <th style="width: 5%;">対策の有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">外部電源喪失 + DG失敗 (HPCS成功)</td> <td rowspan="3">6.9E-07</td> <td>①外部電源喪失 + DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障</td> <td>2.0E-07</td> <td>0.3%</td> <td rowspan="10">- 常設代替高圧電源装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②外部電源喪失 + DG-2C/2D起動失敗共通原因故障</td> <td>1.3E-07</td> <td>0.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③外部電源喪失 + DG SW-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障</td> <td>7.2E-08</td> <td>0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">外部電源喪失 + DG失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)</td> <td rowspan="3">3.6E-09</td> <td>①外部電源喪失 + DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>1.0E-09</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②外部電源喪失 + DG-2C/2D起動失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>7.0E-10</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③外部電源喪失 + DG SW-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>3.7E-10</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障 (HPCS成功)</td> <td rowspan="3">6.9E-10</td> <td>①外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障</td> <td>6.9E-10</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>3.6E-12</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗 + 蓄電池-B給電失敗</td> <td>1.7E-12</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">崩壊熱除去機能喪失 T B W  サポート系喪失 (直流電源故障) (+外部電源喪失) + DG失敗 (HPCS成功)</td> <td rowspan="6">4.1E-06</td> <td>①直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗</td> <td>6.3E-07</td> <td>1.0%</td> <td rowspan="12">- 常設代替高圧電源装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗</td> <td>6.3E-07</td> <td>1.0%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障 (区分I) + DG-2D起動失敗</td> <td>4.3E-07</td> <td>0.7%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>④直流電源故障 (区分II) + DG-2C起動失敗</td> <td>4.3E-07</td> <td>0.7%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>⑤直流電源故障 (区分I) + DG-2Dメンテナンスによる待機除外</td> <td>2.7E-07</td> <td>0.5%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>⑥直流電源故障 (区分II) + DG-2Cメンテナンスによる待機除外</td> <td>2.7E-07</td> <td>0.5%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">サポート系喪失 (直流電源故障) (+外部電源喪失) + DG失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)</td> <td rowspan="6">2.1E-08</td> <td>①直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>3.3E-09</td> <td>&lt;0.1%</td> <td rowspan="12">- 常設代替高圧電源装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>3.3E-09</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障 (区分I) + DG-2D起動失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>2.2E-09</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>④直流電源故障 (区分II) + DG-2C起動失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>2.2E-09</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>⑤直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>3.3E-09</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>⑥直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗</td> <td>3.3E-09</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/ 1年)	主要なカットセット	炉心損傷頻度 (/ 1年)	事故シーケンスグループに対する寄与割合 <sup>※1</sup>	有効性を確認する主な対策	対策の有効性	外部電源喪失 + DG失敗 (HPCS成功)	6.9E-07	①外部電源喪失 + DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障	2.0E-07	0.3%	- 常設代替高圧電源装置	○	②外部電源喪失 + DG-2C/2D起動失敗共通原因故障	1.3E-07	0.2%	○	③外部電源喪失 + DG SW-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	7.2E-08	0.1%	○	外部電源喪失 + DG失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	3.6E-09	①外部電源喪失 + DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	1.0E-09	<0.1%	○	②外部電源喪失 + DG-2C/2D起動失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	7.0E-10	<0.1%	○	③外部電源喪失 + DG SW-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.7E-10	<0.1%	○	外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障 (HPCS成功)	6.9E-10	①外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障	6.9E-10	<0.1%	○	②外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.6E-12	<0.1%	○	③外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗 + 蓄電池-B給電失敗	1.7E-12	<0.1%	○	崩壊熱除去機能喪失 T B W  サポート系喪失 (直流電源故障) (+外部電源喪失) + DG失敗 (HPCS成功)	4.1E-06	①直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗	6.3E-07	1.0%	- 常設代替高圧電源装置	○	②直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗	6.3E-07	1.0%	○	③直流電源故障 (区分I) + DG-2D起動失敗	4.3E-07	0.7%	○	④直流電源故障 (区分II) + DG-2C起動失敗	4.3E-07	0.7%	○	⑤直流電源故障 (区分I) + DG-2Dメンテナンスによる待機除外	2.7E-07	0.5%	○	⑥直流電源故障 (区分II) + DG-2Cメンテナンスによる待機除外	2.7E-07	0.5%	○	サポート系喪失 (直流電源故障) (+外部電源喪失) + DG失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	2.1E-08	①直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%	- 常設代替高圧電源装置	○	②直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%	○	③直流電源故障 (区分I) + DG-2D起動失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	2.2E-09	<0.1%	○	④直流電源故障 (区分II) + DG-2C起動失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	2.2E-09	<0.1%	○	⑤直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%	○	⑥直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%	○	
事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/ 1年)	主要なカットセット	炉心損傷頻度 (/ 1年)	事故シーケンスグループに対する寄与割合 <sup>※1</sup>	有効性を確認する主な対策	対策の有効性																																																																																																				
外部電源喪失 + DG失敗 (HPCS成功)	6.9E-07	①外部電源喪失 + DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障	2.0E-07	0.3%	- 常設代替高圧電源装置	○																																																																																																				
		②外部電源喪失 + DG-2C/2D起動失敗共通原因故障	1.3E-07	0.2%		○																																																																																																				
		③外部電源喪失 + DG SW-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	7.2E-08	0.1%		○																																																																																																				
外部電源喪失 + DG失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	3.6E-09	①外部電源喪失 + DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	1.0E-09	<0.1%		○																																																																																																				
		②外部電源喪失 + DG-2C/2D起動失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	7.0E-10	<0.1%		○																																																																																																				
		③外部電源喪失 + DG SW-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.7E-10	<0.1%		○																																																																																																				
外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障 (HPCS成功)	6.9E-10	①外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障	6.9E-10	<0.1%		○																																																																																																				
		②外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗共通原因故障 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.6E-12	<0.1%		○																																																																																																				
		③外部電源喪失 + 蓄電池-A/B給電失敗 + 蓄電池-B給電失敗	1.7E-12	<0.1%		○																																																																																																				
崩壊熱除去機能喪失 T B W  サポート系喪失 (直流電源故障) (+外部電源喪失) + DG失敗 (HPCS成功)	4.1E-06	①直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗	6.3E-07	1.0%		- 常設代替高圧電源装置	○																																																																																																			
		②直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗	6.3E-07	1.0%	○																																																																																																					
		③直流電源故障 (区分I) + DG-2D起動失敗	4.3E-07	0.7%	○																																																																																																					
		④直流電源故障 (区分II) + DG-2C起動失敗	4.3E-07	0.7%	○																																																																																																					
		⑤直流電源故障 (区分I) + DG-2Dメンテナンスによる待機除外	2.7E-07	0.5%	○																																																																																																					
		⑥直流電源故障 (区分II) + DG-2Cメンテナンスによる待機除外	2.7E-07	0.5%	○																																																																																																					
サポート系喪失 (直流電源故障) (+外部電源喪失) + DG失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	2.1E-08	①直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%	- 常設代替高圧電源装置		○																																																																																																			
		②直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%			○																																																																																																			
		③直流電源故障 (区分I) + DG-2D起動失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	2.2E-09	<0.1%			○																																																																																																			
		④直流電源故障 (区分II) + DG-2C起動失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	2.2E-09	<0.1%			○																																																																																																			
		⑤直流電源故障 (区分I) + DG-2D運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%			○																																																																																																			
		⑥直流電源故障 (区分II) + DG-2C運転継続失敗 + 逃がし安全弁閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%			○																																																																																																			

※1：崩壊熱除去機能喪失 (T W, T B W) の炉心損傷頻度に対する寄与割合を示す

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p><b>【主要なカットセットに対する検討】（原子炉停止機能喪失(TC)）</b></p> <p>○ 第1-1表より、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」については炉心損傷頻度の約43%のカットセットを確認した。なお、「原子炉停止機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が0.1%未満であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。</p> <p>○ 主要な事故シーケンスとして、「過渡事象+原子炉停止失敗」について評価したところ、制御棒挿入失敗(機械系故障)に加えてSLCの機能喪失に関する基事象のカットセットが抽出された。原子炉停止機能について、ABWRである柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、今回重大事故等対処設備として位置づけた機能・設備がプラント設計当初より設置されていたことから、今回はこれらの機能・設備を考慮してPRAを実施した。</p> <p>このため、これらの機能・設備の喪失を含めて炉心損傷に至るカットセットが抽出されており、対策の有効性を確認することはできない。</p> <p>○ 原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループは、グループの炉心損傷頻度が<math>5.1 \times 10^{-12}</math> /炉年であり、評価全体の炉心損傷頻度に占める割合は全シーケンスグループの中で最も小さい。主要なカットセットに今回重大事故等対処設備として位置づけたSLCが含まれていることから、これらの今回重大事故等対処設備の寄与も含めて、非常に小さな炉心損傷頻度に抑えられていると考えられる。</p>	<p><b>【原子炉停止機能喪失】</b></p> <p>いずれの事故シーケンスにおいても、電氣的故障としてスクラムコンタクタの故障を原子炉停止機能喪失の要因とするカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及びほう酸水注入系による対応が有効である。</p> <p>なお、直流電源故障（区分I、II）時は当該区分の代替再循環ポンプトリップ回路が機能しないが、これらのカットセットの寄与は全CDF、事故シーケンスグループ別CDFに対して非常に小さくなっており、また、その場合においても代替再循環ポンプの手動停止に期待でき、ほう酸水注入系も健全であることから炉心損傷防止が可能である。</p> <p>また、LOCA起因の原子炉停止失敗時には、原子炉冷却材の流出により、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、これらのカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっており、また、その場合においても代替制御棒挿入機能による反応度制御により対応可能である。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセットの抽出)結果(5/7)※1

事故シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス※2	主要なカットセット	炉心損傷頻度		対策 有効性
			主要な事故 シーケンスへの 寄与割合(%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合(%)	
TC (原子炉停止機能喪失) ( $5.1 \times 10^{-12}$ / 炉年)	過渡事象 +原子炉停止失敗 ( $3.0 \times 10^{-12}$ / 炉年)	非隔離事象+制御棒挿入失敗+SILC 手動操作失敗	44	43	-
		非隔離事象+制御棒挿入失敗+SILC ほう酸水タンク閉塞	<0.1	<0.1	-
		非隔離事象+制御棒挿入失敗+SILC ほう酸水タンク保溫用ヒーター制御回路遮断器閉塞	<0.1	<0.1	-

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものの、括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの炉心損傷頻度の合計を示す。

東海第二発電所

第1-7表 「原子炉停止機能喪失」における主要なカットセット

事故シーケンス	炉心 損傷頻度 (/炉年)	主要なカットセット	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	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
過渡事象 +原子炉停止失敗	2.5E-08	①非隔離事象 +スクラムコンタクター-A/C 作動失敗共通原因故障	4.6E-09	18.0%	代替原子炉再循環ポンプ リップ ほう酸水注入系	○
		①非隔離事象 +スクラムコンタクター-B/D 作動失敗共通原因故障	4.6E-09	18.0%		○
		①非隔離事象 +スクラムコンタクター-E/G 作動失敗共通原因故障	4.6E-09	18.0%		○
		①非隔離事象 +スクラムコンタクター-F/H 作動失敗共通原因故障	4.6E-09	18.0%		○
サポート系喪失(自動停止) +原子炉停止失敗	3.8E-11	①直流電源故障(区分I) +スクラムコンタクター-B/D 作動失敗共通原因故障	7.6E-12	<0.1%	代替原子炉再循環ポンプ リップ ほう酸水注入系	○※1
		①直流電源故障(区分I) +スクラムコンタクター-F/H 作動失敗共通原因故障	7.6E-12	<0.1%		○※1
		①直流電源故障(区分II) +スクラムコンタクター-A/C 作動失敗共通原因故障	7.6E-12	<0.1%		○※1
		①直流電源故障(区分II) +スクラムコンタクター-E/G 作動失敗共通原因故障	7.6E-12	<0.1%		○※1
中小破断LOCA +原子炉停止失敗	5.4E-11	①小破断LOCA +スクラムコンタクター-A/C 作動失敗共通原因故障	8.1E-12	<0.1%	代替原子炉再循環ポンプ リップ 代替制御棒挿入機能	○※2
		①小破断LOCA +スクラムコンタクター-B/D 作動失敗共通原因故障	8.1E-12	<0.1%		○※2
		①小破断LOCA +スクラムコンタクター-E/G 作動失敗共通原因故障	8.1E-12	<0.1%		○※2
		①小破断LOCA +スクラムコンタクター-F/H 作動失敗共通原因故障	8.1E-12	<0.1%		○※2
大破断LOCA +原子炉停止失敗	2.2E-12	①大破断LOCA +スクラムコンタクター-A/C 作動失敗共通原因故障	5.4E-13	<0.1%	代替原子炉再循環ポンプ リップ 代替制御棒挿入機能	○※2
		①大破断LOCA +スクラムコンタクター-B/D 作動失敗共通原因故障	5.4E-13	<0.1%		○※2
		①大破断LOCA +スクラムコンタクター-E/G 作動失敗共通原因故障	5.4E-13	<0.1%		○※2
		①大破断LOCA +スクラムコンタクター-F/H 作動失敗共通原因故障	5.4E-13	<0.1%		○※2

※1：直流電源故障(区分I、II)時は当該区分の代替再循環ポンプトリップ回路が機能しないが、代替再循環ポンプの手動停止に期待することが可能であり、ほう酸水注入系も健全であることから炉心損傷防止可能  
 ※2：LOCA時は原子炉冷却材の流出によりほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、代替制御棒挿入機能による反応度制御に期待することで炉心損傷を防止可能

備考

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p><b>【主要なカットセットに対する検討】（LOCA 時注水機能喪失(LOCA)）</b></p> <p>○ 第1-1 表より、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」については炉心損傷頻度の約76%のカットセットを確認した。なお、「LOCA 時注水機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約0.1%であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。</p> <p>○ 主要な事故シーケンスのうち、「LOCA+高圧/低圧注水失敗」では、原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は熱交換器の弁故障の共通原因故障が抽出されている。中破断 LOCA により原子炉隔離時冷却系に期待できず、原子炉補機冷却水系等の喪失により、駆動機構の冷却が必要な電動駆動の ECCS 注水系に期待できない状況であるため、このカットセットに対しては、SRV の手動作動により原子炉を減圧し、駆動機構の冷却を必要としない常設の低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)により注水することで炉心損傷を防止できると考えられる。</p> <p>○ 主要な事故シーケンスのうち、「LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」では、注水不能の認知に失敗する人的過誤とデジタル制御系の共通原因故障、又は多重故障によるカットセットが抽出されている。この場合、代替の注水手段への移行の必要性に気付けないことから、SRV の手動作動等の運転員操作に期待することができないため、これらの重大事故等防止対策に期待できず、炉心損傷を防止できない。また、高圧 ECCS 注水及び原子炉の減圧操作に失敗する人的過誤とデジタル制御系の共通原因故障による ECCS 系の自動起動に失敗するカットセットが抽出されている。この場合、原子炉を減圧できない一方で、LOCA により蒸気駆動の高圧代替注水設備にも期待できないことから、炉心損傷を防止できない。</p> <p>○ LOCA が発生しているにも関わらず、認知に失敗したまま長時間気付かない場合や、操作に失敗したにも関わらずその後の対応をとらないことは現実的には考えにくく、全炉心損傷頻度から見た場合、これらの炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられているが、原子炉注水自動起動不能の認知失敗等の人的過誤については、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。</p>	<p><b>【LOCA時注水機能喪失】</b></p> <p>○<u>中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u></p> <p>高圧注水機能が喪失する主要な要因として高圧炉心スプレイ系の弁の故障、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のメンテナンス/ストレーナ閉塞が、低圧注水機能が喪失する要因としてサポート系である残留熱除去系海水系のストレーナ閉塞がカットセット上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、低圧代替注水系（常設）の注水容量の及ぶ範囲の破断面積までであれば、原子炉手動減圧後の低圧代替注水系（常設）による注水が有効である。</p> <p>なお、低圧代替注水系（常設）と設計基準設備の共有部分となる注入弁の故障を伴うカットセットについては、低圧代替注水系（常設）に期待が出来ないものの、事故シーケンスグループに対する寄与割合は0.1%未満と非常に小さい。また、注入弁の故障が重畳した場合は、炉心損傷防止が困難である。</p> <p>○<u>中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</u></p> <p>高圧注水機能が喪失する主要な要因として高圧炉心スプレイ系の弁の故障、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のメンテナンス/ストレーナ閉塞が、減圧機能が喪失する要因として水位トランスミッタの故障と認知失敗の重畳がカットセット上位に抽出されている。</p> <p>中小破断LOCA時における減圧操作に対する認知失敗については、発生した場合は炉心損傷を防止することができないが、LOCAが発生しているにもかかわらず、認知に失敗したまま長時間気づかないことは現実的には考え難く、これら認知失敗が含まれるカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっている。また、上位のカットセットには含まれていないが自動減圧回路の機能喪失要因が格納容器圧力高信号を発信する機器の故障等であれば、過渡時自動減圧回路による原子炉減圧にも期待できる。</p> <p>なお、いずれのカットセットにおいても、LOCAの破断面積の大きさが一定の範囲を超えるような場合は、炉心損傷を防止することができないが、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しないカットセットについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認することとしている。</p>	

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

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセット)の結果(6/7) ※1

事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス ※2	主要なカットセット	炉心損傷頻度		上な対策	対策の有効性
			(/年)	主要な事故シーケンスへの寄与割合 (%)		
LOCA (LOCA時注水機能喪失) ( $4.5 \times 10^{-9}$ / 年)	LOCA +高圧/低圧注水失敗 ( $3.9 \times 10^{-9}$ / 年)	中破断 LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$2.3 \times 10^{-9}$	59	・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)復水補給水系	○
		中破断 LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$7.6 \times 10^{-10}$	19	・代替格納容器スプレッド冷却系	○
	中破断 LOCA+原子炉補機冷却海水系熱交換器出口開失敗(共通原因故障)	$3.0 \times 10^{-10}$	7.7	6.7	・代替原子炉補機冷却系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	○
LOCA (LOCA時注水機能喪失) ( $4.5 \times 10^{-9}$ / 年)	LOCA +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $6.0 \times 10^{-11}$ / 年)	中破断 LOCA+注水不能認知失敗+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原因故障)	$4.3 \times 10^{-11}$	72		※3
		中破断 LOCA+注水不能認知失敗+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(多重故障)	$1.4 \times 10^{-11}$	23		※3
		中破断 LOCA+原子炉減圧操作失敗+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗	$3.9 \times 10^{-13}$	0.7	<0.1	

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスの炉心損傷頻度の合計を示す。  
 ※3 原子炉注水自動起動不能の認知失敗等の人的過誤については、訓練等によりその発生確率の低減に努めていく。訓練等の運用面の対策は、確実に当該カットセットの発生を防止するものではないが、当該カットセットの発生頻度の低下に期待できるものとする。

東海第二発電所

第1-8表 「LOCA時注水機能喪失」における主要なカットセット

事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/年)	主要なカットセット	炉心損傷頻度 (/年)	事故シーケンスグループに対する寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
中小破断 LOCA +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	1.5E-11	①中破断 LOCA +HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	1.1E-12	5.3%		△ <sup>※1</sup>
		②中破断 LOCA +HPCS-DG SWメンテナンスによる待機除外 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	9.3E-13	4.3%		△ <sup>※1</sup>
		③中破断 LOCA +HPCS-DG SW海水ストレーナ閉塞 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	4.5E-13	2.1%		△ <sup>※1</sup>
		④中 LOCA+HPCS-DG SWポンプ起動失敗+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑤中 LOCA+HPCSメンテナンス+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑥中 LOCA+HPCS-DG 軽油ストレーナ閉塞+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑦中 LOCA+HPCSクローラ入口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑧中 LOCA+HPCSメカシールクローラ入口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑨中 LOCA+HPCSクローラ出口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑩中 LOCA+HPCSポンプ室空調1冷却水入口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑪中 LOCA+HPCSポンプ室空調1冷却水出口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑫中 LOCA+HPCSポンプ室空調2冷却水入口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑬中 LOCA+HPCSポンプ室空調2冷却水出口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑭中 LOCA+HPCSポンプ室空調クワ元弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑮中 LOCA+HPCS-DG SWポンプ出口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑯中 LOCA+HPCS-DG SW放出ライン隔離弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑰中 LOCA+HPCS-DG SW放出ライン排水弁1開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑱中 LOCA+HPCS-DG SW放出ライン排水弁2開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑲中 LOCA+HPCS-DG SWエンジンクワ入口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.9E-13	1.3%		△ <sup>※1</sup>
		⑳中 LOCA+HPCS-DG SWエンジンクワ入口弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.4E-13	1.1%		△ <sup>※1</sup>
㉑中 LOCA+HPCS-DG SW系統出口隔離弁開け忘れ+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.3E-13	1.1%		△ <sup>※1</sup>		
㉒中 LOCA+HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	2.3E-13	1.1%		△ <sup>※1</sup>		
㉓中 LOCA+復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗+HPCS水源切替操作失敗+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	1.3E-13	0.6%		△ <sup>※1</sup>		
㉔中 LOCA+復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗+HPCS水源切替操作失敗+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	1.3E-13	0.6%		△ <sup>※1</sup>		
㉕中破断 LOCA +HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗 +原子炉水位トランスミッタ(L-1) A/B/C/D作動失敗 +注水不能認知失敗	1.3E-13	0.6%		△ <sup>※1</sup>		
㉖中破断 LOCA +HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗 +原子炉水位トランスミッタ(L-3) A/B作動失敗共通原因故障 +注水不能認知失敗	1.3E-13	0.6%		△ <sup>※1</sup>		
㉗中破断 LOCA +HPCS-DG SWメンテナンスによる待機除外 +原子炉水位トランスミッタ(L-1) A/B/C/D作動失敗 共通原因故障 +注水不能認知失敗	1.0E-13	0.5%		△ <sup>※1</sup>		
㉘大破断 LOCA +HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	1.1E-13	0.5%		-		
㉙大破断 LOCA +HPCS-DG SWメンテナンスによる待機除外 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	9.3E-14	0.4%		-		
㉚大破断 LOCA +HPCS-DG SW海水ストレーナ閉塞 +RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	4.5E-14	0.2%		-		

