

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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<div>1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</div> <div>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第 1-1 図に示す。本プロセスに従い，各検討ステップにおける実施内容を整理した。</div> <div>【概要】</div> <div>① 内部事象 PRA，外部事象 PRA(適用可能なものとして地震，津波を選定)及び PRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。</div> <div>② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。</div> <div>③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難なものは，格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。</div> <div>④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に記載の観点(共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量，代表性)に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</div> <div>1.1 事故シーケンスグループの分析について</div> <div>解釈には，炉心損傷防止対策の有効性評価に係わる事故シーケンスグループの，個別プラント評価による抽出に関して以下のとおり示されている。</div>	<div>1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</div> <div>炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第 1－1 図に示す。本プロセスに従い，各検討ステップにおける実施内容を整理した。</div> <div>【概 要】</div> <div>(1) 事故シーケンスの抽出</div> <div>内部事象 P R A，外部事象 P R A（適用可能なものとして地震及び津波を選定）及び P R Aが適用可能でないと判断した外部事象についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。</div> <div>(2) 抽出した事故シーケンスの整理</div> <div>抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスについては，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。また，抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスは，格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。</div> <div>(3) 重要事故シーケンスの選定</div> <div>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド」という。）」に記載の観点（共通原因故障・系統間依存性，余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</div> <div>1.1 事故シーケンスの抽出</div> <div>解釈には，炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し，以下のとおり示されている。</div>	

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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<div>1－1</div> <div>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</div> <div>① BWR</div> <div>・ 高圧・低圧注水機能喪失</div> <div>・ 高圧注水・減圧機能喪失</div> <div>・ 全交流動力電源喪失</div> <div>・ 崩壊熱除去機能喪失</div> <div>・ 原子炉停止機能喪失</div> <div>・ LOCA 時注水機能喪失</div> <div>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</div> <div>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</div> <div>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関する PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</div> <div>② その結果，上記 1－1 (a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には，想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお，「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については，上記 1－1 (a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</div>	<div>1－1</div> <div>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</div> <div>①BWR</div> <div>・ 高圧・低圧注水機能喪失</div> <div>・ 高圧注水・減圧機能喪失</div> <div>・ 全交流動力電源喪失</div> <div>・ 崩壊熱除去機能喪失</div> <div>・ 原子炉停止機能喪失</div> <div>・ L O C A時注水機能喪失</div> <div>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）</div> <div>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</div> <div>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（P R A）及び外部事象に関する P R A（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。</div> <div>②その結果，上記 1－1 (a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には，想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお，「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については，上記 1－1 (a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</div>	
<p>上記 1－1 (b)①に関して，PRA の適用可能な外部事象については日本原子力学会における PRA 実施基準の標準化の状況，試評価実績の有無等を考慮し，地震及び津波とした。したがって，内部事象レベル 1PRA，地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA を実施し，事故シーケンスグループを評価した。</p> <p>また，PRA の適用が困難と判断した地震，津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。</p> <p>実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を 1.1.1 に示す。</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理</p> <p>(1) PRA に基づく整理</p> <p>内部事象レベル 1PRA では，各起因事象の発生後，炉心損傷を防止するための緩和手段等の組み合わせを評価し，第 1-2 図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。PRA の対象とした柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の主な設備系統を第 1-1 表に示す。また，選定した起因事象及びその発生頻度を第 1-2 表に示す。</p> <p>外部事象に関しては，PRA が適用可能な事象として地震レベル 1PRA 及び津波レベ</p>	<p>上記 1－1 (b)①に関して，内部事象レベル 1 P R Aに加えて P R Aの適用可能な外部事象として，一般社団法人日本原子力学会において実施基準が標準化され，試評価等の実績を有する地震レベル 1 P R A及び津波レベル 1 P R Aを実施し，事故シーケンスグループの抽出を行った。</p> <p>また，P R Aの適用が困難と判断した地震及び津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については，定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。</p> <p>事故シーケンスグループの抽出及び分析結果を以下に示す。</p> <p>(1) P R Aに基づく抽出</p> <p>内部事象レベル 1 P R Aでは，各起因事象の発生後，炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し，第 1－2 図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。</p> <p>地震 P R A及び津波 P R Aに関しては，建屋・構築物，大型機器等の大規模な損</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>ル 1PRA を実施し，内部事象と同様にイベントツリー分析を行い，炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第 1-3 図に地震 PRA の階層イベントツリーを，第 1-4 図に地震 PRA のイベントツリーを，第 1-5 図に津波 PRA の津波高さ別イベントツリーを，第 1-6 図に津波 PRA のイベントツリーを示す。地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第 1-3 表に，津波高さと発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第 1-4 表に示す。</p> <p>地震や津波の場合，各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの，起因事象が内部事象と同じであれば，炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため，事故シーケンスも内部事象と同様である。また，地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA では，内部事象レベル 1PRA では想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や，建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも扱っている。</p> <p>各 PRA により抽出した事故シーケンスを第 1-5 表に，評価結果を第 1-7 図及び第 1-8 図に示す。</p>	<p>傷が発生し，直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスや複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱っており，プラントへ与える影響度の高い順に起因事象階層イベントツリーの形で整理することで，複合的な事象発生 の組合せも含めた事故シーケンスの抽出を実施している。また，直接的に炉心損傷に至る事故シーケンス以外の事象については，内部事象 P R A と同様に各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和機能等の組合せをイベントツリーで分析し，事故シーケンスを抽出している。</p> <p>地震 P R A の起因事象階層イベントツリー及びイベントツリーを第 1－3 図及び第 1－4 図に，津波 P R A の起因事象階層イベントツリー及びイベントツリーを第 1－5 図及び第 1－6 図に示す。</p> <p>また，各 P R A より抽出した事故シーケンスを第 1－1 表に示す。</p>	
<p>(2) PRA に代わる検討に基づく整理</p> <p>PRA の適用が困難な地震，津波以外の外部事象(以下「その他の外部事象」という。)については，その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では，外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定される。また，洪水，風(台風)，竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災，人為事象等において想定される事象は，いずれも内部事象レベル 1PRA で想定する起因事象に包絡されるため，その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。(別紙 1)</p>	<p>(2) P R A に代わる検討に基づく分析</p> <p>P R A の適用が困難と判断したその他の外部事象については，その他の外部事象によって誘発される事象について検討した。内部火災及び内部溢水では，同一区画内に近接設置されている安全施設や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり，過渡事象等の発生が想定される。また，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災，人為事象等において想定される事象は，いずれも今回の P R A で想定する起因事象に包絡されるため，その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。</p> <p>したがって，その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスは抽出されないと判断した（別紙 1）。</p>	
<p>1. 1. 2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>今回実施したレベル 1PRA により抽出した各事故シーケンス(第 1-5 表参照)を，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と，解釈の 1－1 (a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループとの関係及び解釈の 1－2 に示されている要件との関係等を第 1-6 表に整理した。また，整理の内容を 1. 1. 2. 1～1. 1. 2. 3 に示す。</p>	<p>1. 2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>今回実施した P R A により抽出した各事故シーケンス（第 1－1 表）について，緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る要因等の観点で分類した結果と，解釈 1－1 (a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループとの関係及び解釈 1－2 に示されている要件との関係等を第 1－2 表，第 1－7 図及び第 1－8 図に整理した。また，整理の内容を以下に示す。</p>	
<p>1. 1. 2. 1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>今回実施したレベル 1PRA により抽出した各事故シーケンス(第 1-5 表参照)について，炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(a)～(g) 及びこれ以外のシーケンスに分類</p>	<p>1. 2. 1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>今回実施した P R A により抽出した各事故シーケンス（第 1－1 表）のうち，緩和機能の喪失状況，炉心損傷に至る要因及びプラントへの影響等の観点で，解釈 1－1 (a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応する事故シーケンスについて以下</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>した。緩和機能の喪失状況，プラントの状態の観点で，(a)～(g)は，解釈 1－1 (a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。</p> <p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能を喪失し，原子炉の減圧には成功するが，低圧注水機能が喪失して，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。</p> <p>(b) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX) 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失(長期 TB，TBD，TBP，TBU) 外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の確保に失敗する等，全交流動力電源喪失の発生後に，安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。 なお，PRA では電源喪失のシーケンスを長期 TB，TBD，TBP 及び TBU に詳細化して抽出しているが，いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスグループであるため，解釈 1－1 (a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>(d) 崩壊熱除去機能喪失(TW) 運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの，原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し，炉心損傷前に原子炉格納容器が過圧により破損，その後，炉心の著しい損傷に至るおそれのあるシーケンスを，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。</p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失(TC) 運転時の異常な過渡変化の発生後，原子炉停止機能を喪失し，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。</p> <p>(f) LOCA 時注水機能喪失(AE，S1E，S2E) 大破断 LOCA の発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失，又は，中小破断 LOCA の発生後の「高圧注水機能及び低圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により，炉心の著しい損傷に至るシーケンスを，事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」として分類する。 なお，PRA では LOCA 時の注水機能喪失シーケンスを，破断口の大きさに応じて AE(大破断 LOCA を起因とする事故シーケンス)，S1E(中破断 LOCA を起因とする事故シーケンス)及び S2E(小破断 LOCA を起因とする事故シーケンス)に詳細化して抽出している</p>	<p>に示す。</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失（T Q U V） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a)に記載の「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失（T Q U X） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a)に記載の「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失（長期 T B，T B D，T B P，T B U） 外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の確保に失敗する等，全交流動力電源喪失の発生により，原子炉注水機能を有する系統及び機器が機能喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。 なお，P R Aでは電源喪失に至る事故シーケンスとして長期 T B，T B D，T B P 及び T B Uを抽出しているが，いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスであるため，解釈 1－1 (a)に記載の「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理する。</p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失（T W，T B W） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉の注水等の炉心冷却に成功するものの，格納容器からの崩壊熱除熱機能が喪失することで，炉心損傷前に格納容器が破損し，その後，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失（T C） 運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉停止機能が喪失し，設計上の除熱能力を超える熱が格納容器に負荷されることで炉心損傷前に格納容器が破損し，その後，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a)に記載の「原子炉停止機能喪失」に分類する。</p> <p>(6) L O C A時注水機能喪失（A E，S 1 E，S 2 E） L O C Aの発生後，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失，又は高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a)に記載の「L O C A時注水機能喪失」に分類する。</p>	<p>・ T B Wは，BWR－5 プラント特有の事故シーケンス。</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 1 章）

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、いずれも LOCA 時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、解釈 1－1 (a)に記載の事故シーケンスグループでは「LOCA 時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>(g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA) (ISLOCA)</p> <p>インターフェイスシステム LOCA の発生後、破断箇所の隔離に失敗し、非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」に分類する。</p> <p>1. 1. 2. 2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>今回実施したレベル 1PRA により抽出した各事故シーケンス(第 1-5 表参照)のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈 1－1 (a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては、地震に伴い発生する地震特有の事象として以下の事故シーケンスグループを抽出した。</p> <p>(5) 原子炉建屋損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。</p> <p>大規模な地震において原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p>	<p>(7) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) (ISLOCA)</p> <p>インターフェイスシステム LOCA の発生後、破損箇所の隔離に失敗し、格納容器貫通配管からの漏えいが防止できずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a)に記載の「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」に分類する。</p> <p>1. 2. 2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>(1) 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンス</p> <p>今回実施した PRAにより抽出した各事故シーケンス（第 1－1 表）のうち、緩和機能の喪失状況、炉心損傷に至る要因及びプラントへの影響等の観点で解釈 1－1 (a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスグループとして、地震・津波特有の事象である以下の事故シーケンスを抽出した。</p> <p>a．津波浸水による注水機能喪失</p> <p>防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水・没水し、最終ヒートシンクが喪失することにより、炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。この事故シーケンスグループは、防潮堤の健全性が維持され、津波による影響の程度が特定できる事故シーケンスグループであり、炉心損傷頻度が有意であることを考慮し、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事象として抽出した。</p> <p>b．防潮堤損傷</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。この事故シーケンスは、防潮堤の損傷による津波の影響の程度を特定することが困難であるため、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>c．原子炉建屋損傷</p> <p>地震による原子炉建屋の損傷により、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する可能性のある事故シーケンスである。この事故シーケンスは原子炉建屋の損傷程度の特定制が難しく、どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>d．格納容器損傷</p> <p>地震による格納容器の損傷により、格納容器内の機器及び原子炉圧力容器等の</p>	<p>・東海第二は、津波特有の事故シーケンスを抽出。</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 1 章）

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>このように，大規模な地震発生後の原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷</p> <p>大規模な地震では，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生する可能性がある。この場合，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷により，原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷が発生した場合であっても，損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷に伴い ECCS の注水配管が破断し，炉心冷却が困難になる等の理由により，炉心損傷に至る可能性も考えられる。また，原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられるほか，大規模な地震により原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。</p> <p>このように，大規模な地震発生後の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のいずれか又は両方の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(3) 格納容器バイパス</p> <p>大規模な地震では，原子炉格納容器外で配管破断等が発生し，原子炉格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され，バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建屋内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように，大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく，配管破断の程度や破断箇所の特定，影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(1) Excessive LOCA</p> <p>大規模な地震では，原子炉格納容器内の一次冷却材圧力バウンダリにおいて，大破</p>	<p>構造物が広範囲にわたり損傷する可能性のある事故シーケンスである。この事故シーケンスは格納容器の損傷程度の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>e．原子炉圧力容器損傷</p> <p>地震による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，非常用炉心冷却系による炉心冷却効果が期待できなくなる可能性のある事故シーケンスである。この事故シーケンスは原子炉圧力容器の損傷程度の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>f．格納容器バイパス</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している主蒸気隔離弁，原子炉冷却材浄化系隔離弁，給水系隔離弁等の損傷とそれらの弁に接続している格納容器外配管の破損が地震によって同時に発生することにより，原子炉冷却材が格納容器外へ流出する事故シーケンスである。この事故シーケンスは高温・高圧の蒸気や溢水により原子炉建屋内の他の機器への悪影響を及ぼす可能性があるが，格納容器外への流出量や他の機器へ及ぼす悪影響の程度の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>g．原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Excessive LOCA）</p> <p>地震による原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する格納容器内配管の破断，又</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 1 章）

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 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失 (Excessive LOCA) が発生する可能性がある。具体的には，逃がし安全弁 (以下「SRV」という。) の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により，原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても，破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，ECCS の注水機能の全喪失や，使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>さらに，使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の除熱に失敗する等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように，大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため，保守的に Excessive LOCA 相当の LOCA が発生するものとし，炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお，後述するシーケンス選定の結果，大破断 LOCA については国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして原子炉格納容器の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては原子炉格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。</p>	<p>は逃がし安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇により，大破断 LOCA（再循環配管の両端破断）を超える規模の原子炉冷却材の流出（Excessive LOCA）が発生する事故シーケンスである。大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷規模によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，発生した場合の損傷規模及び漏えい量の特定が困難なため，保守的に Excessive LOCA 相当の LOCA が発生することを想定し，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお，後述するシーケンス選定の結果，内部事象 PRA により抽出される ECCS により炉心損傷防止が可能な規模の LOCA（大，中，小破断 LOCA）を起因とする事故シーケンスについては，破断の規模に応じて炉心損傷防止が可能な事故シーケンスと国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難であり，格納容器の機能に期待する事故シーケンスに分類して整理している（「1.2.4 有効性評価の対象となる事故シーケンス」参照）。</p>	
<p>(2) 計測・制御系喪失</p> <p>大規模な地震の発生により，計測・制御機能が喪失することで，プラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。計測・制御機能を喪失した場合であっても，喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，一方で，ECCS が起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに，残留熱除去系が起動不能になること等の原因により，原子炉格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように，大規模な地震による計測・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく，計測・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>上記の事故シーケンスグループについて，解釈に従い，有効性評価における想定の有無を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。</p>	<p>h. 計装・制御系喪失</p> <p>地震による計装・制御系が損傷することにより，プラントの監視及び各種制御が広範に不能に陥る可能性のある事故シーケンスである。この事故シーケンスは計装・制御系喪失による影響の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(2) 追加の要否の検討</p> <p>(1) a. ～ h. の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスグループについて，解釈に従い，新たに想定する事故シーケンスグループとしての追加の要否を頻度及び影響の観点から分析した。</p> <p>津波特有の事象である「a. 津波浸水による注水機能喪失」の事故シーケンスグループについては，炉心損傷頻度が 4.0×10^{-6}／炉年と有意な値であり，また，本</p>	<p>・東海第二は，津波特有の事故シーケンスを抽出。</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 1 章）

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 炉心損傷頻度の観点</p> <p>(1)～(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでいる。</p> <p>別紙 2 のとおり、これらの事故シーケンスグループは評価方法にかなりの保守性を有している。また、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下ようになる。</p> <p>a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。</p> <p>b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。</p> <p>c) 緩和機能の有無に関わらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。</p> <p>a)～c)の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また、機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、そのランダム故障により炉心損傷に至る場合のシーケンスは、内部事象運転時レベル 1PRA の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものとする。これらの事故シーケンスグループに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震 PRA の精度を上げることが望ましいと考える。</p> <p>② 影響度(事象の厳しさ)の観点</p> <p>(1)～(5)の各事故シーケンスグループが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組み合わせによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると</p>	<p>事故シーケンスグループは敷地内への津波浸水によりプラントへの影響が他の事故シーケンスとは異なり、炉心損傷防止のために必要な対応が異なることから、新たに追加する事故シーケンスグループとして抽出した。</p> <p>また、地震・津波特有の事象である b．～h．の各事故シーケンスについては、以下に示すとおり頻度及び影響の観点から検討した結果、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して新たに追加する必要はないと総合的に判断した。</p> <p>(頻度の観点)</p> <p>b．～h．の外部事象特有の各事故シーケンスについては、これらの事故シーケンスの中で炉心損傷頻度が最も大きい「b．防潮堤損傷」においても炉心損傷頻度は3.3×10^{-7}／炉年であり、全炉心損傷頻度に対して 0.4%程度と小さい寄与となっている。また、これらの事故シーケンスは別紙 2 に示すとおり、炉心損傷に至らない小規模な事象も含まれた結果であることを考慮すると、現実的な炉心損傷頻度は更に小さくなると推定される。</p> <p>(影響度の観点)</p> <p>b．～h．の各事故シーケンスが発生した際の影響については、具体的には炉心損傷に至るまでの時間余裕、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量等の着眼点が考えられるが、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であり、炉心損傷に至らない小規模な事象から、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、これらの外部事象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として単独で定</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>③ 炉心損傷防止対策の観点</p> <p>現状，対象とする建屋や機器等の損傷を以て炉心損傷直結として整理している(1)～(5)の各事故シーケンスグループについて，炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると，①及び②で述べたとおり，(1)～(5)の事象が発生するものの，機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合，炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため，内部事象運転時レベル 1PRA の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡され则认为られる。</p> <p>また，炉心損傷を防止できる場合も考えられるため，炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。</p> <p>損傷の程度が大きく，設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には，大規模損壊対策を含め，建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し，臨機応変に対応することによって，炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。</p> <p>上記のように，(1)～(5)の各事故シーケンスグループは，実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく，具体的なシーケンスを特定することが困難である。このため，外部事象に特有の事故シーケンスグループについては，炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとしてシーケンスを特定して評価するのではなく，発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに，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損傷の場合には可搬型のポンプ，電源，放水設備等等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>以上の検討を踏まえ，(1)～(5)の各事故シーケンスグループは，一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり，新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また，(1)～(5)の各事故シーケンスグループを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果，解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして，新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。</p> <p>また，上記の検討及び別紙 2 のとおり，大規模な地震を受けた場合であっても，炉</p>	<p>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。</p> <p>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とともに，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を試みる。</p>	<p>・記載箇所の相違（東海第二は別紙 2 に記載）</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく，大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p> <p>1. 1. 2. 3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>内部事象レベル 1PRA，PRA が適用可能な外部事象として地震及び津波レベル 1PRA を実施し，地震，津波以外の外部事象については PRA に代わる方法で概略評価を実施した結果，追加すべき新たな事故シーケンスグループはないことを確認した。</p> <p>したがって，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の有効性評価で想定する事故シーケンスグループは，解釈 1－1 (a) の必ず想定する事故シーケンスグループのみとなる。これについて，以下に示す解釈 1－2 及び 1－4 の要件に基づいて整理し，各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。</p> <div><p>1－2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは，以下に掲げる要件を満たすものであること。</p><p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては，炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており，かつ，その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p><p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等)にあつては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p><p>1－4 上記 1－2 (a) の「十分な対策が計画されており」とは，国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p></div> <p>整理の結果は以下のとおり。</p> <p>○解釈 1－2 (a) に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none">・高圧・低圧注水機能喪失・高圧注水・減圧機能喪失・全交流動力電源喪失・LOCA 時注水機能喪失 <p>○解釈 1－2 (b) に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none">・崩壊熱除去機能喪失・原子炉停止機能喪失	<p>1. 2. 3 解釈に基づく事故シーケンスグループの分類</p> <p>想定する事故シーケンスグループについて，以下に示す解釈 1－2 の要件との対応を確認し，各事故シーケンスグループの対策の有効性確認における要件を整理した。</p> <div><p>1－2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは，以下に掲げる要件を満たすものであること。</p><p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては，炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており，かつ，その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p><p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等）にあつては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p><p>1－4 上記 1－2 (a) の「十分な対策が計画されており」とは，国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p></div> <p>上記要件に基づいて，事故シーケンスグループを分類した結果は以下のとおりとなる。</p> <p>解釈 1－2 (a) に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none">・高圧・低圧注水機能喪失・高圧注水・減圧機能喪失・全交流動力電源喪失・L O C A 時注水機能喪失・津波浸水による注水機能喪失 <p>解釈 1－2 (b) に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none">・崩壊熱除去機能喪失・原子炉停止機能喪失	<p>・東海第二は，津波特有の事故シーケンスを抽出。</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<div>・格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</div> <div>1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて</div> <div>事故シーケンスグループ別に事故シーケンス，炉心損傷防止対策について整理した結果を第 1-7 表に示す。</div> <div>解釈 1－2 (a) の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては，炉心の著しい損傷を防止するための対策として，国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。</div> <div>一方で，事故シーケンスの中には，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスが存在する。具体的には以下の 2 つの事故シーケンスが該当する。なお，国内外の先進的な対策と柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の対策の比較を別紙 3 に示す。</div> <div>① 大破断 LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗</div> <div>② 全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋原子炉停止失敗</div> <div>①の事故シーケンスは，原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり，大破断 LOCA 後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では，事象発生から極めて短時間に多量の注入が可能な対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから，このシーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。</div> <div>以上より，①の事故シーケンスについては，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし，炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した(重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する)。</div> <div>①の事故シーケンスについても，炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により，事象の緩和に期待できる。また，今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している(「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参</div>	<div>・格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)</div> <div>解釈では 1－2 (a) に分類される事故シーケンスグループは，炉心損傷後に格納容器の機能に期待できるものであり，炉心損傷を防止するための十分な対策(国内外の先進的な対策と同等のもの)が講じられており，その有効性を確認することとされている。一方，1－2 (b) に分類される事故シーケンスグループは，炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損又は格納容器バイパスの事故シーケンス)であり，炉心損傷を防止するための対策の有効性を確認することとされている。</div> <div>1.2.4 有効性評価の対象となる事故シーケンス</div> <div>事故シーケンスグループ別に事故シーケンス及び炉心損傷防止対策等を整理した結果を第 1－3 表に示す。</div> <div>解釈 1－2 (a) に分類される事故シーケンスグループに対しては，炉心の著しい損傷を防止するための対策として，国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることが要求されている。</div> <div>一方で，第 1－3 表に整理した事故シーケンスの中には，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講ずるものが困難な事故シーケンスも存在する。具体的には以下に示す事故シーケンスが，国内外の先進的な対策を考慮しても全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスに該当する。なお，国内外の先進的な対策と東海第二発電所の対策の比較については別紙 3 に示すとおりである。</div> <div>①大破断 L O C A＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</div> <div>②直流電源喪失＋原子炉停止失敗</div> <div>③交流電源喪失＋原子炉停止失敗</div> <div>①の事故シーケンスは，大破断 L O C A の発生により原子炉圧力容器から多量の冷却材が失われていく事象であり，極めて短時間のうちに多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の先進的な対策の調査では，事象発生から極めて短時間のうちに多量の注水が可能な対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから，本事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとした。また，本事故シーケンスについては，「2.3.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性」に示すとおり，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし，格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認する。</div>	

