

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-9 改 12
提出年月日	平成 30 年 3 月 2 日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

比較表

平成 30 年 3 月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

重大事故等対策の有効性評価

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B）
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D， T B U）
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）
 - 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 2.5 原子炉停止機能喪失
 - 2.6 L O C A時注水機能喪失
 - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）
3. 重大事故
 - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

- 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
 - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 4.1 想定事故 1
 - 4.2 想定事故 2
- 5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 5.1 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）
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入
- 6. 必要な要員及び資源の評価

付録 1 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つ
いて

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>はじめに</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）に基づき、重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。</p> <p>当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル1PRA（出力運転時、停止時）、レベル1.5PRA（出力運転時）を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。また、外部事象としては、現段階でPRA手法を適用可能な事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを対象とし、これらの外部事象PRAから抽出される建屋・構築物等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p> <p>今回実施するPRAの目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、プラント運転開始時から備えている手段・設備に期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。</p> <p>なお、今回のPRAの実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRAの説明における参照事項（平成25年9月）」を参照した。</p>	<p>はじめに</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）に基づき、重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。</p> <p>当社は従来から定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象を対象としたレベル1PRA（出力運転時、停止時）及びレベル1.5PRAの評価を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、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1PRA及び津波レベル1PRAを適用対象とし、建屋・構築物等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p> <p>また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、定性的な検討から分析を実施した。</p> <p>今回実施するPRAの目的が重大事故対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまでに整備したアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設計基準事故対処設備の機能にのみ期待する、仮想的なプラント状態を評価対象として、PRAモデルを構築した。</p> <p>なお、今回のPRAの実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRAの説明における参照事項（平成25年9月）」を参照した。</p> <p>なお、「ECCS手動起動」、「原子炉手動減圧」、「残留熱除去系の手動起動」、「高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源切替」等の「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」は考慮</p> <p>今回実施したPRAの詳細については、「別添 東海第二発電所確率論的リスク評価（PRA）について」に示す。</p>	<p>・先行プラントの記載に合わせて加筆・修正</p> <p>・KKは「プラント運転開始時から備えている手段・設備に期待」とあるが、プラント運転開始時期が東二とは異なるため、東二は「設計基準事故対処設備の機能にのみ期待」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 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><今回のPRAの対象></p> <table border="1" data-bbox="121 268 914 541"> <thead> <tr> <th>対象</th> <th>許認可</th> <th>モデル化採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備</td> <td>対象</td> <td>期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「給復水系」，「外部電源復旧」等に期待する。）</td> </tr> <tr> <td>AM策（平成4年に計画・整備）</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対処設備</td> <td>現在申請中</td> <td>期待しない</td> </tr> </tbody> </table>	対象	許認可	モデル化採否	設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備	対象	期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「給復水系」，「外部電源復旧」等に期待する。）	AM策（平成4年に計画・整備）	対象外	期待しない	緊急安全対策	対象外	期待しない	重大事故等対処設備	現在申請中	期待しない	<p><今回のPRAの評価対象></p> <table border="1" data-bbox="1279 279 2303 1352"> <thead> <tr> <th>対象設備</th> <th>今回のPRAでの取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準事故対処設備</td> <td>考慮する</td> </tr> <tr> <td>AM要請（H4）以前から整備しているAM策の設備 ・代替注水手段（給水系，制御棒駆動水压系，補給水系及び消火系による原子炉への注水手段）</td> <td>考慮しない</td> </tr> <tr> <td>AM要請（H4）以降に整備したAM策の設備 ・代替反応度制御（ATWS緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）） ・代替注水手段（補給水系，消火系による原子炉・格納容器への注水手段） ・原子炉減圧の自動化 ・格納容器からの除熱手段（耐圧強化ベント） ・電源の融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）</td> <td>考慮しない</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策設備 ・電源車 ・消防車，消防ポンプ ・非常用発電機代替設備 ・代替海水ポンプ ・代替注水車 ・建屋の水密扉の強化 ・海水ポンプモータ予備品</td> <td>考慮しない</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対処設備</td> <td>考慮しない</td> </tr> </tbody> </table>	対象設備	今回のPRAでの取扱い	設計基準事故対処設備	考慮する	AM要請（H4）以前から整備しているAM策の設備 ・代替注水手段（給水系，制御棒駆動水压系，補給水系及び消火系による原子炉への注水手段）	考慮しない	AM要請（H4）以降に整備したAM策の設備 ・代替反応度制御（ATWS緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）） ・代替注水手段（補給水系，消火系による原子炉・格納容器への注水手段） ・原子炉減圧の自動化 ・格納容器からの除熱手段（耐圧強化ベント） ・電源の融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）	考慮しない	緊急安全対策設備 ・電源車 ・消防車，消防ポンプ ・非常用発電機代替設備 ・代替海水ポンプ ・代替注水車 ・建屋の水密扉の強化 ・海水ポンプモータ予備品	考慮しない	重大事故等対処設備	考慮しない	<p>・KKには記載がないが，先行PWRプラントの記載を参考に追記。</p>
対象	許認可	モデル化採否																											
設計基準対象施設及びプラント運転開始時から備えている手段・設備	対象	期待する（「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」，「給復水系」，「外部電源復旧」等に期待する。）																											
AM策（平成4年に計画・整備）	対象外	期待しない																											
緊急安全対策	対象外	期待しない																											
重大事故等対処設備	現在申請中	期待しない																											
対象設備	今回のPRAでの取扱い																												
設計基準事故対処設備	考慮する																												
AM要請（H4）以前から整備しているAM策の設備 ・代替注水手段（給水系，制御棒駆動水压系，補給水系及び消火系による原子炉への注水手段）	考慮しない																												
AM要請（H4）以降に整備したAM策の設備 ・代替反応度制御（ATWS緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）） ・代替注水手段（補給水系，消火系による原子炉・格納容器への注水手段） ・原子炉減圧の自動化 ・格納容器からの除熱手段（耐圧強化ベント） ・電源の融通（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）	考慮しない																												