※1：LOCAの破断面積が低圧代替注水系(常設)の注水容量を超える場合は炉心損傷を防止できない

備考

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p><b>【主要なカットセットに対する検討】（ISLOCA）</b></p> <p>○ 第1-1表より、事故シーケンスグループ「ISLOCA」については炉心損傷頻度の約61%のカットセットを確認した。なお、「ISLOCA」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が0.1%未満であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。</p> <p>○ 主要な事故シーケンスである、「ISLOCA」では、高圧炉心注水系の定例試験時の弁リークや誤開放に伴うカットセットが抽出されている。これらのカットセットに対しては、高圧炉心注水系又は原子炉を減圧した後に高圧又は低圧炉心注水系による炉心の水位維持によって炉心損傷を防ぐことができる。その後は、注入隔離弁の再閉操作等、破断箇所の隔離を試みるとともに、使用可能な緩和系で水位維持、除熱を行うことで、炉心を安定な状態とすることができる。</p>	<p><b>【格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）】</b></p> <p>いずれの事故シーケンスにおいても、原子炉冷却材圧力バウンダリにおける複数の隔離弁が、定期検査時の通常状態への復旧失敗や機械的故障が重畳することで同時に機能喪失し、低圧設計配管が過圧され破断するカットセットが上位に抽出されている。これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）が発生した系統以外の高圧注水機能又は低圧注水機能（原子炉を減圧した後に使用）を用いた原子炉注水が有効である。その後は、隔離弁の再閉操作等、破断箇所の隔離を試みるとともに、使用可能な緩和設備による水位維持、除熱を行うことで、炉心を安定状態とすることが可能である。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセットの抽出)結果(7/7)※1

事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス※2	主要なカットセット	核心損傷頻度		対策有効性
			主要な事故シーケンスへの寄与割合(%)	事故シーケンスへの寄与割合(%)	
ISLOCA ( $9.5 \times 10^{-11}$ / 1年)	ISLOCA ( $9.5 \times 10^{-11}$ / 1年)	定例試験時 HPCF(B系)試験可能逆止弁内部リーク+HPCF(B系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(B系)注入隔離弁閉鎖失敗	16	16	○
		定例試験時 HPCF(C系)試験可能逆止弁内部リーク+HPCF(C系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(C系)注入隔離弁閉鎖失敗	16	16	○
		定例試験時 HPCF(B系)注入隔離弁閉鎖+HPCF(B系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(B系)試験可能逆止弁閉鎖失敗	15	15	○
		定例試験時 HPCF(C系)注入隔離弁閉鎖+HPCF(C系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(C系)試験可能逆止弁閉鎖失敗	15	15	○

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の主要な特徴に着目して詳細化して分類したものを、括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの核心損傷頻度の合計を示す。

東海第二発電所

第1-9表 「格納容器バイパス」における主要なカットセット

事故シーケンス	核心損傷頻度(1/1年)	主要なカットセット	核心損傷頻度(1/1年)	事故シーケンスグループに対する寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
ISLOCA インターフェイスシステムLOCA	4.8E-10	①RHR-Aスタプル逆止弁定期試験 +RHR-A注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 +RHR-Aスタプル逆止弁閉鎖失敗 +RHR-A吐出配管破損	1.5E-10	30.4%	・破損系統を除く原子炉注水機能 ・破損系統の隔離	○
		①RHR-Bスタプル逆止弁定期試験 +RHR-B注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 +RHR-Bスタプル逆止弁閉鎖失敗 +RHR-B吐出配管破損	1.5E-10	30.4%		○
		②RHR-Cスタプル逆止弁定期試験 +RHR-C注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 +RHR-Cスタプル逆止弁閉鎖失敗 +RHR-C吐出配管破損	5.9E-11	12.1%		○
		④RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.7E-11	3.6%		○
		④RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.7E-11	3.6%		○
		⑥RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁閉鎖 +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.1E-11	2.2%		○
		⑥RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁閉鎖 +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.1E-11	2.2%		○
		⑥RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.1E-11	2.2%		○
		⑥RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.1E-11	2.2%		○
		⑥RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.1E-11	2.2%		○
		⑥RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.1E-11	2.2%		○
		⑥RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	1.1E-11	2.2%		○
		⑥HPCSスタプル逆止弁定期試験 +HPCS注入弁内部リーク +HPCSポンプ出口逆止弁内部リーク +HPCS低圧配管破損	8.6E-12	1.8%		○
		⑧RHR-Aスタプル逆止弁定期試験 +RHR-A注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 +RHR-A逆止弁閉鎖失敗+RHR-A熱交換器破損 +RHR-A吐出配管破損	8.2E-12	1.7%		○
		⑧RHR-Bスタプル逆止弁定期試験 +RHR-B注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 +RHR-B逆止弁閉鎖失敗+RHR-B熱交換器破損 +RHR-B吐出配管破損	8.2E-12	1.7%		○
		⑧RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁閉鎖 +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	6.5E-12	1.3%		○
⑧RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器内隔離弁閉鎖 +RHR停止時冷却ライン(吸込)格納容器外隔離弁内部リーク +RHR低圧配管破損	6.5E-12	1.3%	○			
⑧RHR-Aスタプル逆止弁定期試験 +RHR-A注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 +RHR-A逆止弁閉鎖失敗+RHR-A熱交換器破損	4.9E-12	1.0%	○			
⑧RHR-Bスタプル逆止弁定期試験 +RHR-B注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 +RHR-B逆止弁閉鎖失敗+RHR-B熱交換器破損	4.9E-12	1.0%	○			

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>1-2. FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認</p> <p>(1) 実施内容</p> <p>今回は、FV 重要度の高い基事象に対し、その基事象の発生に伴って生じる系統機能の喪失に重大事故等防止対策の有効性を定性的に考察した。</p> <p>なお、今回の整理は定量的に評価したFV 重要度に対し、対策の有効性の観点で定性的な考察を加えた分析結果である。対策の有効性を定量的に把握する観点では、新たに講じた対策をモデル化した上でPRA を実施し、その結果を比較することが望ましいが、今回はプラント運転開始時の内部事象運転時レベル1PRA の結果のみを定量的な検討材料として分析することとし、この確認を実施した。</p> <p>(2) 選定条件</p> <p>事故シーケンスグループ別にFV 重要度を分析し、その値が<math>10^{-3}</math> を超える基事象について、重大事故等防止対策の対応状況を確認することとした。FV 重要度が小さい基事象は、重大事故等防止対策による対応が可能であったとしても、炉心損傷頻度の低減効果が小さいことから、事故シーケンスグループの支配的なリスク要因を網羅的に確認する範囲として、今回は<math>10^{-3}</math> を基準とすることとし、<math>10^{-3}</math> 未満の基事象については確認対象外とした。</p> <p>(3) 確認結果</p> <p>FV 重要度が<math>10^{-3}</math> を超える基事象を確認したところ、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)」、「高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)」、「崩壊熱除去機能喪失(TW)」、「全交流動力電源喪失」に含まれる全ての事故シーケンスグループ(長期TB, TPU, TBP, TBD)、「インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)」については、抽出された全ての基事象に対して、定性的には何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。また、「LOCA 時注水機能喪失(S1E, S2E)」、「原子炉停止機能喪失(TC)」については、抽出された基事象の一部に対して、定性的には有効な重大事故等防止対策が確認されなかった。</p> <p>今回の内部事象運転時レベル1PRA では、TW がその炉心損傷頻度のほぼ100%を占めており、TW に対しては、FV 重要度が<math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に重大事故等対処設備(具体的には耐圧強化ベント系等による除熱機能の代替)が有効であることを確認した。このことから、重大事故等対処設備によって、プラント運転開始時の内部事象運転時レベル1PRA の全炉心損傷頻度は<math>10^{-3}</math> 程度まで低減されるものと考えられる。このことから、重大事故等対処設備による、内部事象を起因とした炉心損傷リスクへの対策の網羅性は99%以上と整理できる。</p> <p>事故シーケンスグループ別の確認結果は以下のとおり。</p> <p>○高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)</p> <p>FV 重要度が<math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。</p>	<p>1-2. FV 重要度に照らした重大事故等対処設備の有効性</p> <p>(1) 実施内容</p> <p>FV 重要度の高い基事象に対し、その基事象の発生に伴って生じる系統機能の喪失に重大事故等防止対策が有効であるか定性的に分析した。</p> <p>なお、今回の整理は定量的に評価したFV 重要度に対し対策の有効性の観点で定性的な考察を加えたものであり、あくまで定性的な分析である。対策の有効性を定量的に把握する観点では、新たに講じた対策をモデル化した上でPRA を実施し、その結果を比較することが望ましいが、今回はプラント運転時の内部事象出力運転時レベル1PRA のFV 重要度を定量的な検討材料として分析することとし、この確認を実施した。</p> <p>(2) 選定条件</p> <p>事故シーケンスグループ別にFV 重要度を分析し、その値が<math>10^{-3}</math> を超える基事象について、重大事故等防止対策が有効であるか確認することとした。FV 重要度が小さい基事象は、重大事故等防止対策による対応が可能であったとしても、炉心損傷頻度の低減効果が小さいことから、事故シーケンスグループの支配的なリスク要因を網羅的に確認する範囲として、<math>10^{-3}</math> を基準とすることとし、<math>10^{-3}</math> 未満の基事象については確認対象外とした。</p> <p>(3) 確認結果</p> <p>FV 重要度が<math>10^{-3}</math> を超える基事象を確認したところ、「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「インターフェイスシステムLOCA」については、抽出された全ての基事象に対して、定性的には何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。また、「LOCA 時注水機能喪失」については、LOCA の破断面積が大きい場合には、抽出された一部の基事象に対して、定性的には有効な重大事故等対策が確認されなかった。</p> <p>今回の内部事象出力運転時レベル1PRA では、「崩壊熱除去機能喪失」が炉心損傷頻度のほぼ100%を占めており、「崩壊熱除去機能喪失」に対してはFV 重要度が<math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に重大事故等対処設備(具体的には格納容器圧力逃がし装置等による除熱機能の代替)が有効であることを確認した。このことから、重大事故等対処設備によって、プラント運転開始時の内部事象レベル1PRA の全炉心損傷頻度は<math>10^{-3}</math> 程度低減されるものと考えられる。また、重大事故等対処設備による内部事象を起因した炉心損傷リスクへの対策の網羅性は99%以上と整理できる。</p> <p>事故シーケンスグループ別の確認結果については以下に示すとおり。</p> <p>【高圧・低圧注水機能喪失】</p> <p>FV 重要度が<math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>支配的な基事象として、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系の共通原因故障や水源である復水貯蔵槽への補給失敗が抽出されたが、これらに対しては低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給によって対応することが可能である。</p> <p>○高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)            FV 重要度が <math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。            支配的な基事象として、高圧注水不能の認知失敗及び高圧注水及び減圧機能の不動作につながる信号系の故障が抽出された。ドライウェル圧力高を伴わない高圧注水不能の状況下では、自動減圧系による原子炉の減圧機能に期待できないが、重大事故等対処設備として導入した代替自動減圧ロジック（残留熱除去系ポンプ吐出圧確立+原子炉水位低(レベル1)+600 秒経過でSRV4 弁開放)によって原子炉減圧されるため、その後の低圧注水に期待できる。また、原子炉減圧機能の不動作に対しては、高圧代替注水系による対応が可能である。            なお、高圧注水不能の認知に失敗(FV 重要度約0.76)し、高圧注水及び原子炉減圧機能の不動作につながる信号系の故障(代替自動減圧ロジックにも期待できない状況)(内上位の基事象のFV 重要度約0.34)が重畳する場合、有効な対策が見当たらない状況となる。これはTQUX のカットセットとしても抽出(TQUX の炉心損傷頻度の約31%)されており、有効な対策が見当たらない場合として整理している。</p> <p>○崩壊熱除去機能喪失(TW)            FV 重要度が <math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。            支配的な基事象として、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系の共通原因故障が抽出されたが、これらに対しては独立な系統である耐圧強化ベント系等によって除熱機能を確保することが可能である。</p> <p>○全交流動力電源喪失(長期TB, TBP, TBU, TBD)            FV 重要度が <math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。            支配的な基事象として、長期TB 及びTBP では交流電源の喪失、TBU ではこれに加えて原子炉隔離時冷却系の機器故障、TBD ではバッテリーの共通原因故障が抽出されたが、これらに対しては高圧代替注水系で対応が可能であり、その時間余裕の間に代替交流電源による電源復旧が可能である。</p>	<p>支配的な基事象として、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び残留熱除去系海水系の故障、点検のための待機除外等が抽出されたが、これらに対しては低圧代替注水系（常設）による原子炉注水によって対応することが可能である。</p> <p>【高圧注水・減圧機能喪失】            F V重要度が <math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。            支配的な基事象として、原子炉手動減圧失敗及び注水不能認知失敗等のヒューマンエラーが抽出されたが、これらに対しては過渡時自動減圧機能による原子炉減圧が有効であり、その後の低圧炉心冷却によって対応することが可能である。</p> <p>【崩壊熱除去機能喪失】            F V重要度が <math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。            支配的な基事象として、残留熱除去系操作失敗のヒューマンエラー及び残留熱除去系、残留熱除去系海水系の故障等が抽出されたが、これらに対しては耐圧強化ベント又は格納容器圧力逃がし装置によって対応することが可能である。また、残留熱除去系海水系が故障した場合については、緊急用海水系によって対応することも可能である。</p> <p>【全交流動力電源喪失(長期TB, TBU, TBP, TBD)】            F V重要度が <math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。            支配的な基事象として、非常用ディーゼル発電機、非常用蓄電池の故障等が抽出されたが、これらに対しては常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置による電源復旧によって対応することが可能である。また、長期TBの場合については、原子炉隔離時冷却系の運転継続中に電源が不要となる低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を確保することによって対応することも可能である。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○LOCA 時注水機能喪失(S1E, S2E)</p> <p>FV 重要度が <math>10^{-3}</math> を超える基事象のうち、重大事故等防止対策の有効が確認できない基事象は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>LOCA 時の ECCS による注水不能の認知失敗 (FV 重要度： S1E <math>1.4 \times 10^{-2}</math> S2E <math>7.4 \times 10^{-1}</math>)</li> </ul> <p>これは人的過誤による基事象であり、FV 重要度の高いS2E では主要なカットセットにも含まれている。この基事象については、訓練等による発生確率の低減に努めることが、今後も継続して取り組むべき対策の1 つであると考え。</p> <p>このほかに支配的な基事象として、原子炉補機冷却海水系の共通原因故障が抽出された。S1E に対しては破断口径の大きさによるが、これらに対しては低圧代替注水系による注水機能を確保することが可能であると整理した。</p> <p>○原子炉停止機能喪失(TC)</p> <p>FV 重要度が <math>10^{-3}</math> を超える基事象のうち、重大事故等防止対策の有効が確認できない基事象は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 時の SLC 起動操作失敗(FV 重要度： <math>9.4 \times 10^{-1}</math>)</li> </ul> <p>これは重大事故等防止対策に対する、人的過誤による基事象である。TC に対しては ABWR の設計上、プラント運転開始時点で今回重大事故等対処設備に位置づけた設備を備えていたことから、上記の基事象が抽出されたものである。この基事象については、訓練等による発生確率の低減に努めることが、今後も継続して取り組むべき対策の1 つであると考え。</p> <p>このほかに支配的な基事象として、原子炉緊急停止系の共通原因故障が抽出されたが、これらに対しては SLC 等による原子炉停止が可能である整理した。</p> <p>○インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</p> <p>FV 重要度が <math>10^{-3}</math> を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。</p> <p>支配的な基事象として、高圧炉心注水系の配管破断が抽出されたが、これに対しては発生箇所の隔離並びに原子炉減圧及び低圧注水系等による対応が可能である。</p> <p>2. 内部事象運転時レベル 1.5PRA</p> <p>(1) 選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の基準をもとに主要なカットセットを抽出した。また、格納容器先行破損シーケンスについては、炉心損傷防止対策の有効性を確認しているため、カットセットの分析対象から除外した。</p>	<p>【LOCA時注水機能喪失】</p> <p>LOCA時注水機能喪失については、LOCAの破断面積が大きい場合には炉心損傷防止が困難となるが、破断面積が一定の範囲内であれば、何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。</p> <p>支配的な基事象として、残留熱除去系海水系、高圧炉心スプレイ系の故障等が抽出されたが、これらに対しては低圧代替注水系（常設）による原子炉注水によって対応することが可能である。また、この他に支配的な基事象として、注水不能認知失敗、原子炉手動減圧失敗等のヒューマンエラーが抽出されたが、これらに対しては低圧ECCSが健全な状況であれば、過渡時自動減圧回路による減圧によって対応することも可能である。</p> <p>【原子炉停止機能喪失】</p> <p>FV重要度が <math>10^{-3}</math>を越える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。</p> <p>支配的な基事象として、スクラムコンタクタの故障が抽出されているが、これらに対しては代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及びほう酸水注入系によって対応することが可能である。</p> <p>【格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）】</p> <p>FV重要度が <math>10^{-3}</math>を越える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。</p> <p>支配的な基事象として、ISLOCA発生起因となる配管破損及び隔離弁の閉め忘れ、故障等が抽出されたが、これらに対しては減圧による漏えい低減や発生箇所の隔離によって対応することが可能である。</p> <p>2. 内部事象運転時レベル 1.5 PRA</p> <p>2-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等対処設備の有効性</p> <p>(1) 選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため、ここでは、各事象シーケンスについて以下の基準を基に主要なカットセットを抽出した。なお、格納容器先行破損シーケンスについては、炉心損傷防止対策の有効性を確認しているため、カットセットの分析対象から除外した。</p>	<p>・東海第二のPRAでは、ほう酸注入系（SLC）に期待していない。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>・格納容器破損モードの中で最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンスについて、上位3位までのカットセット各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び格納容器破損防止対策の整備状況等を第2-1表に示す。</p> <p>(2) 主要なカットセットの確認結果          第2-1表に示したとおり、主要なカットセットレベルまで展開しても、整備された重大事故等防止対策により格納容器破損を防止できることを確認した。</p> <p>【主要なカットセットに対する検討】</p> <p>○雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)          支配的な事故シーケンスは、長期TBによって炉心損傷に至った後に過圧破損に至るシーケンスであり、主要なカットセットには全ての交流電源が失われるケースと、外部電源の復旧に成功するも、格納容器スプレイ(残留熱除去系)の起動に失敗する基事象の組み合わせが抽出されている。これらのカットセットに対しては、格納容器圧力逃がし装置が過圧破損防止に有効である。また、常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、代替格納容器スプレイ冷却系によって格納容器圧力の上昇抑制を図ることも有効である。</p> <p>○雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)          支配的な事故シーケンスは、LOCAによって炉心損傷に至った後に過温破損に至るシーケンスであり、主要なカットセットには原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動失敗又は熱交換器の弁故障(開失敗)の共通原因故障が抽出されている。これらのカットセットに対しては、低圧代替注水系(常設)による損傷炉心への注水が有効である。</p>	<p>・格納容器破損モードの各PDSの中で上位3位までのカットセット各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び格納容器破損防止対策の確認結果を第2-1表～第2-4表に示す。</p> <p>(2) 主要なカットセットの確認結果          第2-1表～第2-4表に示したとおり、主要なカットセットレベルまで展開しても、格納容器破損防止対策により格納容器破損を防止できることを確認した。</p> <p>【雰囲気圧力温度による静的負荷(過圧破損)】          最も支配的な事故シーケンスは、TQUXによって炉心損傷に至った後に過圧破損に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源(区分I)が故障し、HPCS-DGの運転継続、原子炉減圧及びRHRスプレイに失敗することにより過圧破損に至る事象が抽出されている。          本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、常設代替高圧電源装置及び常設代替直流電源設備による電源供給の対策に加え、低圧代替注水系(常設)による損傷炉心への注水、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による除熱が有効である。</p> <p>【雰囲気圧力温度による静的負荷(過温破損)】          最も支配的な事故シーケンスは、長期TBによって炉心損傷に至った後に過温破損に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、外部電源喪失が発生し、軽油貯蔵タンク閉塞/破損やDG及びHPCS-DGの故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、過温破損に至る事象が抽出されている。          本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、常設代替高圧電源装置による電源供給の対策に加え、低圧代替注水系(常設)による損傷炉心への注水、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による除熱が有効である。</p>	

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

第2-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセットの抽出)結果

格納容器破損モード	プラント損傷状態 (PDS) 注1	主要なカットセット	格納容器破損頻度		主な対策	対策有効性
			[/年]	格納容器破損モードへの寄与割合 [%]		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) (3.9 × 10 <sup>-10</sup> / 炉年) <sup>注2</sup>	長期 TB	外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	5.6 × 10 <sup>-10</sup>	1.4	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水</li> <li>代替格納容器スプレィ冷却系による格納容器の圧力制御</li> <li>格納容器圧力逃がし装置による除熱</li> <li>常設代替交流電機設備</li> </ul>	○
		外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	3.9 × 10 <sup>-10</sup>	1.0		○
		外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗+残留熱除去系操作失敗(外部電源復旧成功後)	5.6 × 10 <sup>-10</sup>	0.1		○
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) (8.4 × 10 <sup>-9</sup> / 炉年)	LOCA	LOCA+原子炉補機冷却水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	2.0 × 10 <sup>-9</sup>	31	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置による除熱</li> <li>常設代替交流電機設備</li> </ul>	○
		LOCA+原子炉補機冷却水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	8.6 × 10 <sup>-10</sup>	10		○
		LOCA+原子炉補機冷却水系電動弁の原子炉補機冷却水系熱交換器出口開失敗(共通原因故障)	3.6 × 10 <sup>-10</sup>	4.3		○
高圧容器物放出/格納容器過温直接加熱 (1.2 × 10 <sup>-13</sup> / 炉年)	長期 TB	外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	5.0 × 10 <sup>-13</sup>	41	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損までに手動操作により原子炉圧力容器を減圧</li> </ul>	○
		外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	3.4 × 10 <sup>-13</sup>	28		○
		外部電源喪失+非常用 D/G 非常用送風機起動失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	4.4 × 10 <sup>-14</sup>	3.7		○
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (3.8 × 10 <sup>-13</sup> / 炉年)	LOCA	LOCA+原子炉補機冷却水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	1.2 × 10 <sup>-13</sup>	32	なし。(溶融燃料-冷却材相互作用が発生しても格納容器圧力バウンダリの機能喪失には至らない。)	-
		LOCA+原子炉補機冷却水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	4.0 × 10 <sup>-14</sup>	11		-
		LOCA+原子炉補機冷却水系電動弁の原子炉補機冷却水系熱交換器出口開失敗(共通原因故障)	1.7 × 10 <sup>-14</sup>	4.4		-
溶融炉心・コリングリート相対作用 (1.2 × 10 <sup>-11</sup> / 炉年)	TQUX	給水操作失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高川出力(共通原因故障)	6.6 × 10 <sup>-13</sup>	5.5	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融炉心落下までに原子炉格納容器下部への水張り及び落下後の崩壊熱除去も必要な流量での注水</li> </ul>	○
		給水操作失敗+原子炉水位計不動作/誤高川出力(共通原因故障)	2.8 × 10 <sup>-13</sup>	2.3		○
		給水操作失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位高(1.8)誤信号	2.2 × 10 <sup>-13</sup>	1.8		○