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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>照）。</p> <p>②の事故シーケンスは，原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが，全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では，原子炉停止機能について，ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから，このシーケンスを，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。</p> <p>②の事故シーケンスは地震レベル 1PRA から抽出された事故シーケンスである。原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として，カットセットの分析結果(別紙 5)からは，地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル 1PRA では，事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが，事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて，実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率(5%損傷確率)であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定できる地震加速度（以下「HCLPF」という。）は「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり，実際に大規模な地震が発生した場合には，地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また，地震レベル 1PRA では機器の損傷を完全相関としていることから，例えば 1 本のみの制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。評価の詳細は別紙 2 に示す。</p> <p>以上のとおり，②の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが，現実的に想定すると，本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから，本事故シーケンスは，炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認するシーケンスに該当しないと判断した。</p> <p>なお，第 1-7 表に示すとおり，これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく，全炉心損傷頻度の約 96.5%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれることを確認している。</p> <p>1.3 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>(1) 重要事故シーケンス選定の着眼点にもとづく整理</p> <p>設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては，事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定している。重要事故シーケンスの選定に当たっては，審査ガイドに記載の 4 つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また，シーケン</p>	<p>②，③の事故シーケンスは，地震により炉内構造物等が損傷して原子炉停止機能が喪失する事故シーケンスグループと，直流電源喪失又は全交流動力電源喪失が重畳する事故シーケンスであり，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から，炉心損傷を防止することができない（別紙 7）。これらの事故シーケンスを抽出した地震レベル 1 P R Aでは，炉内構造物等が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が，実機のスクラム信号「地震加速度大」は，最大加速度よりも十分小さな加速度で発信し，炉内構造物等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，炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては取り扱わないこととした。</p> <p>なお，第 1－3 表に示すとおり，①～③の事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく，これらを除く全炉心損傷頻度の約 99.6%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。</p> <p>以上より，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の選定については，これらを除く事故シーケンスを対象に実施することとする。</p> <p>1.3 重要事故シーケンスの選定</p> <p>1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>設置変更許可申請書における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては，事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンスの選定に当たっては，審査ガイドに記載の 4 つの着眼点を考慮している。なお，各着眼点については，事故シーケンスグループごとに関係が強いと考えられるものから「高」，「中」，「低」と分類して整理している。今回の重要事故シーケンスの選</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>スグループごとに、シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。</p> <div><p>【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】</p><p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p><p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p><p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。</p><p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p></div> <p>a. 共通原因故障，系統間の機能の依存性の観点</p> <p>本 PRA では、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。</p> <p>このため、原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和機能の喪失によって炉心損傷に至るシーケンスでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の 1 つとして抽出され得ることから、これらのシーケンスについては、炉心損傷頻度への寄与が大きい場合、共通原因故障の影響ありと判断する。</p> <p>系統間の機能依存性については、ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば、2 つのフロントライン系(原子炉圧力容器への注水等，事故時の基本的な安全機能を直接果たす系統)に共通のサポート系(電源等，フロントライン系の機能維持をサポートする系統)が機能喪失し、それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。</p> <p>b. 余裕時間の観点</p> <p>炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため，事象が早く進展し，炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。</p> <p>【例 1：LOCA 時注水機能喪失】</p> <p>破断口径が大きい方が，原子炉冷却材の系外への流出量が多くなるため，炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。</p> <p>【例 2：高圧・低圧注水機能喪失】</p> <p>過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシーケンスの余裕時間が短い。</p> <p>c. 設備容量の観点</p> <p>炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要な注水量等，設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。</p>	<p>定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。</p> <div><p>【審査ガイドに記載の着眼点】</p><p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し，炉心の著しい損傷に至る。</p><p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p><p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p><p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p></div> <p>a. 共通原因故障，系統間機能依存性の観点</p> <p>系統間の機能の依存性について，ある安全機能のサポート機能の喪失によって，複数の機器が機能喪失に至る場合を系統間機能依存性が高いと評価した。</p> <p>【例 1. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】</p> <p>サポート系喪失を起因とするシーケンスは，系統間機能依存性によって多重性を有する機能の片区分の設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>【例 2. 事故シーケンスグループ(c) 全交流動力電源喪失】</p> <p>いずれのシーケンスでも全交流動力電源喪失に至り，電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. 余裕時間の観点</p> <p>余裕時間について，炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため，事象が早く進展し，炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを余裕時間が短いと評価した。</p> <p>【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】</p> <p>事象発生により原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）については，崩壊熱が高く事象進展が早いことから「高」とした。原子炉を通常停止させる過程において事象が発生する手動停止／サポート系喪失（手動停止）については，崩壊熱が低く事象進展が遅いことから「低」とした。</p> <p>c. 設備容量の観点</p> <p>設備容量について，炉心損傷防止に際して，喪失した安全機能に係る対策の設備容量が大きくなる事故シーケンスを設備容量が大きいと評価した。</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>【例：LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)】</p> <p>中小破断 LOCA 後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが，減圧に用いる SRV は十分な台数が備えられている一方，低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧 ECCS 失敗を含むシーケンスが厳しいと考える。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内の代表性の観点</p> <p>当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして，炉心損傷頻度が大きく，事故進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし，「高」，「中」，「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。</p> <p>今回の内部事象レベル 1PRA，地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA の結果のうち，シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては，炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来，各 PRA は扱う事象が異なるため，結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり，結果を足し合わせて用いることの可否(比較可能性)については，PRA の結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから，結果の不確かさや PRA 間の評価の精度の違いを考慮しても，炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。</p> <p>○ 今回抽出された事故シーケンスについては，第 1-8 表に示すとおり，結果的に，事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンス対して，概ね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため，重要事故シーケンスの選定に当たっては，その対応の厳しさに重きを置いて選定することが適切と考え，主に着眼点 b 及び c によって重要事故シーケンスを選定している。これは，決定論的な評価である有効性評価においては，対応が厳しい事故シーケンスを評価することで，選定対象とした全ての事故シーケンス対しても重大事故等対処設備の有効性を確認できると考えたためである。</p> <p>○ 着眼点 d については，対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており，結果的に崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループにおいてのみ，重要事故シーケンスの選定の理由としている。なお，崩壊熱除去機能喪失で選定した重要事故シーケンスは内部事象レベル 1PRA 及び地震レベル 1PRA から抽出されたシーケンスであったが，第 1-7 表に示すとおり，いずれの PRA においても，事故シーケンスグループ内で最も高い炉心損傷頻度となったシーケンスである。</p> <p>(2) 同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理</p> <p>事故シーケンスグループは，基本的に喪失した機能あるいはその組み合わせによって決定されるものであり，起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら，事故シーケンスへの対策の観点では，同じ事故シーケンスグループに分類される事故</p>	<p>【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】</p> <p>事象進展が早く余裕時間が短い場合，崩壊熱が高く必要な設備容量が大きくなることから，着眼点 b. と同様に，事象発生により原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）については「高」，原子炉を通常停止させる過程において事象が発生する手動停止／サポート系喪失（手動停止）については「低」とした。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点</p> <p>代表性について，各事故シーケンスグループにおいて炉心損傷頻度が大きく，事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを代表性が高いと評価した。</p> <p>【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】</p> <p>事故シーケンスグループの中で最も C D F の高いドミナントシーケンスを「高」，事故シーケンスグループ別 C D F に対して 1%以上の寄与を持つシーケンスを「中」，1%未満のシーケンスを「低」とした。</p> <p>なお，上記の代表性に係る評価においては，同じ事故シーケンスとして分類されたものについては，内部事象出力運転時レベル 1 P R A，地震レベル 1 P R A 及び津波レベル 1 P R A に関わらず，同一の事故シーケンスとして扱い，炉心損傷頻度の比較を行っている。本来，各 P R A は扱う事象が異なるため，結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり，同一の事故シーケンスとして扱った上で炉心損傷頻度の比較を行うことの可否（比較可能性）については，P R A の結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定を目的としており，各 P R A において安全機能が喪失する要因となる事象は異なるが，同じ分類として整理される事故シーケンスについては，炉心状態や機能喪失している系統，使用可能な系統等に差異がなく，同じ炉心損傷防止対策が有効であると考えられることから，同一の事故シーケンスとして取り扱うことに問題は生じないものと判断した。</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>シーケンスでも、喪失した機能の機能喪失の原因が異なる場合、有効な対策が異なることがある。</p> <p>具体的には、高圧・低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失がこれに該当すると考える。これらについては、内部事象又は地震を原因として各機能の喪失が生じる場合と、津波による浸水によって各機能の喪失が生じる場合がある。内部事象及び地震を原因とする場合は、重大事故等対処設備により、喪失した機能を代替することが有効と考えられる。</p> <p>一方、津波を原因とする場合について、今回評価対象としたプラント状態においては、地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると、浸水防止対策が最も有効であり、これにより機能喪失の原因自体を取り除くことができる。</p> <p>これらの対策の観点での相違も踏まえ、今回は重大事故等対処設備の有効性を評価するに当たって適切と考えられるシーケンスを選定した。</p> <p>各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の 1.3.2 項に示す。</p> <p>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>1.3.1 項の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事故進展が早いもの等、より厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。また、「(3)全交流動力電源喪失」では機能喪失の状況が異なるシーケンスが抽出されたため、4 つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については第 1-8 表に示す。</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p>	<p>1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>1.3.1 項の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事象進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。なお、「(3)全交流動力電源喪失」では、安全機能の喪失状況が異なる事故シーケンスが抽出されたため、複数の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定理由及び選定結果について、第 1－4 表及び以下に示す。</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</p> <p>②過渡事象＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</p> <p>③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</p> <p>④手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</p> <p>⑤サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</p> <p>⑥サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p>	<p>・東海第二は、津波特有の事故シーケンスを抽出。</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 1 章）

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 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>・ 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</p>	<p>i)に含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び低圧注水機能を喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては，代替注水手段による原子炉注水が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>機能喪失した高圧・低圧注水機能に対する代替注水手段として，以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>・ 低圧代替注水系（常設）</p> <p>・ 原子炉手動減圧</p> <p>・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</p> <p>・ 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント</p> <p>・ 常設代替高圧電源装置</p> <p>・ 常設代替直流電源設備</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお，本事故シーケンスグループは，各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは，②～⑥の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p>	<p>・ 東海第二は，有効性評価において期待する全ての対策を記載</p> <p>・ 東海第二は，津波特有の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして抽出。</p>
<p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」</p> <p>③ 選定理由</p> <p>本事故シーケンスグループには津波に伴って生じる事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの⑦～⑩)が含まれている。いずれも炉心損傷頻度への寄与割合が高く，着眼点 d では「高」又は「中」に分類されるが，今回評価対象としたプラント状態においては，地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると，その対策は建屋内止水等の止水対策であり，事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため，これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスとして選定していない。</p> <p>このため，ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥)から，着眼点「高」が多く，「高」の数が同じ場合は「中」の数が多しシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお，ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥)は有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる，SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)は，ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失</p>	<p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</p> <p>②手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失</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 1 章）

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 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>・代替自動減圧ロジック</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」</p> <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点「高」が多く、「高」の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお，本事故シーケンスグループは，各事故シーケンスに対して有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる，SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)は，本事故シーケンスグループのほかの事故シーケンスに対して(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループからは，機能喪失の状況が異なるシーケンスが抽出されたため，4 つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。4 つの事故シーケンスは，PRA から抽出された電源喪失の事故シーケンスである，長期 TB，TBD，TBP 及び TBU と一致することから，この名称で事故シーケンスグループを詳細化した。</p> <p>また，第 1-4 図に示すとおり，各重要事故シーケンスに対し，地震 PRA からは，全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが，全交流動力電源喪失時には，最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため，地震による損傷の有無に関わらず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については，電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが現れると考えられ，設備損傷によって最終ヒートシンク</p>	<p>敗</p> <p>③サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，代替減圧手段による原子炉減圧後の低圧E C C Sによる原子炉冷却が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>機能喪失した高圧注水・減圧機能に対する代替減圧手段として，以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>・低圧炉心スプレイ系</p> <p>・過渡時自動減圧機能</p> <p>・残留熱除去系</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお，本事故シーケンスグループは，各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは，②及び③の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループからは，安全機能の喪失状況が異なるシーケンスが抽出されたため，原子炉圧力，余裕時間及び対応する主な炉心損傷防止対策に着目して事故シーケンスグループを以下の 3 つに細分化した。なお，T B Uは，全交流動力電源喪失の発生後，高圧炉心冷却にも失敗する事故シーケンスであり，T B Dは，区分Ⅰ及び区分Ⅱの直流電源の喪失により非常用ディーゼル発電機が機能喪失して全交流動力電源喪失に至り，区分Ⅰの直流電源喪失により原子炉隔離時冷却系が機能喪失し，高圧炉心スプレイ系にも失敗する事故シーケンスである。T B Uにおいては直流電源が健全であるため，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の計装設備は健全である。一方，T B Dにおいては区分Ⅰ及び区分Ⅱの直流電源の喪失により設計基準事故対処設備の計装設備が機能喪失するが，直流電源は重大事故等対処設備の常設代替直流電源設備が健全であり，重大事故等対処設備の計装設</p>	<p>・東海第二は，原子炉圧力，余裕時間及び主な炉心損傷防止対策に着目して，全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループを 3 つに細分化。</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>の機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。ただし，設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容器圧力逃がし装置による除熱が可能であり，交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には，これに加えて代替原子炉補機冷却系の有効性を確認することができる。これを考慮し，重要事故シーケンスには，設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。</p>	<p>備は緊急用直流母線から給電されるため，直流電源及び計装設備の機能は維持される。また，T B D，T B Uはいずれも事象発生初期に高圧注水機能が喪失する事故シーケンスであること，主な炉心損傷防止対策はいずれも高圧代替注水系であることから，ひとつのグループとした。</p> <p>①長期 T B</p> <p>②T B D，T B U</p> <p>③T B P</p> <p>上記①は，炉心注水機能の喪失が重畳しない事故シーケンスグループであるが，②及び③は全交流動力電源の喪失に加えて炉心注水機能が喪失する事故シーケンスグループであり，他の事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」又は「高圧・低圧注水機能喪失」が重畳する。</p> <p>審査ガイドでは，全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループの主要解析条件として，交流動力電源は 24 時間使用できないものとすることが記載されており，この条件は，炉心注水機能の喪失が重畳しない①の事故シーケンスグループに適用するものと考えられるが，東海第二発電所においては，福島第一原子力発電所における事故の知見を踏まえ，全交流動力電源喪失時の対策の信頼性を向上させる観点から，交流動力電源に依存しない対策として，高圧代替注水系，常設代替直流電源設備及び低圧代替注水系（可搬型）を整備するため，②及び③の事故シーケンスグループにおいても交流動力電源が 24 時間使用できない条件を適用し，対策の有効性を確認する。</p>	<p>・東海第二は，審査ガイドにおける全交流動力電源喪失の主要解析条件（交流動力電源は 24 時間使用できないものとする）の扱いについて記載。</p>
<p>a) 長期 TB</p>	<p>(3-1) 長期 T B</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①外部電源喪失＋D G 失敗＋H P C S 失敗（R C I C 成功）</p> <p>②サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失＋）D G 失敗＋H P C S 失敗（R C I C 成功）</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，外部電源喪失の発生後，非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生し，高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗するが，原子炉隔離時冷却系による炉心冷却に成功する事故シーケンスであり，交流電源が復旧しない場合は蓄電池が枯渇することにより原子炉隔離時冷却系の運転継続が不能となり，炉心の冷却が十分に行われずに原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，交流電源に依存しない代替注水手段による原子炉注水が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>本事故シーケンスグループの対策として，以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p>	
<p>② 主な炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>・原子炉隔離時冷却系(所内蓄電式直流電源設備の 24 時間確保)</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</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>① 重要事故シーケンス</p> <p>「全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失)(蓄電池枯渇後 RCIC 停止)」</p> <p>③ 選定理由</p> <p>シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p> <p>b) TBU</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失)＋RCIC 失敗(RCIC 本体の機能喪失)」</p> <p>② 主な炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none">・ 高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)・ 格納容器圧力逃がし装置 <p>③ 選定理由</p> <p>シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p> <p>d) TBD</p>	<ul style="list-style-type: none">・ 原子炉隔離時冷却系・ 低圧代替注水系（可搬型）・ 原子炉手動減圧・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）・ 残留熱除去系・ 常設代替高圧電源装置・ 常設代替直流電源設備 <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①外部電源喪失＋DG 失敗＋HPCS 失敗（RCIC 成功）</p> <p>v) 選定理由</p> <p>「長期TB」に分類される①及び②の事故シーケンスのうち，着眼点における「高」の数が多い①のシーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお，「長期TB」に分類される事故シーケンスは，各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がない。このため，①の事故シーケンスは，②の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(3-2) TBD，TBU</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>③外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗</p> <p>④外部電源喪失＋DG 失敗＋高圧炉心冷却失敗</p> <p>⑤サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失＋）DG 失敗＋高圧炉心冷却失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，外部電源喪失の発生後，直流電源又は非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生し，高圧炉心冷却にも失敗することにより，炉心の冷却が十分に行われずに原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策とし</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 1 章）

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 炉心損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none">・ 高圧代替注水系（常設代替直流電源設備）・ 格納容器圧力逃がし装置 <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失）＋直流電源喪失」</p> <p>③ 選定理由</p> <p>本事故シーケンスグループには2 つの事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①，②）が含まれている。</p> <p>しかしながら，浸水による電源設備の機能喪失を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②）は津波 PRA から抽出されたシーケンスであり，頻度の観点で支配的であるものの，今回評価対象としたプラント状態においては，地下開口部からの浸水によって注水機能等が喪失し炉心損傷に至ることを考慮すると，その対策は建屋内止水等の止水対策であり，事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断した。</p> <p>以上より，「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失）＋直流電源喪失」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>c) TBP</p>	<p>ては，交流電源に依存しない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考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>本事故シーケンスグループの対策として，以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 高圧代替注水系・ 低圧代替注水系（可搬型）・ 原子炉手動減圧・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）・ 残留熱除去系・ 常設代替高圧電源装置・ 常設代替直流電源設備 <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>③外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い③の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお，「T B D，T B U」に分類される事故シーケンスは，各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異はないが，③の事故シーケンスは緊急用蓄電池への直流電源の切替操作が必要となることから，④及び⑤の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(3-3) T B P</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none">⑥外部電源喪失＋D G 失敗＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋H P C S 失敗⑦サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失＋）D G 失敗＋逃がし安全弁再開鎖失敗＋H P C S 失敗 <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，外部電源喪失の発生後，非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生し，高圧炉心スプレイ系の運転に失敗するとともに逃がし安全弁再開鎖失敗により原子炉圧力が徐々に低下することで，原子炉隔離時冷却系が運転不能となることにより，炉心の冷却が十分に行われずに，原子炉が低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループにへの対策としては，交流電源に依存しない代替注水手段に</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 1 章）

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 主な炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none">原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)低圧代替注水系(可搬型)格納容器圧力逃がし装置 <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失)＋SRV 再閉失敗」</p> <p>③ 選定理由</p> <p>シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p>	<p>よる原子炉注水が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>本事故シーケンスグループの対策として、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">原子炉隔離時冷却系高圧代替注水系低圧代替注水系（可搬型）原子炉手動減圧代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）残留熱除去系常設代替高圧電源装置常設代替直流電源設備 <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>⑥外部電源喪失＋D G 失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い⑥の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。なお、「T B P」に分類される事故シーケンスは、各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がない。このため、⑥の事故シーケンスは、⑦の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none">①過渡事象＋R H R 失敗②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋R H R 失敗③外部電源喪失＋D G 失敗（H P C S 成功）④外部電源喪失＋D G 失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（H P C S 成功）⑤外部電源喪失＋直流電源失敗（H P C S 成功）⑥手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋R H R 失敗⑦手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋R H R 失敗⑧サポート系喪失（自動停止）＋R H R 失敗⑨サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋R H R 失敗⑩サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失＋）D G 失敗（H P C S 成功）⑪サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失＋）D G 失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗（H P C S 成功）⑫中小破断 L O C A＋R H R 失敗	

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 1 章）

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 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>a. 残留熱除去系の機能喪失を考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none">・格納容器圧力逃がし装置 <p>b. 原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none">・代替原子炉補機冷却系	<p>⑬大破断 L O C A + R H R 失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉の注水等の炉心冷却に成功するものの，格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失することで，炉心損傷前に格納容器が破損し，その後，炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては，代替除熱手段による格納容器除熱が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>機能喪失した崩壊熱除去機能に対する代替除熱手段として，R H R 故障時及び取水機能喪失時の状況を想定し，それぞれ以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>[R H R 故障時]</p> <ul style="list-style-type: none">・原子炉隔離時冷却系・高圧炉心スプレイ系・低圧代替注水系（常設）・原子炉手動減圧・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント・常設代替高圧電源装置・常設代替直流電源設備 <p>[取水機能喪失時]</p> <ul style="list-style-type: none">・原子炉隔離時冷却系・低圧代替注水系（常設）・原子炉手動減圧・残留熱除去系・緊急用海水系・常設代替高圧電源装置・常設代替直流電源設備 <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①過渡事象 + R H R 失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い事故シーケンスのうち，事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表する観点から，①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。なお，a. の着眼点について，⑥～⑨のシーケンスはサポート系 1 区分の喪失を起因としており，他の区分は健全であるため，</p>	<p>・東海第二は，敷地に遡上する津波への対策として，常設の緊急用海水系を整備する。</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>シーケンスについては，崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めてほかのシーケンスグループで評価することから，これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスの選定対象から除外した。</p> <p>このため，このほかの事故シーケンスから，着眼点「高」が多く，「高」の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお，LOCA を起因としない事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥)は有効と考えられる対策に差異がない。このため，起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし，減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる，SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)は，LOCA を起因としない事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none">代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能ほう酸水注入系 <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「過渡事象＋原子炉停止失敗」</p> <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお，本事故シーケンスグループでは，過渡事象を起因とする事故シーケンスと</p>	<p>対応手段が著しく制限される状態ではない。また，③，④，⑤，⑨，⑩のシーケンスは交流電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失しているものの，代替電源により崩壊熱除去機能の回復が可能であることから，対応手段が著しく制限される状態ではない。</p> <p>以上を踏まえ，本事故シーケンスグループに対する主要な炉心損傷防止対策の電源を代替電源とすると，各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がない。このため，①の事故シーケンスは，②～⑬の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする（別紙 4）。</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none">①過渡事象＋原子炉停止失敗②サポート系喪失（自動停止）＋原子炉停止失敗③中小破断 L O C A＋原子炉停止失敗④大破断 L O C A＋原子炉停止失敗 <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉停止機能を喪失し，設計上の除熱能力を超える熱が格納容器に負荷されることで炉心損傷前に格納容器が破損し，その後，炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては，代替原子炉停止手段による原子炉出力抑制が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>機能喪失した原子炉停止機能に対する代替原子炉停止手段として，以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">代替原子炉再循環ポンプトリップほう酸水注入系原子炉隔離時冷却系高圧炉心スプレイ系残留熱除去系 <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①過渡事象＋原子炉停止失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお，本事故シーケンスグループでは L O C A を起因とする③及び④の事故シ</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 1 章）