緊急安全対策設備 ・電源車 ・消防車，消防ポンプ ・非常用発電機代替設備 ・代替海水ポンプ ・代替注水車 ・建屋の水密扉の強化 ・海水ポンプモータ予備品	考慮しない																												
重大事故等対処設備	考慮しない																												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第1-1 図に示す。本プロセスに従い、各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象 PRA, 外部事象 PRA(適用可能なものとして地震, 津波を選定)及び PRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて、頻度、影響等を確認し、事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。</p> <p>③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難なものは、格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。</p> <p>④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。)に記載の観点(共通原因故障又は系統間の機能の依存性, 余裕時間, 設備容量, 代表性)に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。</p> <p>1.1 事故シーケンスグループの分析について</p> <p>解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係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。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>① BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ LOCA 時注水機能喪失 </div>	<p>1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価に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。</p> <p>【概要】</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象 PRA, 外部事象 PRA (適用可能なものとして地震及び津波を選定)及び PRA を適用可能で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の抽出を実施した。</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と必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについては、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。</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、「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。</p> <p>1.1 事故シーケンスの抽出</p> <p>解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり示されている。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>① BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ LOCA 時注水機能喪失 </div>	<p>・ 東二の(1)～(3)は本文の 1.1～1.3 及び第1-1 図と整合させている。</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 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>・格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、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、津波高さとして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>・格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>上記1-1(b)①に関して、内部事象レベル1PRAに加えてPRA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1PRA及び津波レベル1PRA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、PRA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) PRAに基づく抽出</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PRA及び津波PRAに関しては、建屋・構築物等の大規模な損傷が発生し、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PRA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PRA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PRA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</p>	<p>・KKの第1-1表(PRAで考慮している主な設備系統)、第1-2表(起因事象及び起因事象発生頻度)はPRAの資料に記載されていること、及び先行PWRプラントに記載がないことから、不要と判断。</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>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>(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>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>1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(a)~(g)及びこれ以外のシーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、プラントの状態の観点で、(a)~(g)は、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。</p> <p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減圧には成</p>	<p>1-5図及び第1-6図に示す。</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炉心損傷に至る事故シーケンスも扱っている。</p> <p>各PRAより抽出した事故シーケンスを第1-1表に、評価結果を第1-2表、第1-7図及び第1-8図に示す。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく分析</p> <p>PRA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PRA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>1.2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1表)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>1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1表)について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(1)~(7)及びこれ以外の事故シーケンスに分類した。緩和機能の喪失状態の観点で、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ものとして整理した。</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減圧には</p>	<p>・KKの記載を反映。</p> <p>・KKの記載を反映。</p> <p>・KKの記載を反映。</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>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。</p> <p>なお、PRAでは電源喪失のシーケンスを長期TB, TBD, TBP及びTBUに詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、解釈1-1(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。</p> <p>なお、PRAではLOCA時の注水機能喪失シーケンスを、破断口の大きさに応じてAE(大破断LOCAを起因とする事故シーケンス)、S1E(中破断LOCAを起因とする事故シーケ</p>	<p>成功するが、及び低圧注水機能が喪失して炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX) 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(自動減圧機能)を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失(長期TB, TBD, TBP, TBU) 外部電源喪失の発生時に区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗するとともに、区分Ⅲの高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による高圧炉心スプレイ系専用の交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>なお、PRAでは電源喪失に至る事故シーケンスとして長期TB, TBD, TBP及びTBUに詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理する。また、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による交流電源確保失敗は高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗し、かつ高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗する事故シーケンスを本事故シーケンスグループに分類することとする。</p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失(TW, TBW) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉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を喪失することで、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)に記載の事故シーケンスグループ「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(TC) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に分類する。