注1 最も格納容器破損頻度の高いシーケンスを用いているため、有効性評価における PDS とは一致しない。  
 注2 格納容器破損モードの発生頻度は、原子炉停止後、原子炉圧力容器破損モードによる格納容器破損頻度を除く。

第2-1表 「雰囲気圧力温度による静的負荷」における主要なカットセット

格納容器破損モード	プラント損傷状態 (PDS)	CFF (/炉年)	主要なカットセット	CFF (/炉年)	事故シーケンスに対する寄与割合	主な対策	対策有効性
雰囲気圧力温度による静的負荷 (過温破損)	TQUX	2.2E-09	① 直流電源故障 (区分1) + HPCS-DG 運転継続失敗 + 原子炉手動減圧失敗 + RHR スプレィ失敗	1.8E-10	8.4%	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置</li> <li>常設代替直流電源設備</li> <li>低圧代替注水系(常設)</li> <li>代替格納容器スプレィ冷却系(常設)</li> <li>代替格納冷却系又は格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	○
			② 直流電源故障 (区分1) + HPCS-DG 起動失敗 + 原子炉手動減圧失敗 + RHR スプレィ失敗	1.3E-10	2.5%		○
			③ 直流電源故障 (区分1) + HPCS-DG 運転継続失敗 + 注水不能認知失敗 + RHR スプレィ失敗	8.0E-11	2.1%		○
	TQUX	6.3E-09	① 直流電源故障 (区分1) + HPCS-DG 運転継続失敗 + 注水不能認知失敗 + 論証炉心の冷却認知失敗	3.1E-10	5.0%		○
			② 直流電源故障 (区分1) + HPCS-DG 運転継続失敗 + 原子炉手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗	3.1E-10	5.0%		○
			③ 直流電源故障 (区分1) + HPCS-DG 起動失敗 + 原子炉手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗	2.1E-10	3.4%		○
長期 TB	6.9E-08	① 外部電源喪失 + 軽油貯蔵タンク閉塞	4.3E-08	62.2%	○		
		② 外部電源喪失 + 軽油貯蔵タンク破損	2.8E-09	4.1%	○		
		③ 外部電源喪失 + DG-2C、2D 運転継続失敗 共通要因故障 + HPCS-DG 運転継続失敗	4.1E-10	0.6%	○		
TBU	4.2E-09	① 直流電源故障 (区分1) + DG-2D 運転継続失敗 + HPCS-DG 運転継続失敗 + 原子炉手動減圧失敗	6.4E-10	15.2%	○		
		② 直流電源故障 (区分1) + DG-2D 起動失敗 + HPCS-DG 運転継続失敗 + 原子炉手動減圧失敗	2.9E-10	6.9%	○		
		③ 直流電源故障 (区分1) + DG-2D 運転継続失敗 + HPCS-DG 起動失敗 + 原子炉手動減圧失敗	2.0E-10	4.7%	○		
TBD	5.9E-12	① 外部電源喪失 + 蓄電池-A/B 給電失敗 共通要因故障 + HPCS-DG 運転継続失敗	1.6E-12	26.6%	○		
		② 外部電源喪失 + 蓄電池-A/B 給電失敗 共通要因故障 + HPCS-DG 起動失敗	1.1E-12	18.1%	○		
		③ 外部電源喪失 + 蓄電池-A/B 給電失敗 共通要因故障 + HPCS-DG メンテナンス	6.8E-13	11.5%	○		
LOCA	2.1E-11	① 中破断 LOCA + HPCS 入口逆止弁 (S/P 側) 開失敗 + RHR S-A/B 海水ストレーナ閉塞 共通要因故障	1.1E-12	5.3%	○		
		② 中破断 LOCA + HPCS-DGSW メンテナンス + RHR S-A/B 海水ストレーナ閉塞 共通要因故障	9.3E-13	4.3%	○		
		③ 中破断 LOCA + HPCS-DGSW 海水ストレーナ閉塞 + RHR S-A/B 海水ストレーナ閉塞 共通要因故障	4.5E-13	2.1%	○		

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																						
<p>○高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>支配的な事故シーケンスは、長期TB によって炉心損傷に至った後に高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に至るシーケンスであり、主要なカットセットには全ての交流電源が失われる基事象の組み合わせが抽出されている。交流電源を喪失しても原子炉圧力容器の減圧操作は可能であることから、現状の対策である原子炉圧力容器の減圧操作によって、本モードによる格納容器破損を防止できる。</p>	<p>【高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱】</p> <p>最も支配的な事故シーケンスは、長期TBによって炉心損傷に至った後に格納容器雰囲気直接加熱に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、外部電源喪失が発生し、軽油貯蔵タンク閉塞／破損やDG及びHPCS-DGの故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、原子炉圧力容器が高圧状態で破損し、格納容器雰囲気直接加熱により格納容器破損に至る事象が抽出されている。</p> <p>本破損モードについては、交流電源が喪失しても原子炉圧力容器の減圧操作は可能であることから、格納容器破損を防止することが可能である。</p> <p>なお、ヒューマンエラーによる原子炉の減圧失敗については、発生した場合は格納容器破損を防止することができないが、認知に失敗したまま長時間気づかない場合や、操作に失敗したにも係わらずその後の対応をとらないことは現実的には考え難く、これらのカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっている。</p> <p style="text-align: center;">第2-2表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における 主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1264 940 2359 1541"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>プラント損傷状態(PDS)</th> <th>CFR (/年)</th> <th>主要なカットセット</th> <th>CFR (/年)</th> <th>事故シーケンスに対する寄与割合</th> <th>主な対策</th> <th>対策有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</td> <td rowspan="3">TQUX</td> <td rowspan="3">2.4E-11</td> <td>①直流電源故障(区分1)+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>1.2E-12</td> <td>5.0%</td> <td rowspan="12">原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁による手動減圧</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障(区分1)+HPCS-DG運転継続失敗+注水不能認知失敗+損傷炉心の冷却認知失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>1.2E-12</td> <td>5.0%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障(区分1)+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>7.9E-13</td> <td>3.4%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">長期TB</td> <td rowspan="3">8.5E-09</td> <td>①外部電源喪失+燃料貯蔵タンク閉塞+DCHによるPCV破損</td> <td>5.3E-09</td> <td>62.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②外部電源喪失+燃料貯蔵タンク破損+DCHによるPCV破損</td> <td>3.5E-10</td> <td>4.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③外部電源喪失+DG-2C、2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>5.0E-11</td> <td>0.6%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">TBU</td> <td rowspan="4">1.6E-11</td> <td>①直流電源故障(区分1)+軽油貯蔵タンク閉塞+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>2.4E-12</td> <td>15.2%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障(区分1)+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>1.1E-12</td> <td>6.9%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障(区分1)+DG-2D起動失敗+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>7.3E-13</td> <td>4.7%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>④直流電源故障(区分1)+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>7.3E-13</td> <td>4.7%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">TBD</td> <td rowspan="3">2.2E-14</td> <td>①外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>5.8E-15</td> <td>26.6%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG起動失敗+DCHによるPCV破損</td> <td>4.0E-15</td> <td>18.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DGメンテナンス+DCHによるPCV破損</td> <td>2.5E-15</td> <td>11.5%</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	プラント損傷状態(PDS)	CFR (/年)	主要なカットセット	CFR (/年)	事故シーケンスに対する寄与割合	主な対策	対策有効性	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	TQUX	2.4E-11	①直流電源故障(区分1)+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	1.2E-12	5.0%	原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁による手動減圧	-	②直流電源故障(区分1)+HPCS-DG運転継続失敗+注水不能認知失敗+損傷炉心の冷却認知失敗+DCHによるPCV破損	1.2E-12	5.0%	-	③直流電源故障(区分1)+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	7.9E-13	3.4%	-	長期TB	8.5E-09	①外部電源喪失+燃料貯蔵タンク閉塞+DCHによるPCV破損	5.3E-09	62.2%	○	②外部電源喪失+燃料貯蔵タンク破損+DCHによるPCV破損	3.5E-10	4.1%	○	③外部電源喪失+DG-2C、2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗+DCHによるPCV破損	5.0E-11	0.6%	○	TBU	1.6E-11	①直流電源故障(区分1)+軽油貯蔵タンク閉塞+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	2.4E-12	15.2%	-	②直流電源故障(区分1)+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	1.1E-12	6.9%	-	③直流電源故障(区分1)+DG-2D起動失敗+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	7.3E-13	4.7%	-	④直流電源故障(区分1)+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	7.3E-13	4.7%	-	TBD	2.2E-14	①外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗+DCHによるPCV破損	5.8E-15	26.6%	○	②外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG起動失敗+DCHによるPCV破損	4.0E-15	18.1%	○	③外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DGメンテナンス+DCHによるPCV破損	2.5E-15	11.5%	○	
格納容器破損モード	プラント損傷状態(PDS)	CFR (/年)	主要なカットセット	CFR (/年)	事故シーケンスに対する寄与割合	主な対策	対策有効性																																																																	
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	TQUX	2.4E-11	①直流電源故障(区分1)+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	1.2E-12	5.0%	原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁による手動減圧	-																																																																	
			②直流電源故障(区分1)+HPCS-DG運転継続失敗+注水不能認知失敗+損傷炉心の冷却認知失敗+DCHによるPCV破損	1.2E-12	5.0%		-																																																																	
			③直流電源故障(区分1)+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	7.9E-13	3.4%		-																																																																	
	長期TB	8.5E-09	①外部電源喪失+燃料貯蔵タンク閉塞+DCHによるPCV破損	5.3E-09	62.2%		○																																																																	
			②外部電源喪失+燃料貯蔵タンク破損+DCHによるPCV破損	3.5E-10	4.1%		○																																																																	
			③外部電源喪失+DG-2C、2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗+DCHによるPCV破損	5.0E-11	0.6%		○																																																																	
	TBU	1.6E-11	①直流電源故障(区分1)+軽油貯蔵タンク閉塞+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	2.4E-12	15.2%		-																																																																	
			②直流電源故障(区分1)+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	1.1E-12	6.9%		-																																																																	
			③直流電源故障(区分1)+DG-2D起動失敗+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	7.3E-13	4.7%		-																																																																	
			④直流電源故障(区分1)+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+DCHによるPCV破損	7.3E-13	4.7%		-																																																																	
	TBD	2.2E-14	①外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG運転継続失敗+DCHによるPCV破損	5.8E-15	26.6%		○																																																																	
			②外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DG起動失敗+DCHによるPCV破損	4.0E-15	18.1%		○																																																																	
③外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障+HPCS-DGメンテナンス+DCHによるPCV破損			2.5E-15	11.5%	○																																																																			

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																						
<p>○原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>支配的な事故シーケンスは、LOCA によって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が破損し、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に至るシーケンスであり、主要なカットセットには原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動失敗又は熱交換器の弁故障（開失敗）の共通原因故障が抽出されている。この事象については、仮に発生した場合であっても原子炉格納容器の破損に至らないことを確認しており、対策は講じていない。</p> <p>○溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>支配的な事故シーケンスは、TQUX によって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続するシーケンスであり、主要なカットセットには原子炉注水自動起動不能の認知失敗の人的過誤、原子炉減圧操作失敗の人的過誤、原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)等の信号系の故障が抽出されている。</p> <p>認知の失敗等により炉心損傷に至るものの、炉心損傷後にはその状況を認知するとともに、炉心損傷から圧力容器の破損までの間に低圧代替注水系等を用いて、ペDESTALへの水張りを行うことで、溶融炉心・コンクリート相互作用の継続を防止することができる。</p>	<p>【原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用】</p> <p>最も支配的な事故シーケンスは、TQUXによって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融物と水との接触に伴い、溶融物の持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることで格納容器が破損するシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源（区分Ⅰ）が故障した後、HPCS－DGの運転及び原子炉減圧に失敗することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融物と冷却材との相互作用によって格納容器破損に至る事象が抽出されている。</p> <p>本破損モードに対しては、仮に発生した場合においても格納容器圧力バウンダリの機能喪失に至らないことを確認しており、対策は講じていない。</p> <p>第2-3表 「原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用」における主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1255 798 2353 1140"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>プラント損傷状態(PDS)</th> <th>CFF (/年)</th> <th>主要なカットセット</th> <th>CFF (/年)</th> <th>事故シーケンスに対する寄与割合</th> <th>主な対策</th> <th>対策有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用</td> <td rowspan="3">TQUX</td> <td rowspan="3">2.2E-14</td> <td>①直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）</td> <td>1.4E-15</td> <td>6.1%</td> <td rowspan="6">なし （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用が発生しても格納容器圧力バウンダリの機能喪失に至らないことを確認する）</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）</td> <td>9.2E-16</td> <td>4.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DGメンテナンス+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）</td> <td>5.9E-16</td> <td>2.6%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">LOCA</td> <td rowspan="3">2.8E-20</td> <td>①中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）</td> <td>2.1E-22</td> <td>0.8%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②中破断LOCA+HPCS－DG SWメンテナンス+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）</td> <td>1.7E-22</td> <td>0.6%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）</td> <td>1.2E-22</td> <td>0.4%</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>【溶融炉心・コンクリート相互作用】</p> <p>最も支配的な事故シーケンスは、TBUによって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL（ドライウエル部）床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続するシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源（区分Ⅰ）が故障し、軽油貯蔵タンク閉塞/破損やDG及びHPCS－DGの故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、ペDESTAL（ドライウエル部）床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続して格納容器破損に至る事象が抽出されている。</p> <p>本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が有効である。</p>	格納容器破損モード	プラント損傷状態(PDS)	CFF (/年)	主要なカットセット	CFF (/年)	事故シーケンスに対する寄与割合	主な対策	対策有効性	原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用	TQUX	2.2E-14	①直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）	1.4E-15	6.1%	なし （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用が発生しても格納容器圧力バウンダリの機能喪失に至らないことを確認する）	○	②直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）	9.2E-16	4.1%	○	③直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DGメンテナンス+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）	5.9E-16	2.6%	○	LOCA	2.8E-20	①中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）	2.1E-22	0.8%	○	②中破断LOCA+HPCS－DG SWメンテナンス+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）	1.7E-22	0.6%	○	③中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）	1.2E-22	0.4%	○	
格納容器破損モード	プラント損傷状態(PDS)	CFF (/年)	主要なカットセット	CFF (/年)	事故シーケンスに対する寄与割合	主な対策	対策有効性																																	
原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用	TQUX	2.2E-14	①直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）	1.4E-15	6.1%	なし （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用が発生しても格納容器圧力バウンダリの機能喪失に至らないことを確認する）	○																																	
			②直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）	9.2E-16	4.1%		○																																	
			③直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS－DGメンテナンス+原子炉手動減圧失敗+1VR失敗+水蒸気爆発（ペDESTAL）	5.9E-16	2.6%		○																																	
	LOCA	2.8E-20	①中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）	2.1E-22	0.8%		○																																	
			②中破断LOCA+HPCS－DG SWメンテナンス+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）	1.7E-22	0.6%		○																																	
			③中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RRS－Aメンテナンス+LPCI－B/C注入弁開失敗共通要因故障+水蒸気爆発（ペDESTAL）	1.2E-22	0.4%		○																																	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																
<p>3. 停止時レベル 1PRA</p> <p>3-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認</p> <p>(1) 選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが非常に多くなる。事故シーケンスグループごとに主要なシナリオを抽出した結果を第 3-1 表に示す。</p>	<p>第 2-4 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」における 主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1264 312 2359 1087"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>プラント損傷状態 (PDS)</th> <th>CFF (/炉年)</th> <th>主要なカットセット</th> <th>CFF (/炉年)</th> <th>事故シーケンスに対する寄与割合</th> <th>主な対策</th> <th>対策有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td rowspan="3">TQUV</td> <td rowspan="3">3.3E-09</td> <td>①直流電源故障（区分1）+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）</td> <td>2.1E-10</td> <td>6.4%</td> <td rowspan="12">・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 ・格納容器下部注水系（常設）</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障（区分1）+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）</td> <td>1.4E-10</td> <td>4.3%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障（区分1）+HPCS-DGメンテナンス+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）</td> <td>9.2E-11</td> <td>2.8%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">TQUX</td> <td rowspan="3">7.0E-10</td> <td>①直流電源故障（区分1）+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗</td> <td>2.4E-11</td> <td>3.5%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障（区分1）+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗</td> <td>1.7E-11</td> <td>2.4%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障（区分1）+HPCS-DGメンテナンス+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗</td> <td>1.1E-11</td> <td>1.5%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">TBU</td> <td rowspan="3">1.7E-08</td> <td>①直流電源故障（区分1）+軽油貯蔵タンク閉塞</td> <td>2.3E-09</td> <td>13.7%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②直流電源故障（区分1）+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗</td> <td>1.0E-09</td> <td>6.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③直流電源故障（区分1）+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG起動失敗</td> <td>7.0E-10</td> <td>4.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">TBP</td> <td rowspan="3">5.2E-10</td> <td>①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+SRV再閉鎖失敗</td> <td>2.2E-10</td> <td>42.5%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損+SRV再閉鎖失敗</td> <td>1.5E-11</td> <td>2.8%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③外部電源喪失+DG-2C、2D運転継続失敗共通要因故障+SRV再閉鎖失敗+HPCS-DG運転継続失敗</td> <td>2.1E-12</td> <td>0.4%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">LOCA</td> <td rowspan="3">6.8E-16</td> <td>①中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし</td> <td>4.9E-18</td> <td>0.7%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②中破断LOCA+HPCS-DGSWメンテナンス+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし</td> <td>4.0E-18</td> <td>0.6%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-A/B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし</td> <td>2.8E-18</td> <td>0.4%</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 内部事象停止時レベル 1 P R A</p> <p>3-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等対処設備の有効性</p> <p>(1) 選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷頻度が <math>10^{-7}</math> /炉年以上のカットセット</li> <li>・事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度への寄与が 1%以上</li> </ul> <p>また、上記の条件を満たさないカットセットについても、各事故シーケンスにおける上位 3 位までのカットセットを抽出し、重大事故等対処設備が有効であるか確認した。</p> <p>確認結果を第 3-1～第 3-3 表に示す。また、主要なカットセットのうち、各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が最上位であるシーケンスを第 3-1～第 3-3 図に示す。</p>	格納容器破損モード	プラント損傷状態 (PDS)	CFF (/炉年)	主要なカットセット	CFF (/炉年)	事故シーケンスに対する寄与割合	主な対策	対策有効性	溶融炉心・コンクリート相互作用	TQUV	3.3E-09	①直流電源故障（区分1）+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）	2.1E-10	6.4%	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 ・格納容器下部注水系（常設）	○	②直流電源故障（区分1）+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）	1.4E-10	4.3%	○	③直流電源故障（区分1）+HPCS-DGメンテナンス+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）	9.2E-11	2.8%	○	TQUX	7.0E-10	①直流電源故障（区分1）+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗	2.4E-11	3.5%	○	②直流電源故障（区分1）+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗	1.7E-11	2.4%	○	③直流電源故障（区分1）+HPCS-DGメンテナンス+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗	1.1E-11	1.5%	○	TBU	1.7E-08	①直流電源故障（区分1）+軽油貯蔵タンク閉塞	2.3E-09	13.7%	○	②直流電源故障（区分1）+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗	1.0E-09	6.2%	○	③直流電源故障（区分1）+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG起動失敗	7.0E-10	4.2%	○	TBP	5.2E-10	①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+SRV再閉鎖失敗	2.2E-10	42.5%	○	②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損+SRV再閉鎖失敗	1.5E-11	2.8%	○	③外部電源喪失+DG-2C、2D運転継続失敗共通要因故障+SRV再閉鎖失敗+HPCS-DG運転継続失敗	2.1E-12	0.4%	○	LOCA	6.8E-16	①中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし	4.9E-18	0.7%	○	②中破断LOCA+HPCS-DGSWメンテナンス+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし	4.0E-18	0.6%	○	③中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-A/B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし	2.8E-18	0.4%	○	
格納容器破損モード	プラント損傷状態 (PDS)	CFF (/炉年)	主要なカットセット	CFF (/炉年)	事故シーケンスに対する寄与割合	主な対策	対策有効性																																																																											
溶融炉心・コンクリート相互作用	TQUV	3.3E-09	①直流電源故障（区分1）+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）	2.1E-10	6.4%	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 ・格納容器下部注水系（常設）	○																																																																											
			②直流電源故障（区分1）+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）	1.4E-10	4.3%		○																																																																											
			③直流電源故障（区分1）+HPCS-DGメンテナンス+RHR S-Bメンテナンス+デブリ冷却失敗（S/P）	9.2E-11	2.8%		○																																																																											
	TQUX	7.0E-10	①直流電源故障（区分1）+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗	2.4E-11	3.5%		○																																																																											
			②直流電源故障（区分1）+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗	1.7E-11	2.4%		○																																																																											
			③直流電源故障（区分1）+HPCS-DGメンテナンス+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+ベドスタル注水失敗+RHRスプレイ失敗	1.1E-11	1.5%		○																																																																											
	TBU	1.7E-08	①直流電源故障（区分1）+軽油貯蔵タンク閉塞	2.3E-09	13.7%		○																																																																											
			②直流電源故障（区分1）+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗	1.0E-09	6.2%		○																																																																											
			③直流電源故障（区分1）+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG起動失敗	7.0E-10	4.2%		○																																																																											
	TBP	5.2E-10	①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+SRV再閉鎖失敗	2.2E-10	42.5%		○																																																																											
			②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損+SRV再閉鎖失敗	1.5E-11	2.8%		○																																																																											
			③外部電源喪失+DG-2C、2D運転継続失敗共通要因故障+SRV再閉鎖失敗+HPCS-DG運転継続失敗	2.1E-12	0.4%		○																																																																											
LOCA	6.8E-16	①中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし	4.9E-18	0.7%	○																																																																													
		②中破断LOCA+HPCS-DGSWメンテナンス+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし	4.0E-18	0.6%	○																																																																													
		③中破断LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RHR S-Aメンテナンス+LPCI-A/B/C注入弁開失敗共通要因故障+ベドスタル（ドライウエル部）での水蒸気爆発なし	2.8E-18	0.4%	○																																																																													