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 を起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては，重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており，これに期待する場合，LOCA を起因とする事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②～④)の事象進展は LOCA 時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。また，LOCA を起因とする場合，水位低下の観点では厳しいものの，水位低下及びLOCA に伴う減圧によってボイド率が上昇し，負の反応度が投入されることが考えられることから，事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)が厳しいと考えられる。</p> <p>また，本事故シーケンスグループでは，ECCS が確保されているシーケンスが抽出されていることから，水位低下に対しては一定の対応が可能と考えられるため，反応度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であるとする。更に，LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は1×10^{-13}/炉年未満であり，ほかの事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。これらを踏まえると，反応度制御の観点で厳しい，過渡事象を起因とする事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)は，本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものとする。</p> <p>(6) LOCA 時注水機能喪失</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none">・手動減圧・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) <p>① 重要事故シーケンス</p> <p>「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」</p> <p>③ 選定理由</p>	<p>ーケンスについても抽出されている。LOCAを起因とする場合，水位低下の観点では厳しいものの，水位低下及びLOCAに伴う原子炉減圧によってボイド率が上昇し，負の反応度が投入されることが考えられることから，事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では，過渡事象を起因とする①の事故シーケンスが厳しいと考えられる。また，LOCAを起因とする場合，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，本事故シーケンスグループに対する対策である代替制御棒挿入機能に期待することにより対応可能である。さらに，LOCAと原子炉停止機能喪失が重畳する③及び④の事故シーケンスのCDFはいずれも1×10^{-10}/炉年未満であり，重要事故シーケンスである①の事故シーケンスと比較しても極めて小さい。これらを踏まえると，反応度制御の観点で厳しい過渡事象を起因とする①の事故シーケンスは，本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものとする。</p> <p>(6) LOCA時注水機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>②中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，LOCAの発生後，高圧注水機能の喪失に加え，低圧注水機能又は原子炉減圧機能を喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては，代替注水手段による原子炉注水が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>機能喪失した注水機能に対する代替注水手段として，以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">・低圧代替注水系（常設）・原子炉手動減圧・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント・常設代替高圧電源装置・常設代替直流電源設備 <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの③)を選定した。</p> <p>なお, LOCA に伴って生じる事故シーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①～④)は, 配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。配管破断規模の大きさの観点では, 中破断 LOCA の方が水位の低下が早く, 厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では, 原子炉減圧に用いる SRV は十分な台数が備えられている一方, 低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧注水機能喪失を含むシーケンスが厳しいと考える。これらのことから, 配管破断規模が大きく, 低圧注水機能喪失を含むシーケンス(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの③)は, 本事故シーケンスグループのほかの事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものとする。</p> <p>また, (4)の崩壊熱除去機能喪失においても LOCA を含む事故シーケンス(第 1-8 表の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑦～⑨)が抽出されている。これについて, 重要事故シーケンスによる包絡性を考えると, 重要事故シーケンスに低圧 ECCS 注水失敗が含まれており, 低圧 ECCS の機能喪失は残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱にも期待できないこととほぼ同義であることから, 本重要事故シーケンスでは, 原子炉格納容器除熱機能に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから, 本重要事故シーケンスは, 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の LOCA を起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものとする。</p> <p>(7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none">・高圧炉心注水系	<p>着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお, 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは, 重畳する機能喪失が低圧炉心冷却機能喪失又は原子炉減圧機能喪失である点で異なっているが, iii) で示したとおり有効と考えられる主な対策に差異がない。このため, 重要事故シーケンスとして選定した低圧炉心冷却機能が喪失する①の事故シーケンスは, 原子炉減圧機能が喪失する②の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(7) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none">①インターフェイスシステム LOCA <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは, インターフェイスシステム LOCA の発生後, 破損箇所の隔離に失敗し, 格納容器貫通配管からの漏えいが防止できずに炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては, 破損系統の隔離及び破損系統を除く ECCS による原子炉注水が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における対策として, 以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">・破損系統を除く原子炉注水機能・原子炉手動減圧・破損系統の隔離・常設代替高圧電源装置・常設代替直流電源設備	

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 1 章）

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 重要事故シーケンス 「ISLOCA」</p> <p>③ 選定理由 シーケンスとしては1 種類のみ(第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p>	<p>iv) 選定した重要事故シーケンス ①インターフェイスシステム L O C A</p> <p>v) 選定理由 抽出された事故シーケンスが 1 つであることから, ①を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>(8) 津波浸水による注水機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス ①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 ②最終ヒートシンク喪失 (R C I C 成功) ③最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗 ④最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴 i)に含まれる事故シーケンスは, 防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水・没水し, 最終ヒートシンクが喪失することにより, 炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループに対する対策としては, 津波防護対策が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策 津波浸水による注水機能喪失発生時における対策として, 以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する (別紙 5)。</p> <ul style="list-style-type: none">・津波防護対策・原子炉隔離時冷却系・低圧代替注水系 (常設)・原子炉手動減圧・残留熱除去系・緊急用海水系・常設代替高圧電源装置・常設代替直流電源設備 <p>iv) 選定した重要事故シーケンス ①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失</p> <p>v) 選定理由 着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお, 「津波浸水による注水機能喪失」に分類される事故シーケンスは, 各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がない。このため, ①の事故シーケンスは②～④の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>なお，各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて，炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。（別紙 4）</p> <p>また，地震又は津波レベル 1PRA から抽出される事故シーケンスは，地震又は津波によって起因事象が引き起こされるものの，起因事象の後のシーケンスは緩和系の成功・失敗（地震又は津波によって起因事象発生と同じタイミングで機能喪失している場合を含む）の分岐によって決定されることから，整理される事故シーケンスグループは内部事象 PRA で抽出される事故シーケンスグループと同等となる。内部事象では喪失時の炉心損傷頻度への影響の大きな機器・系統等の信頼性向上や系統機能を代替する設備の設置が対策となるが，外部事象では内部事象の対策に加えて外部事象への対策（津波に対する止水対策等）も挙げられる。外部事象自体による損傷（起因事象）の発生防止対策を実施することによっても当該事故シーケンスの発生頻度は低下すること，及び，地震又は津波によって起因事象が発生した場合であってもその後の対応は内部事象による事故シーケンスに対する有効性評価で代表できることから，地震又は津波レベル 1PRA から抽出された事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定していない。（別紙 5）</p>	<p>なお，各事故シーケンスグループにおける内部事象を起因とする事故シーケンスについて，炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，炉心損傷頻度の事故シーケンスに対する寄与割合の観点で主要なカットセットに対して，炉心損傷防止対策が概ね有効であることを確認している（別紙 6）。</p> <p>また，各事故シーケンスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シーケンスについても，地震により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除いて，炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策が概ね有効であることを確認している（別紙 7）。</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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考																																			
<div>第 1-1 表 PRA の対象とした主な設備・系統</div> <table><tr><th>系統設備</th><th>概要</th></tr><tr><td colspan="2">原子炉停止に関する機能</td></tr><tr><td>スクラム系</td><td></td></tr><tr><td>原子炉緊急停止系</td><td>2 out of 4 論理回路</td></tr><tr><td>制御棒及び制御棒駆動系</td><td>制御棒 205 本</td></tr><tr><td>ほう酸水注入系</td><td>系統数 1 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m³/h/台</td></tr><tr><td colspan="2">炉心冷却に関する機能</td></tr><tr><td>高圧炉心注水系 (HPCF)</td><td>系統数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m³/h/台～約 730 m³/h/台</td></tr><tr><td>原子炉隔離時冷却系 (RCIC)</td><td>系統数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m³/h/台</td></tr><tr><td>自動減圧系</td><td>自動減圧機能付逃がし安全弁 (SRV) 8 弁 容量約 380 t/h/個</td></tr><tr><td>低圧注水系</td><td>系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m³/h/台</td></tr><tr><td colspan="2">放射性物質の閉じ込めに関する機能</td></tr><tr><td>残留熱除去系 (RHR)</td><td>系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m³/h/台</td></tr><tr><td colspan="2">安全機能のサポートに関する機能</td></tr><tr><td>原子炉補機冷却水系</td><td>系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m³/h/台 (A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m³/h/台, 7 号炉約 800 m³/h/台)</td></tr><tr><td>原子炉補機冷却海水系</td><td>系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m³/h/台 (A/B/C 系)</td></tr><tr><td>非常用ディーゼル発電機 (D/G)</td><td>台数 3 発電容量約 6,250 kVA/台</td></tr><tr><td>直流電源設備</td><td>系統数 (125 V) 4 蓄電池 4 組</td></tr></table>	系統設備	概要	原子炉停止に関する機能		スクラム系		原子炉緊急停止系	2 out of 4 論理回路	制御棒及び制御棒駆動系	制御棒 205 本	ほう酸水注入系	系統数 1 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m³/h/台	炉心冷却に関する機能		高圧炉心注水系 (HPCF)	系統数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m³/h/台～約 730 m³/h/台	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	系統数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m³/h/台	自動減圧系	自動減圧機能付逃がし安全弁 (SRV) 8 弁 容量約 380 t/h/個	低圧注水系	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m³/h/台	放射性物質の閉じ込めに関する機能		残留熱除去系 (RHR)	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m³/h/台	安全機能のサポートに関する機能		原子炉補機冷却水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m³/h/台 (A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m³/h/台, 7 号炉約 800 m³/h/台)	原子炉補機冷却海水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m³/h/台 (A/B/C 系)	非常用ディーゼル発電機 (D/G)	台数 3 発電容量約 6,250 kVA/台	直流電源設備	系統数 (125 V) 4 蓄電池 4 組	<div>・東海第二は，P R A の審査資料（第 3. 1. 1. 1-2 表）に同等の内容を記載。</div>
系統設備	概要																																				
原子炉停止に関する機能																																					
スクラム系																																					
原子炉緊急停止系	2 out of 4 論理回路																																				
制御棒及び制御棒駆動系	制御棒 205 本																																				
ほう酸水注入系	系統数 1 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m³/h/台																																				
炉心冷却に関する機能																																					
高圧炉心注水系 (HPCF)	系統数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m³/h/台～約 730 m³/h/台																																				
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	系統数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m³/h/台																																				
自動減圧系	自動減圧機能付逃がし安全弁 (SRV) 8 弁 容量約 380 t/h/個																																				
低圧注水系	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m³/h/台																																				
放射性物質の閉じ込めに関する機能																																					
残留熱除去系 (RHR)	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m³/h/台																																				
安全機能のサポートに関する機能																																					
原子炉補機冷却水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m³/h/台 (A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m³/h/台, 7 号炉約 800 m³/h/台)																																				
原子炉補機冷却海水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m³/h/台 (A/B/C 系)																																				
非常用ディーゼル発電機 (D/G)	台数 3 発電容量約 6,250 kVA/台																																				
直流電源設備	系統数 (125 V) 4 蓄電池 4 組																																				

35

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1-2表 内部事象運転時レベル1PRAにおける起因事象と発生頻度			
過渡変化 BFS 制動作等 外設電源喪失 差し安全弁制動放 過警停止 使用性を有する起 因事象 原子炉冷 却材喪失 (LOCA) 格納容器 パイパス 事象	起因事象	発生頻度 (/年)	説明
	非同期事象 ^{※1}	1.7×10 ⁻⁴	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンパイパス弁は正常に作動する事象であることから、い ずれも事象初期から継続して給復水系が利用可能。
	同期事象 ^{※2}	2.7×10 ⁻²	主蒸気加熱弁等が閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。事象初期には給復水系が利用で きるが、水源である主復水器のボルトワームが腐蝕されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。
	全給水喪失	1.0×10 ⁻²	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。事象 初期には給復水系が利用できない。
	水位低下事象 ^{※3}	2.7×10 ⁻²	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。給水流量の全喪失ま では要らないため、機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能。
	BFS 制動作等	5.5×10 ⁻²	原子炉緊急停止系(BFS)の制動作が起因となっている事象や、制動棒の制引き遅延に関する事象等出力の増加が懸念な る事象。事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能。
	外設電源喪失	4.2×10 ⁻³	外設電源が喪失する事象であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になる。
	差し安全弁制動放	1.0×10 ⁻²	原子炉運転中に SBV が制動放する事象であり、原子炉冷却材(薄皮)の流出を伴う。原子炉水位の低下等は給水系により 収束可能であるが、これに失敗する場合は、より厳しい過渡変化に移行する。
	過警停止	1.7	定期検査等前もって計画されているプラント停止のほか、機能からの備えい等比較的軽微な故障による計画されないプ ラント停止。
	交流電源故障(非常用)	1.5×10 ⁻⁴	当該設備が機能喪失した場合に、広範な機和設備が合わせて機能喪失に至るサブシステム故障等を、復旧性を有する起 因事象として抽出。
	直流電源故障	2.8×10 ⁻⁴	
	原子炉格納容器冷却系故障	7.2×10 ⁻⁴	
	タービン補機冷却系故障	7.2×10 ⁻⁴	
	原子炉冷・大破断 LOCA	2.0×10 ⁻⁴	原子炉が減圧状態になる最悪の LOCA であり、SBV による減圧操作なしに低圧注水系により、事象緩和が可能。
	冷却材喪失・中破断 LOCA	2.0×10 ⁻⁴	事象発生後初期期間では原子炉の減圧に至らないが、最悪時には減圧する最悪の LOCA。
	冷却材喪失・小破断 LOCA	3.0×10 ⁻⁴	原子炉格納容器冷却系により事象緩和が可能な LOCA。
格納容器 パイパス 事象		5.9×10 ⁻⁴	隔離弁の多重故障や弁試験時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計範囲にかかるとでこれが破損し、原子炉冷却 材が原子炉格納容器外で流出する事象。
※1 発電機異常運転等によりタービンがトリップする事象(原子炉圧力制御は隔離されない)			
※2 主蒸気加熱弁閉鎖等により主蒸気加熱弁が閉鎖する事象(原子炉圧力制御は隔離される)			
※3 給水制御系の故障等によりタービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下する事象			

 | | ・東海第二は、PRAの審査資料（第3.1.1.2-4 表）に同等の内容を記載。 |

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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考																																																					
<div>第 1-3 表 地震レベル 1PRA における起回事象と発生頻度</div> <table><tr><th rowspan="2">起回事象</th><th colspan="2">発生頻度 (/年)</th></tr><tr><th>6 号炉</th><th>7 号炉</th></tr><tr><td>建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷 (原子炉建屋損傷)</td><td>3.6×10⁻⁶</td><td>3.8×10⁻⁶</td></tr><tr><td>建屋・構築物(原子炉圧力容器, 原子炉格納容器) の損傷 (原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷)</td><td>1.2×10⁻⁶</td><td>8.9×10⁻⁷</td></tr><tr><td>格納容器バイパス</td><td>9.6×10⁻⁷</td><td>1.2×10⁻⁷</td></tr><tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失</td><td>1.0×10⁻⁶</td><td>7.8×10⁻⁷</td></tr><tr><td>計測・制御系喪失</td><td>1.9×10⁻⁷</td><td>6.9×10⁻⁸</td></tr><tr><td>直流電源喪失</td><td>1.3×10⁻⁷</td><td>6.0×10⁻⁸</td></tr><tr><td>全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系損傷)</td><td>1.7×10⁻⁶</td><td>3.8×10⁻⁶</td></tr><tr><td>全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼル発電機損傷)</td><td>2.0×10⁻⁷</td><td>2.7×10⁻⁷</td></tr><tr><td>外部電源喪失</td><td>1.0×10⁻⁴</td><td>1.0×10⁻⁴</td></tr><tr><td>過渡事象</td><td>1.5×10⁻²</td><td>1.5×10⁻²</td></tr></table> <div>第 1-4 表 津波高さ別の発生頻度</div> <table><tr><th rowspan="2">津波高さ (T.M.S.L.)</th><th colspan="2">発生頻度 (/炉年)</th><th rowspan="2">備考</th></tr><tr><th>6 号炉</th><th>7 号炉</th></tr><tr><td>4.8m 未満</td><td>5.4×10⁻⁵</td><td>8.8×10⁻⁵</td><td>地下からの浸水により, 6 号炉では津波高さ T.M.S.L. +4.4m, 7 号炉では津波高さ T.M.S.L. +4.2m, 原子炉補機冷却水系を喪失し, 最終ヒートシンク喪失が発生する。</td></tr><tr><td>4.8m～6.5m</td><td>1.0×10⁻⁴</td><td>1.0×10⁻⁴</td><td>上記に加え, 津波高さ T.M.S.L.+4.8m で非常用分電盤(交流)を喪失し, 全交流動力電源喪失が発生する。</td></tr><tr><td>6.5m 以上</td><td>2.5×10⁻⁵</td><td>2.5×10⁻⁵</td><td>上記に加え, 津波高さ T.M.S.L.+6.5m で直流電源盤が水没し直流電源喪失が発生する。</td></tr></table>	起回事象	発生頻度 (/年)		6 号炉	7 号炉	建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷 (原子炉建屋損傷)	3.6×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	建屋・構築物(原子炉圧力容器, 原子炉格納容器) の損傷 (原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷)	1.2×10 ⁻⁶	8.9×10 ⁻⁷	格納容器バイパス	9.6×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	1.0×10 ⁻⁶	7.8×10 ⁻⁷	計測・制御系喪失	1.9×10 ⁻⁷	6.9×10 ⁻⁸	直流電源喪失	1.3×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁸	全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系損傷)	1.7×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶	全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼル発電機損傷)	2.0×10 ⁻⁷	2.7×10 ⁻⁷	外部電源喪失	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	過渡事象	1.5×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²	津波高さ (T.M.S.L.)	発生頻度 (/炉年)		備考	6 号炉	7 号炉	4.8m 未満	5.4×10 ⁻⁵	8.8×10 ⁻⁵	地下からの浸水により, 6 号炉では津波高さ T.M.S.L. +4.4m, 7 号炉では津波高さ T.M.S.L. +4.2m, 原子炉補機冷却水系を喪失し, 最終ヒートシンク喪失が発生する。	4.8m～6.5m	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	上記に加え, 津波高さ T.M.S.L.+4.8m で非常用分電盤(交流)を喪失し, 全交流動力電源喪失が発生する。	6.5m 以上	2.5×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	上記に加え, 津波高さ T.M.S.L.+6.5m で直流電源盤が水没し直流電源喪失が発生する。		<div>・東海第二は, P R A の審査資料 (第 3.2.1.4-1 表) に同等の内容を記載。</div> <div>・東海第二は, P R A の審査資料 (第 3.2.2.4-1 表, 第 3.2.2.4-3 表) に同等の内容を記載。</div>
起回事象		発生頻度 (/年)																																																					
	6 号炉	7 号炉																																																					
建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷 (原子炉建屋損傷)	3.6×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶																																																					
建屋・構築物(原子炉圧力容器, 原子炉格納容器) の損傷 (原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷)	1.2×10 ⁻⁶	8.9×10 ⁻⁷																																																					
格納容器バイパス	9.6×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁷																																																					
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	1.0×10 ⁻⁶	7.8×10 ⁻⁷																																																					
計測・制御系喪失	1.9×10 ⁻⁷	6.9×10 ⁻⁸																																																					
直流電源喪失	1.3×10 ⁻⁷	6.0×10 ⁻⁸																																																					
全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系損傷)	1.7×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶																																																					
全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼル発電機損傷)	2.0×10 ⁻⁷	2.7×10 ⁻⁷																																																					
外部電源喪失	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴																																																					
過渡事象	1.5×10 ⁻²	1.5×10 ⁻²																																																					
津波高さ (T.M.S.L.)	発生頻度 (/炉年)		備考																																																				
	6 号炉	7 号炉																																																					
4.8m 未満	5.4×10 ⁻⁵	8.8×10 ⁻⁵	地下からの浸水により, 6 号炉では津波高さ T.M.S.L. +4.4m, 7 号炉では津波高さ T.M.S.L. +4.2m, 原子炉補機冷却水系を喪失し, 最終ヒートシンク喪失が発生する。																																																				
4.8m～6.5m	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	上記に加え, 津波高さ T.M.S.L.+4.8m で非常用分電盤(交流)を喪失し, 全交流動力電源喪失が発生する。																																																				
6.5m 以上	2.5×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁵	上記に加え, 津波高さ T.M.S.L.+6.5m で直流電源盤が水没し直流電源喪失が発生する。																																																				

37

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 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス					第 1-1 表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス							
起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.		
過渡事象	高压注水失敗+低压注水失敗	○	○	—	過渡事象	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	○	—	(1)		
	SRV 再閉失敗+高压注水失敗+低压注水失敗	○	○	—		逃がし安全弁再閉鎖失敗+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	○	—	(2)		
	高压注水失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—		高压炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—	(3)		
	SRV 再閉失敗+高压注水失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—		RHR 失敗	○	○	—	(4)		
	崩壊熱除去失敗	○	○	—		逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR 失敗	○	○	—	(5)		
	SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	○	○	—		原子炉停止失敗	○	○	—	(6)		
	原子炉停止失敗	○	○	—		外部電源喪失	DG 失敗+HPCS 失敗（RCIC 成功）	○	○	—	(7)	
外部電源喪失	非常用交流電源喪失	○	○	—	DG 失敗+高压炉心冷却失敗		○	○	—	(8)		
	非常用交流電源喪失+SRV 再閉失敗	○	○	—	DG 失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS 失敗		○	○	—	(9)		
	非常用交流電源喪失+RCIC 失敗	○	○	—	直流電源失敗+HPCS 失敗		○	○	—	(10)		
	直流電源喪失	○	○※1	—	DG 失敗（HPCS 成功）		○	○	—	(11)		
	非常用交流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	DG 失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗（HPCS 成功）		○	○	—	(12)		
	通常停止	高压注水失敗+低压注水失敗	○	—	—		直流電源失敗（HPCS 成功）	○	○	—	(13)	
通常停止	SRV 再閉失敗+高压注水失敗+低压注水失敗	○	—	—	直流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(14)			
	高压注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	交流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(15)			
	SRV 再閉失敗+高压注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	手動停止／サポート系喪失（手動停止）	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(16)		
	崩壊熱除去失敗	○	—	—		逃がし安全弁再閉鎖失敗+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(17)		
	SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	○	—	—		高压炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(18)		
	サポート系喪失	高压注水失敗+低压注水失敗	○	—		—	RHR 失敗	○	—	—	(19)	
SRV 再閉失敗+高压注水失敗+低压注水失敗		○	—	—		逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR 失敗	○	—	—	(20)		
高压注水失敗+原子炉減圧失敗		○	—	—	サポート系喪失（自動停止）	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(21)		
SRV 再閉失敗+高压注水失敗+原子炉減圧失敗		○	—	—		逃がし安全弁再閉鎖失敗+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(22)		
崩壊熱除去失敗		○	—	—		高压炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(23)		
SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗		○	—	—		RHR 失敗	○	—	—	(24)		
大破断 LOCA	HPCF 注水失敗+低压 ECCS 注水失敗	○	—	—		逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR 失敗	○	—	—	(25)		
	RHR 失敗	○	—	—		原子炉停止失敗	○	—	—	(26)		
	原子炉停止失敗	○	—	—	サポート系喪失（直流電源故障）	（外部電源喪失+）DG 失敗+HPCS 失敗（RCIC 成功）	○	—	—	(27)		
	中破断 LOCA	HPCF 注水失敗+低压 ECCS 注水失敗	○	—		—	（外部電源喪失+）DG 失敗+高压炉心冷却失敗	○	—	—	(28)	
		HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—		—	（外部電源喪失+）DG 失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS 失敗	○	—	—	(29)	
RHR 失敗		○	—	—		（外部電源喪失+）DG 失敗（HPCS 成功）	○	—	—	(30)		
原子炉停止失敗		○	—	—		（外部電源喪失+）DG 失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗（HPCS 成功）	○	—	—	(31)		
小破断 LOCA	高压注水失敗+低压注水失敗	○	—	—	中小破断 LOCA	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(32)		
	高压注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—		高压炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(33)		
	崩壊熱除去失敗	○	—	—		RHR 失敗	○	—	—	(34)		
	原子炉停止失敗	○	—	—	原子炉停止失敗	○	—	—	(35)			
格納容器バイパス (ISLOCA)	ISLOCA	○	—	—	大破断 LOCA	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(36)		
	地震に伴う損傷	Excessive LOCA	—	○		—	RHR 失敗	○	—	—	(37)	
地震に伴う損傷	計測・制御系喪失	—	○	—	インターフェイスシステム LOCA	原子炉停止失敗	○	—	—	(38)		
	格納容器バイパス	—	○	—		地震に伴う損傷	原子炉建屋損傷	—	○	—	(40)	
	原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷	—	○	—			格納容器損傷	—	○	—	(41)	
	原子炉建屋損傷	—	○	—			原子炉圧力容器損傷	—	○	—	(42)	
	津波に伴う損傷	最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	—	—			○	格納容器バイパス	—	○	—	(43)
最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗		—	—	○	Excessive LOCA		—	○	—	(44)		
最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC 失敗		—	—	○	計装・制御系喪失	—	○	—	(45)			
最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV 再閉失敗		—	—	○	津波に伴う損傷	防潮堤損傷	—	—	○	(46)		
最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+直流電源喪失		—	—	○		原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	—	—	○	(47)		
※1 第 1-3 図の階層イベントツリーでは直流電源喪失を以て炉心損傷に至ると整理しているが、ヘディング「直流電源」の下流のヘディング「外部電源」についても機能喪失しているものと扱い、起因事象を「外部電源」とする事故シーケンスに整理した。						最終ヒートシンク喪失（RCIC 成功）	—	—	○	(48)		
						最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	—	—	○	(49)		
						最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	—	—	○	(50)		

※1 第 1-3 図の階層イベントツリーでは直流電源喪失を以て炉心損傷に至ると整理しているが、ヘディング「直流電源」の下流のヘディング「外部電源」についても機能喪失しているものと扱い、起因事象を「外部電源」とする事故シーケンスに整理した。