</p> <p>(6) LOCA時注水機能喪失(AE, S1E, S2E) 大破断LOCAの発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失、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(自動減圧機能)」を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に分類する。</p> <p>なお、PRAではLOCAを起因として炉心損傷に至る事故シーケンスを、破断</p>	<p>・東海第二(BWR-5)における全交流動力電源喪失を明確化</p> <p>・東海第二(BWR-5)における全交流動力電源喪失を明確化</p> <p>・TBWは、BWR-5プラント特有の事故シーケンス。</p> <p>・KKの記載を反映。</p> <p>・KKの記載を反映</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>ンス)及びS2E(小破断LOCAを起因とする事故シーケンス)に詳細化して抽出しているが、いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>(g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA) 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 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 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。 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</p>	<p>口の大きさに応じてAE(大破断LOCAを起因とする事故シーケンス)、S1E(中破断LOCAを起因とする事故シーケンス)及びS2E(小破断LOCAを起因とする事故シーケンス)に詳細化して抽出しているが、いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>(7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA) 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、格納容器貫通配管からの漏えいが防止できず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>1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討 (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 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 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 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 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。</p> <p>地震により原子炉建屋の損傷が発生した場合でも、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、</p>	<p>・東海第二は、津波特有の事故シーケンスを抽出。</p> <p>・KKの記載を反映。</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>り、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉建屋又は原子炉建屋を支持している基礎地盤の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(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</p>	<p>原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、この事故シーケンスは原子炉建屋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>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。</p> <p>地震により格納容器の損傷が発生した場合でも、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、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。</p> <p>地震により原子炉圧力容器が損傷した場合、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、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>地震による格納容器外での配管破断等が発生し、かつ、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が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。</p> <p>このように、この事故シーケンス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</p>	<p></p> <p>・ KK の記載を反映。</p> <p>・ KK の記載を反映。</p> <p>・ KK の記載を反映・</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>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原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には、逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震においてLOCA が発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や、使用可能なECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。</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>(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 of 必要を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。</p>	<p>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>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 (再循環系配管の両端破断) 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。</p> <p>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、一方で、ECCSの注水機能の全喪失や、使用可能なECCSの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、使用可能な緩和設備の状況によっては、格納容器の除熱に失敗する等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、地震による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、大破断LOCAについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして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格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。</p> <p>h. 計装・制御系喪失</p> <p>地震による計装・制御系の損傷により、プラントの監視及び制御が広範に不能な状態に陥る可能性のある事故シーケンスである。</p> <p>計装・制御系を喪失した状態であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSが起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、残留熱除去系が起動不能になること等の原因により、格納容器破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、地震による計装・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく、計装・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</p>	<p>・KKの記載を反映。</p> <p>・KKの記載を反映。</p> <p>・KKの記載を反映。</p> <p>・KKの記載を反映。</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のようになる。</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</p>	<p>での追加の可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</p>	<p>・東海第二は、津波特有の事故シーケンスを抽出。</p> <p>・KKは直接炉心損傷に至る事故シーケンスの寄与が全CDFの1%を超えている場合があるため、評価上の保守性について記載しているが、東海第二の直接炉心損傷に至る事故シーケンスはいずれも全CDFの1%未満であるため、先行PWRと同様の記載としている。</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 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>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ると考えられる。</p> <p>また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心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</p>	<p>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グループとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。</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・配管の全てが機能を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>・記載の適正化。</p> <p>・KKは直接炉心損傷に至る事故シーケンスの寄与が全CDFの1%を超えている場合があるため、評価上の保守性について記載しているが、東海第二の直接炉心損傷に至る事故シーケンスはいずれも全CDFの1%未満であるため、先行PWRと同様の記載としている。</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 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>のと考える。