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																																																
<p>(2) 主要なカットセットの確認結果</p> <p>各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が最上位であるシーケンス（第3-1, 3-2, 3-3 図）においてミニマルカットセットの分析(MCS)を実施し（第3-2, 3-3, 3-4表）、整備された炉心損傷防止対策が有効となることを確認した*。</p> <p>*実施した炉心損傷防止策は起因事象である外部電源喪失や崩壊熱除去機能喪失に対応した対策（代替交流電源の確保や注水・除熱機能の確保）であるため、MCS分析をした事故シーケンス以外のシーケンスにも有効である。</p> <p>第3-1表 事故シーケンスグループごとの主要シーケンス</p> <table border="1" data-bbox="219 682 1121 1050"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>上位</th> <th>全体順位</th> <th>POS分類</th> <th>起因事象</th> <th>シーケンスNo</th> <th>頻度(1日)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">崩壊熱除去機能喪失</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>C1</td> <td>崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失)</td> <td>12</td> <td>2.1E-09</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>4</td> <td>C1</td> <td>崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失)</td> <td>12</td> <td>2.1E-11</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>-</td> <td>A</td> <td>外部電源喪失</td> <td>346</td> <td>5.7E-12</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">全交流動力電源喪失</td> <td>1</td> <td>2</td> <td>S</td> <td>外部電源喪失</td> <td>358</td> <td>4.8E-11</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>5</td> <td>A</td> <td>外部電源喪失</td> <td>358</td> <td>8.4E-12</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>-</td> <td>C1</td> <td>外部電源喪失</td> <td>358</td> <td>7.7E-12</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉冷却材の流出</td> <td>1</td> <td>3</td> <td>C1</td> <td>一次冷却材バウンダリ機能喪失 (CUWブロー)</td> <td>9</td> <td>3.8E-11</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>-</td> <td>B2</td> <td>一次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)</td> <td>8</td> <td>8.1E-12</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>-</td> <td>B2</td> <td>一次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)</td> <td>16</td> <td>2.2E-13</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンスグループ	上位	全体順位	POS分類	起因事象	シーケンスNo	頻度(1日)	崩壊熱除去機能喪失	1	1	C1	崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失)	12	2.1E-09	2	4	C1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失)	12	2.1E-11	3	-	A	外部電源喪失	346	5.7E-12	全交流動力電源喪失	1	2	S	外部電源喪失	358	4.8E-11	2	5	A	外部電源喪失	358	8.4E-12	3	-	C1	外部電源喪失	358	7.7E-12	原子炉冷却材の流出	1	3	C1	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (CUWブロー)	9	3.8E-11	2	-	B2	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)	8	8.1E-12	3	-	B2	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)	16	2.2E-13	<p>(2) 主要なカットセットの確認結果</p> <p>第3-1～第3-3表に示したとおり、全ての事故シーケンスに対しては、主要なカットセットまで展開した場合においても、整備する燃料損傷防止対策により燃料損傷を防止できることを確認した。</p>	
事故シーケンスグループ	上位	全体順位	POS分類	起因事象	シーケンスNo	頻度(1日)																																																												
崩壊熱除去機能喪失	1	1	C1	崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失)	12	2.1E-09																																																												
	2	4	C1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失)	12	2.1E-11																																																												
	3	-	A	外部電源喪失	346	5.7E-12																																																												
全交流動力電源喪失	1	2	S	外部電源喪失	358	4.8E-11																																																												
	2	5	A	外部電源喪失	358	8.4E-12																																																												
	3	-	C1	外部電源喪失	358	7.7E-12																																																												
原子炉冷却材の流出	1	3	C1	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (CUWブロー)	9	3.8E-11																																																												
	2	-	B2	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)	8	8.1E-12																																																												
	3	-	B2	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)	16	2.2E-13																																																												

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

第3-2表 崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) の主要なカットセット (POS C1 シーケンス No. 12)

事故シーケンス	炉心損傷 頻度	主要なカットセット	炉心損傷 頻度	寄与割合	対策	対策の有効性
崩壊熱除去機能喪失 (軸機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水失敗	2. 1E-09	補機冷却系(B)機能喪失 + MWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁閉失敗 + 注水系復旧失敗	1. 1E-09	52%	・代替補機冷却系 ・注水機能の信頼性向上 多様化	○
		補機冷却系(B)機能喪失 + MWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 現場操作失敗 (人的過誤) + 注水系復旧失敗	9. 7E-10	46%		○
		補機冷却系(B)機能喪失 + MWC系 R/B 供給ライン逆止弁 開失敗 + 注水系復旧失敗	6. 3E-11	3%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- POS C1 においては、保有水が少なくないため炉心損傷までの時間が短く、また取水路点検等により A 及び C 系の補機冷却系に期待していないため、期待する注水機能が少ない状態である。この状態で補機冷却系(B系)が機能喪失すると、運転中であつた残留熱除去系(B系)だけでなく、待機中の高圧炉心注水系(B系)についても機能を喪失する。
- そのため、期待できる注水機能は補機冷却系と系統間の従属性を持たない MWC (A~C系) のみとなり、MWCの全系統が機能喪失する「タービン建屋復水積算流量計バイパス弁の手動弁閉失敗」等の共通の基事象を含むカットセットが主要なカットセットとして抽出された。
- 主要なカットセットに対する対策としては代替原子炉補機冷却系、注水機能の信頼性向上・多様化 (低圧代替注水系 (常設) [MWC タービン建屋バイパス隔離弁の追設置等の信頼性向上を実施した MWC系]、可搬型代替注水ポンプ) であり、当社の実施している炉心損傷防止対策は有効である。

東海第二発電所

【崩壊熱除去機能喪失】

○崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗

POS-B1~B3においては、使用可能である除熱・注水設備が残留熱除去系1系統及び復水移送系1系統のみとなる。そのため、当該POSにおいて、残留熱除去系の故障の発生後、復水移送系の水源である復水貯蔵タンクの真空逃がし弁作動失敗により、崩壊熱除去機能喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

○外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗

POS-B1~B3においては、使用可能である除熱・注水設備が残留熱除去系1系統及び復水移送系1系統のみとなる。そのため、当該POSにおいて、外部電源喪失の発生により復水移送系が機能喪失し、残留熱除去系のポンプや弁の手動操作失敗により崩壊熱除去機能喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する燃料損傷防止対策としては、注水設備の多様化 (低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、消火系等) による対応が有効である。

第3-1表 「崩壊熱除去機能喪失」におけるカットセット

事故シーケンス	CDF (施設定期検査)	主要なカットセット	POS	CDF (POS)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合	主な対策	対策の有効性
残留熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	9.9E-07	①RHR喪失+復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B3	3.0E-07	20.8%	注水設備の多様化 (低圧代替注水 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、消火系等)	○
		②RHR喪失+復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B3	3.0E-07	20.8%		○
		③RHR喪失+復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B1	1.1E-07	7.4%		○
		④RHR喪失+復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B1	1.1E-07	7.4%		○
		⑤RHR喪失+復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	6.4E-08	4.5%		○
		⑥RHR喪失+復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	6.4E-08	4.5%		○
		⑦RHR喪失+CST-Bポンプ運転継続失敗	B3	2.1E-08	1.5%		○
残留熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.2E-07	①RHR喪失+復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B3	3.7E-08	2.6%		○
		②RHR喪失+復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B3	3.7E-08	2.6%		○
		③RHR喪失+復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B1	1.3E-08	0.9%		○
外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.1E-07	④RHR喪失+復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B1	1.3E-08	0.9%	○	
		①外部電源喪失+RHR-Bポンプ手動操作失敗	B2	8.4E-08	5.9%	○	
		②外部電源喪失+LPCI-B注入弁手動操作失敗	B2	8.4E-08	5.9%	○	
		③外部電源喪失+RHR-Bポンプ入口弁 (S/P 側) 手動操作失敗	B2	8.4E-08	5.9%	○	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (シーケンス選定 別紙4)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機												東海第二発電所						備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
<table border="1"> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td colspan="10"></td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> <tr> <td>発生頻度 (/日)</td> <td colspan="10"></td> <td></td> </tr> <tr> <td>最終状態</td> <td colspan="10"></td> <td>燃料損傷</td> </tr> <tr> <td>No.</td> <td>1</td><td>2</td><td>3</td><td>4</td><td>5</td><td>6</td><td>7</td><td>8</td><td>9</td><td>10</td><td>11</td><td>12</td><td>13</td><td>14</td><td>15</td><td>16</td><td>17</td><td>18</td><td>19</td><td>20</td><td>21</td><td>22</td><td>23</td> </tr> <tr> <td>消防車</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>MUWP</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>消火ポンプ</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>注水系統</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>LPFT-C</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>LPFT-B</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>LPFT-A</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>HPC-C</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>HPC-B</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>HPC</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>SPCU</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>MUWC</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>CUW</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>RHR-C</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>RHR-B</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>RHR-A</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>短時間診断</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失代用冷却システム</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </table>												崩壊熱除去機能喪失											崩壊熱除去機能喪失	発生頻度 (/日)												最終状態											燃料損傷	No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	消防車																									MUWP																									消火ポンプ																									注水系統																									LPFT-C																									LPFT-B																									LPFT-A																									HPC-C																									HPC-B																									HPC																									SPCU																									MUWC																									CUW																									RHR-C																									RHR-B																									RHR-A																									短時間診断																									崩壊熱除去機能喪失代用冷却システム																									<table border="1"> <tr> <td>RHR喪失 (POS-B3)</td> <td><del>待機RHR起動</del></td> <td><del>待機LPCI起動</del></td> <td><del>LPCS</del></td> <td><del>LPCI-C</del></td> <td><del>HPCS</del></td> <td>ML</td> </tr> <tr> <td>ERH</td> <td>RHR</td> <td>LPCI</td> <td>LPCS</td> <td>LPCIC</td> <td>HPCS</td> <td>ML</td> </tr> </table>						RHR喪失 (POS-B3)	<del>待機RHR起動</del>	<del>待機LPCI起動</del>	<del>LPCS</del>	<del>LPCI-C</del>	<del>HPCS</del>	ML	ERH	RHR	LPCI	LPCS	LPCIC	HPCS	ML		
崩壊熱除去機能喪失											崩壊熱除去機能喪失																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
発生頻度 (/日)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
最終状態											燃料損傷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
消防車																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
MUWP																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
消火ポンプ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
注水系統																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
LPFT-C																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
LPFT-B																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
LPFT-A																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
HPC-C																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
HPC-B																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
HPC																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
SPCU																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
MUWC																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
CUW																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
RHR-C																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
RHR-B																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
RHR-A																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
短時間診断																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
崩壊熱除去機能喪失代用冷却システム																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
RHR喪失 (POS-B3)	<del>待機RHR起動</del>	<del>待機LPCI起動</del>	<del>LPCS</del>	<del>LPCI-C</del>	<del>HPCS</del>	ML																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
ERH	RHR	LPCI	LPCS	LPCIC	HPCS	ML																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
<p>×：プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備</p> <p>第3-1図 崩壊熱除去機能喪失の主要なシーケンス (POS-C1 崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失))</p>												<p>×：プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備</p> <p>第3-1図 「崩壊熱除去機能喪失」における主要なシーケンス (POS-B3 残留熱除去系の故障 (RHR喪失))</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第3-3表 全交流動力電源喪失の主要なカットセット (POS S シーケンス No. 358)

事故シーケンス	加算損傷程度	主要なカットセット	炉心損傷程度	奇与割合	対策	対策の有効性
外部電源喪失		外部電源喪失 非常用 D/G (A), (B), (C) 運転継続失敗 (共通原因故障) + 外部電源 (短期) 復旧失敗 + 外部電源 (長期) 復旧失敗 + 非常用 D/G 復旧失敗	1.8E-11	38%		○
外部電源喪失 + 電源確保失敗	4.8E-11	外部電源喪失 - 非常用 D/G (A), (B), (C) 起動失敗 (共通原因故障) + 外部電源 (短期) 復旧失敗 + 外部電源 (長期) 復旧失敗 + 非常用 D/G 復旧失敗 外部電源喪失 - 原子炉補機冷却海水ポンプ (A) ~ (F) 起動失敗 (共通原因故障) + 外部電源 (短期) 復旧失敗 + 外部電源 (長期) 復旧失敗 + 非常用 D/G 復旧失敗	1.3E-11	27%	・常設代替交流電源設備 ・注水系の多様化	○
			5.0E-12	10%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- POS S においては、除熱系や注水系は多くあるが、崩壊熱量が大きく保水が少ないので余裕時間は短く、高圧電源融通に期待していない。外部電源が喪失し、D/G が全台起動に失敗すると全交流動力電源喪失となる。そのため、D/G の運転継続失敗や起動失敗の CCF を含むカットセットが主要なカットセットとして抽出された。
- 対策として常設代替交流電源設備 (GTG) や注水系の多様化 (消火系による原子炉注水) であり、当社の実施している炉心損傷防止対策は有効である。

【全交流動力電源喪失】

○外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却喪失

POS-B1~B3 においては、待機状態の非常用 DG が 1 台のみとなる。そのため、当該 POS において、外部電源喪失の発生後、待機状態の非常用 DG の起動失敗や運転継続失敗により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

○外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却喪失

外部電源喪失後の蓄電池の共通原因故障により、全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する燃料損傷防止対策としては、常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置による電源復旧、注水設備の多様化 (低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、消火系等) による対応が有効である。

第3-2表 「全交流動力電源喪失」におけるカットセット

事故シーケンス	CDF (ノ施設定期検査)	主要なカットセット	POS	CDF (ノ POS)	事故シーケンスグループに対する奇与割合	主な対策	対策の有効性
外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却喪失	3.5E-06	①外部電源喪失+DG-2D運転継続失敗	B3	8.2E-07	23.3%	・常設代替直流電源設備 ・常設高圧代替電源装置 ・注水設備の多様化	○
		②外部電源喪失+DG-2D起動失敗	B3	5.6E-07	15.8%		○
		③外部電源喪失+DG-2C運転継続失敗	B1	3.0E-07	8.4%		○
		④外部電源喪失+DG-2C起動失敗	B1	2.0E-07	5.7%		○
		⑤外部電源喪失+DG-2D運転継続失敗	B2	1.8E-07	5.0%		○
		⑥外部電源喪失+DG-2D起動失敗	B2	1.2E-07	3.4%		○
		⑦外部電源喪失+DG-2D関連信号故障	B3	7.9E-08	2.2%		○
		⑧外部電源喪失+DG-2D遮断器開失敗	B3	7.6E-08	2.1%		○
		⑨外部電源喪失+DG SW-2D揚水ストレーナ閉塞	B3	4.7E-08	1.3%		○
		⑩外部電源喪失+DG SW-2Dポンプ駆動失敗	B3	3.6E-08	1.0%		○
外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却喪失	1.3E-10	①外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障	B3	6.0E-11	<0.1%		○
		②外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障	C2	3.8E-11	<0.1%		○
		③外部電源喪失+蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障	B1	2.2E-11	<0.1%		○

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機												東海第二発電所					備考																																																																								
												<table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源喪失 (POS-B3)</th> <th>DC喪失 BT-CCF</th> <th>DG-HPCSからの受電失敗</th> <th><del>D/G-2C起動</del></th> <th>D/G-2D起動</th> <th>No.</th> <th>最終状態</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <td>ELOP</td> <td>DC</td> <td>DGH</td> <td><del>DGC</del></td> <td>DGD</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6"></td> <td>1-9</td> <td>TE2へ</td> </tr> <tr> <td colspan="6"></td> <td>10-15</td> <td>TE3へ</td> </tr> <tr> <td colspan="6"></td> <td>16-21</td> <td>TE4へ</td> </tr> <tr> <td colspan="6"></td> <td>22-23</td> <td>TE5へ</td> </tr> <tr> <td colspan="6"></td> <td>24-25</td> <td>TE6へ</td> </tr> <tr> <td colspan="6"></td> <td>26</td> <td>TB</td> </tr> <tr> <td colspan="6"></td> <td>合計値</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>					外部電源喪失 (POS-B3)	DC喪失 BT-CCF	DG-HPCSからの受電失敗	<del>D/G-2C起動</del>	D/G-2D起動	No.	最終状態	備考	ELOP	DC	DGH	<del>DGC</del>	DGD										1-9	TE2へ							10-15	TE3へ							16-21	TE4へ							22-23	TE5へ							24-25	TE6へ							26	TB							合計値		
外部電源喪失 (POS-B3)	DC喪失 BT-CCF	DG-HPCSからの受電失敗	<del>D/G-2C起動</del>	D/G-2D起動	No.	最終状態	備考																																																																																		
ELOP	DC	DGH	<del>DGC</del>	DGD																																																																																					
						1-9	TE2へ																																																																																		
						10-15	TE3へ																																																																																		
						16-21	TE4へ																																																																																		
						22-23	TE5へ																																																																																		
						24-25	TE6へ																																																																																		
						26	TB																																																																																		
						合計値																																																																																			
												<table border="1"> <thead> <tr> <th>ACなし (POS-B3)</th> <th><del>HPCS</del></th> <th>No.</th> <th>最終状態</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <td>TE5</td> <td><del>HPCS</del></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3"></td> <td>22</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>23</td> <td>TB</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>合計値</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>					ACなし (POS-B3)	<del>HPCS</del>	No.	最終状態	備考	TE5	<del>HPCS</del>							22	-				23	TB				合計値																																																	
ACなし (POS-B3)	<del>HPCS</del>	No.	最終状態	備考																																																																																					
TE5	<del>HPCS</del>																																																																																								
			22	-																																																																																					
			23	TB																																																																																					
			合計値																																																																																						
<p>第3-2図 全交流動力電源喪失の主要なシーケンス (POS S 外部電源喪失)</p>												<p>×：プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備</p>																																																																													
<p>第3-2図 「全交流動力電源喪失」における主要なシーケンス (POS-B3 外部電源喪失)</p>																																																																																									

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

第3-4表 一次冷却材バウンダリ喪失（CUWブロー）の主要なカットセット  
 (POS C1 シーケンス No. 9)

事故シーケンス	炉心損傷頻度	主要なカットセット	炉心損傷頻度	審判割合	対策	対策の有効性
冷却材流出（CUWブロー） + 認知失敗	3.8E-11	冷却材流出（CUWブロー） + 運転員による水位低下の認知失敗	3.8E-11	100%	・運転員への注意喚起等	一※

※ 運転員への注意喚起等は人的過誤防止のための運用面の対策であり、確実に当該カットセットの発生を防止するものではないが、当該カットセットの発生頻度の低下には期待できると考える。

【主要なカットセットに対する検討】

- 本シーケンスでのカットセットは定期検査中の水位調整のために CUW ブローにより日標水位まで原子炉水位を低下させた後、ブローの停止し忘れにより冷却材の流出が継続し、その後、水位低下の認知に失敗することで発生するものである。  
このリスクに対しては運転員の定期的な原子炉水位の監視に加え、手順書等による作業時の注意喚起を実施している。また、急激な水位の低下が継続しないようにブロー量の管理もされており十分認知のための時間があること、通常原子炉水位計による警報機能にも期待できることから、PRA 上の想定より運転員の水位低下の認知はより容易になると考えられる。
- 対策は運転員への注意喚起等、運用面の対策を継続的に実施していくことと考える。

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

**【原子炉冷却材の流出】**  
 ○原子炉冷却材の流出（RHR切替時／CUWブロー時のLOCA）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗  
 RHR切替時又はCUWブロー時における原子炉冷却材流出の発生後、運転員によるLOCAの認知失敗により、燃料損傷に至るカットセットが上位に抽出されている。  
 ○原子炉冷却材の流出（CRD点検時のLOCA）  
 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗  
 CRD点検時における大規模な原子炉冷却材流出の発生後、隔離操作に失敗し、残留熱除去系のポンプ、弁等の手動操作失敗により燃料損傷に至るカットセットが上位に抽出されている。  
 ○原子炉冷却材の流出（LPRM点検時のLOCA）  
 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗  
 LPRM点検時における原子炉冷却材流出の発生後、隔離操作に失敗し、残留熱除去系のポンプ、弁等の手動操作失敗及び復水貯蔵タンクの真空逃がし弁作動失敗が重畳することにより、燃料損傷に至るカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する燃料損傷防止対策としては、運転員等がLOCAの発生を速やかに認知することに加えて、注水設備の多様化（低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系等）による対応が有効である。

運転員によるLOCAの認知失敗に関しては、認知に成功しないことには燃料損傷を防止することができないが、LOCAの発生の可能性のある作業では、以下のとおり対策をとった上で実施しており、LOCAが発生しているにも関わらず、複数の運転員が認知に失敗したまま長時間気づかないことは現実的には考え難い。

(RHR切替時のLOCA)

- ・RHR切替時における弁の開閉状態については、中央制御室のランプで確認可能であり、運転手順書には作業時に確認することと明記されている
- ・仮にLOCAが発生した場合でも、定期的実施される中央制御室の運転員による原子炉水位、サプレッション・プール水位等の監視により、異常の認知が可能である

(CUWブロー時のLOCA)

- ・CUWブロー時における弁の開閉状態については、中央制御室のランプで確認可能であり、運転手順書には作業時に確認することと明記されている
- ・CUWブローダウン流量は管理されており、燃料損傷までの余裕時間の間に中央制御室の運転員によるCUWブローダウン流量、原子炉水位等の監視により異常の認知が可能である
- ・中央制御室の運転員の他に、排水先であるNR/Wの運転員による異常の認知にも期待できる