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 1-6 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(6 号炉)													
事故シーケンス	事故シーケンス別の中心損傷程度(10 ⁴ 円)			PRA における 分類結果	類似 1-1 (a) の 事故シーケンス グループ	グループ別 中心損傷程度 (10 ⁴ 円/年)	全中心損傷程度に 対する割合(%)	類似 1-2 との対応					
	内部	広域	遠域										
1	過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	1.1×10 ¹⁰	3.8×10 ⁹	—	TQW	高圧・高圧注水 機能喪失	1.6×10 ⁻⁹	77.3	(a)				
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	7.4×10 ¹⁰	2.6×10 ⁹	—									
	過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	4.3×10 ¹⁰	—	—									
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	3.1×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	3.2×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	4.3×10 ¹⁰	—	—									
	最終ベントシリンダ喪失+原子炉圧力低下失敗	—	—	—									
	最終ベントシリンダ喪失+SRV 制御失敗	—	—	—									
	最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(電源設備浸水)+原子炉圧力低下失敗	—	—	—									
	最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(電源設備浸水)+SRV 制御失敗	—	—	—									
	過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	1.8×10 ¹⁰	2.8×10 ⁹	—						TQW	高圧注水・減圧 機能喪失	3.6×10 ⁻⁹	< 0.1
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	5.4×10 ¹⁰	2.9×10 ⁹	—										
過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.0×10 ¹⁰	—	—										
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	1.2×10 ¹⁰	—	—										
サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.1×10 ¹⁰	—	—										
サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	4.6×10 ¹⁰	—	—										
最終ベントシリンダ喪失+原子炉圧力低下失敗	4.8×10 ¹⁰	1.9×10 ⁹	—										
最終ベントシリンダ喪失+SRV 制御失敗	1.2×10 ¹⁰	1.0×10 ⁹	—										
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+原子炉圧力低下失敗	6.0×10 ¹⁰	5.4×10 ⁹	—										
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+SRV 制御失敗	8.1×10 ¹⁰	1.3×10 ⁹	—										
2	過渡系喪失+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	3.2×10 ⁹	2.5×10 ⁻³	T	加圧熱源系 機能喪失	1.2×10 ⁻⁹	5.9	(b)				
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗	3.8×10 ¹⁰	1.4×10 ⁹	—									
	過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.1×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	5.2×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	小破断 LOCA+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	—	—									
	中破断 LOCA+高圧注水失敗	3.0×10 ¹⁰	—	—									
	大破断 LOCA+高圧注水失敗	5.6×10 ¹⁰	9.2×10 ⁹	—									
	小破断 LOCA+原子炉圧力低下失敗	8.0×10 ¹⁰	—	—									
	3	過渡系喪失+高圧注水失敗	5.3×10 ¹⁰	—						—	TC	原子炉停止 機能喪失	1.4×10 ⁻⁹
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
4		過渡系喪失+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	3.2×10 ⁹	2.5×10 ⁻³	T	加圧熱源系 機能喪失	1.2×10 ⁻⁹	5.9	(b)			
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗	3.8×10 ¹⁰	1.4×10 ⁹	—									
	過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.1×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	5.2×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	小破断 LOCA+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	—	—									
	中破断 LOCA+高圧注水失敗	3.0×10 ¹⁰	—	—									
	大破断 LOCA+高圧注水失敗	5.6×10 ¹⁰	9.2×10 ⁹	—									
	小破断 LOCA+原子炉圧力低下失敗	8.0×10 ¹⁰	—	—									
	5	過渡系喪失+高圧注水失敗	5.3×10 ¹⁰	—	—						TC	原子炉停止 機能喪失	1.4×10 ⁻⁹
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
6		過渡系喪失+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	3.2×10 ⁹	2.5×10 ⁻³	T	加圧熱源系 機能喪失	1.2×10 ⁻⁹	5.9	(b)			
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗	3.8×10 ¹⁰	1.4×10 ⁹	—									
	過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.1×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	5.2×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	小破断 LOCA+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	—	—									
	中破断 LOCA+高圧注水失敗	3.0×10 ¹⁰	—	—									
	大破断 LOCA+高圧注水失敗	5.6×10 ¹⁰	9.2×10 ⁹	—									
	小破断 LOCA+原子炉圧力低下失敗	8.0×10 ¹⁰	—	—									
	7	過渡系喪失+高圧注水失敗	5.3×10 ¹⁰	—	—						TC	原子炉停止 機能喪失	1.4×10 ⁻⁹
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
8		過渡系喪失+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	3.2×10 ⁹	2.5×10 ⁻³	T	加圧熱源系 機能喪失	1.2×10 ⁻⁹	5.9	(b)			
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗	3.8×10 ¹⁰	1.4×10 ⁹	—									
	過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.1×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	5.2×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	小破断 LOCA+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	—	—									
	中破断 LOCA+高圧注水失敗	3.0×10 ¹⁰	—	—									
	大破断 LOCA+高圧注水失敗	5.6×10 ¹⁰	9.2×10 ⁹	—									
	小破断 LOCA+原子炉圧力低下失敗	8.0×10 ¹⁰	—	—									
	9	過渡系喪失+高圧注水失敗	5.3×10 ¹⁰	—	—						TC	原子炉停止 機能喪失	1.4×10 ⁻⁹
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
10		過渡系喪失+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	3.2×10 ⁹	2.5×10 ⁻³	T	加圧熱源系 機能喪失	1.2×10 ⁻⁹	5.9	(b)			
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗	3.8×10 ¹⁰	1.4×10 ⁹	—									
	過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.1×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	5.2×10 ¹⁰	—	—									
	サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗	2.7×10 ¹⁰	—	—									
	小破断 LOCA+高圧注水失敗	5.0×10 ¹⁰	—	—									
	中破断 LOCA+高圧注水失敗	3.0×10 ¹⁰	—	—									
	大破断 LOCA+高圧注水失敗	5.6×10 ¹⁰	9.2×10 ⁹	—									
	小破断 LOCA+原子炉圧力低下失敗	8.0×10 ¹⁰	—	—									
	11	過渡系喪失+高圧注水失敗	5.3×10 ¹⁰	—	—						TC	原子炉停止 機能喪失	1.4×10 ⁻⁹
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
過渡系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
サボート系喪失+SRV 制御失敗+高圧注水失敗+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+原子炉圧力低下失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
最終ベントシリンダ喪失+全交直電力電源喪失(外部電源喪失)+SRV 制御失敗		5.3×10 ¹⁰	—	—									
合計										—			

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

33/54

34/54

35/54

比較表（シーケンス選定 1 章）

44

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）

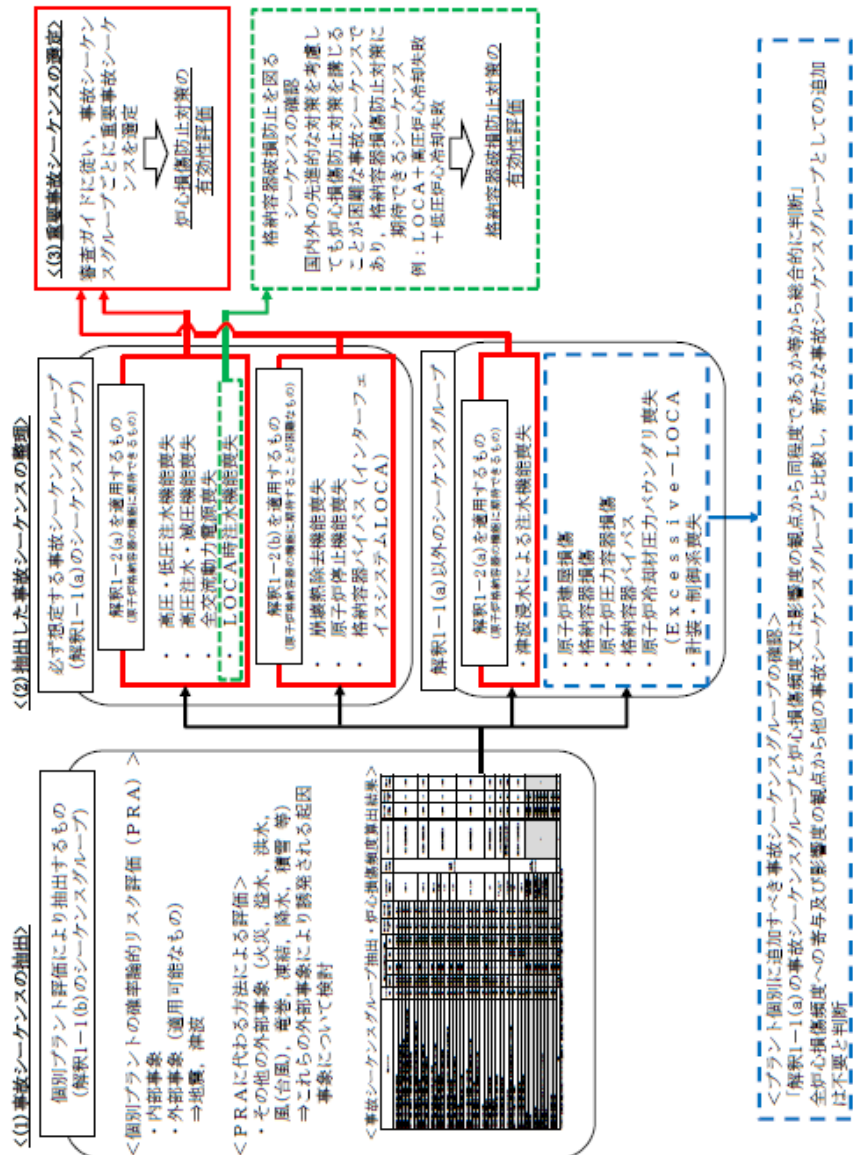
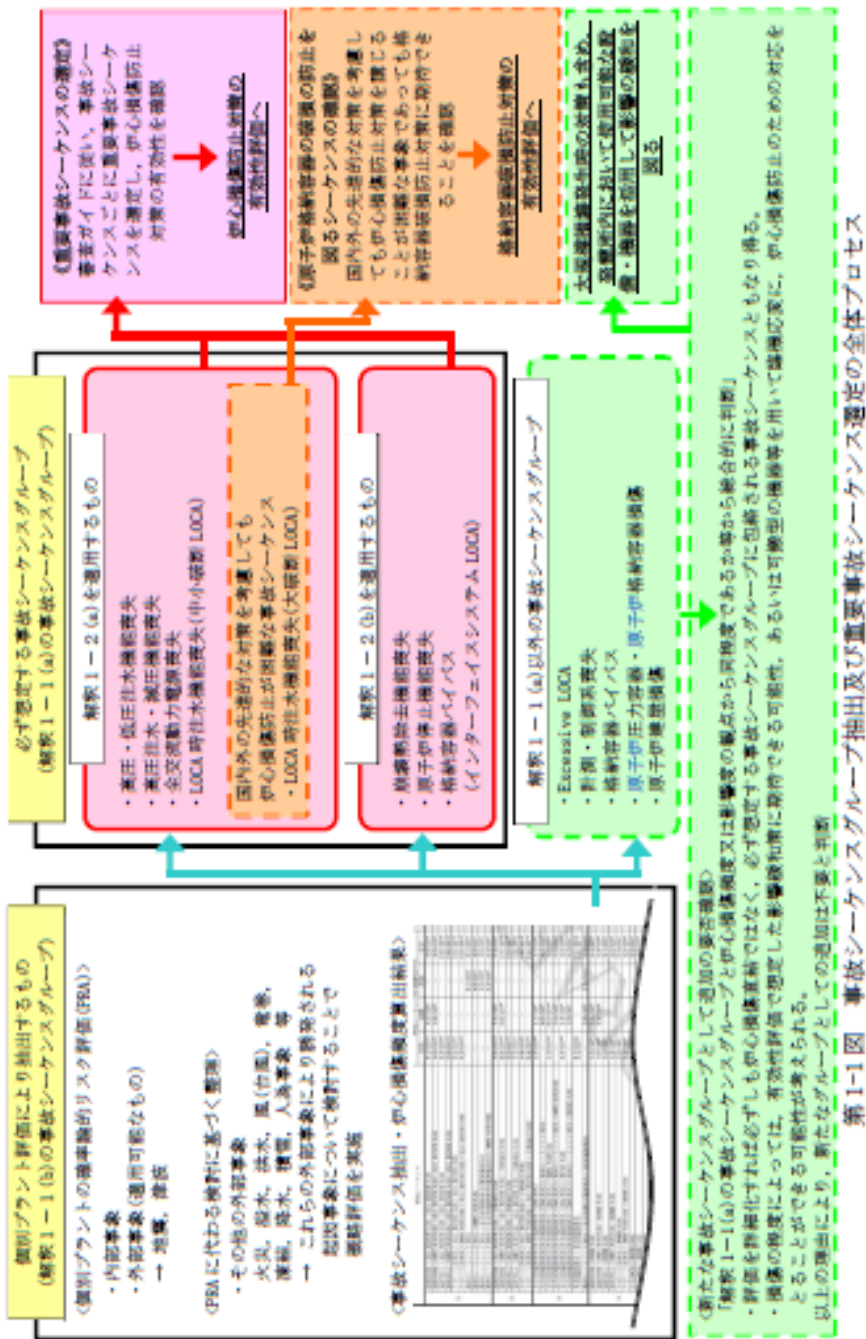
第 1-8 表 重要事故シーケンス等の選定 (3/3)										東海第二発電所	備 考		
解説の事故 シーケンス グループ	主要な事故シーケンス ⁽¹⁾		喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下表は有効性を併記する主な対策)	新出点と重要事故シーケンス選定の考え方 備考(a：炉心損傷防止対策 ⁽²⁾ 又は炉心損傷防止措置、 b：緊急電源、c：送電設備、d：代用機)								選定した重要事故 シーケンスと選定理由
	①	②			a	b	c	d	e				
炉心損傷防止 機能喪失	—	①迅速停炉+炉心冷却システム+炉											

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



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

過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	熱源断絶	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
過渡事象							炉心過熱なし	炉心過熱なし
							過渡事象＋熱源断絶成立	過渡事象＋熱源断絶成立
							炉心過熱なし	炉心過熱なし
							過渡事象＋熱源断絶成立	過渡事象＋熱源断絶成立
							過渡事象＋高圧炉心冷却＋低圧炉心冷却	過渡事象＋高圧炉心冷却＋低圧炉心冷却
							過渡事象＋高圧炉心冷却＋原子炉減圧	過渡事象＋高圧炉心冷却＋原子炉減圧
							炉心過熱なし	炉心過熱なし
							過渡事象＋BIV両側断絶成立	過渡事象＋BIV両側断絶成立
							炉心過熱なし	炉心過熱なし
							過渡事象＋BIV両側断絶成立	過渡事象＋BIV両側断絶成立
過渡事象							過渡事象＋BIV両側断絶成立	過渡事象＋BIV両側断絶成立
							過渡事象＋高圧炉心冷却＋低圧炉心冷却	過渡事象＋高圧炉心冷却＋低圧炉心冷却
							過渡事象＋BIV両側断絶成立	過渡事象＋BIV両側断絶成立
							過渡事象＋高圧炉心冷却＋原子炉減圧	過渡事象＋高圧炉心冷却＋原子炉減圧
							過渡事象＋高圧炉心冷却＋原子炉減圧	過渡事象＋高圧炉心冷却＋原子炉減圧

47

外部電源喪失	高圧電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	過渡事象へ	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
外部電源喪失					過渡事象へ	過渡事象へ	過渡事象へ
					全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)	全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)	全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)
					全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)	全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)	全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)
					全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)	全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)	全交変動力電源断絶成立(外部電源断絶成立＋非常用交流電源断絶成立)

(a) 高圧・低圧炉心冷却 (b) 高圧炉心冷却 (c) 全交変動力電源断絶 (d) 熱源断絶成立 (e) 原子炉停止機能喪失

第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー (1/3)

過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	熱源断絶	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.
過渡事象							炉心過熱なし	炉心過熱なし	-
							過渡事象＋RHR 失敗	過渡事象＋RHR 失敗	(4)
							炉心過熱なし	炉心過熱なし	-
							過渡事象＋RHR 失敗	過渡事象＋RHR 失敗	(4)
							過渡事象＋高圧炉心冷却＋低圧炉心冷却	過渡事象＋高圧炉心冷却＋低圧炉心冷却	(1)
							過渡事象＋高圧炉心冷却＋原子炉減圧	過渡事象＋高圧炉心冷却＋原子炉減圧	(3)
							炉心過熱なし	炉心過熱なし	-
							過渡事象＋過熱し安全弁閉鎖失敗＋RHR 失敗	過渡事象＋過熱し安全弁閉鎖失敗＋RHR 失敗	(5)
							炉心過熱なし	炉心過熱なし	-
							過渡事象＋過熱し安全弁閉鎖失敗＋RHR 失敗	過渡事象＋過熱し安全弁閉鎖失敗＋RHR 失敗	(5)
過渡事象							過渡事象＋過熱し安全弁閉鎖失敗＋高圧炉心冷却	過渡事象＋過熱し安全弁閉鎖失敗＋高圧炉心冷却	(2)
							過渡事象＋高圧炉心冷却	過渡事象＋高圧炉心冷却	(6)

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

47

第1-2図 内部事象レベル1 PRAにおけるイベントツリー (1/7)

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><div><div><div><div>通流停止・ シグポート系 喪失</div><div>圧力 バウンダリ 機能性</div><div>高圧炉心 作動</div><div>原子炉減圧</div><div>低圧炉心 作動</div><div>炉冷却停止</div></div><div><div>炉心損傷なし</div><div>通流停止+炉冷却停止失敗 シグポート系喪失+炉冷却停止失敗</div><div>炉心損傷なし</div><div>通流停止+炉冷却停止失敗 シグポート系喪失+炉冷却停止失敗</div><div>通流停止+高圧炉心作動+低圧炉心作動 シグポート系喪失+高圧炉心作動+低圧炉心作動</div><div>通流停止+高圧炉心作動+原子炉減圧失敗 シグポート系喪失+高圧炉心作動+原子炉減圧失敗</div><div>炉心損傷なし</div><div>通流停止+SEV再開始失敗+炉冷却停止失敗 シグポート系喪失+SEV再開始失敗+炉冷却停止失敗</div><div>炉心損傷なし</div><div>通流停止+SEV再開始失敗+炉冷却停止失敗 シグポート系喪失+SEV再開始失敗+炉冷却停止失敗</div><div>通流停止+SEV再開始失敗+高圧炉心作動+低圧炉心作動 シグポート系喪失+SEV再開始失敗+高圧炉心作動+低圧炉心作動</div><div>通流停止+SEV再開始失敗+高圧炉心作動+原子炉減圧失敗 シグポート系喪失+SEV再開始失敗+高圧炉心作動+原子炉減圧失敗</div></div></div></div></div> <div><p>(a) 高圧・低圧炉心・減圧機能喪失 (b) 高圧炉心・減圧機能喪失 (c) 炉冷却停止機能喪失</p><p>第1-2図 内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー (2/3)</p></div>		<div><div><div><div><div>外部電源喪失</div><div>原子炉停止</div><div>高圧電源</div><div>交流電源</div><div>圧力バウンダリ 機能性</div><div>高圧炉心作動 HPCS</div><div>RCIC</div></div><div><div>炉心損傷なし</div><div>通流停止+炉冷却停止失敗 外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)</div><div>炉心損傷なし</div><div>通流停止+炉冷却停止失敗 外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)</div><div>通流停止+高圧炉心作動+低圧炉心作動 外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心作動+低圧炉心作動</div><div>通流停止+高圧炉心作動+原子炉減圧失敗 外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心作動+原子炉減圧失敗</div><div>通流停止+SEV再開始失敗+炉冷却停止失敗 外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心作動+SEV再開始失敗+炉冷却停止失敗</div><div>通流停止+SEV再開始失敗+高圧炉心作動+低圧炉心作動 外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心作動+低圧炉心作動</div><div>通流停止+SEV再開始失敗+高圧炉心作動+原子炉減圧失敗 外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心作動+原子炉減圧失敗</div></div></div></div></div> <div><p>第1-2図 内部事象レベル1PRAにおけるイベントツリー (2/7)</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）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機

東海第二発電所

備 考

手動停止/ サロート系喪失 (=系統停止)	圧力バウンダリ 健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	最終 シーケンス グループ
<div></div>	<div></div>	成功	成功	成功	成功	炉芯損傷なし	炉芯損傷なし
						大破断LOCA+RHR失敗 中破断LOCA+RHR失敗 小破断LOCA+崩壊熱除去失敗	(d)
						炉芯損傷なし	炉芯損傷なし
	<div></div>	成功	成功	成功	成功	大破断LOCA+RHR失敗 中破断LOCA+RHR失敗 小破断LOCA+崩壊熱除去失敗	(d)
						大破断LOCA+HPCF失敗+低圧RCS注水失敗 中破断LOCA+HPCF失敗+低圧RCS注水失敗 小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	(f)
						中破断LOCA+HPCF注水失敗+原子炉減圧失敗 小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	(f)
<div></div>	成功	成功	成功	成功	大破断LOCA+原子炉停止失敗 中破断LOCA+原子炉停止失敗 小破断LOCA+原子炉停止失敗	(e)	

インターフェイスシステムLOCA	事故シーケンス	最終 シーケンス グループ
	ISLOCA	(g)

(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失 (g) 燃料管破パイパス(インターフェイスシステム LOCA)

第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー (3/3)

手動停止/ サロート系喪失 (=系統停止)	圧力バウンダリ 健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	最終シーケンス グループ	No.
<div></div>	<div></div>	成功	成功	成功	成功	炉芯損傷なし	炉芯損傷なし	-
						手動停止/サロート系喪失(手動停止)+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(19)
						炉芯損傷なし	炉芯損傷なし	-
		失敗	成功	成功	成功	手動停止/サロート系喪失(手動停止)+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(19)
						手動停止/サロート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉 心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	(16)
						手動停止/サロート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉 停止失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(18)
	<div></div>	成功	成功	成功	成功	炉芯損傷なし	炉芯損傷なし	-
						手動停止/サロート系喪失(手動停止)+過剰し安全非閉鎖失敗+ RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(20)
						炉芯損傷なし	炉芯損傷なし	-
		失敗	成功	成功	成功	手動停止/サロート系喪失(手動停止)+過剰し安全非閉鎖失敗+ RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(20)
						手動停止/サロート系喪失(手動停止)+過剰し安全非閉鎖失敗+ 高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	(17)
						高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(17)

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

49

49

[illegible]

第1-2図 内部事象レベルIPRAにおけるイベントツリー (5/7)

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

大破断 LOCA	原子炉停止	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	No.
	成功	成功		成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	—
				失敗	失敗	大破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(37)
		成功		成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	—
		失敗		失敗	失敗	大破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(37)
	失敗			失敗		大破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	LOCA 時注水機能喪失	(36)
						大破断 LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(38)

52

中小破断 LOCA	原子炉停止	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	No.
	成功	成功		成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	—
				失敗	失敗	中小破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(34)
		成功		成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	—
		失敗		失敗	失敗	中小破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(34)
		成功		成功		中小破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	LOCA 時注水機能喪失	(32)
		失敗		失敗		中小破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	LOCA 時注水機能喪失	(33)
	失敗					中小破断 LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(35)

第 1-2 図 内部事象レベル 1 PRA におけるイベントツリー (6/7)

第 1-2 図 内部事象レベル 1 PRA におけるイベントツリー (6/7)

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><tr><td>内部事象レベル 1 PRAにおけるイベントツリー (7/7)</td><td>第 1-2 図</td><td>内部事象レベル 1 PRAにおけるイベントツリー (7/7)</td></tr><tr><td>インターフェイスシステム LOCA</td><td>普通シーケンス</td><td>普通シーケンスグループ</td></tr><tr><td></td><td>インターフェイスシステム LOCA</td><td>特殊設備バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</td></tr><tr><td></td><td></td><td>(39)</td></tr></table>	内部事象レベル 1 PRAにおけるイベントツリー (7/7)	第 1-2 図	内部事象レベル 1 PRAにおけるイベントツリー (7/7)	インターフェイスシステム LOCA	普通シーケンス	普通シーケンスグループ		インターフェイスシステム LOCA	特殊設備バイパス (インターフェイスシステム LOCA)			(39)	
内部事象レベル 1 PRAにおけるイベントツリー (7/7)	第 1-2 図	内部事象レベル 1 PRAにおけるイベントツリー (7/7)												
インターフェイスシステム LOCA	普通シーケンス	普通シーケンスグループ												
	インターフェイスシステム LOCA	特殊設備バイパス (インターフェイスシステム LOCA)												
		(39)												