</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 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。 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> <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。 (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。 (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>整理の結果は以下のとおり。</p> <p>○解釈1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・LOCA 時注水機能喪失 <p>○解釈1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA) 	<p>1.2.3 解釈に基づく事故シーケンスグループの分類 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> <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。 (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。 (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>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 ・LOCA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 ・格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA) 	<p>・東海第二は「津波浸水による注水機能喪失」を新たな事故シーケンスグループとして抽出している。</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>1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて</p> <p>事故シーケンスグループ別に事故シーケンス、炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7表に示す。</p> <p>解釈1-2(a)の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。</p> <p>一方で、事故シーケンスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な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。</p> <p>① 大破断LOCA+HPCF 注水失敗+低圧ECCS 注水失敗</p> <p>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</p> <p>①の事故シーケンスは、原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、大破断LOCA後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能で可能な対策(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。</p> <p>以上より、①の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した(重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する)。</p> <p>①の事故シーケンスについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している(「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照)。</p> <p>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</p>	<p>1.2.4 有効性評価の対象となる事故シーケンス</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>①大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <p>②直流電源喪失+原子炉停止失敗</p> <p>③交流電源喪失+原子炉停止失敗</p> <p>①の事故シーケンスは、大破断LOCA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で可能な対策(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。</p> <p>以上より、①の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した(重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する)。</p> <p>①の事故シーケンスについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備する格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している(「2.3.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性」参照)</p> <p>②、③の事故シーケンスは、原子炉停止失敗と、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であるほう酸水注入系が直流電源喪失又は全交流動力電源喪失により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)。</p> <p>②、③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。原子炉スクラム失敗の支配的な要因として、カットセットの分析結果(別紙7)からは、地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル1PR</p>	<p>・KKの記載を反映。</p> <p>・KKの記載を反映。</p> <p>・KKの記載を反映。</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>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IPRA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 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方 (1) 重要事故シーケンス選定の着眼点にもとづく整理</p> <p>設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定している。重要事故シーケンスの選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、シーケンスグループごとに、シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <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 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</p>	<p>Aでは、地震発生と同時に最大加速度を受けるものとして評価しているが、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99.0%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれ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 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方 (1) 重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理</p> <p>設置変更許可申請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定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <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 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、</p>	<p>・東海第二の地震PRAの評価方法もKKと同様であるが、KKのような詳細さで記載する必要はないと判断。</p> <p>・KKの記載を反映。</p> <p>・共通原因故障について、東海第二の</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>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となる注水量等、設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。</p> <p>【例：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>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>過渡事象(給水流量の全喪失)を起因とする事故シーケンスについては、事象進展が早いことから「高」とした。また、サポート系喪失(自動停止)を起因とする事故シーケンスについては、過渡事象(給水流量の全喪失)に比べて事象進展が緩やかであることから「中」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失(手動停止)については、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への要求が大きいと評価した。</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。また、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスは、低圧の代替注水機能に期待する場合には、注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、逃がし安全弁の設備容量は再閉鎖失敗の方が厳しくなる。以上より、過渡事象(給水流量の全喪失)又はサポート系喪失(自動停止)を起因として逃がし安全弁の再閉鎖に成功している事故シーケンスを「高」、過渡事象(給水流量の全喪失)又はサポート系喪失(自動停止)を起因として逃がし安全弁の再閉鎖に失敗している事故シーケンスを「中」、手動停止/サポート系喪失(手動停止)を起因とする事故シーケンスを「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。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</p>	<p>P R AモデルにおいてもKKと同様のモデル化方法であるが、炉心損傷に至る事故シーケンスは共通原因故障の有無に関わらず安全機能が喪失しているため、共通原因故障の有無は着眼点a.には含めていない。</p> <p>・ヒアリングコメントの反映。</p> <p>・ヒアリングコメントの反映。