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																																													
<p>また、今後もLOCAの発生可能性がある作業を実施する場合には、作業開始前に注意喚起を実施し、LOCAの発生防止を努めるとともに、LOCAが発生した場合の対応手順を予め確認することにより、今後も継続的にリスク低減に努めていく。</p>																																																																																																																															
<p>第3-3表 「原子炉冷却材の流出」におけるカットセット</p>																																																																																																																															
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>CDF (/施設定期検査)</th> <th>主要なカットセット</th> <th>POS</th> <th>CDF (/POS)</th> <th>事故シーケンス グループに対する 寄与割合</th> <th>主な対策</th> <th>対策の 有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">原子炉冷却材の流出 (RHR切替時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td rowspan="8">8.3E-11</td> <td>①RHR切替時のLOCA+運転員の認知失敗</td> <td>C2</td> <td>4.1E-11</td> <td>22.2%</td> <td rowspan="8">・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①RHR切替時のLOCA+運転員の認知失敗</td> <td>D</td> <td>4.1E-11</td> <td>22.2%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>③RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>5.1E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>④RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>5.1E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>⑤RHR切替時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>5.1E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>⑥RHR切替時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>5.1E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯蔵 タンクA真空逃がし弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>5.1E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>④RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯蔵 タンクB真空逃がし弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>5.1E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉冷却材の流出 (CUWブロー時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td rowspan="4">5.8E-11</td> <td>①CUWブロー時のLOCA+運転員の認知失敗</td> <td>C1</td> <td>2.9E-11</td> <td>15.6%</td> <td rowspan="4">・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①CUWブロー時のLOCA+運転員の認知失敗</td> <td>D</td> <td>2.9E-11</td> <td>15.6%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>③CUWブロー時のLOCA+隔離失敗+軽油貯蔵 タンク閉塞+外部電源喪失</td> <td>C1</td> <td>1.5E-17</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>④CUWブロー時のLOCA+隔離失敗+軽油貯蔵 タンク閉塞+外部電源喪失</td> <td>D</td> <td>1.5E-17</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td rowspan="3">4.5E-11</td> <td>①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+RHR-Bポンプ手動操作失敗</td> <td>B2</td> <td>2.2E-12</td> <td>1.2%</td> <td rowspan="3">・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+LPCI-B注入弁手動操作失敗</td> <td>B2</td> <td>2.2E-12</td> <td>1.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+RHR-Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作 失敗</td> <td>B2</td> <td>2.2E-12</td> <td>1.2%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td rowspan="6">9.8E-14</td> <td>①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>1.2E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td rowspan="6">・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>1.2E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>1.2E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>1.2E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯 蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>1.2E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯 蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗</td> <td>B2</td> <td>1.2E-14</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	CDF (/施設定期検査)	主要なカットセット	POS	CDF (/POS)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合	主な対策	対策の 有効性	原子炉冷却材の流出 (RHR切替時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	8.3E-11	①RHR切替時のLOCA+運転員の認知失敗	C2	4.1E-11	22.2%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)	-	①RHR切替時のLOCA+運転員の認知失敗	D	4.1E-11	22.2%	-	③RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%	○	④RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%	○	⑤RHR切替時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%	○	⑥RHR切替時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%	○	③RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯蔵 タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%	○	④RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯蔵 タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%	○	原子炉冷却材の流出 (CUWブロー時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	5.8E-11	①CUWブロー時のLOCA+運転員の認知失敗	C1	2.9E-11	15.6%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)	-	①CUWブロー時のLOCA+運転員の認知失敗	D	2.9E-11	15.6%	-	③CUWブロー時のLOCA+隔離失敗+軽油貯蔵 タンク閉塞+外部電源喪失	C1	1.5E-17	<0.1%	○	④CUWブロー時のLOCA+隔離失敗+軽油貯蔵 タンク閉塞+外部電源喪失	D	1.5E-17	<0.1%	○	原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	4.5E-11	①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+RHR-Bポンプ手動操作失敗	B2	2.2E-12	1.2%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)	○	①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+LPCI-B注入弁手動操作失敗	B2	2.2E-12	1.2%	○	①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+RHR-Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作 失敗	B2	2.2E-12	1.2%	○	原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	9.8E-14	①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)	○	①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%	○	①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%	○	①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%	○	①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯 蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%	○	①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯 蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%	○	
事故シーケンス	CDF (/施設定期検査)	主要なカットセット	POS	CDF (/POS)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合	主な対策	対策の 有効性																																																																																																																								
原子炉冷却材の流出 (RHR切替時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	8.3E-11	①RHR切替時のLOCA+運転員の認知失敗	C2	4.1E-11	22.2%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)	-																																																																																																																								
		①RHR切替時のLOCA+運転員の認知失敗	D	4.1E-11	22.2%		-																																																																																																																								
		③RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		④RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		⑤RHR切替時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		⑥RHR切替時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		③RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯蔵 タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		④RHR切替時のLOCA+隔離失敗+RHR-B ポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯蔵 タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	5.1E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
原子炉冷却材の流出 (CUWブロー時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	5.8E-11	①CUWブロー時のLOCA+運転員の認知失敗	C1	2.9E-11	15.6%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)	-																																																																																																																								
		①CUWブロー時のLOCA+運転員の認知失敗	D	2.9E-11	15.6%		-																																																																																																																								
		③CUWブロー時のLOCA+隔離失敗+軽油貯蔵 タンク閉塞+外部電源喪失	C1	1.5E-17	<0.1%		○																																																																																																																								
		④CUWブロー時のLOCA+隔離失敗+軽油貯蔵 タンク閉塞+外部電源喪失	D	1.5E-17	<0.1%		○																																																																																																																								
原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	4.5E-11	①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+RHR-Bポンプ手動操作失敗	B2	2.2E-12	1.2%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)	○																																																																																																																								
		①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+LPCI-B注入弁手動操作失敗	B2	2.2E-12	1.2%		○																																																																																																																								
		①CRD点検時のLOCA(大規模流出)+隔離失 敗+RHR-Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作 失敗	B2	2.2E-12	1.2%		○																																																																																																																								
原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	9.8E-14	①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 (低圧代替注水(常設)、低 圧代替注水系(可搬型)、消 火系等)	○																																																																																																																								
		①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクA真空逃がし 弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+LPCI- B注入弁手動操作失敗+復水貯蔵タンクB真空逃がし 弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯 蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%		○																																																																																																																								
		①LPRM点検時のLOCA+隔離失敗+RHR- Bポンプ入口弁(S/P側)手動操作失敗+復水貯 蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	1.2E-14	<0.1%		○																																																																																																																								

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機														東海第二発電所										備考																																																																																																																																																																																																																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th>冷却材流出(CUWブロー時)</th> <th>水位低下認知</th> <th>漏洩箇所隔離</th> <th>MUWC</th> <th>HPCF-B</th> <th>HPCF-C</th> <th>LPFL-A</th> <th>LPFL-B</th> <th>LPFL-C</th> <th>消火ポンプ</th> <th>No.</th> <th>最終状態</th> <th>発生頻度(日)</th> <th>事故シーケンスグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>1</td> <td>-</td> <td></td> <td rowspan="9">原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材の流出</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>3</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>4</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>5</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>6</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>7</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>8</td> <td>燃料損傷</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>9</td> <td>燃料損傷</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>														冷却材流出(CUWブロー時)	水位低下認知	漏洩箇所隔離	MUWC	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	消火ポンプ	No.	最終状態	発生頻度(日)	事故シーケンスグループ											1	-		原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材の流出											2	-												3	-												4	-												5	-												6	-												7	-												8	燃料損傷												9	燃料損傷		<table border="1"> <thead> <tr> <th>RHR切替時の冷却材流出(POS-C2)</th> <th>水位低下認知</th> <th>漏洩箇所隔離</th> <th>LPCS</th> <th>LPCI-A</th> <th>LPCI-B</th> <th>LPCI-C</th> <th>HPCS</th> <th>MUWC</th> <th>No.</th> <th>最終</th> </tr> <tr> <td>ELCR</td> <td>HB</td> <td>IS</td> <td>LPCS</td> <td>LPCIA</td> <td>LPCIB</td> <td>LPCIC</td> <td>HPCS</td> <td>MUWC</td> <td></td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>2</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>3</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>4</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>5</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>6</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>7</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>8</td><td>LO</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>9</td><td>LO</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>合計</td></tr> </tbody> </table>										RHR切替時の冷却材流出(POS-C2)	水位低下認知	漏洩箇所隔離	LPCS	LPCI-A	LPCI-B	LPCI-C	HPCS	MUWC	No.	最終	ELCR	HB	IS	LPCS	LPCIA	LPCIB	LPCIC	HPCS	MUWC												1	-										2	-										3	-										4	-										5	-										6	-										7	-										8	LO										9	LO											合計		
														冷却材流出(CUWブロー時)	水位低下認知	漏洩箇所隔離	MUWC	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	消火ポンプ	No.	最終状態	発生頻度(日)	事故シーケンスグループ																																																																																																																																																																																																																																																																						
										1	-		原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																																																																																																																				
										2	-																																																																																																																																																																																																																																																																																						
										3	-																																																																																																																																																																																																																																																																																						
										4	-																																																																																																																																																																																																																																																																																						
										5	-																																																																																																																																																																																																																																																																																						
										6	-																																																																																																																																																																																																																																																																																						
										7	-																																																																																																																																																																																																																																																																																						
										8	燃料損傷																																																																																																																																																																																																																																																																																						
										9	燃料損傷																																																																																																																																																																																																																																																																																						
RHR切替時の冷却材流出(POS-C2)	水位低下認知	漏洩箇所隔離	LPCS	LPCI-A	LPCI-B	LPCI-C	HPCS	MUWC	No.	最終																																																																																																																																																																																																																																																																																							
ELCR	HB	IS	LPCS	LPCIA	LPCIB	LPCIC	HPCS	MUWC																																																																																																																																																																																																																																																																																									
									1	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									2	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									3	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									4	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									5	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									6	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									7	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									8	LO																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									9	LO																																																																																																																																																																																																																																																																																							
										合計																																																																																																																																																																																																																																																																																							
														<table border="1"> <thead> <tr> <th>RHR切替時の冷却材流出(POS-D)</th> <th>水位低下認知</th> <th>漏洩箇所隔離</th> <th>LPCS</th> <th>LPCI-A</th> <th>LPCI-B</th> <th>LPCI-C</th> <th>HPCS</th> <th>MUWC</th> <th>No.</th> <th>最終</th> </tr> <tr> <td>ELCR</td> <td>HB</td> <td>IS</td> <td>LPCS</td> <td>LPCIA</td> <td>LPCIB</td> <td>LPCIC</td> <td>HPCS</td> <td>MUWC</td> <td></td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>2</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>3</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>4</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>5</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>6</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>7</td><td>-</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>8</td><td>LO</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>9</td><td>LO</td></tr> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>合計</td></tr> </tbody> </table>										RHR切替時の冷却材流出(POS-D)	水位低下認知	漏洩箇所隔離	LPCS	LPCI-A	LPCI-B	LPCI-C	HPCS	MUWC	No.	最終	ELCR	HB	IS	LPCS	LPCIA	LPCIB	LPCIC	HPCS	MUWC												1	-										2	-										3	-										4	-										5	-										6	-										7	-										8	LO										9	LO											合計																																																																																																																																						
RHR切替時の冷却材流出(POS-D)	水位低下認知	漏洩箇所隔離	LPCS	LPCI-A	LPCI-B	LPCI-C	HPCS	MUWC	No.	最終																																																																																																																																																																																																																																																																																							
ELCR	HB	IS	LPCS	LPCIA	LPCIB	LPCIC	HPCS	MUWC																																																																																																																																																																																																																																																																																									
									1	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									2	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									3	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									4	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									5	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									6	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									7	-																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									8	LO																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									9	LO																																																																																																																																																																																																																																																																																							
										合計																																																																																																																																																																																																																																																																																							
<p>×:プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備</p> <p>第3-3図 原子炉冷却材の流出の主要なシーケンス (POS C1 一次冷却材バウンダリ喪失 (CUWブロー))</p>														<p>第3-3図 「原子炉冷却材流出」における主要なシーケンス (POS-C2, POS-D RHR切替時の冷却材流出)</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																			

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>3-2. FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認</p> <p>FV 重要度が <math>1.0 \times 10^{-4}</math> *1 を超える基事象に対して、有効性評価で考慮している対策が有効であるかを検討し、その大部分について有効となることを確認した。</p> <p>また、有効性評価中で考慮している対策が有効とならないものを以下のとおりに抽出し、これらの基事象が主要なカットセットで確認したものと同様、注水機能の信頼性向上・多様化（可搬型代替注水ポンプ、MUWP、SPCU、FP）や運転員への注意喚起等の継続的实施、区分Ⅰ～Ⅳの直流電源に期待しないGTG の給電等によって炉心損傷の発生頻度を更に低下させることが可能であることを確認した。</p> <p>a. MUWC による原子炉注水が有効とならない基事象</p> <p>停止時レベル1PRA においては時間余裕が十分長いことから重大事故等対処設備であるMUWC による原子炉等への注水に期待している。</p> <p>そのためこの機能が喪失する基事象は有効性評価で考慮している対策が有効とならない基事象として第3-5 表に抽出される。</p> <p>これらの基事象のFV 重要度が高い原因は、POS C1 の補機冷却機能喪失を起因事象とする事故シーケンスではMUWC 以外の注水設備がないことによるものだと考えられる。ただし、POS C1 においては時間余裕が約27 時間と長く、LPFL やMUWC（有効性評価で期待している注水手段）以外の対策（可搬型代替注水ポンプ、MUWP、 SPCU、FP）を考慮することで炉心損傷を防止することが可能である。</p> <p>b. 冷却材流出事象においてLPFL、MUWC の原子炉注水が有効とならない基事象</p> <p>冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る（第3-6 表）。</p> <p>対策として運転員の定期的な原子炉水位の監視に加え、マニュアルや手順等による操作時の注意喚起を実施している（例：社内で実施するリスク評価の際に抽出された「水位低下の操作」等に対して注意喚起の連絡の実施）。また、急激な水位の低下が継続しないようにブロー量の管理もされており十分認知のための時間余裕があること、ブロー水の排水先であるRW 設備の運転員による異常の認知にも期待できることから、PRA 上の想定より運転員の水位低下の認知はより容易になると考えられる。</p> <p>c. 有効性評価で考慮しているGTG からの給電操作が有効とならない基事象</p> <p>有効性評価では交流電源の喪失に対してGTG から緊急用M/C、非常用電源母線等を經由して各負荷までの給電を実施している。この対策は第3-7 表に示すように非常用電源母線の遮断器故障や区分Ⅰ～Ⅲの直流電源に関連した故障が発生した場合は有効とならない。ただし、この場合であっても、非常用電源母線や区分Ⅰ～Ⅲの直流電</p>	<p>3-2. FV重要度に照らした重大事故等対処設備の有効性</p> <p>停止時におけるFV重要度は、個々の事故シーケンスの事象進展や対策に大きな差異がないことから、全炉心損傷頻度に対する分析を実施することとした。その際、全炉心損傷頻度に対する個々の事故シーケンスグループの寄与割合も考慮し、出力運転時レベル1PRAより1桁小さい<math>1.0 \times 10^{-4}</math>を基準としてそれを超える基事象を抽出し、重大事故等防止対策が有効か否か定性的に考察した。</p> <p>その結果、FV重要度が<math>10^{-4}</math>を超える基事象として抽出された全ての基事象（ディーゼル発電機の故障、復水貯蔵タンク 真空逃がし安全弁の故障 等）に対して、重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置による電源復旧、注水設備の多様化（低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系等）による対応が有効であることを確認した。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																	
<p>源に期待しないGTG から緊急用M/C, AM 用電源母線を経由したMUWC 等の負荷へ給電, 隣接プラントからの電源融通, 消火系や可搬型代替注水ポンプでの注水, 可搬型代替直流電源設備を用いた直流電源の復旧等の手段を用いることで炉心損傷の防止が可能である。</p> <p>*1 停止時における FV 重要度は, 個々の事故シーケンスの事象進展や対策に大きな差異がないことから, 全炉心損傷頻度に対する分析を実施した。その際, 全炉心損傷頻度に対する個々の事故シーケンスグループの寄与割合も考慮し, 運転時レベル 1PRA より一桁小さい <math>1.0 \times 10^{-4}</math> を基準としてそれを超える基事象について抽出を実施した。</p> <p>第3-5表 MUWCによる原子炉注水が有効とならない基事象とFV重要度</p>																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>基事象</th> <th>FV重要度</th> <th>基事象の説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① MUWC 供給ライン逆止弁開失敗</td> <td><math>2.9 \times 10^7</math></td> <td>供給ラインにある逆止弁は通常開であるが, 外部電源喪失等の理由により一時的に閉状態となり, その後の開動作に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>② HPCF 洗浄水補給止め弁現場操作失敗(B)</td> <td><math>2.6 \times 10^3</math></td> <td>MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の現場操作に誤る基事象</td> </tr> <tr> <td>③ MUWC 電動ポンプ起動失敗の共通原因故障</td> <td><math>1.8 \times 10^3</math></td> <td>複数系統の電動機が共通原因故障により起動失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>④ MUWC 電動ポンプ継続運転失敗の共通原因故障</td> <td><math>4.9 \times 10^4</math></td> <td>複数系統の電動機が共通原因故障により運転継続に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>⑤ HPCF 洗浄水補給止め弁開失敗(B)</td> <td><math>4.0 \times 10^4</math></td> <td>MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の開動作に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>⑥ HPCF 注入隔離弁作業失敗(B)</td> <td><math>3.4 \times 10^4</math></td> <td>MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの注入隔離弁(B)の開動作に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>⑦ MUWC 吐出逆止弁開失敗の共通原因故障</td> <td><math>1.8 \times 10^4</math></td> <td>複数系統の吐出逆止弁が共通原因故障により開動作に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>⑧ RIIR 洗浄水ライン止め弁手動開操作忘れ(B)</td> <td><math>1.0 \times 10^4</math></td> <td>MUWCの原子炉注水ラインであるRIIR 洗浄水ライン止め弁(B)の開操作を忘れることで原子炉注水に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>⑨ HPCF 洗浄用補給水一次逆止弁開失敗(B)</td> <td><math>1.7 \times 10^4</math></td> <td>MUWCの原子炉への注水ラインであるHPCF 洗浄用補給水一次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>⑩ HPCF 洗浄用補給水二次逆止弁開失敗(B)</td> <td><math>1.7 \times 10^4</math></td> <td>MUWCの原子炉への注水ラインであるHPCF 洗浄用補給水二次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象</td> </tr> </tbody> </table>	基事象	FV重要度	基事象の説明	① MUWC 供給ライン逆止弁開失敗	$2.9 \times 10^7$	供給ラインにある逆止弁は通常開であるが, 外部電源喪失等の理由により一時的に閉状態となり, その後の開動作に失敗する基事象	② HPCF 洗浄水補給止め弁現場操作失敗(B)	$2.6 \times 10^3$	MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の現場操作に誤る基事象	③ MUWC 電動ポンプ起動失敗の共通原因故障	$1.8 \times 10^3$	複数系統の電動機が共通原因故障により起動失敗する基事象	④ MUWC 電動ポンプ継続運転失敗の共通原因故障	$4.9 \times 10^4$	複数系統の電動機が共通原因故障により運転継続に失敗する基事象	⑤ HPCF 洗浄水補給止め弁開失敗(B)	$4.0 \times 10^4$	MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の開動作に失敗する基事象	⑥ HPCF 注入隔離弁作業失敗(B)	$3.4 \times 10^4$	MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの注入隔離弁(B)の開動作に失敗する基事象	⑦ MUWC 吐出逆止弁開失敗の共通原因故障	$1.8 \times 10^4$	複数系統の吐出逆止弁が共通原因故障により開動作に失敗する基事象	⑧ RIIR 洗浄水ライン止め弁手動開操作忘れ(B)	$1.0 \times 10^4$	MUWCの原子炉注水ラインであるRIIR 洗浄水ライン止め弁(B)の開操作を忘れることで原子炉注水に失敗する基事象	⑨ HPCF 洗浄用補給水一次逆止弁開失敗(B)	$1.7 \times 10^4$	MUWCの原子炉への注水ラインであるHPCF 洗浄用補給水一次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象	⑩ HPCF 洗浄用補給水二次逆止弁開失敗(B)	$1.7 \times 10^4$	MUWCの原子炉への注水ラインであるHPCF 洗浄用補給水二次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象		
基事象	FV重要度	基事象の説明																																	
① MUWC 供給ライン逆止弁開失敗	$2.9 \times 10^7$	供給ラインにある逆止弁は通常開であるが, 外部電源喪失等の理由により一時的に閉状態となり, その後の開動作に失敗する基事象																																	
② HPCF 洗浄水補給止め弁現場操作失敗(B)	$2.6 \times 10^3$	MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の現場操作に誤る基事象																																	
③ MUWC 電動ポンプ起動失敗の共通原因故障	$1.8 \times 10^3$	複数系統の電動機が共通原因故障により起動失敗する基事象																																	
④ MUWC 電動ポンプ継続運転失敗の共通原因故障	$4.9 \times 10^4$	複数系統の電動機が共通原因故障により運転継続に失敗する基事象																																	
⑤ HPCF 洗浄水補給止め弁開失敗(B)	$4.0 \times 10^4$	MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の開動作に失敗する基事象																																	
⑥ HPCF 注入隔離弁作業失敗(B)	$3.4 \times 10^4$	MUWCを用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの注入隔離弁(B)の開動作に失敗する基事象																																	
⑦ MUWC 吐出逆止弁開失敗の共通原因故障	$1.8 \times 10^4$	複数系統の吐出逆止弁が共通原因故障により開動作に失敗する基事象																																	
⑧ RIIR 洗浄水ライン止め弁手動開操作忘れ(B)	$1.0 \times 10^4$	MUWCの原子炉注水ラインであるRIIR 洗浄水ライン止め弁(B)の開操作を忘れることで原子炉注水に失敗する基事象																																	
⑨ HPCF 洗浄用補給水一次逆止弁開失敗(B)	$1.7 \times 10^4$	MUWCの原子炉への注水ラインであるHPCF 洗浄用補給水一次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象																																	
⑩ HPCF 洗浄用補給水二次逆止弁開失敗(B)	$1.7 \times 10^4$	MUWCの原子炉への注水ラインであるHPCF 洗浄用補給水二次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象																																	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙4）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																					
<p>第3-6表 冷却材流出事象においてLPFL、MUWCの原子炉注水が有効とならない基事象とFV重要度</p> <table border="1" data-bbox="172 373 1172 512"> <thead> <tr> <th>基事象</th> <th>FV重要度</th> <th>基事象の説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 冷却材流出時の水位低下認知失敗</td> <td><math>3.5 \times 10^{-3}</math></td> <td>冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る基事象</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3-7表 有効性評価で考慮しているGTGからの給電操作が有効とならない基事象とFV重要度</p> <table border="1" data-bbox="172 863 1172 1171"> <thead> <tr> <th>基事象</th> <th>FV重要度</th> <th>基事象の説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 蓄電池給電失敗の共通原因故障</td> <td><math>1.7 \times 10^{-3}</math></td> <td>複数区分の蓄電池が共通原因故障により給電に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>② 蓄電池(B)給電失敗</td> <td><math>4.4 \times 10^{-3}</math></td> <td>蓄電池(B)の給電に失敗する基事象</td> </tr> <tr> <td>③ P/C 7D-1-2B 遮断器誤開</td> <td><math>1.5 \times 10^{-3}</math></td> <td>M/C 7D からの動力変圧器を通じた給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電できなくなる基事象</td> </tr> <tr> <td>④ M/C 7D-2A 遮断器誤開</td> <td><math>1.5 \times 10^{-3}</math></td> <td>P/C 7D への給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電できなくなる基事象</td> </tr> </tbody> </table>	基事象	FV重要度	基事象の説明	① 冷却材流出時の水位低下認知失敗	$3.5 \times 10^{-3}$	冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る基事象	基事象	FV重要度	基事象の説明	① 蓄電池給電失敗の共通原因故障	$1.7 \times 10^{-3}$	複数区分の蓄電池が共通原因故障により給電に失敗する基事象	② 蓄電池(B)給電失敗	$4.4 \times 10^{-3}$	蓄電池(B)の給電に失敗する基事象	③ P/C 7D-1-2B 遮断器誤開	$1.5 \times 10^{-3}$	M/C 7D からの動力変圧器を通じた給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電できなくなる基事象	④ M/C 7D-2A 遮断器誤開	$1.5 \times 10^{-3}$	P/C 7D への給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電できなくなる基事象		
基事象	FV重要度	基事象の説明																					
① 冷却材流出時の水位低下認知失敗	$3.5 \times 10^{-3}$	冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る基事象																					
基事象	FV重要度	基事象の説明																					
① 蓄電池給電失敗の共通原因故障	$1.7 \times 10^{-3}$	複数区分の蓄電池が共通原因故障により給電に失敗する基事象																					
② 蓄電池(B)給電失敗	$4.4 \times 10^{-3}$	蓄電池(B)の給電に失敗する基事象																					
③ P/C 7D-1-2B 遮断器誤開	$1.5 \times 10^{-3}$	M/C 7D からの動力変圧器を通じた給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電できなくなる基事象																					
④ M/C 7D-2A 遮断器誤開	$1.5 \times 10^{-3}$	P/C 7D への給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電できなくなる基事象																					