[illegible]

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

過渡現象/ 外部電源喪失	原子炉停止 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能喪失	原子炉出力調整 機能
-----------------	---------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	-----------------	---------------

[illegible]

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><tr><th rowspan="2">交流電源喪失</th><th rowspan="2">原子炉停止</th><th rowspan="2">逃がし安全弁 開放</th><th rowspan="2">圧力バウンダリ 健全性</th><th colspan="2">高圧炉心冷却</th><th rowspan="2">事故シーケンス</th><th rowspan="2">事故シーケンスグループ</th><th rowspan="2">No.</th></tr><tr><th>HPCS</th><th>RCIC</th></tr><tr><td rowspan="5"></td><td rowspan="5">成功</td><td rowspan="5">成功</td><td rowspan="5">成功</td><td>成功</td><td>成功</td><td>外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)</td><td>崩壊熱除去機能喪失 (TBW)</td><td>(11)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>成功</td><td>外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)</td><td>全交流動力電源喪失 (深淵TB)</td><td>(7)</td></tr><tr><td>成功</td><td>失敗</td><td>外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗</td><td>全交流動力電源喪失 (TBW)</td><td>(8)</td></tr><tr><td>成功</td><td>成功</td><td>外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)</td><td>崩壊熱除去機能喪失 (TBW)</td><td>(12)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>失敗</td><td>外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗 Excessive LOCA</td><td>全交流動力電源喪失 (TBW)</td><td>(9)</td></tr><tr><td></td><td>成功</td><td>成功</td><td>成功</td><td>成功</td><td>成功</td><td>交流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>交流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>(42)</td></tr><tr><td></td><td>成功</td><td>成功</td><td>成功</td><td>成功</td><td>成功</td><td>交流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>交流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>(45)</td></tr></table>	交流電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁 開放	圧力バウンダリ 健全性	高圧炉心冷却		事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.	HPCS	RCIC		成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(11)	失敗	成功	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	全交流動力電源喪失 (深淵TB)	(7)	成功	失敗	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (TBW)	(8)	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(12)	失敗	失敗	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗 Excessive LOCA	全交流動力電源喪失 (TBW)	(9)		成功	成功	成功	成功	成功	交流電源喪失+原子炉停止失敗	交流電源喪失+原子炉停止失敗	(42)		成功	成功	成功	成功	成功	交流電源喪失+原子炉停止失敗	交流電源喪失+原子炉停止失敗	(45)	
交流電源喪失	原子炉停止					逃がし安全弁 開放	圧力バウンダリ 健全性				高圧炉心冷却						事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.																																									
		HPCS	RCIC																																																									
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(11)																																																				
				失敗	成功	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	全交流動力電源喪失 (深淵TB)	(7)																																																				
				成功	失敗	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (TBW)	(8)																																																				
				成功	成功	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(12)																																																				
				失敗	失敗	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗 Excessive LOCA	全交流動力電源喪失 (TBW)	(9)																																																				
	成功	成功	成功	成功	成功	交流電源喪失+原子炉停止失敗	交流電源喪失+原子炉停止失敗	(42)																																																				
	成功	成功	成功	成功	成功	交流電源喪失+原子炉停止失敗	交流電源喪失+原子炉停止失敗	(45)																																																				
	<table><tr><th rowspan="2">直流電源喪失</th><th rowspan="2">原子炉停止</th><th rowspan="2">逃がし安全弁 開放</th><th rowspan="2">圧力バウンダリ 健全性</th><th colspan="2">高圧炉心冷却</th><th rowspan="2">事故シーケンス</th><th rowspan="2">事故シーケンスグループ</th><th rowspan="2">No.</th></tr><tr><th>HPCS</th><th>RCIC</th></tr><tr><td rowspan="5"></td><td rowspan="5">成功</td><td rowspan="5">成功</td><td rowspan="5">成功</td><td>成功</td><td>成功</td><td>外部電源喪失+直流電源失敗 (HPCS成功)</td><td>崩壊熱除去機能喪失 (TBW)</td><td>(13)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>成功</td><td>外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗</td><td>全交流動力電源喪失 (TBW)</td><td>(10)</td></tr><tr><td>成功</td><td>失敗</td><td>Excessive LOCA</td><td>—</td><td>(42)</td></tr><tr><td>成功</td><td>成功</td><td>直流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>直流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>(45)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>失敗</td><td>直流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>直流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>(45)</td></tr></table>	直流電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁 開放	圧力バウンダリ 健全性	高圧炉心冷却		事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.	HPCS	RCIC		成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+直流電源失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(13)	失敗	成功	外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBW)	(10)	成功	失敗	Excessive LOCA	—	(42)	成功	成功	直流電源喪失+原子炉停止失敗	直流電源喪失+原子炉停止失敗	(45)	失敗	失敗	直流電源喪失+原子炉停止失敗	直流電源喪失+原子炉停止失敗	(45)																			
直流電源喪失	原子炉停止					逃がし安全弁 開放	圧力バウンダリ 健全性				高圧炉心冷却						事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.																																									
		HPCS	RCIC																																																									
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+直流電源失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(13)																																																				
				失敗	成功	外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBW)	(10)																																																				
				成功	失敗	Excessive LOCA	—	(42)																																																				
				成功	成功	直流電源喪失+原子炉停止失敗	直流電源喪失+原子炉停止失敗	(45)																																																				
				失敗	失敗	直流電源喪失+原子炉停止失敗	直流電源喪失+原子炉停止失敗	(45)																																																				

57

第1-4図 地震レベル1PRAにおけるイベントツリー (3/3)

第1-4図 地震レベル1PRAにおけるイベントツリー (3/3)

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）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機

東海第二発電所

備 考

津波高さ	12m	6.5m	4.5m	4.2m	3.5m	発生する起因事象	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
以下→						起因となる事象発生なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし
以上↑						①	過渡事象へ ^{※1}	過渡事象へ ^{※1}
						①+②	津波高さ 4.2m～6.5mへ	津波高さ 4.2m～6.5mへ
						①+②+③		
						①+②+③+④	非常用交流電源喪失 +最終ヒートシンク喪失 +直流電源喪失	直流電源喪失
						①+②+③+④+⑤		

※1 内部事象のイベントツリーに包摂されるものと整理した。

① 過渡事象 ② 最終ヒートシンク喪失(LHS) ③ 全交運動力電源喪失(SBO) ④ 直流電源喪失 ⑤ 外部電源喪失

第 1-5 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー

津波 (津波高さ)	防船堤損傷 (T.P.+24m～)	原子炉建屋内浸水 (T.P.+22m～24m)	最終ヒートシンク喪失 (T.P.+20m～22m)	発生する起因事象	No.
	発生なし	発生なし	発生なし	—	—
	発生	発生	発生	最終ヒートシンク喪失 (T.P.+20m～22m)	—
				原子炉建屋内浸水による複数の防船堤損傷喪失 [※] (T.P.+22m～24m)	(47)
				防船堤損傷 [※] (T.P.+24m～)	(46)

※ 炉心損傷直結のためイベントツリーは展開しない。

第 1-5 図 津波レベル 1 PRA における階層イベントツリー

最終ヒートシンク喪失	圧力バウナダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.
成功	成功	成功	最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)	海澄浸水による圧水循環喪失	(48)
失敗	失敗	失敗	最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗	海澄浸水による圧水循環喪失	(49)
			最終ヒートシンク喪失+過剰安全弁閉鎖失敗	海澄浸水による圧水循環喪失	(50)

第 1-6 図 津波レベル 1 PRA におけるイベントツリー

53

58

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>事故シナリオ グループ</div>	<div>事故シナリオ</div>	<div>設備故障</div>	<div>送出中心故障</div>	<div>断り切減圧</div>	<div>高圧中心故障</div>	<div>断り切圧力制御 (過剰し圧弁弁 閉鎖)注2</div>	<div>断り切圧力制御 (過剰し圧弁弁 閉鎖)注2</div>	<div>断り切圧力制御 (過剰し圧弁弁 閉鎖)注2</div>	<div>断り切圧力制御 (過剰し圧弁弁 閉鎖)注2</div>			

注1 イベントツリー上はシーケンスを抽出できるが、断り切によって注水機能を全て喪失して炉心過熱に至るため、当該シーケンスは発生しない。
注2 当該ヘディングはランダム故障を考慮して設定している。これは当該ヘディングが、SIVの過剰し弁機能又は安全弁機能による、断り切後の過剰し弁機能下での原
子炉圧力制御を考慮しているものである。少なくとも安全弁機能には期待できることを考慮すると、断り切による断り切機能喪失は想定されないためである。当該ヘディ
ングの故障程度への断り切による影響はないが、全ての断り切シーケンスを抽出する観点から、全ての断り切シーケンス(内部断り切 PRA)での値と同一)を設定して分析し
ている。
(a) 断り切・低圧注水機能喪失 (b) 断り切・減圧機能喪失 (c) 断り切・断り切機能喪失 (d) LOCA 時注水機能喪失

第 1-6 図 断り切レベル 1PRA イベントツリー

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><div><p>内部事象 4%</p><p>地震 6%</p><p>津波 90%</p><p>6 号炉事象別</p></div><div><p>内部事象 4%</p><p>地震 6%</p><p>津波 90%</p><p>7 号炉事象別</p></div><div><p>大規模地震に伴う炉心損傷直結事象 4%</p><p>TW 6%</p><p>TB 13%</p><p>TQUV 77%</p><p>6 号炉事故シーケンスグループ別</p></div><div><p>大規模地震に伴う炉心損傷直結事象 2%</p><p>TW 6%</p><p>TB 12%</p><p>TQUV 80%</p><p>7 号炉事故シーケンスグループ別</p></div><div><p>6 号炉 全炉心損傷頻度：2.0×10^{-4} / 炉年</p></div><div><p>7 号炉 全炉心損傷頻度：2.4×10^{-4} / 炉年</p></div><div><p>第 1-7 図 プラント全体の炉心損傷頻度</p></div></div>	<div><div><p>全交流動力電源喪失 3.6%</p><p>津波による注水機能喪失 5.2%</p><p>原燃熱除去機能喪失 87.6%</p><p>（CDF：7.5×10^{-5} / 炉年）</p><p>事故シーケンスグループ別</p></div><div><p>地震 13.8%</p><p>津波 5.7%</p><p>内部事象 80.5%</p><p>事象別</p></div><div><p>第 1-7 図 プラント全体の炉心損傷頻度</p></div><div><p>原燃熱除去機能喪失 99.8%</p><p>内部事象レベル 1 PRA</p><p>（CDF：6.1×10^{-5} / 炉年）</p></div><div><p>原子炉圧力容器破損 1.5%</p><p>原子炉圧力容器破損 2.6%</p><p>高圧・低圧注水機能喪失 5.0%</p><p>高圧注水・減圧機能喪失 11.9%</p><p>全交流動力電源喪失 26.7%</p><p>原燃熱除去機能喪失 40.9%</p><p>地震レベル 1 PRA</p><p>（CDF：1.0×10^{-5} / 炉年）</p></div><div><p>津波による注水機能喪失 100.0%</p><p>津波レベル 1 PRA</p><p>（CDF：4.0×10^{-6} / 炉年）</p></div><div><p>第 1-8 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合</p></div></div>	

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 1 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<div><div><p>TW 100%</p></div><div><p>6 号炉内部事象運転時レベル 1PRA (炉心損傷頻度：8.7×10⁻⁶ /炉年)</p></div><div><p>TB 17% TW 26% 大規模地震に伴う炉心損傷直結事象 57%</p></div><div><p>6 号炉地震レベル 1PRA (炉心損傷頻度：1.2×10⁻⁵ /炉年)</p></div><div><p>TB 14% TQUV 86%</p></div><div><p>6 号炉津波レベル 1PRA (炉心損傷頻度：1.8×10⁻⁴ /炉年)</p></div></div> <div>第 1-8 図 各 PRA の結果と事故シーケンスグループごとの寄与割合</div>	<div><div><p>TW 100%</p></div><div><p>7 号炉内部事象運転時レベル 1PRA (炉心損傷頻度：8.7×10⁻⁶ /炉年)</p></div><div><p>TB 26% TW 35% 大規模地震に伴う炉心損傷直結事象 37% TC 2%</p></div><div><p>7 号炉地震レベル 1PRA (炉心損傷頻度：1.5×10⁻⁵ /炉年)</p></div><div><p>TB 11% TQUV 89%</p></div><div><p>7 号炉津波レベル 1PRA (炉心損傷頻度：2.1×10⁻⁴ /炉年)</p></div></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 2 章）

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 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第 2-1 図に示す。また，以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象レベル 1.5PRA 及び PRA を適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し，解釈の記載との比較検討・分類を実施した。</p> <p>② 抽出された格納容器破損モードのうち，炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス，格納容器先行破損に該当するものは，解釈 1－2 (b) に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。</p> <p>③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い，新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を選定し，その中で厳しい事故シーケンスを検討し，格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>解釈には，格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し，以下のとおり示されている。</p>	<p>2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定における全体プロセスを第2－1図に，全体プロセスの概要を以下に示す。</p> <p>【概 要】</p> <p>(1) 格納容器破損モードの抽出</p> <p>内部事象レベル 1．5 P R Aを用いて格納容器破損モードを抽出した。また，P R Aが適用可能でないと判断した外部事象については，定性的検討から格納容器破損モードを抽出した。</p> <p>(2) 抽出した格納容器破損モードの整理</p> <p>抽出した格納容器破損モードのうち，炉心損傷発生時点で格納容器機能に期待できない格納容器先行破損又は格納容器バイパスに該当するものは，解釈に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。また，解釈に示されている必ず想定する格納容器破損モードに対応しない格納容器破損モードについては，国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた確認を行い，新たな格納容器破損モードとしての追加の可否を検討した。</p> <p>(3) 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態（P D S）を選定し，その中で最も事象進展が厳しい事故シーケンスを有効性評価における評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお，評価事故シーケンスの選定に当たっては，国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスも含めて実施した。</p> <p>2.1 格納容器破損モードの抽出</p> <p>解釈には，格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの個別プラント評価による抽出に関し，以下のとおり示されている。</p>	<p>・記載箇所の相違（柏崎は 2.2.3 節に記載）</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 2 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<div>2－1</div> <div>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</div> <div>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</div> <div>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</div> <div>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</div> <div>・ 水素燃焼</div> <div>・ 格納容器直接接触(シェルアタック)</div> <div>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</div> <div>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</div> <div>① 個別プラントの内部事象に関する PRA 及び外部事象に関する PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</div> <div>② その結果、上記 2－1 (a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</div>	<div>2－1</div> <div>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</div> <div>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</div> <div>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</div> <div>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</div> <div>・ 水素燃焼</div> <div>・ 格納容器直接接触（シェルアタック）</div> <div>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</div> <div>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</div> <div>① 個別プラントの内部事象に関する P R A 及び外部事象に関する P R A（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。</div> <div>② その結果、上記 2－1（a）の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</div>	
<p>上記 2－1 (b)①に基づき、内部事象レベル 1.5PRA を実施し、格納容器破損モードを評価した。外部事象について、地震レベル 1.5PRA は原子炉建屋，原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく，定量評価結果の活用には損傷箇所，損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため，現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。</p> <p>また，PRA の適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。</p> <p>実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を以下に示す。</p>	<p>上記 2－1 (b)①に関して，内部事象レベル 1． 5 P R Aを用いて格納容器破損モードの抽出を行った。また，P R Aが適用可能でないと判断した外部事象については，定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。なお，地震レベル 1． 5 P R Aについては，原子炉建屋，格納容器，格納容器隔離弁等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり，国内でも試験解析例はあるものの，定量評価結果の活用には損傷箇所，損傷モード等の精緻化検討が必要であるため，現段階では事故シーケンス選定の検討に適用可能でないものと判断している。実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。</p>	
<p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出，整理</p> <p>(1) PRA に基づく整理</p> <p>内部事象レベル 1.5PRA を実施し，事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から，以下の①～⑫に示す格納容器破損モードの抽出を行った。</p> <p>具体的には第 2-2 図のとおり，炉心損傷前，原子炉圧力容器破損前，原子炉圧力容器破損直後，原子炉圧力容器破損以降の各プラント状態に分類し，それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また，事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し，第 2-3 図に示す格納容器イベントツリーを作成し，原子炉格納容器の破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部事象レベル 1.5PRA から抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第 2-1 表に示す。また，格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第 2-4 図に示す。</p>	<p>(1) P R Aに基づく整理</p> <p>内部事象レベル 1． 5 P R Aにおいては，事故の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析し，格納容器破損モードを抽出した。</p> <p>具体的には第2－2図のとおり炉心損傷前，原子炉圧力容器破損前，原子炉圧力容器破損直後，事故後期の各プラント状態に分類し，それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また，事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し，第2－3図に示すイベントツリーを作成し，格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部事象レベル 1． 5 P R Aから抽出された格納容器破損モードを以下に示す。また，各格納容器破損モードにおける定量化結果を第2－1表及び第2－4図に示す。</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>① 原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損</p> <p>原子炉停止失敗時に，炉心で発生した大量の水蒸気が原子炉格納容器へ放出され，格納容器圧力が早期に上昇して，原子炉格納容器が過圧破損に至る事象として分類する。</p> <p>② 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前)</p> <p>炉心の冷却が達成される中で，水蒸気の蓄積による準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。</p> <p>③ インターフェイスシステム LOCA</p> <p>インターフェイスシステム LOCA の発生により，原子炉格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。</p> <p>④ 格納容器隔離失敗</p> <p>炉心が損傷した時点で，原子炉格納容器の隔離に失敗しており，原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。</p> <p>⑨ 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷後)</p> <p>炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で，崩壊熱によって発生する水蒸気によって原子炉格納容器が過圧され，破損に至る事象，又は，熔融炉心が冷却されない場合に，熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し，原子炉格納容器内が過圧されて原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>高温の熔融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し，その際の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し，格納容器破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑩ 過温破損</p> <p>原子炉圧力容器破損後，原子炉格納容器内で熔融炉心が冷却できない状態が継続した場合に，熔融炉心からの輻射及び対流によってが原子炉格納容器の雰囲気が加熱され，原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑥ 格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に，熔融炉心が原子炉格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し， 雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果，格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑦ 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発</p> <p>高温の熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下し，水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機</p>	<p>a．未臨界確保失敗時の過圧破損（炉心損傷前）</p> <p>原子炉の未臨界達成に失敗した場合に，原子炉出力が維持されることで炉心で大量に発生する水蒸気により格納容器圧力が上昇し，格納容器が早期に過圧されて破損する格納容器破損モードとして抽出した。</p> <p>b．崩壊熱除去失敗時の過圧破損（炉心損傷前）</p> <p>炉心冷却に成功し崩壊熱除去に失敗した場合に，崩壊熱によって炉心で発生する水蒸気により格納容器圧力が徐々に上昇し，格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードとして抽出した。</p> <p>c．格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）</p> <p>インターフェイスシステム L O C A の発生後，原子炉冷却材の流出が継続して炉心損傷に至り，格納容器をバイパスして放射性物質等が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードとして抽出した。</p> <p>d．格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）</p> <p>炉心損傷時点で，格納容器の隔離に失敗しており，隔離失敗箇所から放射性物質等が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードとして抽出した。</p> <p>e．崩壊熱除去失敗時の過圧破損（炉心損傷後，サプレッション・プールへの熔融物落下なし）</p> <p>炉心損傷後，熔融物の崩壊熱によって発生する水蒸気，熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガス等により格納容器圧力が徐々に上昇し，格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードとして抽出した。</p> <p>f．過温破損（炉心損傷後，サプレッション・プールへの熔融物落下なし）</p> <p>炉心損傷後に，熔融物の崩壊熱によって格納容器雰囲気温度が徐々に上昇し，格納容器が加熱されることにより，格納容器貫通部の取付部又はフランジシール部などが熱的に損傷し，格納容器が破損する格納容器破損モードとして抽出した。</p> <p>g．高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>原子炉圧力容器が高圧状態で破損し，微粒子化した熔融物が格納容器空間部に飛散することで，格納容器雰囲気が直接加熱されて急速な圧力上昇が生じることにより格納容器が破損する格納容器破損モードとして抽出した。</p> <p>h．原子炉圧力容器外熔融燃料－冷却材相互作用（ペDESTAL）</p> <p>原子炉圧力容器破損後，熔融物がペDESTAL（ドライウェル部）内の冷却水中に落下した場合又はペDESTAL（ドライウェル部）内に放出された熔融物に対し</p>	<p>・(柏崎の⑤, ⑧について) 柏崎の審査資料では格納容器の健全性に影響を与える負荷全般を記載しており，東海第二の審査資料では格納容器の健全性に影響を与える負荷のうち，P R Aにおいて想定した格納容器破損モードのみを記載している。なお，柏崎は⑤の炉内 F C I を 2.1.1(4)においてスクリーンアウトしている。</p>

4/21

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 2 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>⑫ 水素燃焼</p> <p>原子炉格納容器内に酸素ガス等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム－水反応等によって発生した水素ガスと反応して激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>(2) PRA に代わる検討に基づく整理</p> <p>地震，津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて，内部事象運転時レベル 1.5PRA の知見等を活用して検討した結果，地震，津波及びその他の外部事象等についても，炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから，格納容器破損モードは内部事象と同等であり，今回，内部事象 PRA から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した。（別紙 1）</p> <p>2.1.2 レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討</p> <p>第 2-1 表に示す格納容器破損モードについて，2.1.1 項に示すレベル 1.5PRA から抽出された格納容器破損モードと解釈 2－1 (a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。</p> <p>確認の結果，上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(4)の破損モードが抽出されたため，これを新たな格納容器破損モードとして追加することの可否について検討を実施した。</p>	<p>に先行してペDESTAL（ドライウエル部）側壁の侵食により原子炉圧力容器支持機能が喪失することで格納容器が破損する格納容器破損モードとして抽出した。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>外部事象の影響としては，地震時には原子炉建屋損傷等の直接炉心損傷に至る事象が発生した場合に格納容器破損への影響が想定されるが，当該事象については地震レベル 1 PRA の知見から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ており，内部事象レベル 1．5 PRAから抽出した格納容器破損モードに追加すべきものはないと判断した。</p> <p>また，津波やその他の自然現象については，格納容器が直接損傷する可能性は低く，炉心損傷後の格納容器内の物理現象は内部事象と同等と考えられるため，内部事象レベル 1．5 PRAから抽出された格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した（別紙 1）。</p> <p>2.2 抽出した格納容器破損モードの整理</p> <p>2.2.1 必ず想定する格納容器破損モードとの対応</p> <p>抽出した格納容器破損モードについて，以下の解釈に基づき必ず想定する格納容器破損モードとの対応の確認を第2－1表に示すとおり行った。</p> <div><p>2－1</p><p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p><ul style="list-style-type: none">・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用・ 水素燃焼・ 格納容器直接接触（シェルアタック）・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</div> <p>なお，レベル 1．5 PRAより抽出した溶融物がサプレッション・プールへ落下した後には発生する格納容器破損モードについては，ペDESTAL（ドライウエル部）床における溶融炉心・コンクリート相互作用に引き続いて発生する格納容器破損モードであること，及び当該格納容器破損モードの防止のためにはペDESTAL（ドライウエル部）床における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することが有効であることを考慮し，解釈に基づき必ず想定する格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」として整理した（別紙8）。</p>	<p>・(柏崎の⑫について) 柏崎の審査資料では格納容器の健全性に影響を与える負荷全般を記載しており，東海第二の審査資料では格納容器の健全性に影響を与える負荷のうち，PRAにおいて想定した格納容器破損モードのみを記載している。</p> <p>なお，東二は⑫の水素燃焼を 2.3(4)において評価事故シーケンスに選定している。</p> <p>・ 柏崎は溶融物がサプレッション・プールに落下しない格納容器構造であるが，東海第二は溶融物がサプレッション・プールへ落下する格納容器構造であるため，抽出される格納容器破損モードが異なっている。</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 2 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>なお，必ず想定する格納容器破損モードのうち，格納容器直接接触(シェルアタック)は，原子炉格納容器下部の床面とその外側のドライウエル床面とが同じ高さに設計されている BWR MARK-I 型の原子炉格納容器に特有の破損モードであり，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV 型格納容器)では，熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから，格納容器破損モードとして考慮しない。(別紙 6)</p> <p>また，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では，運転中，原子炉格納容器内を窒素ガスで置換し，酸素濃度を低く管理しているため，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さい。このため，本破損モードはレベル 1.5PRA の定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方，原子炉格納容器内の窒素ガス置換が水素燃焼の発生防止対策であることを踏まえ，窒素ガス置換対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても原子炉格納容器の雰囲気の水素ガスが可燃限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して 4vol%以下又は酸素濃度 5vol%以下)に維持できることを確認する必要があると考える。よって，水素燃焼については，有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙 6)</p>	<p>また，必ず想定する格納容器破損モードのうち「格納容器直接接触（シェルアタック）」については，格納容器下部のペデスタル床とドライウエル床の高さが同じ高さで構成されているMa r k－I 型格納容器に特有の事象であり，東海第二発電所のMa r k－II型格納容器では，熔融物が直接ドライウエル壁面に接触しない構造であることから，レベル 1．5 P R Aにおいて格納容器破損モードとして考慮していない。(別紙9)</p> <p>また，必ず想定する格納容器破損モードのうち「水素燃焼」については，東海第二発電所では運転中は格納容器内を窒素置換により酸素濃度を低く管理しており，起回事象発生後24時間のうちに水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分に小さいことから，今回のレベル 1．5 P R Aでは格納容器破損モードとして考慮していない。ただし，炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時において，実際に長期（事象発生から7日間）にわたって格納容器内雰囲気の水素の可燃限界以下（水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下）に維持可能であることを確認する必要があると考える。そのため，「水素燃焼」については，有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。</p> <p>2.2.2 追加すべき格納容器破損モードの検討</p> <p>抽出した格納容器破損モードについて，必ず想定する格納容器破損モードに対応しない以下の(1)～(3)の破損モードが抽出されたため，これらを有効性評価の評価対象とする新たな格納容器破損モードとして追加することの必要性について検討を実施した。</p>	
<p>(1) 原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損</p> <p>本破損モードはレベル 1.5PRA 上の破損モードとして抽出されたが，解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等)にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており，炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお，当該破損モードの格納容器破損頻度(5.1×10⁻¹² /炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は 0.1%未満である。</p> <p>したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p>	<p>(1) 過圧破損（未臨界確保失敗）</p> <p>本破損モードはレベル 1．5 P R A上の破損モードとして抽出されたが，格納容器先行破損シーケンスである本破損モードは，解釈 1－2 (b) に従い炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>したがって，本破損モードを有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p>	
<p>(2) 過圧破損(炉心損傷前)</p> <p>本破損モードはレベル 1.5PRA 上の破損モードとして抽出されたが，解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等)にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており，炉心損傷防止対策の</p>	<p>(2) 過圧破損（崩壊熱除去失敗）</p> <p>本破損モードはレベル 1．5 P R A上の破損モードとして抽出されたが，格納容器先行破損シーケンスである本破損モードは，解釈 1－2 (b) に従い炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p>	

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 2 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。 なお，当該破損モードの格納容器破損頻度(8.7×10⁻⁶ /炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約 99.9%である。</p> <p>したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>(3) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステム LOCA</p> <p>これらの破損モードは，事象の発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能を喪失している事象であり，解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等)にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。</p> <p>このため，講じるべき対策は炉心損傷防止であり，これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>以下に，格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステム LOCA で想定した事象及び評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した理由を示す。</p> <p>(3)-2 インターフェイスシステム LOCA</p> <p>本破損モードは，発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能は喪失しているものの，炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに原子炉格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象運転時レベル 1PRA の結果から重要事故シーケンスとして抽出し，有効性評価の対象としている。</p> <p>原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの，炉心損傷を防止できなかった場合，その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて，評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものと考える。</p> <p>したがって，当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。なお，当該破損モードの格納容器破損頻度(9.5×10⁻¹¹ /炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は 0.1%未満である。</p> <p>(3)-1 格納容器隔離失敗</p> <p>本破損モードは炉心が損傷した時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。</p> <p>格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく，炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として，ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮して</p>	<p>したがって，本破損モードを有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(3) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A，格納容器隔離失敗）</p> <p>これらの破損モードは，事象発生と同時に格納容器の隔離機能を喪失している事象であり，格納容器バイパスであるこれらの破損モードに対して講じるべき対策は炉心損傷防止対策となる。このため，これらの破損モードを有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以下にインターフェイスシステム L O C A 及び格納容器隔離失敗について，評価シーケンスに追加する必要はないと判断した理由を示す。</p> <p>a．インターフェイスシステム L O C A</p> <p>本破損モードは，レベル 1．5 P R A 上の破損モードとして抽出されたが，格納容器バイパスである本破損モードは，解釈 1－2 (b) に従い炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」にて炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>したがって，本破損モードを有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>b．格納容器隔離失敗</p> <p>本破損モードは，炉心が損傷した時点で格納容器隔離に失敗している破損モードとして抽出されており，事象の進展に伴う物理的な現象に由来するものではなく，炉心損傷時点で格納容器が隔離機能を喪失している事象となる。</p> <p>隔離失敗の原因としては，格納容器貫通部，アクセス部等からの漏えい等の機械的破損や格納容器漏えい試験後の弁の復旧忘れ等の人的過誤が考えられる。こ</p>	<p>・インターフェイスシステム L O C A を格納容器破損モードとして追加する必要はないとした考え方は異なるものの，対策の有効性を炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループにて確認するという方針は同様である。</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 2 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>いる。</p> <p>現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について 1 日 1 回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。（別紙 7）</p> <p>今回実施したレベル 1. 5PRA では、国内 BWR プラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220 で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し当該破損モードの格納容器破損頻度(5.5×10⁻¹¹ /炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合 0.1%未満)を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さくなると推定される。（別紙 7）</p> <p>以上、本事象は発生と同時に原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、原子炉格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、原子炉格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、本事象の分岐に至る前の事故シーケンスによる炉心損傷を防止することが重要と考えることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>また、格納容器隔離失敗については地震レベル 1PRA においても抽出されており、地震レベル 1PRA では、地震によって原子炉格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が原子炉格納容器外で破断する事象を想定している。</p> <p>破断箇所や破断の程度の組み合わせを特定することは困難であるため、定量的に分析することは難しいが、破断箇所及び喪失した機能に応じて炉心損傷防止を試みる対応が発生するものとする。</p> <p>炉心損傷の後に原子炉格納容器の破損に至る事象ではなく、地震により原子炉格納容器の隔離機能が先行して喪失する事象であるため、その対応は炉心損傷防止が重要となる。この観点から、地震レベル 1PRA で抽出された格納容器隔離失敗についても、評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>本破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。（別紙 8）</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>以上から、PRA の知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。</p>	<p>これらの隔離失敗を防止するため、定期試験時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考える。</p> <p>また、今回実施したレベル 1. 5 P R Aでは、国内 BWR プラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG／CR－4 2 2 0 に記載された米国における通常運転時の長期間の格納容器隔離失敗実績に基づき、本破損モードの C F F (5. 5E-10／炉年) を定量化しているが、国内の運転管理実績を考慮すれば、本破損モードの C F F はさらに小さくなると推定される。</p> <p>以上より、本破損モードは事象の進展に伴い発生するものではなく、事象発生前に格納容器の隔離機能が喪失している事象であり、通常の運転管理において格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であること、また、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことから、重大事故等対処設備の有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した（別紙10）。</p> <p>また、格納容器隔離失敗については、地震レベル 1 P R Aにおいても抽出されており、地震レベル 1 P R Aでは、地震によって格納容器を貫通する配管が格納容器外で破断する事象を想定している。</p> <p>しかしながら、地震による配管の破断箇所や破断の程度の組合せを特定することは困難であり、本破損モードについては、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものとする。また、地震レベル 1 P R Aの評価から、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことを確認している。</p> <p>以上のことから、地震 P R Aから抽出される格納容器隔離失敗についても、重大事故等対処設備の有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以上より、P R Aの知見等を踏まえ、格納容器破損防止対策の有効性評価において、解釈に基づき想定する格納容器破損モードに追加すべき新たな格納容器破損モード</p>	<p>・運用の違い</p> <p>・理由は異なるものの、結論は同じ。</p> <p>・柏崎の審査資料では格納容器の健全性に影響を与える負荷全般を記載しており、東海第二の審査資料では格納容器の健全性に影響を与える負荷のうち、P R Aにおいて想定した格納容器破損モードのみを記載している。</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 2 章）

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 評価事故シーケンスの選定について</p> <p>設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定している。</p> <p>評価事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている、当該破損モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷</p> <p>PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシーケンスを選定する。また、炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>水素燃焼の観点で厳しいシーケンスを選定する。柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉では、運転中、原子炉格納容器内を窒素ガスで置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから、本破損モードはレベル 1.5PRA の定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが、評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の原子炉格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>上記に基づき、レベル 1.5PRA の知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では、先ず格納容器破損モードごとに原子炉格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断される PDS を選定し、その後、選定した PDS を含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものとする。</p>	<p>はないと判断した。</p> <p>2.3 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定している。</p> <p>評価事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスの選定を考慮している。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷</p> <p>過圧及び過温の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。また、炉心損傷防止対策における想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の格納容器の機能に期待できるものを包絡するものとする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>原子炉圧力が高く維持される事故シーケンスの中から、減圧までの余裕時間の観点から厳しい事故シーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しい事故シーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>水素燃焼の観点から厳しい事故シーケンスを選定する。東海第二発電所では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しており、炉心損傷に伴い水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、可燃限界到達の観点では酸素濃度の上昇が律速となる。このため、格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しい事故シーケンスを選定する。</p> <p>(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>ペデスタル（ドライウェル部）における溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しい事故シーケンスを選定する（別紙11）。</p> <p>上記に基づき、レベル 1.5PRA の知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では、先ず、格納容器破損モードごとに格納容器破損の際の結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態（PDS）を選定し、その後、選定した PDS を含む事故シーケンスの中から余裕時間、設備容量及び代表性の観点より評価事故シーケンスを選定することとした。</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 2 章）			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. 2. 1 評価対象とする PDS の選定</p> <p>レベル 1. 5PRA では，レベル 1PRA で炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから，さらに事象が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際，原子炉格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」，「原子炉圧力容器圧力」，「炉心損傷時期」及び「電源有無」の 4 つの属性に着目してレベル 1PRA から抽出された事故シーケンスグループを分類し，PDS として定義している。PDS の分類結果を第 2-2 表に示す。</p> <p>ここで，AE，S1E，S2E は LOCA として 1 つの PDS とした。これは事故進展解析の結果，原子炉冷却材の流出口の大きさが炉心損傷後の事象の進展速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。</p> <p>この PDS の定義に従い，格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度，当該破損モードに至る可能性のある全ての PDS を整理した。また，各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる PDS を検討し，評価対象とする PDS を選定した。選定結果を第 2-3 表に示す。</p> <p>なお，第 2-2 表において，格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されている TW，TC，ISLOCA については，格納容器先行破損の事故シーケンスであることから，解釈の要求事項を踏まえ，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」，「原子炉停止機能喪失」，「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。</p> <p>したがって，これらの PDS は，第 2-3 表に示す評価対象とする PDS の選定では考慮していない。</p>	<p>2. 3. 1 評価対象とするプラント損傷状態の選定</p> <p>レベル 1．5 P R Aでは，レベル 1 P R Aで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから，さらに事象が進展して格納容器破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際，格納容器内の事故進展の特徴を把握するため，「格納容器破損時期」，「原子炉圧力」，「炉心損傷時期」及び「電源の状態」の4つの項目を用いて，レベル 1 P R Aから抽出された事故シーケンスグループを分類し，分類したものをPDSとして，第2－2表に示すとおり定義した。</p> <p>上記のPDSの定義に従い，格納容器破損モードごとに余裕時間，設備容量及び格納容器破損モードの発生の観点で最も厳しくなると考えられるPDSを2. 3(1)～(5)に示した観点で検討し，評価対象とするPDSを第2－3表に示すとおり選定した。</p> <p>なお，原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用のPDS選定については，溶融炉心・コンクリート相互作用の対策であるペDESTAL（ドライウェル部）への事前水張りが与える影響を考慮し，PRAから抽出されないPDSも対象に含めて選定を実施した。また，雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温）のPDS選定については，過圧・過温の各々において損傷炉心冷却までは同じシーケンスとなり，各事故シーケンスの対策は損傷炉心への注水（損傷炉心冷却）の点で同じとなることから，有効性評価では過圧・過温を同じ事故シーケンスで評価している。</p> <p>さらに，格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されているTW，TBW，TC及びISLOCAについては，格納容器先行破損又は格納容器バイパスに該当するPDSとなることから，解釈の要求事項を踏まえ，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」，「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。したがって，これらのPDSは，格納容器破損防止対策の有効性評価の評価対象とするPDSとして考慮していない。</p>	<p>・東海第二のレベル 1．5 P R Aでは，ペDESTAL（ドライウェル部）の事前水張は実施しない前提で評価しているが，有効性評価ではMCC I 対策として事前水張を実施するため，PRAから抽出されるPDS以外も含めてPDSを選定することを記載。</p> <p>・有効性評価では過圧・過温を同じ事故シーケンスで評価していることを記載。</p>	
<p>2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果</p> <p>2. 2. 1 項で格納容器破損モードごとに選定した PDS に属する事故シーケンスを比較し，格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し，評価事故シーケンスを選定した。</p> <p>選定結果を第 2-4 表に示す。</p> <p>なお，重大事故等対処設備により，炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下を防止できるため，有効性評価では重大事故等対処設備に期待せず，炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至る状況を仮定している。</p> <p>また，各格納容器破損モードについて，格納容器破損頻度が支配的となる PDS と主要なカットセットの整理を実施し，格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。（別紙 4）</p>	<p>2. 3. 2 評価事故シーケンスの選定</p> <p>2. 3. 1で格納容器破損モードごとに選定したPDSに属する事故シーケンスを整理し，余裕時間，設備容量及び代表性の観点から評価事故シーケンスを選定した。各格納容器破損モードに対する評価事故シーケンスの選定理由及び選定結果について，第2－4表に示す。</p> <p>なお，原子炉圧力容器の破損が前提となる「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）」，「原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）」，「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」の格納容器破損モードについては，物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から，一部の重大事故等対処設備による対応に期待せず，原子炉圧力容器破損まで事象が進展する状況を仮定して評価することとする。</p> <p>また，各格納容器破損モードについて，格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を行い，格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセ</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 2 章）

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. 3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスグループのうち，格納容器破損防止対策に期待できるものについては，今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンス及び該当する PDS は以下のとおり。以下の事故シーケンスは，「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである。（1. 2 項参照）</p> <ul style="list-style-type: none">・大破断 LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗 <p>2. 2. 1 項の PDS 選定では，上記の PDS を含めて格納容器破損モードごとに厳しい PDS を選定している。したがって，炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても，今回整備した格納容器破損防止対策により，原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。</p> <p>2. 2. 4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策</p> <p>1. 1. 2. 2 項において，炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては，炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で，プラントの損傷規模によっては，設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により原子炉格納容器の破損の防止が可能な場合も考えられる。</p> <p>原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は，可搬型設備（低圧代替注水系（可搬型），可搬型代替交流電源設備等）による対応や放射性物質の拡散を防止する対策（大容量送水車，汚濁防止膜等）により敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い，事故の影響緩和を図る。</p>	<p>ットに対して，今回整備した格納容器破損防止対策が概ね有効であることを確認している（別紙6）。</p> <p>2. 3. 3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスのうち，格納容器破損防止対策に期待できるものについては，以下の事故シーケンスである</p> <p>① 大破断 LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における評価シーケンスの選定では，上記シーケンスを含めて選定を実施しており，有効性評価において格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認する。</p> <p>2. 3. 4 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事故シーケンスへの対応</p> <p>1. 2. 2で炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては，炉心損傷後の格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で，プラントの損傷規模によっては，使用可能な設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を柔軟に活用することにより，格納容器破損の防止が可能な場合も考えられる。</p> <p>格納容器の閉じ込め機能が喪失するような深刻な事故が生じた場合は，可搬型のポンプ・電源，放水砲等を駆使した大規模損壊対策による対応も含め，敷地外への放射性物質の拡散抑制等を実施し，臨機応変に影響緩和を試みる。</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2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度※1		第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度		
PRA から抽出された格納容器破損モード	全格納容器破損頻度に占める割合(%)	格納容器破損頻度(／炉年)	解釈2-1(a)で想定する破損モード	備考
原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	< 0.1	5.1×10 ⁻¹²	解釈2-1(a)で 必ず想定する 格納容器破損モード	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「原子炉未臨界確保失敗」
過圧破損(炉心損傷前)	99.9	8.7×10 ⁻⁶		解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」
過圧破損(炉心損傷後)	< 0.1	3.9×10 ⁻¹⁰		－
過温破損	0.1	8.4×10 ⁻⁹		－
格納容器雰囲気気直接加熱	< 0.1	1.2×10 ⁻¹²	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱	－
原子炉圧力容器内での水蒸気爆発※2	－	－	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価。(別紙8)
原子炉圧力容器外での水蒸気爆発	< 0.1	3.8×10 ⁻¹³	原子炉圧力容器外の水 融燃料－冷却材相互作用	－
溶融炉心・コンクリート相互作用	< 0.1	1.2×10 ⁻¹¹	溶融炉心・コンクリート相互作用	－
インターフェースシステム LOCA	< 0.1	9.5×10 ⁻¹¹	なし	解釈1-2(b)に基づき「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA)」 通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用として、本破損モードの格納容器破損頻度及び全格納容器破損頻度に対する寄与割合が極めて小さいこと、格納容器隔離失敗を考慮すべき PDS の多くについて炉心損傷防止対策の有効性を確認しており、原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出防止が可能と考えられることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断。
格納容器隔離失敗	< 0.1	5.5×10 ⁻¹¹	なし	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、運転中、原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、酸素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、PRA で定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素ガス置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。
水素燃焼※2	－	－	水素燃焼	RCCV 型格納容器である柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では構造的に発生する可能性はない格納容器破損モードであることから、有効性評価の対象から除外した。
溶融物直接接触※2	－	－	格納容器直接接触(シエルアタック)	－
合計	100	8.7×10 ⁻⁶	100	－
※1 灰色の箇所は、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。 ※2 BWR において考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したもの、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では想定されないことから、定量化の対象から除外した格納容器破損モード。				

レベル1. 5 PRA から抽出した格納容器破損モード	格納容器破損頻度(／炉年)	寄与割合(%)	解釈2-1(a)の必ず想定する格納容器破損モード	備考
未臨界確保失敗時の過圧破損(炉心損傷前)	2.5E-08	<0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」
崩壊熱除去失敗時の過圧破損(炉心損傷前)	6.0E-05	99.7	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「崩壊熱除去失敗」
格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA)	4.8E-10	<0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA)」
格納容器バイパス(格納容器隔離失敗)	6.1E-10	<0.1	なし	本破損モードは、事象の進展に伴い発生するものではなく、格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること、格納容器の隔離機能が喪失する頻度が十分に低いことから、個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断
崩壊熱除去失敗時の過圧破損(炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)	2.2E-09	<0.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧／過温破損)	－
(炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)	7.9E-08	0.2		－
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	8.5E-09	<0.1	高圧溶融物放出／格納容器外での溶融燃料－冷却材相互作用	－
溶融燃料－冷却材相互作用(ベデスタル)	2.2E-14	<0.1		－
崩壊熱除去失敗時の過圧破損(炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下あり)	1.8E-08	<0.1		Mark-II 型格納容器特有の溶融物がサブプレッション・プールへ落下した後には発生する破損モードについては、ベデスタル(ドライウエル部)床における溶融炉心・コンクリート相互作用に引き続いて発生する破損モードであること、及び当該破損モードの防止のためにはベデスタル(ドライウエル部)床における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することが有効であることを考慮し、解釈に基づき必ず想定する破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」として整理した。
溶融燃料－冷却材相互作用(サブプレッション・プール)	4.7E-10	<0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	
溶融炉心・コンクリート相互作用	2.5E-09	<0.1		
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	<0.1		
合計	6.1E-05	100	－	－

注 ハッチングは、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを示す。

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>第 2-2 表 PDS の定義</div> <table><tr><th>PDS</th><th>格納容器 破損時期</th><th>原子炉 圧力</th><th>炉心損傷 時期</th><th>プラント損傷時点 での電源有無</th></tr><tr><td>TQUV</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr><tr><td>TQUX</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr><tr><td>長期 TB</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>後期</td><td>直流電源無^{※1} 交流電源無</td></tr><tr><td>TBU</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>直流電源有 交流電源無</td></tr><tr><td>TBP</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>直流電源有 交流電源無</td></tr><tr><td>TBD</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>直流電源無 交流電源無</td></tr><tr><td>LOCA (AE, S1E, S2E)</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧^{※2}</td><td>早期</td><td>交流/直流電源有</td></tr><tr><td>TW</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>後期</td><td>—</td></tr><tr><td>TC</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr><tr><td>格納容器バイパス (ISLOCA)</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr></table> <div>※1 蓄電池枯渇により事象発生から 8 時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。 ※2 S1E や S2E では、高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが、LOCA は速やかな原子炉冷却材流出の影響を確認する PDS として、大破断 LOCA をその代表として扱うこととし、高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。 注：網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、解釈 1－2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。</div>	PDS	格納容器 破損時期	原子炉 圧力	炉心損傷 時期	プラント損傷時点 での電源有無	TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有	TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有	長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無 ^{※1} 交流電源無	TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無	TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無	TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無	LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧 ^{※2}	早期	交流/直流電源有	TW	炉心損傷前	—	後期	—	TC	炉心損傷前	—	早期	—	格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—	<div>第 2-2 表 プラント損傷状態 (PDS) の定義</div> <table><tr><th>PDS</th><th>格納容器破損時期</th><th>原子炉圧力</th><th>炉心損傷時期</th><th>電源確保</th></tr><tr><td>TQUV</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>有 交流電源 有 直流電源</td></tr><tr><td>TQUX</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>有 交流電源 有 直流電源</td></tr><tr><td>長期 TB</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>後期</td><td>無 交流電源 有 直流電源</td></tr><tr><td>TBU</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>無 交流電源 有 直流電源</td></tr><tr><td>TBP</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>無 交流電源 有 直流電源</td></tr><tr><td>TBD</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>無 交流電源 無 直流電源</td></tr><tr><td>TW</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>後期</td><td>—</td></tr><tr><td>TBW</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>後期</td><td>—</td></tr><tr><td>TC</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr><tr><td>LOCA</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>有 交流電源 有 直流電源</td></tr><tr><td>ISLOCA</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr></table> <div>注 ハッチングは炉心損傷前に格納容器破損に至る事故シーケンスであることから、解釈 1－2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」ことを確認する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。</div>	PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源確保	TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	有 交流電源 有 直流電源	TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	有 交流電源 有 直流電源	長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	無 交流電源 有 直流電源	TBU	炉心損傷後	高圧	早期	無 交流電源 有 直流電源	TBP	炉心損傷後	低圧	早期	無 交流電源 有 直流電源	TBD	炉心損傷後	高圧	早期	無 交流電源 無 直流電源	TW	炉心損傷前	—	後期	—	TBW	炉心損傷前	—	後期	—	TC	炉心損傷前	—	早期	—	LOCA	炉心損傷後	低圧	早期	有 交流電源 有 直流電源	ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—	
PDS	格納容器 破損時期	原子炉 圧力	炉心損傷 時期	プラント損傷時点 での電源有無																																																																																																																	
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有																																																																																																																	
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有																																																																																																																	
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無 ^{※1} 交流電源無																																																																																																																	
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無																																																																																																																	
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無																																																																																																																	
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無																																																																																																																	
LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧 ^{※2}	早期	交流/直流電源有																																																																																																																	
TW	炉心損傷前	—	後期	—																																																																																																																	
TC	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																	
格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																	
PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源確保																																																																																																																	
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	有 交流電源 有 直流電源																																																																																																																	
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	有 交流電源 有 直流電源																																																																																																																	
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	無 交流電源 有 直流電源																																																																																																																	
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	無 交流電源 有 直流電源																																																																																																																	
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	無 交流電源 有 直流電源																																																																																																																	
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	無 交流電源 無 直流電源																																																																																																																	
TW	炉心損傷前	—	後期	—																																																																																																																	
TBW	炉心損傷前	—	後期	—																																																																																																																	
TC	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																	
LOCA	炉心損傷後	低圧	早期	有 交流電源 有 直流電源																																																																																																																	
ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																	
74	79																																																																																																																				

[illegible]

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）

[illegible]