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">別紙5</p> <p>地震PRA、津波PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性</p> <p>内部事象PRA から抽出される事故シーケンスには、一部を除いてそれぞれ有効な炉心損傷防止対策等が講じられている。内部事象PRA では、機器の故障等の発生確率をランダム要因によるものとして炉心損傷頻度等を評価しているが、外部事象PRA では、外部事象によっても機器の故障等が発生するため、例えばランダム要因では壊れにくい地震に対しては脆弱な機器等が含まれる場合等、同じ事故シーケンスあるいはカットセットであってもその発生頻度及び寄与率には違いが現れる。このため、地震レベル1PRA、津波レベル1PRA から抽出される事故シーケンスについても、支配的な事故シーケンスに対してカットセットを分析し、炉心損傷防止対策の有効性を整理した。</p>	<p style="text-align: right;">別紙5</p> <p>地震PRA、津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策について</p> <p>地震PRA、津波PRAにおける主要な事故シーケンスについて、炉心損傷又は格納容器破損に至る要因をカットセットレベルまで展開し、主要なカットセットに対して重大事故等対処設備が有効であるか確認した。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>1. 地震レベル 1PRA</p> <p>(1) 選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の基準をもとに主要なカットセットを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故シーケンスグループのうち、最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンスについて、上位3位までのカットセット各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等を第1-1表に示す。</li> </ul> <p>(2) 主要なカットセットの確認結果</p> <p>第1-1表に示したとおり、一部に炉心損傷防止が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開しても、整備された重大事故等対処設備により炉心損傷を防止できることを確認した。なお、地震により重大事故等対処設備の機能が失われる可能性もあるが、その際は機能喪失を免れた設備等を用いて対応することとなる。</p> <p>一方、事故シーケンスグループのうち、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮した対策では対応できない場合があることを確認した。また、「LOCA 時注水機能喪失」、「計測・制御系喪失」、「格納容器バイパス」、「原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷」、「原子炉建屋損傷」の炉心損傷直結事象についても、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、炉心損傷直結事象として整理しているものの、実際には損傷の程度に応じて使用可能な重大事故等対処設備等を用いて対応することにより、炉心損傷を防止できる可能性があることを確認した。</p>	<p>1. 地震レベル 1 P R A</p> <p>(1) 選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため、ここでは、各事故シーケンスグループについて以下の基準を基に主要なカットセットを抽出し、整備する炉心損傷防止対策で対応可能であるかを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度への寄与が1%以上</li> </ul> <p>確認結果を第1-1表～第1-9表に示す。</p> <p>(2) 主要なカットセットの確認結果</p> <p>第1-1表～第1-9表に示したとおり、「原子炉停止機能喪失」に含まれるカットセットの一部に炉心損傷防止が困難なカットセットが存在するものの、主要なカットセットレベルまで展開しても、大半のカットセットについては整備された重大事故等対処設備により炉心損傷を防止できることを確認した。なお、地震により重大事故等対処設備の機能が失われる可能性もあるが、その場合は機能喪失を免れた設備等を用いて事象の緩和に努めることとなる。</p> <p>炉心損傷防止が困難なカットセットとして、「原子炉停止機能喪失」における、原子炉スクラムの失敗（シュラウドサポート損傷）と交流電源又は直流電源の喪失が重畳するカットセットが抽出された。これらのカットセットに対しては、交流電源又は直流電源の喪失により、ほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防止することができない。</p> <p>ただし、これらの事故シーケンスは、地震発生と同時に最大加速度を受けるものとして評価している地震PRAから抽出されたものであるが、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信し、シュラウドサポート等の炉内構造物が損傷する前に制御棒の挿入が完了すると考えられる。このため、現実的にはこれらの事故シーケンスは発生し難いと考えられる（別紙2）。このため、現実的に想定するとこれらのカットセットによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいものと考えられる。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p><b>【主要なカットセットに対する検討】</b></p> <p>○ 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)</p> <p>いずれのカットセットにも、地震による原子炉補機冷却水系の構造損傷と地震あるいはランダム故障による原子炉隔離時冷却系の機能喪失が含まれている。つまり、電動駆動のECCS注水系の機能喪失の原因については、原子炉補機冷却水系の機能喪失により空調及び駆動部の冷却機能を喪失し、注水不能となるカットセットが支配的となる。これらのカットセットに対しては、駆動部の冷却が不要な低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)により、原子炉圧力容器に注水することにより炉心損傷を防止できる。</p>	<p><b>【高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)】</b></p> <p>地震による残留熱除去系(RHR)又は残留熱除去系海水系(RHRS)の損傷に伴い低圧注水機能が喪失する事象が上位に抽出されている。なお、高圧注水機能である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系については、地震PRAの評価上の仮定として、0.7Gを超えるような地震動では水源切替操作に失敗し、期待できないものとしている。この仮定は、他の事故シーケンスグループにおいても同様の扱いである。これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水が有効である。</p>	

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

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセットの抽出)結果(1/3)

事故 シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス※1	評価対象 とした地震 加速度領域 [g <sub>all</sub> ]	評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果※2		対策 有効性
			主要なカットセット※3	炉心損傷頻度 [%/年]	
TQV (高圧・低圧注水機 能喪失) (1.3×10 <sup>-8</sup> /炉年)	過渡事象 +高圧/低圧注水機 能喪失 (6.4×10 <sup>-9</sup> /炉年)	1200	地震による原子炉補機冷却水系統交換器の構造損傷+RHCランダム故障	45	○
			地震による原子炉補機冷却水系統配管の構造損傷+RHCランダム故障	13	
TQX (高圧注水・減圧機 能喪失) (2.3×10 <sup>-8</sup> /炉年)	過渡事象 +高圧注水機 能喪失 (1.8×10 <sup>-9</sup> /炉年)	150	原子炉減圧機操作失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	46	○
			原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	35	
TW (別機熱除去 機能喪失) (5.3×10 <sup>-9</sup> /炉年)	過渡事象+除熱失敗 (3.0×10 <sup>-6</sup> /炉年)	150	原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/異常出力(共通原因故障)	10	○
			残留熱除去系系統操作失敗	82	
TC (原子炉停止 機能喪失) (3.6×10 <sup>-7</sup> /炉年)	全交流動力電源喪失 +原子炉停止失敗 (1.7×10 <sup>-7</sup> /炉年)	1650	地震による原子炉補機冷却水系統交換器の構造損傷	7	○
			地震による原子炉補機冷却水系統交換器の構造損傷+地震による上部格子状の構造損傷+地震による非常用取水路の構造損傷	4	

※1 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の主要特徴に着目し、詳細化して分類したものの、括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスのうち、支配的なシーケンスのうち、最も高い炉心損傷頻度を示す地震加速度領域におけるカットセットの分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスの中で最も高い炉心損傷頻度を示したシーケンスのうち、最も高い炉心損傷頻度を示す地震加速度領域におけるカットセットの分析結果を示す。  
 ※3 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、多重化されたある機器が他装置により損傷される場合、ほかの多重化された機器も全て損傷する。  
 ※4 評価対象とした地震加速度領域における炉心損傷頻度に対するカットセットの寄与割合を示す。  
 ※5 原子炉注水自動起動不能の認知失敗等の人的過誤については、訓練等によりその発生確率の低減に努めていく。訓練等の運用面の対策は、確率に当該カットセットの発生を防止するものではないが、当該カットセットの発生頻度の低下に期待できるものと考えられる。

第1-1表 「高圧・低圧注水機能喪失」におけるカットセット

No.	加速度区分 (g)	カットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
1	1.5~1.6	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR Sポンプ損傷+水源切替操作失敗	3.4E-08	7.2	・低圧代替注水系 (常設)	○
2	1.4~1.5		3.4E-08	7.2		○
3	1.3~1.4		2.5E-08	5.4		○
4	1.3~1.4	②地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR S配管損傷+水源切替操作失敗	2.4E-08	5.1		○
4	1.0~1.1		2.4E-08	5.1		○
6	1.1~1.2		2.3E-08	4.9		○
7	1.2~1.3		2.2E-08	4.7		○
8	1.6~1.7	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR Sポンプ損傷+水源切替操作失敗	2.1E-08	4.5		○
9	1.4~1.5		1.8E-08	3.9		○
10	0.9~1.0	②地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR S配管損傷+水源切替操作失敗	1.5E-08	3.2		○
10	1.2~1.3		1.5E-08	3.2		○
12	1.5~1.6	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR Sポンプ損傷+水源切替操作失敗	1.3E-08	2.8		○
13	1.7~1.8		1.2E-08	2.6		○
14	1.3~1.4	③地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR 熱交換器損傷+水源切替操作失敗	8.5E-09	1.8		○
15	1.1~1.2		8.1E-09	1.7		○
16	0.8~0.9	②地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR S配管損傷+水源切替操作失敗	8.0E-09	1.7		○
17	1.1~1.2		7.8E-09	1.7		○
18	1.6~1.7	②地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR S配管損傷+水源切替操作失敗	7.7E-09	1.6		○
19	1.4~1.5		7.6E-09	1.6		○
20	1.2~1.3	③地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR 熱交換器損傷+水源切替操作失敗	6.9E-09	1.5		○
21	1.5~1.6		5.7E-09	1.2		○
22	1.8~1.9	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるRHR Sポンプ損傷+水源切替操作失敗	5.5E-09	1.2		○
23	1.0~1.1		4.8E-09	1.0		○

備考

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

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセット)の抽出結果(2/3)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機				東海第二発電所		備考	
事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス※1	評価対象とした地震加速度領域 [gal]	評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果※2			主な対策	対策有効性
			主要なカットセット※3	炉心損傷頻度 [1/年]	希少割合 [%]		
TB (全交流動力電源喪失) (4.0×10 <sup>-6</sup> /年)	全交流動力電源喪失+SRV再閉鎖失敗 (3.3×10 <sup>-6</sup> /年)	1350	地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)-地震による原子炉補機冷却水系熱交換器の構造損傷	2.3×10 <sup>-7</sup>	61	原子炉隔離時冷却系(所内蓄電池式直流電源設備)の24時間確保	○
			地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)-地震による原子炉補機冷却水系配管の構造損傷	6.3×10 <sup>-8</sup>	18	格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 可搬型代替注水ポンプ(水漏れ補給)	○
			地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による非常用取水路の構造損傷	4.4×10 <sup>-8</sup>	12		○
	全交流動力電源喪失+SRV再閉鎖失敗 (1.9×10 <sup>-6</sup> /年)	1400	地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)-地震による原子炉補機冷却水系熱交換器の構造損傷+SRV再閉鎖失敗(ランダム故障)	1.3×10 <sup>-9</sup>	63	原子炉隔離時冷却系 高圧代替給水系 低圧代替給水系(常設)(復水補給水系) 常設代替交流電源設備 格納容器圧力逃がし装置	△※5
			地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)-地震による原子炉補機冷却水系配管の構造損傷+SRV再閉鎖失敗(ランダム故障)	3.4×10 <sup>-10</sup>	17		△※5
TB (全交流動力電源喪失+RCIC失敗) (3.5×10 <sup>-7</sup> /年)	1550	地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)-地震による原子炉補機冷却水系熱交換器の構造損傷+地震による復水貯蔵槽配管の構造損傷	地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)-地震による原子炉補機冷却水系熱交換器の構造損傷	2.9×10 <sup>-8</sup>	48	原子炉隔離時冷却系※6 高圧代替注水系※7 常設代替交流電源設備 格納容器圧力逃がし装置	△※6
			地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)-地震による非常用取水路の構造損傷	8.6×10 <sup>-9</sup>	14		△※6
			地震による母子の構造損傷(外部電源喪失)-地震による原子炉補機冷却水系配管の構造損傷+地震による復水貯蔵槽配管の構造損傷	8.3×10 <sup>-9</sup>	14		△※6
TBD	直流電源喪失 (6.0×10 <sup>-9</sup> /年)	1550	地震による直流電源電線管の構造損傷 地震による直流電源母線槽の機能損傷 地震による直流電源充電器槽の機能損傷	5.5×10 <sup>-9</sup> 5.6×10 <sup>-10</sup> 4.4×10 <sup>-10</sup>	84 9 7	常設代替直流電源設備	○

※1 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループで発生する複数のシーケンスを、シーケンス上の主要な経路に着目し、詳細化して分類したものである。  
 ※2 範囲内には主要な事故シーケンスの中で最も高い炉心損傷頻度を示すシーケンスのうち、支配的なシーケンスの炉心損傷頻度を示す。また、地震による炉心損傷頻度を示す。また、地震による炉心損傷頻度を示す。また、地震による炉心損傷頻度を示す。  
 ※3 地震 PRA では機器の損傷を発生期間としており、多量化されたある機器が地震により損傷する場合は、ほかの多量化された機器も全て損傷する。  
 ※4 評価対象とした地震加速度領域における炉心損傷頻度に対するミニマルカットセットの希少割合を示す。  
 ※5 SRV からの蒸気流出によって原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が機能喪失する前に交流電源を復旧し、低圧注水に移行できれば炉心損傷を回避できる。  
 ※6 復水貯蔵槽が機能喪失するカットセットに対しては、復水貯蔵槽からサブプレッジョン・チェンベへの水漏れ切替に期待できる場合もあるが、炉心損傷時の管理系による注水が可能。  
 ※7 復水貯蔵槽が機能喪失するカットセットに対しては、復水貯蔵槽が機能喪失する前に交流電源を復旧し、低圧注水に移行できれば炉心損傷を回避できる。

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

第1-1表 事故シーケンスの分析(ミニマルカットセット)の抽出結果(3/3)

評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果※				東海第二発電所		備考
事故 シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス※1	評価対象 とした地震 加速度領域 [gal]	主要なカットセット※3	炉心損傷頻度		対策 有効性
				[/年]	希少割合※4 [%]	
LOCA 時 (LOCA時 注水機能喪失) ( $8.2 \times 10^{-7}$ /年)	原子炉冷却材 圧力バウジングの喪失 ( $7.8 \times 10^{-7}$ /年)	1250	地震による原子炉格納容器内配管の構造損傷	$4.4 \times 10^{-9}$	100	-
			地震によるコントロール建屋の構造損傷	$8.0 \times 10^{-9}$	63	-
			地震による直立盤(制御盤・多重伝送機)の機能損傷	$1.7 \times 10^{-6}$	14	-
			地震によるバイタル分電盤の機能損傷	$1.2 \times 10^{-9}$	9	-
格納容器バイパス ( $1.2 \times 10^{-7}$ /年)	低周波クラス配管破断 +格納容器隔離弁損傷 ( $1.2 \times 10^{-7}$ /年)	1600	地震による原子炉冷却材系吸込ライン 隔離弁の機能損傷+地震による原子炉 冷却材系吸込ライン 隔離弁の下流配管の構造損傷	$4.4 \times 10^{-9}$	36	-
			地震による残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン 隔離弁の機能損傷+地震に よる残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン 隔離弁の下流配管の構造損傷	$4.0 \times 10^{-9}$	33	-
原子炉圧力容器・原 子炉格納容器損傷 ( $8.9 \times 10^{-7}$ /年)	原子炉圧力容器・原 子炉格納容器の損傷 ( $8.9 \times 10^{-7}$ /年)	1500	地震による原子炉圧力容器ベダスタルの構造損傷	$4.6 \times 10^{-8}$	66	-
			地震による制御棒駆動系バウジング(制御棒駆動機構の外側支持部分)の構造損 傷	$9.9 \times 10^{-9}$	14	-
原子炉建屋損傷 ( $3.8 \times 10^{-6}$ /年)	原子炉建屋・ 構築物の損傷 ( $3.8 \times 10^{-6}$ /年)	1750	地震による再循環ポンプモーターケーシングの構造損傷	$6.6 \times 10^{-9}$	10	-
			地震により原子炉建屋が基礎地震すべり線に沿って動くことによる損傷	$1.9 \times 10^{-7}$	89	-
			地震による原子炉建屋の損傷	$2.4 \times 10^{-8}$	11	-

※1 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンス上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したものの、  
 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスのうち、支配的なシーケンスの炉心損傷頻度を示す。  
 ※2 主要な事故シーケンスの中で最も高い炉心損傷頻度を示したシーケンスのうち、最も高い炉心損傷頻度を示す地震加速度領域におけるカットセットの分析結果を示す。  
 ※3 地震PRAでは機器の損傷を完全和関としていたため、多重化されたある機器が地震により損傷する場合は、ほかの多重化された機器も全て損傷する。  
 ※4 評価対象とした地震加速度領域における炉心損傷頻度に対するカットセットの希少割合を示す。

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																	
<p>○ 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)</p> <p>本事故シーケンスグループで最も高い炉心損傷頻度となる加速度領域は 150 gal であり、いずれのカットセットにも、地震による機器の損傷の基事象は含まれていない。このため対策は、内部事象レベル 1PRA の結果抽出されたカットセットに対する対策と同様のものとなる。</p>	<p>【高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）】</p> <p>ヒューマンエラーにより減圧機能が喪失する事象が上位に抽出されている。これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、過渡時自動減圧機能による原子炉減圧が有効である。</p> <p>第1-2表 「高圧注水・減圧機能喪失」における主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1255 483 2347 1600"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>加速度区分 (G)</th> <th>カットセット</th> <th>CDF (／炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> <th>有効性を確認する主な対策</th> <th>対策の有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>0.7～0.8</td> <td rowspan="2">①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗</td> <td>2.7E-07</td> <td>20.2</td> <td rowspan="15">・過渡時自動減圧機能</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>0.8～0.9</td> <td>1.7E-07</td> <td>12.7</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>0.7～0.8</td> <td>②水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗</td> <td>1.6E-07</td> <td>12.4</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>0.7～0.8</td> <td>③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗</td> <td>1.0E-07</td> <td>8.0</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>0.9～1.0</td> <td>①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗</td> <td>1.0E-07</td> <td>7.6</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>0.8～0.9</td> <td>③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗</td> <td>6.5E-08</td> <td>5.0</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>0.7～0.8</td> <td>②水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗</td> <td>6.4E-08</td> <td>4.9</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>0.8～0.9</td> <td>④水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗</td> <td>6.3E-08</td> <td>4.8</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>1.0～1.1</td> <td>①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗</td> <td>5.8E-08</td> <td>4.5</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>0.9～1.0</td> <td>③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗</td> <td>3.9E-08</td> <td>3.0</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>1.1～1.2</td> <td>①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗</td> <td>3.3E-08</td> <td>2.5</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>0.8～0.9</td> <td>②水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗</td> <td>2.5E-08</td> <td>1.9</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>0.9～1.0</td> <td>④水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗</td> <td>2.4E-08</td> <td>1.8</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>1.0～1.1</td> <td>③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗</td> <td>2.3E-08</td> <td>1.8</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>1.2～1.3</td> <td>①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗</td> <td>1.7E-08</td> <td>1.3</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性	1	0.7～0.8	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	2.7E-07	20.2	・過渡時自動減圧機能	○	2	0.8～0.9	1.7E-07	12.7	○	3	0.7～0.8	②水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.6E-07	12.4	○	4	0.7～0.8	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	1.0E-07	8.0	○	5	0.9～1.0	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.0E-07	7.6	○	6	0.8～0.9	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	6.5E-08	5.0	○	7	0.7～0.8	②水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	6.4E-08	4.9	○	8	0.8～0.9	④水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	6.3E-08	4.8	○	9	1.0～1.1	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	5.8E-08	4.5	○	10	0.9～1.0	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	3.9E-08	3.0	○	11	1.1～1.2	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	3.3E-08	2.5	○	12	0.8～0.9	②水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	2.5E-08	1.9	○	13	0.9～1.0	④水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	2.4E-08	1.8	○	14	1.0～1.1	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	2.3E-08	1.8	○	15	1.2～1.3	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.7E-08	1.3	○	
No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性																																																																																													
1	0.7～0.8	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	2.7E-07	20.2	・過渡時自動減圧機能	○																																																																																													
2	0.8～0.9		1.7E-07	12.7		○																																																																																													
3	0.7～0.8	②水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.6E-07	12.4		○																																																																																													
4	0.7～0.8	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	1.0E-07	8.0		○																																																																																													
5	0.9～1.0	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.0E-07	7.6		○																																																																																													
6	0.8～0.9	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	6.5E-08	5.0		○																																																																																													
7	0.7～0.8	②水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	6.4E-08	4.9		○																																																																																													
8	0.8～0.9	④水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	6.3E-08	4.8		○																																																																																													
9	1.0～1.1	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	5.8E-08	4.5		○																																																																																													
10	0.9～1.0	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	3.9E-08	3.0		○																																																																																													
11	1.1～1.2	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	3.3E-08	2.5		○																																																																																													
12	0.8～0.9	②水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	2.5E-08	1.9		○																																																																																													
13	0.9～1.0	④水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	2.4E-08	1.8		○																																																																																													
14	1.0～1.1	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	2.3E-08	1.8		○																																																																																													
15	1.2～1.3	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.7E-08	1.3		○																																																																																													

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																							
<p>○ 全交流動力電源喪失</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失(長期 TB)</li> </ul> <p>主要な事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失」(長期 TB)では、原子炉補機冷却水系又は非常用取水路の構造損傷を含むカットセットが抽出されている。このカットセットに対しては、常設代替交流電源設備により電源を復旧するほか、原子炉隔離時冷却系の運転による長時間の炉心冷却の確保と格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱によってプラントを安定な状態に維持することが有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>直流電源喪失(TBD)</li> </ul> <p>主要な事故シーケンスのうち、「直流電源喪失」(TBD)では、地震により直流電源設備の構造損傷又は機能損傷に至るカットセットが抽出された。このカットセットに対しては、常設代替直流電源設備を用いて直流電源を復旧することにより、炉心損傷を防止することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失+原子炉隔離時冷却系失敗(TBU)</li> </ul> <p>主要な事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失+原子炉隔離時冷却系失敗」(TBU)では、原子炉補機冷却水系又は非常用取水路の構造損傷及び原子炉隔離時冷却</p>	<p>【全交流動力電源喪失（長期TB）】</p> <p>非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の故障が重畳して全交流動力電源喪失に至るカットセット及び軽油貯蔵タンク閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。これらのカットセットが含まれる事故シーケンスは、全交流動力電源喪失後、蓄電池枯渇により原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却が十分に行われず炉心損傷に至る事象となる。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、早期の電源復旧に期待しない場合、原子炉隔離時冷却系の運転が継続している間に電源が不要となる代替注水手段を確保することが有効となる。</p> <p style="text-align: center;">第1-3表 「全交流動力電源喪失（長期TB）」における 主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1255 758 2347 1457"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>加速度区分 (G)</th> <th>カットセット</th> <th>CDF (／炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> <th>有効性を確認する主な対策</th> <th>対策の有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>0.4~0.5</td> <td rowspan="6">①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）+軽油貯蔵タンク閉塞</td> <td>1.1E-09</td> <td>19.9</td> <td rowspan="9">・低圧代替注水系（可搬型）</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>0.3~0.4</td> <td>9.7E-10</td> <td>17.1</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>0.5~0.6</td> <td>9.6E-10</td> <td>16.9</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>0.6~0.7</td> <td>6.9E-10</td> <td>12.2</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>0.2~0.3</td> <td>5.7E-10</td> <td>10.0</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>0.16~0.2</td> <td>1.0E-10</td> <td>1.8</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>0.4~0.5</td> <td rowspan="3">②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）+軽油貯蔵タンク破損</td> <td>7.2E-11</td> <td>1.3</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>0.3~0.4</td> <td>6.5E-11</td> <td>1.1</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>0.5~0.6</td> <td>6.4E-11</td> <td>1.1</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>【全交流動力電源喪失（TBD，TBU）】</p> <p>TBDでは、地震によるケーブルトレイの損傷により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>また、TBUでは、地震による交流電源設備（DG SWポンプ、非常用パワーセンタ）の損傷により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、早期の電源復旧に期待しない場合、高圧代替注水系を起動し、運転が継続している間に電源が不要となる代替注水手段を確保することが有効となる（TBDのカットセットに含まれる地震によるケーブルトレイ損傷についても、非常用直流母線、非常用交流母線とは独立した緊急用母線を</p>	No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性	1	0.4~0.5	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）+軽油貯蔵タンク閉塞	1.1E-09	19.9	・低圧代替注水系（可搬型）	○	2	0.3~0.4	9.7E-10	17.1	○	3	0.5~0.6	9.6E-10	16.9	○	4	0.6~0.7	6.9E-10	12.2	○	5	0.2~0.3	5.7E-10	10.0	○	6	0.16~0.2	1.0E-10	1.8	○	7	0.4~0.5	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）+軽油貯蔵タンク破損	7.2E-11	1.3	○	8	0.3~0.4	6.5E-11	1.1	○	9	0.5~0.6	6.4E-11	1.1	○	
No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性																																																			
1	0.4~0.5	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）+軽油貯蔵タンク閉塞	1.1E-09	19.9	・低圧代替注水系（可搬型）	○																																																			
2	0.3~0.4		9.7E-10	17.1		○																																																			
3	0.5~0.6		9.6E-10	16.9		○																																																			
4	0.6~0.7		6.9E-10	12.2		○																																																			
5	0.2~0.3		5.7E-10	10.0		○																																																			
6	0.16~0.2		1.0E-10	1.8		○																																																			
7	0.4~0.5	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）+軽油貯蔵タンク破損	7.2E-11	1.3		○																																																			
8	0.3~0.4		6.5E-11	1.1		○																																																			
9	0.5~0.6		6.4E-11	1.1		○																																																			

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																					
<p>系の水源となる復水貯蔵槽周りの配管の構造損傷を含むカットセットが抽出されている。このカットセットに対しては、同じ復水貯蔵槽を水源とする高圧代替注水系は有効な対策とならない。一方、サプレッション・チェンバに水源を切り替えることができれば、一定時間、原子炉隔離時冷却系によって注水できると考えると、少なくとも炉心損傷までに数時間程度の時間余裕を有するカットセットである。</p> <p>このため、今回抽出されたカットセットに対しては、原子炉隔離時冷却系による注水及び低圧代替注水系(可搬型)によって、炉心損傷を防止することができると考えられる。また、今回のカットセットとしては抽出されなかったが、事象発生と同時に原子炉隔離時冷却系が故障等によって機能喪失に至るものの復水貯蔵槽は機能を維持する場合等、高圧代替注水系によって炉心損傷を防止することができる場合も考えられる。</p>	<p>通じて、常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置からの給電による対応が有効である。</p> <p style="text-align: center;">第1-4表 「全交流動力電源喪失（TBD）」における 主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1252 457 2353 1360"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>加速度区分 (G)</th> <th>カットセット</th> <th>CDF (1/炉年)</th> <th>寄与割合(%)</th> <th>有効性を確認する主な対策</th> <th>対策の有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>1.1~1.2</td> <td rowspan="12">①地震によるケーブルトレイ損傷</td> <td>3.0E-07</td> <td>14.0</td> <td rowspan="12">・低圧代替注水系(可搬型)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>1.0~1.1</td> <td>2.9E-07</td> <td>13.6</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>1.2~1.3</td> <td>2.5E-07</td> <td>11.6</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>0.9~1.0</td> <td>2.5E-07</td> <td>11.6</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>1.3~1.4</td> <td>2.3E-07</td> <td>10.5</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>0.8~0.9</td> <td>2.1E-07</td> <td>9.9</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>1.4~1.5</td> <td>1.6E-07</td> <td>7.6</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>1.5~1.6</td> <td>1.2E-07</td> <td>5.7</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>0.7~0.8</td> <td>9.5E-08</td> <td>4.4</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>1.6~1.7</td> <td>7.3E-08</td> <td>3.4</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>0.6~0.7</td> <td>4.9E-08</td> <td>2.3</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>1.7~1.8</td> <td>3.8E-08</td> <td>1.8</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (1/炉年)	寄与割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性	1	1.1~1.2	①地震によるケーブルトレイ損傷	3.0E-07	14.0	・低圧代替注水系(可搬型)	○	2	1.0~1.1	2.9E-07	13.6	○	3	1.2~1.3	2.5E-07	11.6	○	3	0.9~1.0	2.5E-07	11.6	○	5	1.3~1.4	2.3E-07	10.5	○	6	0.8~0.9	2.1E-07	9.9	○	7	1.4~1.5	1.6E-07	7.6	○	8	1.5~1.6	1.2E-07	5.7	○	9	0.7~0.8	9.5E-08	4.4	○	10	1.6~1.7	7.3E-08	3.4	○	11	0.6~0.7	4.9E-08	2.3	○	12	1.7~1.8	3.8E-08	1.8	○	
No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (1/炉年)	寄与割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性																																																																	
1	1.1~1.2	①地震によるケーブルトレイ損傷	3.0E-07	14.0	・低圧代替注水系(可搬型)	○																																																																	
2	1.0~1.1		2.9E-07	13.6		○																																																																	
3	1.2~1.3		2.5E-07	11.6		○																																																																	
3	0.9~1.0		2.5E-07	11.6		○																																																																	
5	1.3~1.4		2.3E-07	10.5		○																																																																	
6	0.8~0.9		2.1E-07	9.9		○																																																																	
7	1.4~1.5		1.6E-07	7.6		○																																																																	
8	1.5~1.6		1.2E-07	5.7		○																																																																	
9	0.7~0.8		9.5E-08	4.4		○																																																																	
10	1.6~1.7		7.3E-08	3.4		○																																																																	
11	0.6~0.7		4.9E-08	2.3		○																																																																	
12	1.7~1.8		3.8E-08	1.8		○																																																																	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所							備考
	第1-5表 「全交流動力電源喪失（TBU）」における 主要なカットセット							
	No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (/年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性	
	1	1.5~1.6	①地震によるDG SWポンプ損傷	3.7E-08	8.3	・低圧代替注水系（可搬型）	○	
	2	1.4~1.5		3.6E-08	8.0		○	
	3	1.3~1.4	②地震による非常用パワーセンタ損傷	3.2E-08	7.2		○	
	4	1.2~1.3		3.1E-08	7.0		○	
	5	1.3~1.4	①地震によるDG SWポンプ損傷	3.1E-08	6.9		○	
	6	1.0~1.1	②地震による非常用パワーセンタ損傷	3.0E-08	6.6		○	
	7	1.4~1.5		2.9E-08	6.4		○	
	8	1.1~1.2		2.9E-08	6.4		○	
	9	1.6~1.7	①地震によるDG SWポンプ損傷	2.8E-08	6.4		○	
	10	1.5~1.6	②地震による非常用パワーセンタ損傷	2.1E-08	4.7		○	
	11	1.7~1.8	①地震によるDG SWポンプ損傷	1.8E-08	4.0		○	
	12	1.2~1.3		1.8E-08	3.9		○	
	13	0.9~1.0	②地震による非常用パワーセンタ損傷	1.4E-08	3.2		○	
	14	1.6~1.7		1.4E-08	3.1		○	
	15	0.8~0.9		1.2E-08	2.7		○	
	16	1.8~1.9	①地震によるDG SWポンプ損傷	1.1E-08	2.4		○	
	17	1.1~1.2		9.0E-09	2.0		○	
	18	1.7~1.8	②地震による非常用パワーセンタ損傷	7.8E-09	1.8		○	
	19	1.9~2.0	①地震によるDG SWポンプ損傷	5.4E-09	1.2		○	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>・ 全交流動力電源喪失+SRV 再閉鎖失敗(TBP)</p> <p>主要な事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失+SRV 再閉鎖失敗」(TBP)では、原子炉補機冷却水系又は非常用取水路の構造損傷を含むカットセットが抽出されている。これにより非常用ディーゼル発電機の冷却機能が失われ、外部電源喪失と併せて全交流動力電源喪失に至り、電動駆動の ECCS 注水設備が機能を喪失する。また、SRV 再閉鎖失敗により、長時間の原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系による注水には期待できない。このため、原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系による注水が継続している間に常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、低压代替注水系等による低压注水に移行できる場合には炉心損傷を防止できる。また、低压注水への移行に失敗し、炉心損傷に至る場合については、LOCA 時に ECCS による注水ができず、炉心損傷に至るシーケンスに包絡されると考えられ、炉心損傷に至るものの、電源復旧等の後、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器に注水し、格納容器圧力逃がし装置等による除熱を行うことで、原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>【全交流動力電源喪失（TBP）】</p> <p>TBPでは、地震による交流電源設備（DG SWポンプ、非常用パワーセンタ）の損傷により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットが含まれる事故シーケンスは、全交流動力電源喪失後、駆動蒸気の喪失により原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却が十分に行われず炉心損傷に至る事象となる。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、早期の電源復旧に期待しない場合、原子炉隔離時冷却系の運転が継続している間に電源が不要となる代替注水手段を確保することが有効となる。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所						備考
	第1-6表 「全交流動力電源喪失（TBP）」における 主要なカットセット						
	No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
	1	1.5~1.6	①逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震によるDG SWポン プ損傷	1.9E-10	8.2	・低圧代替注水系（可搬型）	○
	2	1.4~1.5		1.9E-10	7.9		○
	3	1.3~1.4	②逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震による非常用パワ ーセンタ損傷	1.7E-10	7.1		○
	4	1.2~1.3		1.6E-10	7.0		○
	5	1.3~1.4	①逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震によるDG SWポン プ損傷	1.6E-10	6.8		○
	6	1.0~1.1	②逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震による非常用パワ ーセンタ損傷	1.5E-10	6.6		○
	7	1.4~1.5		1.5E-10	6.4		○
	7	1.1~1.2		1.5E-10	6.4		○
	9	1.6~1.7	①逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震によるDG SWポン プ損傷	1.5E-10	6.3		○
	10	1.5~1.6	②逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震による非常用パワ ーセンタ損傷	1.1E-10	4.7		○
	11	1.7~1.8	①逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震によるDG SWポン プ損傷	9.4E-10	4.0		○
	12	1.2~1.3		9.2E-10	3.9		○
	13	0.9~1.0	②逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震による非常用パワ ーセンタ損傷	7.4E-10	3.1		○
	14	1.6~1.7		7.2E-10	3.0		○
	15	0.8~0.9		6.3E-11	2.7		○
	16	1.8~1.9	①逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震によるDG SWポン プ損傷	5.6E-11	2.4		○
	17	1.1~1.2		4.7E-11	2.0		○
	18	1.7~1.8	②逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震による非常用パワ ーセンタ損傷	4.1E-11	1.7		○
	19	1.9~2.0	①逃がし安全弁再閉鎖失敗+地震によるDG SWポン プ損傷	2.8E-11	1.2		○

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																									
<p>○ 崩壊熱除去機能喪失(TW)</p> <p>いずれのカットセットにも、残留熱除去系のランダム故障が含まれている。この基事象に対しては、代替原子炉補機冷却系ユニットによる海水への熱除去機能の代替には期待できないが、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱により炉心損傷（格納容器先行破損）を防止できる。</p>	<p><b>【崩壊熱除去機能喪失（TW，TBW）】</b></p> <p>低加速度領域（～0.5G）における主要なカットセットとして、ヒューマンエラー及び残留熱除去系海水系のランダム故障（弁、ストレーナ閉塞等）により崩壊熱除去機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。また、高加速度領域（1.0G～）における主要なカットセットとして、地震による残留熱除去系のゲート弁の損傷により崩壊熱除去機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策として、残留熱除去系海水系が機能喪失している場合は、緊急用海水系及び残留熱除去系を用いた除熱や、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントによる除熱が有効である。また、残留熱除去系が機能喪失している場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントによる除熱が有効である。</p> <p style="text-align: center;">第1-7表 「崩壊熱除去機能喪失（TW）」における主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1255 751 2347 1512"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>加速度区分 (G)</th> <th>カットセット</th> <th>CDF (／炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> <th>有効性を確認する主な対策</th> <th>対策の有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>0.16～0.2</td> <td rowspan="4">①RHR系操作失敗</td> <td>1.7E-06</td> <td>30.6</td> <td rowspan="4">[RHR故障時] ・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>0.2～0.3</td> <td>1.1E-06</td> <td>19.1</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>0.3～0.4</td> <td>3.0E-07</td> <td>5.5</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>0.4～0.5</td> <td>1.1E-07</td> <td>2.1</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>0.16～0.2</td> <td rowspan="2">②RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障</td> <td>1.0E-07</td> <td>1.9</td> <td rowspan="2">[取水機能喪失時] ・緊急用海水系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>0.2～0.3</td> <td>6.5E-08</td> <td>1.2</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性	1	0.16～0.2	①RHR系操作失敗	1.7E-06	30.6	[RHR故障時] ・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○	2	0.2～0.3	1.1E-06	19.1	○	3	0.3～0.4	3.0E-07	5.5	○	4	0.4～0.5	1.1E-07	2.1	○	5	0.16～0.2	②RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	1.0E-07	1.9	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○	6	0.2～0.3	6.5E-08	1.2	○	
No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性																																					
1	0.16～0.2	①RHR系操作失敗	1.7E-06	30.6	[RHR故障時] ・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント	○																																					
2	0.2～0.3		1.1E-06	19.1		○																																					
3	0.3～0.4		3.0E-07	5.5		○																																					
4	0.4～0.5		1.1E-07	2.1		○																																					
5	0.16～0.2	②RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通原因故障	1.0E-07	1.9	[取水機能喪失時] ・緊急用海水系	○																																					
6	0.2～0.3		6.5E-08	1.2		○																																					

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (シーケンス選定 別紙5)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所						備考
	第1-8表 「崩壊熱除去機能喪失 (TBW)」における主要なカットセット						
	No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (炉年)	寄与割合 (%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
	1	0.4~0.5		4.5E-09	7.0	・常設代替高圧電源装置	○
	2	0.3~0.4	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障	4.0E-09	6.2		○
	3	0.5~0.6		4.0E-09	6.1		○
	4	0.4~0.5	②地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + DG-2C/2D起動失敗共通原因故障	3.0E-09	4.7		○
	5	0.6~0.7	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + DG-2C/2D運転継続失敗共通原因故障	2.9E-09	4.4		○
	6	0.3~0.4	②地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + DG-2C/2D起動失敗共通原因故障	2.7E-09	4.2		○
	7	0.5~0.6		2.7E-09	4.2		○
	8	0.2~0.3	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 非常用ディーゼル発電機-2C/2D運転継続失敗共通原因故障	2.3E-09	3.6		○
	9	0.6~0.7	②地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 非常用ディーゼル発電機-2C/2D起動失敗共通原因故障	1.9E-09	3.0		○
	10	0.4~0.5	③地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + DG SW-2A/2Bストレーナ閉塞共通原因故障	1.6E-09	2.5		○
	11	0.2~0.3	②地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 非常用ディーゼル発電機-2C/2D起動失敗共通原因故障	1.6E-09	2.5		○
	12	0.3~0.4	③地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + DG SW-2A/2Bストレーナ閉塞共通原因故障	1.4E-09	2.2		○
	13	0.5~0.6		1.4E-09	2.2		○
	14	0.6~0.7	④地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 非常用パワーセンタ損傷	1.1E-09	1.6		○
	15	0.6~0.7	③地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + DG SW-2A/2Bストレーナ閉塞共通原因故障	1.0E-09	1.6		○
	16	0.2~0.3		8.4E-10	1.3		○

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○ 原子炉停止機能喪失(TC)</p> <p>いずれのカットセットにも、原子炉補機冷却水系又は非常用取水路の構造損傷が含まれている。原子炉スクラムが必要な際に制御棒を挿入できない場合、高圧炉心注水系による水位制御に期待できないことから炉心損傷に至る。</p> <p>原子炉停止機能について、ABWR である柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、今回重大事故等対処設備として位置づけた機能・設備がプラント設計当初から設置されていたことから、今回はこれらの機能・設備を考慮してPRAを実施した。このため、これらの機能・設備の喪失を含めて炉心損傷に至るカットセットが抽出されており、対策の有効性を確認することはできない。</p>	<p>【原子炉停止機能喪失（TC）】</p> <p>地震によるスクラム系（シュラウドサポート）の損傷を要因とするカットセットが上位に抽出されている。</p> <p>これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及びほう酸水注入系による対応が有効である。ただし、地震によりケーブルトレイ又はDG SWが損傷するカットセットを含む場合は、交流電源の喪失又は直流電源の喪失により代替の原子炉停止手段であるほう酸水注入系が機能喪失すること、及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失により原子炉水位の確保が困難であることから、炉心損傷を防ぐことができない。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所						備考
	第1-9表 「原子炉停止機能喪失」における主要なカットセット						
	No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (1/炉年)	寄与割合 (%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
	1	1.4~1.5	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるシュラウドサポート損傷	1.3E-08	11.0	・代替原子炉再循環ポンプ トリップ ・ほう酸水注入系	○
	2	1.3~1.4		1.2E-08	10.3		○
	3	1.5~1.6		1.1E-08	9.3		○
	4	1.2~1.3		8.5E-09	7.1		○
	5	1.6~1.7		8.0E-09	6.7		○
	6	1.1~1.2		5.7E-09	4.8		○
	7	1.7~1.8		4.4E-09	3.7		○
	8	1.6~1.7	②地震によるケーブルトレイ損傷+地震によるシュラウドサポート損傷	4.0E-09	3.3	-	-
	9	1.5~1.6		3.9E-09	3.3		-
	10	1.7~1.8		3.4E-09	2.8		-
	11	1.0~1.1	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるシュラウドサポート損傷	3.3E-09	2.8	・代替原子炉再循環ポンプ トリップ ・ほう酸水注入系	○
	12	1.4~1.5	②地震によるケーブルトレイ損傷+地震によるシュラウドサポート損傷	2.7E-09	2.3	-	-
	13	1.8~1.9		2.7E-09	2.2		-
	14	1.8~1.9	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるシュラウドサポート損傷	2.1E-09	1.8	・代替原子炉再循環ポンプ トリップ ・ほう酸水注入系	○
	15	1.9~2.0	②地震によるケーブルトレイ損傷+地震によるシュラウドサポート損傷	2.1E-09	1.8	-	-
	16	2.0~3.0		2.0E-09	1.7		-
	17	1.3~1.4		1.9E-09	1.6		-
	18	1.7~1.8	③地震によるDGSWポンプ損傷+地震によるシュラウドサポート損傷	1.6E-09	1.3	-	-
	19	1.6~1.7		1.6E-09	1.3		-
	20	1.8~1.9		1.4E-09	1.2		-
	21	0.9~1.0	①地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) +地震によるシュラウドサポート損傷	1.2E-09	1.0	・代替原子炉再循環ポンプ トリップ ・ほう酸水注入系	○