第2-1図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シナークセス選定の全体プロセス



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="281 388 1053 1680"><p>第2-2図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード</p></div>	<div data-bbox="1380 504 2122 1512"><p>第2-2図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード</p></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 2 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備考																																																																																																																					
<div><table><tr><th rowspan="2">プラント 損傷状態</th><th rowspan="2">格納容 器破損</th><th colspan="3">原子炉圧力容器 破損前</th><th colspan="2">原子炉圧力容器 破損直後</th><th rowspan="2">格納容器破損モード</th></tr><tr><th>原子炉 減圧</th><th>原子炉 圧力容器 注水</th><th>原子炉 圧力容器 破損</th><th>炉外 FCI</th><th>DCH</th></tr><tr><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td>無</td><td rowspan="4">有</td><td rowspan="4">無</td><td>後継事象（原子炉圧力容器健全）へ</td></tr><tr><td>有</td><td>後継事象（原子炉圧力容器破損）へ</td></tr><tr><td>無</td><td>(c)</td></tr><tr><td>有</td><td>後継事象（原子炉圧力容器破損）へ</td></tr><tr><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td>無</td><td rowspan="4">有</td><td rowspan="4">無</td><td>後継事象（原子炉圧力容器健全）へ</td></tr><tr><td>有</td><td>後継事象（原子炉圧力容器破損）へ</td></tr><tr><td>無</td><td>(c)</td></tr><tr><td>有</td><td>後継事象（原子炉圧力容器破損）へ</td></tr><tr><td>失敗</td><td rowspan="2">失敗</td><td rowspan="2">失敗</td><td>失敗</td><td>失敗</td><td>有</td><td>有</td><td>格納容器隔離失敗</td></tr></table><table><tr><th colspan="3">事故後期</th><th rowspan="2">格納容器破損モード</th></tr><tr><th>後継事象 (原子炉圧力容器健全)</th><th>格納容器注水</th><th>長期冷却</th></tr><tr><td rowspan="2"></td><td rowspan="2">成功</td><td>成功</td><td>原子炉圧力容器内で事故収束</td></tr><tr><td>失敗</td><td>(a)</td></tr><tr><td rowspan="2"></td><td rowspan="2">失敗</td><td>成功</td><td>原子炉圧力容器内で事故収束</td></tr><tr><td>失敗</td><td>(a)</td></tr></table><p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (b) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過加熱(DCH) (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)</p><p>第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA 格納容器イベントツリー (1/2) ※</p><p>※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。</p></div> <div>79</div>	プラント 損傷状態	格納容 器破損	原子炉圧力容器 破損前			原子炉圧力容器 破損直後		格納容器破損モード	原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水	原子炉 圧力容器 破損	炉外 FCI	DCH	成功	成功	成功	成功	無	有	無	後継事象（原子炉圧力容器健全）へ	有	後継事象（原子炉圧力容器破損）へ	無	(c)	有	後継事象（原子炉圧力容器破損）へ	成功	成功	成功	成功	無	有	無	後継事象（原子炉圧力容器健全）へ	有	後継事象（原子炉圧力容器破損）へ	無	(c)	有	後継事象（原子炉圧力容器破損）へ	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	有	有	格納容器隔離失敗	事故後期			格納容器破損モード	後継事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水	長期冷却		成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束	失敗	(a)		失敗	成功	原子炉圧力容器内で事故収束	失敗	(a)	<div><table><tr><th rowspan="2">プラント 損傷状態</th><th rowspan="2">格納容 器破損</th><th colspan="3">原子炉圧力容器 破損前</th><th colspan="2">原子炉圧力容器 破損直後</th><th rowspan="2">格納容器破損モード</th></tr><tr><th>原子炉 減圧</th><th>原子炉 圧力容器 注水</th><th>原子炉 圧力容器 破損</th><th>炉外 FCI</th><th>DCH</th></tr><tr><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td>無</td><td rowspan="4">有</td><td rowspan="4">無</td><td>後継事象（原子炉圧力容器健全）へ</td></tr><tr><td>有</td><td>後継事象（原子炉圧力容器破損）へ</td></tr><tr><td>無</td><td>(c)</td></tr><tr><td>有</td><td>後継事象（原子炉圧力容器破損）へ</td></tr><tr><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td rowspan="4">成功</td><td>無</td><td rowspan="4">有</td><td rowspan="4">無</td><td>後継事象（原子炉圧力容器健全）へ</td></tr><tr><td>有</td><td>後継事象（原子炉圧力容器破損）へ</td></tr><tr><td>無</td><td>(c)</td></tr><tr><td>有</td><td>後継事象（原子炉圧力容器破損）へ</td></tr><tr><td>失敗</td><td rowspan="2">失敗</td><td rowspan="2">失敗</td><td>失敗</td><td>失敗</td><td>有</td><td>有</td><td>格納容器隔離失敗</td></tr></table><p>FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 DCH：格納容器雰囲気直接過加熱 ※1 LOC/ATMシナリオは、格納容器注水に失敗した場合、原子炉圧力容器破損直後に過圧破損に至る。 ※2 長期TBIシナリオは、原子炉圧力容器注水に失敗した場合、原子炉圧力容器破損直後に過圧破損に至る。</p><p>第2-3図 内部事象レベル 1.5 PRAにおけるイベントツリー (1/3)</p></div> <div>84</div>	プラント 損傷状態	格納容 器破損	原子炉圧力容器 破損前			原子炉圧力容器 破損直後		格納容器破損モード	原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水	原子炉 圧力容器 破損	炉外 FCI	DCH	成功	成功	成功	成功	無	有	無	後継事象（原子炉圧力容器健全）へ	有	後継事象（原子炉圧力容器破損）へ	無	(c)	有	後継事象（原子炉圧力容器破損）へ	成功	成功	成功	成功	無	有	無	後継事象（原子炉圧力容器健全）へ	有	後継事象（原子炉圧力容器破損）へ	無	(c)	有	後継事象（原子炉圧力容器破損）へ	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	有	有	格納容器隔離失敗	
プラント 損傷状態			格納容 器破損	原子炉圧力容器 破損前			原子炉圧力容器 破損直後		格納容器破損モード																																																																																																														
	原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水		原子炉 圧力容器 破損	炉外 FCI	DCH																																																																																																																	
成功	成功	成功	成功	無	有	無	後継事象（原子炉圧力容器健全）へ																																																																																																																
				有			後継事象（原子炉圧力容器破損）へ																																																																																																																
				無			(c)																																																																																																																
				有			後継事象（原子炉圧力容器破損）へ																																																																																																																
成功	成功	成功	成功	無	有	無	後継事象（原子炉圧力容器健全）へ																																																																																																																
				有			後継事象（原子炉圧力容器破損）へ																																																																																																																
				無			(c)																																																																																																																
				有			後継事象（原子炉圧力容器破損）へ																																																																																																																
失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	有	有	格納容器隔離失敗																																																																																																																
事故後期			格納容器破損モード																																																																																																																				
後継事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水	長期冷却																																																																																																																					
	成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束																																																																																																																				
		失敗	(a)																																																																																																																				
	失敗	成功	原子炉圧力容器内で事故収束																																																																																																																				
		失敗	(a)																																																																																																																				
プラント 損傷状態	格納容 器破損	原子炉圧力容器 破損前			原子炉圧力容器 破損直後		格納容器破損モード																																																																																																																
		原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水	原子炉 圧力容器 破損	炉外 FCI	DCH																																																																																																																	
成功	成功	成功	成功	無	有	無	後継事象（原子炉圧力容器健全）へ																																																																																																																
				有			後継事象（原子炉圧力容器破損）へ																																																																																																																
				無			(c)																																																																																																																
				有			後継事象（原子炉圧力容器破損）へ																																																																																																																
成功	成功	成功	成功	無	有	無	後継事象（原子炉圧力容器健全）へ																																																																																																																
				有			後継事象（原子炉圧力容器破損）へ																																																																																																																
				無			(c)																																																																																																																
				有			後継事象（原子炉圧力容器破損）へ																																																																																																																
失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	有	有	格納容器隔離失敗																																																																																																																

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><table><tr><th colspan="6">事故後期</th><th rowspan="3">格納容器破損モード</th></tr><tr><th rowspan="2">後続事象 (原子炉圧力容器破損)</th><th colspan="2">格納容器注水</th><th rowspan="2">炉外 FCI</th><th rowspan="2">溶融炉心 冷却</th><th rowspan="2">長期冷却</th></tr><tr><th>下部 ドライウエル</th><th>上部 ドライウエル</th></tr><tr><td rowspan="10"><div><div>成功</div><div>失敗</div></div></td><td rowspan="10"><div>成功</div><div>失敗</div></td><td rowspan="10"><div>成功</div><div>失敗</div></td><td rowspan="10"><div>有</div><div>無</div></td><td rowspan="10"><div>成功</div><div>失敗</div></td><td>成功</td><td>格納容器内で事故収束</td></tr><tr><td>失敗</td><td>(a)</td></tr><tr><td>無</td><td>(a)，(f)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>(c)</td></tr><tr><td>成功</td><td>(a)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>(a)，(f)</td></tr><tr><td>有</td><td>(c)</td></tr><tr><td>成功</td><td>格納容器内で事故収束</td></tr><tr><td>失敗</td><td>(a)</td></tr><tr><td>無</td><td>(a)，(f)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>(c)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>(a)</td></tr></table><div><p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p><p>(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)</p><p>(f) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p></div><div><p>第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA 格納容器イベントツリー (2/2) ※</p><p>※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。</p></div></div>	事故後期						格納容器破損モード	後続事象 (原子炉圧力容器破損)	格納容器注水		炉外 FCI	溶融炉心 冷却	長期冷却	下部 ドライウエル	上部 ドライウエル	<div><div>成功</div><div>失敗</div></div>	<div>成功</div> <div>失敗</div>	<div>成功</div> <div>失敗</div>	<div>有</div> <div>無</div>	<div>成功</div> <div>失敗</div>	成功	格納容器内で事故収束	失敗	(a)	無	(a)，(f)	失敗	(c)	成功	(a)	失敗	(a)，(f)	有	(c)	成功	格納容器内で事故収束	失敗	(a)	無	(a)，(f)	失敗	(c)	失敗	(a)	<table><tr><th colspan="2">事故後期</th><th rowspan="2">格納容器破損モード</th></tr><tr><th>後続事象 (原子炉圧力容器健全)</th><th>格納容器注水</th></tr><tr><td rowspan="2">成功</td><td rowspan="2">成功</td><td>原子炉圧力容器内で事故収束</td></tr><tr><td>溶融燃料除去失敗時の過圧破損 (炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)</td></tr><tr><td>失敗</td><td>失敗</td><td></td></tr></table> <div>第2-3図 内部事象レベル1.5PRAにおけるイベントツリー (2/3)</div>	事故後期		格納容器破損モード	後続事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水	成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束	溶融燃料除去失敗時の過圧破損 (炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)	失敗	失敗	
事故後期						格納容器破損モード																																																			
後続事象 (原子炉圧力容器破損)	格納容器注水		炉外 FCI	溶融炉心 冷却	長期冷却																																																				
	下部 ドライウエル	上部 ドライウエル																																																							
<div><div>成功</div><div>失敗</div></div>	<div>成功</div> <div>失敗</div>	<div>成功</div> <div>失敗</div>	<div>有</div> <div>無</div>	<div>成功</div> <div>失敗</div>	成功	格納容器内で事故収束																																																			
					失敗	(a)																																																			
					無	(a)，(f)																																																			
					失敗	(c)																																																			
					成功	(a)																																																			
					失敗	(a)，(f)																																																			
					有	(c)																																																			
					成功	格納容器内で事故収束																																																			
					失敗	(a)																																																			
					無	(a)，(f)																																																			
失敗	(c)																																																								
失敗	(a)																																																								
事故後期		格納容器破損モード																																																							
後続事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水																																																								
成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束																																																							
		溶融燃料除去失敗時の過圧破損 (炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)																																																							
失敗	失敗																																																								
80	85																																																								

第2-3回 内部事象レベル1. 5 PRAにおけるイベントツリー (3/3)

81

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 3章）

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 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3-1 図に示すとおりであり，本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象PRA 及びPRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。</p> <p>③ 有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，審査ガイドに記載の観点(余裕時間，設備容量，代表性)に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p> <p>3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について</p> <p>解釈において，運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し，以下のとおり記載されている。</p>	<p>3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定における全体プロセスと実施結果の概要を第3－1図に，全体プロセスの概要を以下に示す。</p> <p>【概要】</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>運転停止中における内部事象レベル1 P R A及びP R Aを適用できない外部事象についての定性的検討から事故シーケンスを抽出した。</p> <p>(2) 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>抽出した事故シーケンスについて，解釈に示されている必ず想定する事故シーケンスグループとの比較検討・分類を実施した。</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>有効性評価の対象とする事故シーケンスグループごとに「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「停止時審査ガイド」という。）」に記載の観点（余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p> <p>3.1 事故シーケンスの抽出</p> <p>解釈には，運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し，以下のとおり示されている。</p>	
<p>4－1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none">崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)全交流動力電源喪失原子炉冷却材の流出反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関する PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果，上記4－1 (a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には，想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p>	<p>4－1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none">崩壊熱除去機能喪失(R H Rの故障による停止時冷却機能喪失)全交流動力電源喪失原子炉冷却材の流出反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方で評価を実施すること。</p> <p>②その結果，上記4－1 (a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には，想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p>	

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 3 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>上記 4－1 (b)を踏まえて、 6 号及び 7 号炉を対象とした内部事象停止時レベル 1PRA 評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行った。</p> <p>なお、事故シーケンスグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件^{※1} で評価した停止時 PRA の結果を用いた。</p> <p>※1 従来から整備してきた AM 策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない条件</p> <p>3. 1. 1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理</p> <p>定期検査中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル 1PRA においては、定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態(以下「POS」という。)に分類し評価を行う。分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第 3-2 図に示す。また、POS ごとの期間及び系統の待機状態を示した</p> <p>工程表を第 3-3 図に示す。</p> <p>停止時 PRA においては、原子炉停止後の運転停止中の各 POS において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組み合わせ等を第 3-4 図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。</p> <p>抽出した起因事象と発生頻度を第 3-1 表に示す。</p> <p>抽出された事故シーケンス別の燃料損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認すると共に、燃料損傷状態を分類した。事故シーケンスグループ別の燃料損傷頻度を第 3-2 表に示す。</p> <p>起因事象別の燃料損傷頻度への寄与割合を第 3-5 図に、事故シーケンスグループ別の燃料損傷頻度への寄与割合を第 3-6 図に示す。</p> <p>＜選定した起因事象＞</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン]，代替除熱機能喪失[フロントライン]，補機冷却系機能喪失)</p> <p>運転中の除熱・代替除熱設備が弁やポンプの故障により機能喪失する事象。</p>	<p>上記 4－1 (b)に関して、内部事象停止時レベル 1 P R Aを実施し、事故シーケンスグループの抽出を行った。</p> <p>停止時 P R Aにおいては、施設定期検査中はプラントの状態が大きく変化することから、原子炉の水位・温度・圧力、崩壊熱除去等に対する余裕時間及び使用可能な設備の組合せ等によって、評価対象期間をいくつかのプラント状態を分類して評価する。分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第3－2 図に示す。また、今回の停止時 P R Aにおけるプラント状態の分類及び定期検査工程を第3－3図に示す。</p> <p>停止時 P R Aにおいては、原子炉の運転停止中の各プラント状態において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象をマスターロジックダイアグラム及び過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第3－4図のイベントツリーで分析することにより、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出している。</p> <p>停止時 P R Aより抽出した事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第3－1 表、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第 3－5 図に示す。</p> <p>3. 2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>3. 2. 1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>第 3－1 表に示す停止時 P R Aにより抽出した各事故シーケンスについて、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で必ず想定する事故シーケンスグループに対応する (1)から (3)の事故シーケンスとして整理した。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>運転中の残留熱除去系の故障が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈 4－1 (a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に</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 3 章）

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. 外部電源喪失</p> <p>送電系統のトラブル等により外部電源が喪失する事象。発生した場合には，非常用所内電源設備(非常用ディーゼル発電機)が起動して交流電源を供給するが，非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合に注水又は崩壊熱除去機能が喪失する可能性がある。</p> <p>c. 一次冷却材バウンダリ機能喪失(再循環ポンプ（以下「RIP」という。）・CRD・LPRM 点検時及びCUW ブロー時における作業・操作誤りによる冷却材流出)</p> <p>配管破断や運転員の弁の誤操作，点検時の人的過誤等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。停止時には配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いため，弁の誤操作等による原子炉冷却材流出を対象とする。</p> <p>3.2 重要事故シーケンスの選定について</p> <p>設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては，3.1 で抽出した 3 つの運転停止中事故シーケンスグループに，必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループである「反応度の誤投入」※² を追加した 4 つのグループについて重要事故シーケンスの選定を実施した。</p> <p>※² プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており，複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はない。万一，反応度事故が起こり臨界に至った場合でも局所的な事象で収束し，燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから停止時 PRA の起因事象から除外した。</p> <p>3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方</p> <p>重要事故シーケンスの選定に当たっては，以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており，具体的な検討内容を以下に示す(第 3-3 表)。</p>	<p>分類する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗する等，全交流動力電源喪失の発生後に，崩壊熱除去・炉心冷却の失敗により，燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈 4－1 (a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後，崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し，燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈 4－1 (a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。</p> <p>なお，必ず想定する事故シーケンスグループのうち「反応度の誤投入」については，プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており，複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はないこと，万一反応度事故が起こり臨界に至った場合でも，局所的な事象で収束し，燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから，今回の停止時 P R A では考慮していない。</p> <p>ただし，万一上記のような反応度事故が起こった場合においても，実際に局所的な事象で収束し，燃料の著しい損傷に至らないことを確認するため，「反応度の誤投入」については，有効性評価の評価対象とする事故シーケンスグループとした。</p> <p>3.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討</p> <p>今回実施した P R A では，緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で解釈 4－1 （a）に示されている必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスは抽出されなかった。そのため，解釈に基づき想定する事故シーケンスグループに追加すべき新たな事故シーケンスグループはないと判断した。</p> <p>3.3 重要事故シーケンスの選定</p> <p>3.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p>運転停止中原子炉における燃料破損防止対策の有効性評価の実施に際しては，事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンスの選定に当たっては，審査ガイドに記載の3つの着眼点を考慮している。今回</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 3 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>【審査ガイドに記載の着眼点】</p> <div><p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p><p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量(流量等)が大きい。</p><p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p></div> <p>a. 余裕時間</p> <p>プラントの状態や起因事象等によって燃料損傷までの余裕時間は異なるものの、いずれも緩和措置の実施までに掛かる時間に比べて十分時間がある。反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である(第 3-3、3-4 表)。</p> <p>b. 設備容量</p> <p>プラントの状態や起因事象等によって必要となる注水量は異なるものの、いずれも緩和措置の設備容量に比べて十分あり、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である(第 3-3、3-4 表)。</p> <p>c. 代表シーケンス</p> <p>第 3-2 表の主要シーケンスごとの燃料損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、支配的ではないが 1%以上のものを「中」、1%に満たないものを「低」と 3 つに分類した。</p> <p>3. 2. 2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p>	<p>の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。</p> <div><p>【審査ガイドに記載の着眼点】</p><p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p><p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p><p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p></div> <p>a. 余裕時間の観点</p> <p>余裕時間について、燃料損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、燃料損傷に至る時間が短い事故シーケンスを余裕時間が短いと評価した。燃料損傷までの余裕時間を第3－3表に示す。</p> <p>b. 設備容量の観点</p> <p>設備容量について、燃料損傷防止に際して、喪失した安全機能に係る対策の設備容量が大きくなる事故シーケンスを設備容量が大きいと評価した。</p> <p>c. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点</p> <p>代表性について、各事故シーケンスグループにおいて炉心損傷頻度が大きく、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを代表性が高いと評価した。</p> <p>3. 3. 2 重要事故シーケンスの選定結果</p> <p>3. 3. 1の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事象進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定理由及び選定結果について、第3－2表及び以下に示す。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①残留熱除去系の故障（RHR 喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>②残留熱除去系の故障（RHR S 喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>③外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは、運転中の残留熱除去系に故障等が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスとなる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</p> <p>ii) の特徴を有する事故シーケンスの対応として、以下の燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p>	<p>・東二は重要事故シーケンスの選定の考え方を記載。</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 3 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]</p> <p>重要事故シーケンス：崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]） ＋崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>選定理由：代表性の観点から，残留熱除去系機能喪失[フロントライン]を起因事象とする事故シーケンスを選定した。</p> <p>有効性評価では外部電源喪失との重畳を考慮しており，外部電源喪失時に原子炉補機冷却水系(海水ポンプを含む)が故障した場合については事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため，「補機冷却系機能喪失」及び「外部電源喪失」を起因事象とする事故シーケンスの対策の有効性については全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>・常設代替交流電源設備 ・低圧代替注水系（常設） ・代替原子炉補機冷却系</p> <p>重要事故シーケンス：外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>選定理由：代表性の観点から外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p>「外部電源喪失＋直流電源喪失」は燃料損傷頻度が低く，常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備，常設代替直流電源設備による電源供給，隣接プラントからの電源供給，低圧代替注水系(可搬型)による注水等により燃料損傷が防止できることから選定しない。</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出：原子炉冷却材流出(残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗</p>	<p>・待機中の残留熱除去系</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①残留熱除去系の故障（RHR喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い①のシーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ②外部電源喪失＋直流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗する等，全交流動力電源喪失の発生後に，崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって，燃料損傷に至る事故シーケンスとなる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</p> <p>ii)の特徴を有する事故シーケンスの対応として，以下の燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>・常設代替直流電源設備 ・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系（常設）</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い①のシーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお，直流電源が喪失する②のシーケンスについては，炉心損傷頻度が低く，iii)に示した対策により①のシーケンスと同様に燃料損傷防止が可能であり，さらに可搬型代替直流電源設備による非常用ディーゼル発電機の起動による対応にも期待できることから選定しない。</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <p>①原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）</p>	<p>・東海第二は，ECCSの補機冷却系と非常用DGの補機冷却系が独立しているため，ECCSの補機冷却系を喪失しても全交流動力電源喪失に至らない。</p> <p>・東海第二は，非常用の海水系である残留熱除去系海水系を代替の交流電源により運転する対策としている。</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）

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 3章）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]</p> <p>選定理由：「残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は，発生しても燃料の露出に至らないために PRA で起因事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し，改めて重要事故シーケンスの選定対象として追加した。</p> <p>「RIP 点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象は，運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり，作業・操作場所と漏洩発生箇所が同一であるため，認知が容易であること，また「残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は流出流量が 87m³/h とほかの漏洩事象より大きいことから，事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>重要事故シーケンス：反応度の誤投入</p>	<p>＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>②原子炉冷却材の流出（CUWブロー時のLOCA）</p> <p>＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>③原子炉冷却材の流出（CRD点検時のLOCA）</p> <p>＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>④原子炉冷却材の流出（LPRM点検時のLOCA）</p> <p>＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>i)に含まれる事故シーケンスは，原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後，崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって，燃料損傷に至る事故シーケンスとなる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</p> <p>ii)の特徴を有する事故シーケンスの対応として，原子炉冷却材の流出を補う，以下の燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>・待機中の残留熱除去系</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス</p> <p>①原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）</p> <p>＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>着眼点における「高」の数が最も多い①のシーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。また，事象発生時の原子炉水位については，対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から，通常水位の状態でRHR切替時のLOCAが発生することを想定する。</p> <p>なお，流出流量の大きい③（CRD点検時LOCA），④（LPRM点検時のLOCA）のシーケンスについては，LOCAによる流出流量と比較して，燃料損傷防止対策となる待機中のECCS・低圧代替注水系（常設）の設備容量が十分大きいこと，作業・操作場所と漏えい発生個所が同一であるため認知が容易であることから選定しない。また，②のシーケンスについては，原子炉ウェル水位を低下させる操作であるため，原子炉ウェル水位は適宜監視されており，中央制御室の運転員の他にNR／Wの運転員も廃液収集タンク等の水位高を認知することができるため，認知が容易であることから選定しない。</p> <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>i) 事故シーケンスグループの特徴</p> <p>反応度事故により，燃料損傷に至る事故シーケンスとなる。本評価では，代表性の観点から，停止余裕検査や冷温臨界試験等の制御棒が2本以上引き抜ける試験において，制御棒1本が全引き抜きされている状態から，他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ，臨界近接を認知できずに</p>	<p>・設備設計の違い。</p> <p>・RIPはABWR特有の設備。</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 3 章）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>選定理由：代表性の観点から停止余裕検査や停止時冷温臨界試験等の制御棒が 2 本以上引き抜ける試験時に，制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から，ほかの 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ，臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定する。</p> <p>なお，各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて，燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，燃料損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故等対策の整備状況等を確認している（別紙 4）。</p>	<p>臨界に至る事象を想定する。</p> <p>ii） 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</p> <p> i） の特徴を有する事故シーケンスの対応として，以下の燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p> ・ 起動領域モニタペリオド短々（10 秒）による原子炉自動スクラム</p> <p>なお，各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて，燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で，主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等を確認している（別紙 6）。</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 3-1 表 内部事象停止時レベル 1PRA における起回事象と発生頻度		東海第二発電所		備 考
</				