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙5）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○ LOCA 時注水機能喪失(LOCA)</p> <p>カットセットとしては、地震による原子炉格納容器内配管の構造損傷が抽出された。地震動に応じた詳細な損傷の程度を評価することは困難なことから、原子炉格納容器内配管の構造損傷を以て炉心損傷直結としているものの、実際には配管損傷の規模に応じて炉心損傷を防止できる場合も考えられる。</p> <p>○ その他の炉心損傷直結事象</p> <p>計測・制御系喪失、格納容器バイパス、原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷については、別紙2 のとおり、評価方法にかなりの保守性を有しており、また、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、炉心損傷直結事象として整理しているものの、実際には損傷の程度に応じて使用可能な重大事故等対処設備等を用いて対応することにより、炉心損傷を防止できる可能性があるものとする。その場合は、損傷した機能に応じて内部事象運転時レベル 1PRA の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものとする。</p> <p>例えば、別紙2 の2.1 建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷の(4)に示したとおり、現実的には考えにくいものの、仮に基礎地盤の変形が生じ、建屋間での配管破断に至り、原子炉建屋内への水の流入によって高圧・低圧注水機能の喪失に至ったとしても、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉隔離時冷却系による注水や低圧代替注水系(可搬型)によって対応できると考える。</p> <p>また、別紙2 の2.2 建屋・構築物(圧力容器・格納容器)の損傷の(4)に示したとおり、フラジリティの評価手法が有する保守性により、現実的にはPRA の結果以上に起こりにくい事象と考えるものの、仮にペDESTALにおける支持機能の喪失が発生し、一次系の配管破断等が発生した場合は、LOCA と同等の対応として、使用可能な注水設備による注水及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた除熱によって、プラントを安定な状態に導くことができると考える。</p> <p>2. 津波レベル 1PRA</p> <p>津波 PRA の結果、今回評価の対象としたプラント状態では、津波高さ 4.2m 以上の場合、取水口からの浸水により炉心損傷に至る。津波高さと同様に安全上重要な機器の組み合わせから、高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)、直流電源喪失(TBD)に事故シーケンスグループを区分しているものの、安全上重要な機器の機能喪失の原因はいずれも浸水であり、対策としては浸水防止対策が最も有効であるとする。</p> <p>また、何らかの要因により浸水防止対策が機能せず、建屋内に浸水した場合には、喪失した機能に応じ、重大事故等対処設備等を用いて対応することで、炉心損傷を防止できるものとする。何らかの要因による建屋内への浸水時に重大事故等対処設備等に期待できるか否かについては、建屋内への浸水の状況等による部分もあるが、建</p>	<p>2. 津波レベル 1 P R A</p> <p>(1) 選定条件</p> <p>事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため、ここでは、各事象シーケンスについて以下の基準を基に主要なカットセットを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事故シーケンスグループのうち、最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンスについて、上位3位まで</li> </ul> <p>各事故シーケンスにおける主要なカットセットの抽出結果及び主要なカットセットに対して、整備する炉心損傷防止対策で対応可能であるかを確認した。確認結果を第2-1表に示す。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																			
<p>屋内部の浸水防止対策や高台に配備した設備等により対応することが可能であると考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(2) 主要なカットセットの確認結果</p> <p>津波PRAより抽出されるシーケンスについては、津波に起因する事故シーケンスへの対応に必要な安全機能を有する常設重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備に対して津波防護対策を施すことにより、第2-1表に示したとおり主要なカットセットレベルまで展開しても、整備する炉心損傷防止対策により同様に炉心損傷を防止することが可能である。</p> <p style="text-align: center;">表2-1 津波PRAにおける事故シーケンスごとの主要なカットセット</p> <table border="1" data-bbox="1255 577 2350 1102"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>津波区分<sup>※1</sup></th> <th>CDF (/炉年)</th> <th>主要なカットセット</th> <th>CDF (/炉年)</th> <th>全CDFに対する 割合<sup>※1</sup></th> <th>有効性を確認する主な対策<sup>※2</sup></th> <th>対策の有効性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)</td> <td rowspan="4">T.P.+20m ～T.P.+22m</td> <td>3.2E-06</td> <td>①最終ヒートシンク喪失</td> <td>3.2E-06</td> <td>73.4%</td> <td rowspan="5">・津波防護対策 ・緊急用海水系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">最終ヒートシンク喪失 +高圧炉心冷却失敗</td> <td rowspan="3">1.1E-08</td> <td>①最終ヒートシンク喪失+RCICポンプ起動失敗</td> <td>4.7E-09</td> <td>0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>②最終ヒートシンク喪失+RCICメンテナンス</td> <td>3.0E-09</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>③最終ヒートシンク喪失+RCIC流量制御器故障</td> <td>5.4E-10</td> <td>&lt;0.1%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンク喪失 +逃がし安全弁再閉鎖失敗</td> <td>1.7E-08</td> <td>①最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗</td> <td>1.7E-08</td> <td>0.4%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失</td> <td>T.P.+22m ～T.P.+24m</td> <td>7.6E-07</td> <td>①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失</td> <td>7.6E-07</td> <td>17.6%</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>防潮堤損傷</td> <td>T.P.+24m～</td> <td>3.3E-07</td> <td>①防潮堤損傷</td> <td>3.3E-07</td> <td>7.6%</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：防潮堤前面位置における津波高さ                  ※2：有効性を確認する主な対策等に対して必要な浸水防護対策を施すことにより炉心損傷防止が可能</p>	事故シーケンス	津波区分 <sup>※1</sup>	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	全CDFに対する 割合 <sup>※1</sup>	有効性を確認する主な対策 <sup>※2</sup>	対策の有効性	最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)	T.P.+20m ～T.P.+22m	3.2E-06	①最終ヒートシンク喪失	3.2E-06	73.4%	・津波防護対策 ・緊急用海水系	○	最終ヒートシンク喪失 +高圧炉心冷却失敗	1.1E-08	①最終ヒートシンク喪失+RCICポンプ起動失敗	4.7E-09	0.1%	○	②最終ヒートシンク喪失+RCICメンテナンス	3.0E-09	<0.1%	○	③最終ヒートシンク喪失+RCIC流量制御器故障	5.4E-10	<0.1%	○	最終ヒートシンク喪失 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-08	①最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-08	0.4%	○	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	T.P.+22m ～T.P.+24m	7.6E-07	①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	7.6E-07	17.6%	○	防潮堤損傷	T.P.+24m～	3.3E-07	①防潮堤損傷	3.3E-07	7.6%	—	—	
事故シーケンス	津波区分 <sup>※1</sup>	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	全CDFに対する 割合 <sup>※1</sup>	有効性を確認する主な対策 <sup>※2</sup>	対策の有効性																																														
最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)	T.P.+20m ～T.P.+22m	3.2E-06	①最終ヒートシンク喪失	3.2E-06	73.4%	・津波防護対策 ・緊急用海水系	○																																														
最終ヒートシンク喪失 +高圧炉心冷却失敗		1.1E-08	①最終ヒートシンク喪失+RCICポンプ起動失敗	4.7E-09	0.1%		○																																														
			②最終ヒートシンク喪失+RCICメンテナンス	3.0E-09	<0.1%		○																																														
			③最終ヒートシンク喪失+RCIC流量制御器故障	5.4E-10	<0.1%		○																																														
最終ヒートシンク喪失 +逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-08	①最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-08	0.4%	○																																																
原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	T.P.+22m ～T.P.+24m	7.6E-07	①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	7.6E-07	17.6%	○																																															
防潮堤損傷	T.P.+24m～	3.3E-07	①防潮堤損傷	3.3E-07	7.6%	—	—																																														

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙6）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	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>「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。)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、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、水素燃焼及び溶融物直接接触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        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> <p>-----</p> <p>原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、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> <p>-----</p> <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        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。        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。        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        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</p>	<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p>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</p> <p>必ず想定する格納容器破損モードうち、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>	<p>・東海第二がレベル1.5PRAにおいて水素燃焼を除外している理由は、本文2.2.1に記載している</p>

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

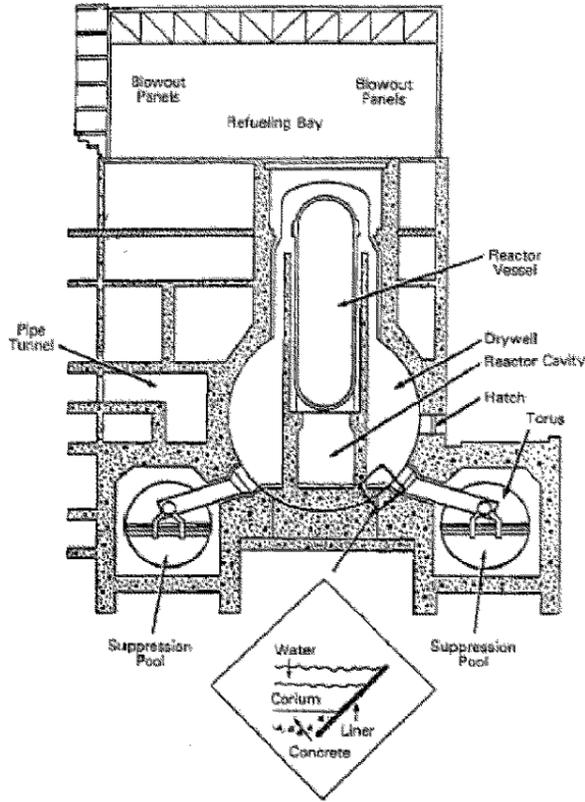
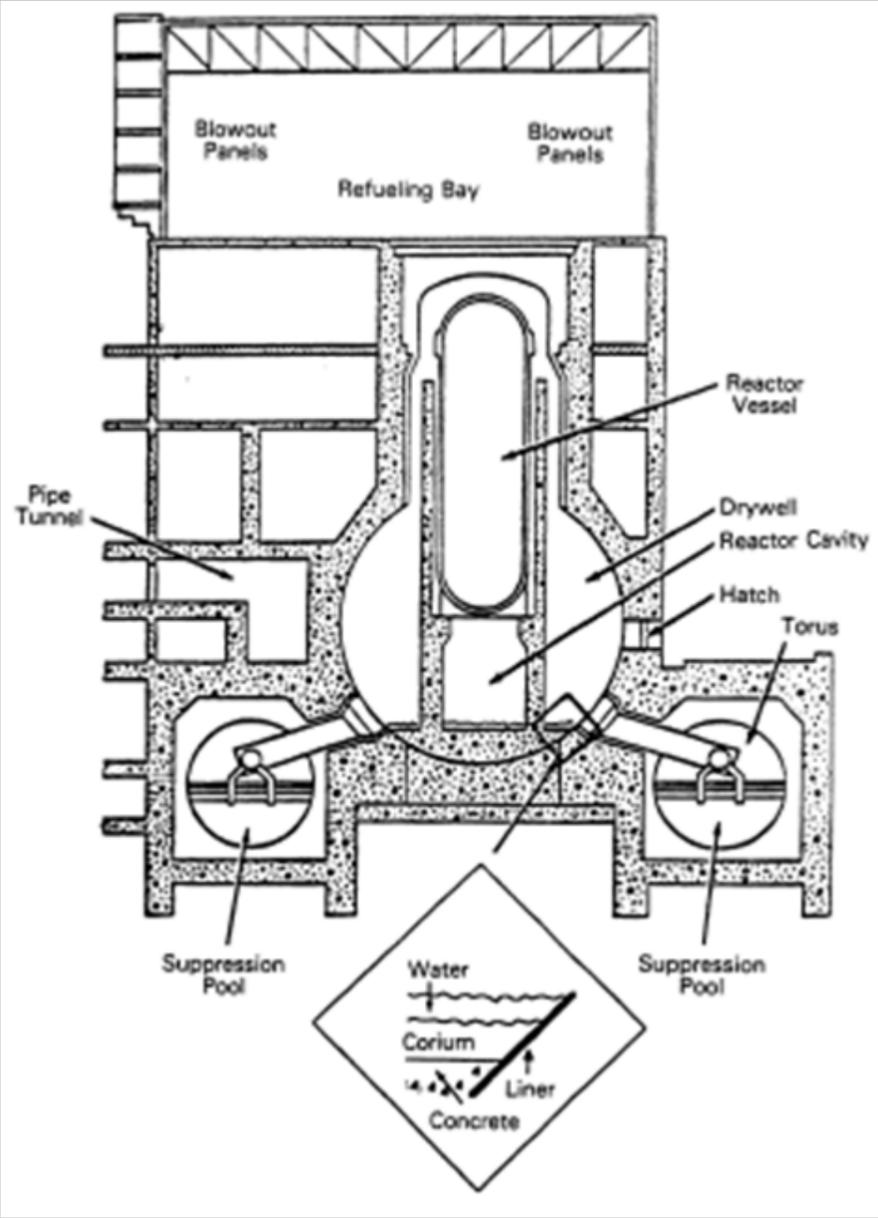
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙6）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>濃度の上昇については何も対応しない</p> <p>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>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</p> <p>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> <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> <p>・シェルアタックについて</p> <p>シェルアタックについては、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部に落下する。この時、BWR MARK-I型格納容器はペ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すことはな</p>	<p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>a. 現象の概要</p> <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> <p>1. 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>シェルアタックについては、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、MARK-II型格納容器では、格納容器の構造上、ペDESTAL(ドライウェル部)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</p>	

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

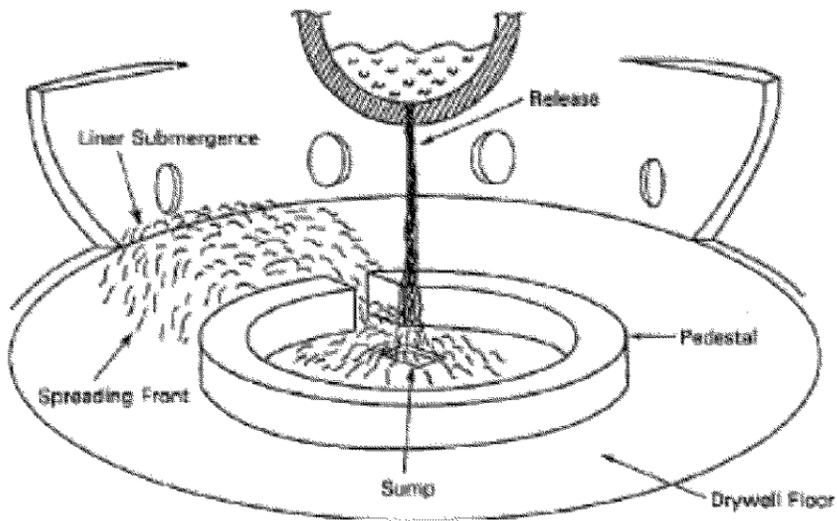
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙6）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>い。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 style="text-align: right;">以上</p>	<p>生の可能性はない。</p> <p>よって、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>3. 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</p> <p>(1) レベル1.5PRAにおけるライナープレート破損の考え方</p> <p>レベル1.5PRAにおいては、環境への放射性物質の大規模放出に至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）、熔融炉心・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、Mark-I型格納容器特有の破損モードであり、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。</p> <p>(2) 有効性評価におけるライナープレート破損の考え方</p> <p>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、熔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、熔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）における熔融炉心・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）内で熔融炉心が適切に冷却されることを確認している。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>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。</p> <p>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、熔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、熔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</p>	<p>・東海第二は、炉心熔融物がペDESTAL床面を貫通してサブプレッション・プールに落下する構造となっている。3.では、この構造を重要事故シーケンス選定においてどのように扱ったかを記載。</p>

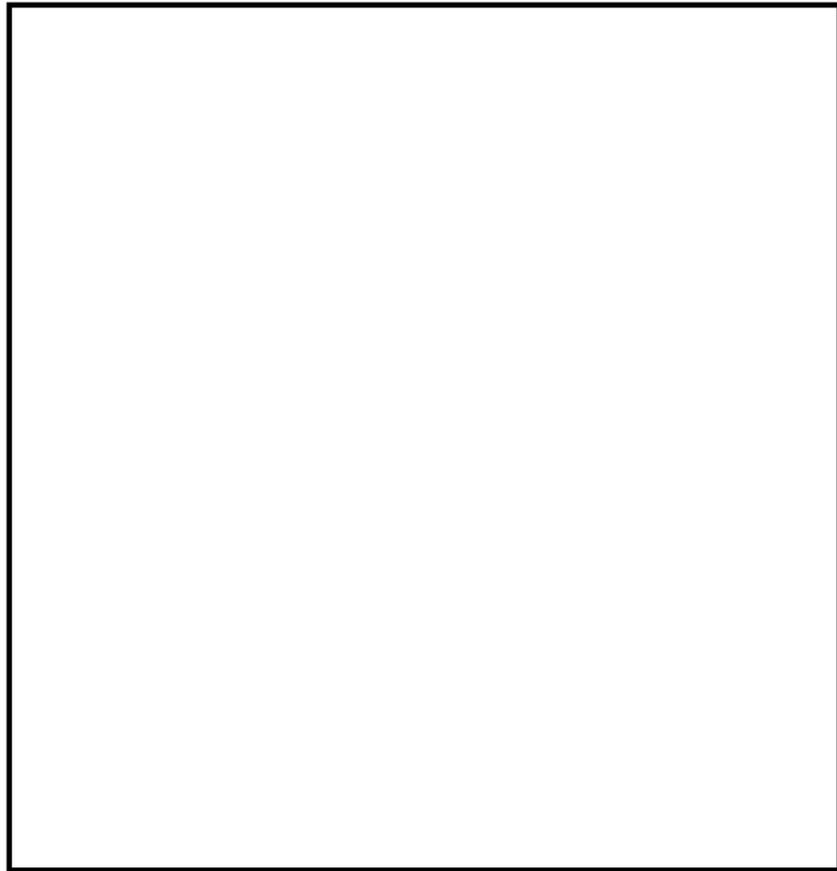
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>参考文献                      [1] NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)</p>  <p>第 1 図 BWR MARK-I 型格納容器におけるシェルアタックのイメージ(側面図)<sup>[1]</sup></p>	<p>おける溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することで、ライナ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。</p> <p>参考文献                      [1] U.S. NRC, “The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner” NUREG/CR-6025, November 1993</p>  <p>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></p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機



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>



第 3 図 RCCV 型格納容器の構造

東海第二発電所

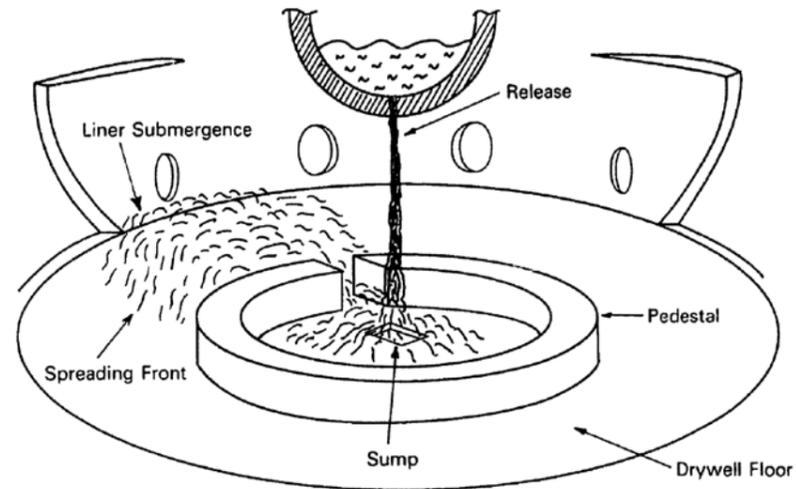


図 2 BWR MARK-I 型格納容器における格納容器直接接触の物理現象図<sup>[1]</sup>

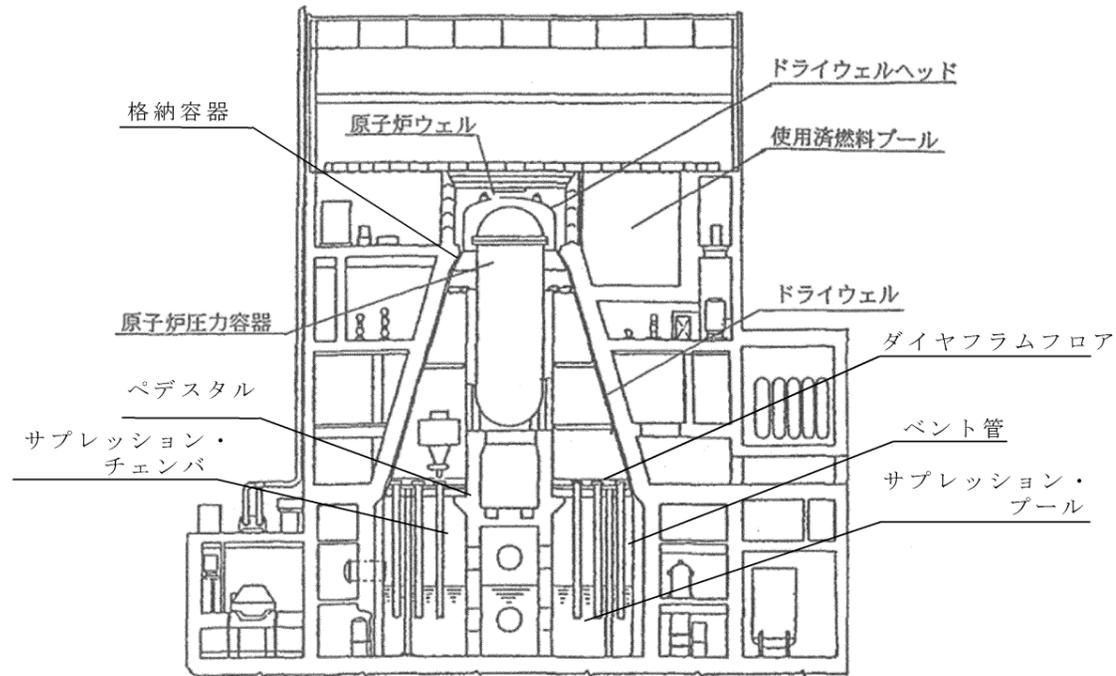


図 3 東海第二発電所 (MARK-II 型) の格納容器概略図

備 考

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (シーケンス選定 別紙 6)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<div data-bbox="172 268 1121 1766" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1121 514 1169 1583" style="position: absolute; right: 10px; top: 50%; transform: translateY(-50%);">                     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)                 </div>		

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考															
<p style="text-align: right;">別紙7</p> <p>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><b>【分岐確率の根拠】</b>                  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。                  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。更に、格納容器隔離失敗の継続時間の情報が無いことから、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。                  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。                  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><b>【旧JNESによる検討事例】</b>                  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><b>【分岐確率の設定について】</b>                  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。                  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</p>	<p style="text-align: right;">別紙7</p> <p>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. 格納容器隔失敗の分岐確率の根拠                  (1) 格納容器隔失敗の分岐確率の根拠                  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<sup>(1)</sup>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。                  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 style="text-align: center;">表1 大規模漏えいとして抽出された事象</p> <table border="1" data-bbox="1353 972 2270 1205"> <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) 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1.5PRAでは、1984年までのデータを用いた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<sup>(2)</sup>がある。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。                  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ILRT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。  <math>0.5/217 = 2.3E-3</math></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															

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙7）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>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><b>【格納容器隔離失敗事象への対応】</b></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、原子炉圧力容器の急速減圧、炉水位をバイパス破断が生じた配管の原子炉圧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>大規模漏えいに至る事象実績<sup>*</sup> : 0.5件          ILRT試験数 : 217件  <sup>*</sup>: 発生経験がないため、発生実績を0.5件と仮定。          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>5.0E-3/d</math> よりも小さい値となっており、EPR 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          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>(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、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。</p> <p>(b) 格納容器アクセス部からの漏えい          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、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</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>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          定期点検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) 格納容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、重大事故等発生時に、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、</p>	<p>・柏崎は格納容器隔離失敗の経路、発生を防止する対策及び発生後の対策を記載しているが、東二は格納容器隔離失敗の経路、及び発生を防止する対策を重点的に記載している。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（シーケンス選定 別紙7）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>参考文献</p> <p>[1] NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems., U.S. Nuclear Regulatory Commission (1985)</p> <p>[2] 「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」独立行政法人 原子力安全基盤機構 (2006)</p>	<p>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>参考文献</p> <p>(1) NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, U.S.NRC, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, EPRI, October 2008</p>	