[illegible]

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3-2表 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度（7号炉） ^{a)}					
燃料シーケンス		（7号炉は常時炉心監視し、炉内温度・圧力・中性子密度等の異常を検出する。）		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	
燃料シーケンス		燃料損傷頻度		燃料損傷頻度	

第3-2表 重要事故シーケンス (運転停止中) の選定

[illegible][illegible]

12/19

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 燃料損傷までの余裕時間について		東海第二発電所		備 考																																																																																																	
(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起因 事象とする場合		(b) 一次冷却材バウンダリ機能喪失を起因事象とする場合																																																																																																			
<table><tr><th>POS</th><th>炉心損傷までの余裕時間(h)</th></tr><tr><td>S</td><td>3.9</td></tr><tr><td>A</td><td>5.6</td></tr><tr><td>B-1</td><td>130</td></tr><tr><td>B-2</td><td>202</td></tr><tr><td>B-3</td><td>142</td></tr><tr><td>B-4</td><td>278</td></tr><tr><td>C-1</td><td>27</td></tr><tr><td>C-2</td><td>28</td></tr><tr><td>D</td><td>31</td></tr></table>		POS	炉心損傷までの余裕時間(h)	S	3.9	A	5.6	B-1	130	B-2	202	B-3	142	B-4	278	C-1	27	C-2	28	D	31	<table><tr><th>崩壊熱除去機能喪失</th><th>CRDM品種</th><th>LRDM品種</th><th>RDP品種</th><th>燃料損傷までの余裕時間^{※1}</th><th>燃料損傷までの余裕時間^{※1}</th></tr><tr><td>炉心損傷に至る炭素鋼</td><td></td><td>R12</td><td>28799</td><td>5.1</td><td>173</td></tr><tr><td>冷却材後流出量(m³/h)</td><td></td><td></td><td></td><td>87</td><td>84</td></tr><tr><td>炉心損傷までの余裕時間(h)</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>—(2時間以上)^{※4}</td></tr></table> <p>※1 RDPは崩壊熱管束の破断位置とRDPの冷却材供給能力の低下による燃料損傷までの余裕時間の評価上、燃料損傷に至る炭素鋼と炭素鋼と炭素鋼との相違を考慮するため、RDP A～Dとする。</p> <p>※4 崩壊熱管束の破断位置とRDPの冷却材供給能力の低下による燃料損傷までの余裕時間の評価上、燃料損傷に至る炭素鋼と炭素鋼と炭素鋼との相違を考慮するため、RDP A～Dとする。</p>		崩壊熱除去機能喪失	CRDM品種	LRDM品種	RDP品種	燃料損傷までの余裕時間 ^{※1}	燃料損傷までの余裕時間 ^{※1}	炉心損傷に至る炭素鋼		R12	28799	5.1	173	冷却材後流出量(m ³ /h)				87	84	炉心損傷までの余裕時間(h)					—(2時間以上) ^{※4}																																																						
POS	炉心損傷までの余裕時間(h)																																																																																																				
S	3.9																																																																																																				
A	5.6																																																																																																				
B-1	130																																																																																																				
B-2	202																																																																																																				
B-3	142																																																																																																				
B-4	278																																																																																																				
C-1	27																																																																																																				
C-2	28																																																																																																				
D	31																																																																																																				
崩壊熱除去機能喪失	CRDM品種	LRDM品種	RDP品種	燃料損傷までの余裕時間 ^{※1}	燃料損傷までの余裕時間 ^{※1}																																																																																																
炉心損傷に至る炭素鋼		R12	28799	5.1	173																																																																																																
冷却材後流出量(m ³ /h)				87	84																																																																																																
炉心損傷までの余裕時間(h)					—(2時間以上) ^{※4}																																																																																																
95		第3-3表 燃料損傷までの余裕時間（1/2）																																																																																																			
(a)「崩壊熱除去機能喪失」,「全交流動力電源喪失」の場合		(a)「崩壊熱除去機能喪失」,「全交流動力電源喪失」の場合																																																																																																			
<table><tr><th>POS</th><th>プラント状態の推移</th><th>原子炉水位</th><th>燃料損傷までの余裕時間(h)^{※1}</th></tr><tr><td>S</td><td>原子炉炉温停止への移行状態</td><td>通常水位</td><td>4.1</td></tr><tr><td>A</td><td>PCV/PRV開放への移行状態</td><td></td><td>6.0</td></tr><tr><td>B 1</td><td></td><td></td><td>54.7</td></tr><tr><td>B 2</td><td></td><td></td><td>92.4</td></tr><tr><td>B 3</td><td></td><td></td><td>109.3</td></tr><tr><td>B 4</td><td></td><td></td><td>157.7</td></tr><tr><td>B 5</td><td></td><td></td><td>177.3</td></tr><tr><td>B 6</td><td></td><td></td><td>203.0</td></tr><tr><td>C 1</td><td></td><td></td><td>37.6</td></tr><tr><td>C 2</td><td></td><td></td><td>40.1</td></tr><tr><td>D</td><td></td><td></td><td>42.8</td></tr></table> <p>※1 原子炉炉ウエル満水状態における余裕時間の評価は、燃料の取出状態に関わらず、以下のとおり保守的な仮定を基に評価</p> <p>崩壊熱：炉心及び使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱を考慮</p> <p>保有水量：原子炉側のみの水量を考慮（使用済燃料プールの保有水量を含めない。）</p>		POS	プラント状態の推移	原子炉水位	燃料損傷までの余裕時間(h) ^{※1}	S	原子炉炉温停止への移行状態	通常水位	4.1	A	PCV/PRV開放への移行状態		6.0	B 1			54.7	B 2			92.4	B 3			109.3	B 4			157.7	B 5			177.3	B 6			203.0	C 1			37.6	C 2			40.1	D			42.8	<table><tr><th>POS</th><th>プラント状態の推移</th><th>原子炉水位</th><th>燃料損傷までの余裕時間(h)^{※1}</th></tr><tr><td>S</td><td>原子炉炉温停止への移行状態</td><td>通常水位</td><td>4.1</td></tr><tr><td>A</td><td>PCV/PRV開放への移行状態</td><td></td><td>6.0</td></tr><tr><td>B 1</td><td></td><td></td><td>54.7</td></tr><tr><td>B 2</td><td></td><td></td><td>92.4</td></tr><tr><td>B 3</td><td></td><td></td><td>109.3</td></tr><tr><td>B 4</td><td></td><td></td><td>157.7</td></tr><tr><td>B 5</td><td></td><td></td><td>177.3</td></tr><tr><td>B 6</td><td></td><td></td><td>203.0</td></tr><tr><td>C 1</td><td></td><td></td><td>37.6</td></tr><tr><td>C 2</td><td></td><td></td><td>40.1</td></tr><tr><td>D</td><td></td><td></td><td>42.8</td></tr></table> <p>※1 原子炉炉ウエル満水状態における余裕時間の評価は、燃料の取出状態に関わらず、以下のとおり保守的な仮定を基に評価</p> <p>崩壊熱：炉心及び使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱を考慮</p> <p>保有水量：原子炉側のみの水量を考慮（使用済燃料プールの保有水量を含めない。）</p>		POS	プラント状態の推移	原子炉水位	燃料損傷までの余裕時間(h) ^{※1}	S	原子炉炉温停止への移行状態	通常水位	4.1	A	PCV/PRV開放への移行状態		6.0	B 1			54.7	B 2			92.4	B 3			109.3	B 4			157.7	B 5			177.3	B 6			203.0	C 1			37.6	C 2			40.1	D			42.8		
POS	プラント状態の推移	原子炉水位	燃料損傷までの余裕時間(h) ^{※1}																																																																																																		
S	原子炉炉温停止への移行状態	通常水位	4.1																																																																																																		
A	PCV/PRV開放への移行状態		6.0																																																																																																		
B 1			54.7																																																																																																		
B 2			92.4																																																																																																		
B 3			109.3																																																																																																		
B 4			157.7																																																																																																		
B 5			177.3																																																																																																		
B 6			203.0																																																																																																		
C 1			37.6																																																																																																		
C 2			40.1																																																																																																		
D			42.8																																																																																																		
POS	プラント状態の推移	原子炉水位	燃料損傷までの余裕時間(h) ^{※1}																																																																																																		
S	原子炉炉温停止への移行状態	通常水位	4.1																																																																																																		
A	PCV/PRV開放への移行状態		6.0																																																																																																		
B 1			54.7																																																																																																		
B 2			92.4																																																																																																		
B 3			109.3																																																																																																		
B 4			157.7																																																																																																		
B 5			177.3																																																																																																		
B 6			203.0																																																																																																		
C 1			37.6																																																																																																		
C 2			40.1																																																																																																		
D			42.8																																																																																																		
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）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号機	東海第二発電所	備 考																											
	<div>第3－3表 燃料損傷までの余裕時間（2／2）</div> <div>(b)「原子炉冷却材の流出」の場合</div> <table><tr><th>事故シーケンス</th><th>POS</th><th>原子炉水位</th><th>燃料損傷に至るまでの保有水量（m³）※2</th><th>冷却材流出流量（m³／h）</th><th>燃料損傷までの余裕時間（h）</th></tr><tr><td>RHR切替時のLOCA</td><td>B</td><td>原子炉ウエル満水</td><td rowspan="5"></td><td rowspan="5"></td><td>22.7</td></tr><tr><td rowspan="2">CUWプロロー時のLOCA</td><td>C, D</td><td>通常水位</td><td>3.5</td></tr><tr><td>C, D</td><td>通常水位</td><td>3.5</td></tr><tr><td>CRD点検時のLOCA</td><td>B</td><td>原子炉ウエル満水</td><td>5.5</td></tr><tr><td>LPRM点検時のLOCA</td><td>B</td><td>原子炉ウエル満水</td><td>12.1</td></tr></table> <p>※2：原子炉ウエル満水状態における保有水量は，原子炉側のみの水量を考慮（プールゲートが閉止状態であることを想定し，使用済燃料プールの保有水量を含めない。） なお，崩壊熱による原子炉冷却材の減少については，崩壊熱による水温上昇により蒸発が開始するまでに，原子炉冷却材の流出による水位低下により燃料損傷に至ることから考慮しない。</p> <div>10</div>	事故シーケンス	POS	原子炉水位	燃料損傷に至るまでの保有水量（m ³ ）※2	冷却材流出流量（m ³ ／h）	燃料損傷までの余裕時間（h）	RHR切替時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			22.7	CUWプロロー時のLOCA	C, D	通常水位	3.5	C, D	通常水位	3.5	CRD点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水	5.5	LPRM点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水	12.1	
事故シーケンス	POS	原子炉水位	燃料損傷に至るまでの保有水量（m ³ ）※2	冷却材流出流量（m ³ ／h）	燃料損傷までの余裕時間（h）																								
RHR切替時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			22.7																								
CUWプロロー時のLOCA	C, D	通常水位			3.5																								
	C, D	通常水位			3.5																								
CRD点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			5.5																								
LPRM点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			12.1																								

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><p>個別プラント評価により抽出するもの (規則解釈 4-1(b)の事故シーケンスグループ)</p><p>必ず想定する事故シーケンスグループ (規則解釈 4-1(a)の事故シーケンスグループ)</p><p>事故シーケンスごとに 審査ガイドに従い 重要事故シーケンスを 選定</p></div> <p>第 3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス</p>	<div><p>個別プラント評価により抽出するもの (規則解釈 4-1(b)のシーケンスグループ)</p><p>必ず想定する事故シーケンスグループ (解釈 4-1(a)のシーケンスグループ)</p><p>事故シーケンスごとに 審査ガイドに従い、 重要事故シーケンスを選定 燃料損傷防止対策の 有効性評価</p></div> <p>第 3-1 図 運転停止中原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス</p>	



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

プラントの状態 (POS) 名	原子炉冷卻 停止への移 行状態	PCV/RPV閉鎖及 起動準備への移行状態	原子炉ウエル満水状態					PCV/RPV閉鎖及び 起動準備への移行状態		起動準備状態
	S(1)	A(4)	B1(12)	B2(11)	B3(12)	B4(13)	C1(5)	C2(10)	D(12)	
崩壊熱の大きさ	高	高	中					低		
PRA上考慮が必要な イベント	—	—	全燃料取出	CRD、LFRM、RIP 点検 MLWIC全台停止	炉内点検 CUW全台停止 RHR系統切替え	全燃料設備	CUWプロー	RHR系統切替え	RHR系統切替え	
取水路 D/G	—		B系		A系及びC系		—			
非常用交流電源島線	—		—		—		—			
原子炉水位	通常水位		—		—		通常水位			
プールパート	—		—		—		—			
評価する除熱対象	原子炉		原子炉+燃料プール		燃料プール		原子炉			
RHR-A										
RHR-B										
RHR-C										
除熱 去										
CUW-A										
CUW-B										
CRD点検										
RHR-B										
RHR-C										
補給 水往										
MLWIC-A										
MLWIC-B										
MLWIC-C										
FP										

崩壊熱除去に用いている設備
機能を期待出来る設備

※ ()は期間(日数)を示す

第 3-3 図 POS の分類及び定期検査工程

POS	S	A	B1	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2	D
代表水位	通常水位										
RHR切替											
CUWプロー											
CRD点検											
LPRM点検											
崩壊熱除去/ 原子炉注水	RHR-A										
	RHR-B										
	LPCI-C										
	HPCS										
	LPCS										
	CST-A										
電源	CST-B										
	DG-2C										
	DG-2D										
	HPCS-DG										

：運転
：待機
：待機除外

第 3-3 図 停止時PRAにおけるプラント状態の分類及び定期検査工程

105

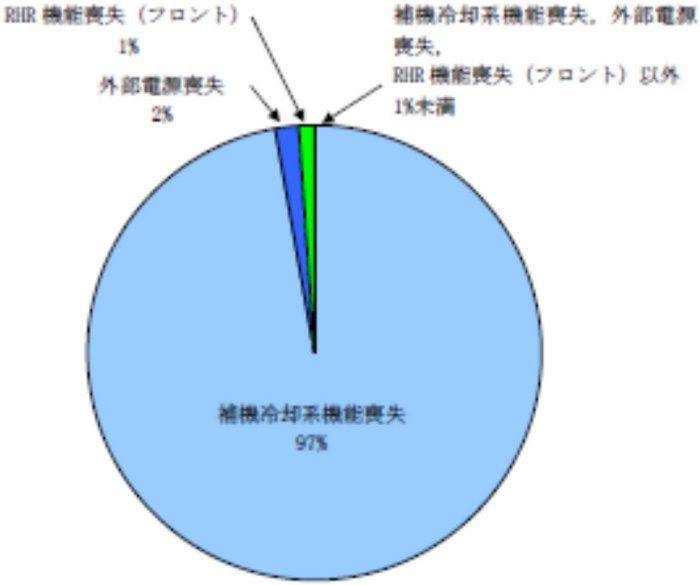
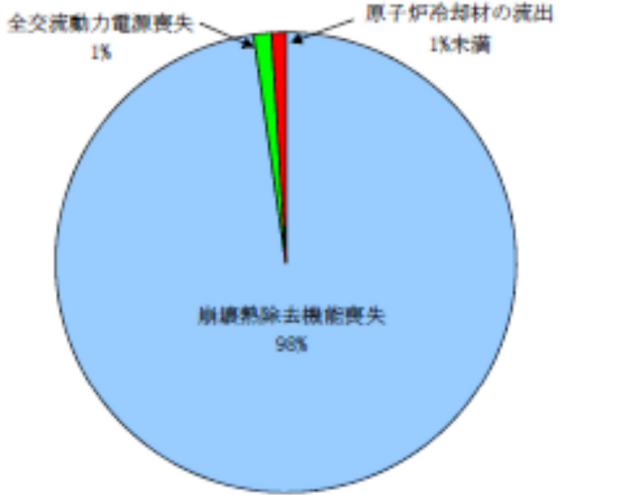
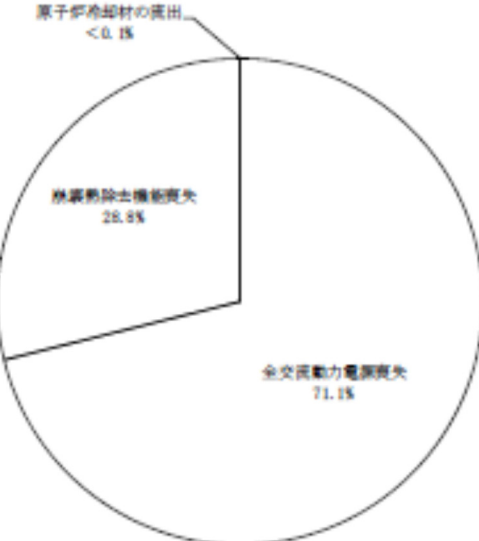
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																																							
<table><tr><td>外部電源喪失</td><td>直流電源</td><td>交流電源 *1</td><td>崩壊熱除去・炉心冷却 *2,3</td><td>事故シーケンスグループ</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>炉心損傷なし</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>(a)</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>炉心損傷なし</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>(b)</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>炉心損傷なし</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td>(b)</td></tr></table> <table><tr><td>崩壊熱除去機能喪失 *4</td><td>崩壊熱除去・炉心冷却 *2</td><td>事故シーケンスグループ</td></tr><tr><td></td><td></td><td>炉心損傷なし</td></tr><tr><td></td><td></td><td>(a)</td></tr></table> <table><tr><td>原子炉冷却材の流出 *5</td><td>崩壊熱除去・炉心冷却 *2</td><td>事故シーケンスグループ</td></tr><tr><td></td><td></td><td>炉心損傷なし</td></tr><tr><td></td><td></td><td>(c)</td></tr></table> <p>(a) 崩壊熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉冷却材の流出</p> <p>*1 非常用ディーゼル発電機全台が機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング</p> <p>*2 除熱機能(RSR, CLW)及び注水機能(BPCF, LPFL, MLWC, FP)の確保に失敗するかどうかを示すヘディング</p> <p>*3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時において、BPCF, LPFL, MLWCの注水機能は期待できないが、原子炉開放中(POS B)における消火系(FP)のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉クェル・燃料プールへの注水についてのみ、エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため、その機能を期待する</p> <p>*4 RSR・代替除熱設備(CRW)機能喪失(フロントライン系故障)及びRSR機能喪失(サポート系故障)</p> <p>*5 RIP・CRD・LPKM点検時、CLWブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出</p> <p>*6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RSR, CLW)には期待しない)漏えい箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる</p> <p>第3-4図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時PRAイベントツリー)</p>	外部電源喪失	直流電源	交流電源 *1	崩壊熱除去・炉心冷却 *2,3	事故シーケンスグループ					炉心損傷なし					(a)					炉心損傷なし					(b)					炉心損傷なし					(b)	崩壊熱除去機能喪失 *4	崩壊熱除去・炉心冷却 *2	事故シーケンスグループ			炉心損傷なし			(a)	原子炉冷却材の流出 *5	崩壊熱除去・炉心冷却 *2	事故シーケンスグループ			炉心損傷なし			(c)	<table><tr><td>残存熱除去系の故障</td><td>崩壊熱除去・炉心冷却</td><td>事故シーケンス</td><td>事故シーケンスグループ</td></tr><tr><td></td><td>成功</td><td>—</td><td>燃料損傷なし</td></tr><tr><td></td><td>失敗</td><td>残存熱除去系の故障(RSR故障) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残存熱除去系の故障(RSR故障) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr></table> <table><tr><td>外部電源喪失</td><td>直流電源</td><td>交流電源</td><td>崩壊熱除去・炉心冷却</td><td>事故シーケンス</td><td>事故シーケンスグループ</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td>成功</td><td>—</td><td>燃料損傷なし</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td>失敗</td><td>外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td>成功</td><td>—</td><td>燃料損傷なし</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td>失敗</td><td>外部電源喪失+交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td><td>全交流動力電源喪失</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td>成功</td><td>—</td><td>燃料損傷なし</td></tr><tr><td></td><td></td><td></td><td>失敗</td><td>外部電源喪失+直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td><td>全交流動力電源喪失</td></tr></table> <table><tr><td>原子炉冷却材の流出</td><td>崩壊熱除去・炉心冷却</td><td>事故シーケンス</td><td>事故シーケンスグループ</td></tr><tr><td></td><td>成功</td><td>—</td><td>燃料損傷なし</td></tr><tr><td></td><td>失敗</td><td>原子炉冷却材の流出(RSR切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CUWブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(LPKM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td><td>原子炉冷却材の流出</td></tr></table> <p>第3-4図 停止時PRAにおけるイベントツリー</p>	残存熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		成功	—	燃料損傷なし		失敗	残存熱除去系の故障(RSR故障) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残存熱除去系の故障(RSR故障) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ				成功	—	燃料損傷なし				失敗	外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失				成功	—	燃料損傷なし				失敗	外部電源喪失+交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失				成功	—	燃料損傷なし				失敗	外部電源喪失+直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		成功	—	燃料損傷なし		失敗	原子炉冷却材の流出(RSR切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CUWブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(LPKM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出	
外部電源喪失	直流電源	交流電源 *1	崩壊熱除去・炉心冷却 *2,3	事故シーケンスグループ																																																																																																																					
				炉心損傷なし																																																																																																																					
				(a)																																																																																																																					
				炉心損傷なし																																																																																																																					
				(b)																																																																																																																					
				炉心損傷なし																																																																																																																					
				(b)																																																																																																																					
崩壊熱除去機能喪失 *4	崩壊熱除去・炉心冷却 *2	事故シーケンスグループ																																																																																																																							
		炉心損傷なし																																																																																																																							
		(a)																																																																																																																							
原子炉冷却材の流出 *5	崩壊熱除去・炉心冷却 *2	事故シーケンスグループ																																																																																																																							
		炉心損傷なし																																																																																																																							
		(c)																																																																																																																							
残存熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																																																																																						
	成功	—	燃料損傷なし																																																																																																																						
	失敗	残存熱除去系の故障(RSR故障) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残存熱除去系の故障(RSR故障) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失																																																																																																																						
外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																																																																																				
			成功	—	燃料損傷なし																																																																																																																				
			失敗	外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失																																																																																																																				
			成功	—	燃料損傷なし																																																																																																																				
			失敗	外部電源喪失+交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失																																																																																																																				
			成功	—	燃料損傷なし																																																																																																																				
			失敗	外部電源喪失+直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失																																																																																																																				
原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																																																																																						
	成功	—	燃料損傷なし																																																																																																																						
	失敗	原子炉冷却材の流出(RSR切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CUWブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(LPKM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出																																																																																																																						

99

106

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><p>全炉心損傷頻度：1.1×10^{-6} (/定検)</p><p>第 3-5 図 起因事象別の寄与割合</p></div> <div><p>第 3-6 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</p></div> <div>100</div>	<div><p>(CDF：5.0×10^{-6} / 施設定期検査)</p><p>第 3-5 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合</p></div> <div>107</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 4 章）

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 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて</p> <p>事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能とした PRA は，一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。</p> <p>これらの PRA について，PRA の実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし，一般社団法人 日本原子力学会の実施基準への対応状況及び PRA の手法の妥当性について，海外のレビュアーを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお，本ピアレビューでは，第三者機関から発行されている「PSA ピアレビューガイドライン」（平成 21 年 6 月 一般社団法人 日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果，実施した PRA において，事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。</p> <p>また，各実施項目について「PRA の説明における参照事項」（平成 25 年 9 月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル 1 PRA（内部事象，内部事象（停止時），外部事象（地震及び津波），レベル 1. 5PRA（内部事象），外部事象（地震））の対応状況を確認した。</p>	<p>4. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用した P R Aの実施プロセスについて</p> <p>事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能とした P R Aは，一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施し，各実施項目について「P R Aの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25年9月）の記載事項への適合性を確認した。（別紙12）</p> <p>また，今回の P R Aの評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として，専門家によるピアレビューを実施した。その結果，今回実施した P R Aにおいて，事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。（別紙 13）</p>	