</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>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に対して、概ね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シーケンスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きを置いて選定することが適切と考え、主に着眼点b 及びc によって重要事故シーケンスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シーケンスを評価することで、選定対象とした全ての事故シーケンスに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 事故シーケンスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組み合わせによって決定されるものであり、起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら、事故シーケンスへの対策の観点では、同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも、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。 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</p>	<p>て整理した。 【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】 事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して 1%以上の寄与を持つシーケンスを「中」、1%未満のシーケンスを「低」とした。 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 PRA, 地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA 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 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、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、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間の制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判断した。</p> <p>○ 今回抽出された事故シーケンスについては、第1-4 表に示すとおり、結果的に、事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンスに対して、おおむ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に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、結果的に全交流動力電源喪失及び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、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、内部事象出力運転時レベル 1 PRA 及び地震レベル 1 PRA から抽出された事故シーケンスであったが、第1-4 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事故シーケンスである。</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 事故シーケンスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組合せによって決定されるものであり、起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら、事故シーケンスへの対策の観点では、同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも、喪失した機能の喪失原因が異なる場合、有効な対策が異なることがある。 具体的には、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループがこれに該当するが、</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ KKの記載を反映。 ・ KKの記載を反映。 ・ KKの記載を反映。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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。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 重要事故シーケンス 「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</p> <p>③ 選定理由 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、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</p>	<p>同じ炉心損傷防止対策で対応可能な事故シーケンスをひとつの事故シーケンスグループとし、細分化した各事故シーケンスグループからそれぞれ重要事故シーケンスを選定した。</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は、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+逃がし安全弁再閉鎖失敗+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)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+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)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+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>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>・東海第二は津波PRAから抽出される事故シーケンスを内部事象PRA及び地震PRAから抽出される事故シーケンスと同じ事故シーケンスグループとはしていない。</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>一ケンスグループの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>① 重要事故シーケンス 「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・代替自動減圧ロジック</p> <p>③ 選定理由 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。 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>	<ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・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 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 過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シーケンスは、事象進展が早いため、余裕時間の観点で厳しい。また、逃がし安全弁の再閉鎖に成功する事故シーケンスは、低圧の代替注水機能に期待する場合には、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスに比べて、逃がし安全弁の設備容量の観点で厳しい。さらに、代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より、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。 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>(2) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 ②手動停止/サポート系喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 ③サポート系喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 <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、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ECCS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> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系 ・過渡時自動減圧機能 ・残留熱除去系 <p>iv) 選定した重要事故シーケンス ①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</p>	<p>・東海第二は着眼点に基づく選定理由を追記。</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>(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>a) 長期TB</p> <p>① 重要事故シーケンス 「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>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(所内蓄電式直流電源設備の24時間確保) 格納容器圧力逃がし装置 <p>③ 選定理由</p>	<p>v) 選定理由</p> <p>過渡事象(給水流量の全喪失)を起因とする事故シーケンスは、事象進展が早いため、余裕時間の観点及び原子炉減圧に必要な設備容量の観点で厳しい。また、代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、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。</p> <p>①長期TB ②TBD、TBU ③TBP</p> <p>なお、TBU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、TBD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。TBU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、TBD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、TBD、TBU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>(3-1) 長期TB</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ①外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功) ②サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功) <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</p>	<p>・東海第二は着眼点に基づく選定理由を追記。</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> <p>・KKは最終ヒートシンク喪失の取扱いについて記載。</p> <p>・東海第二はTBUとTBDを一つのグループとして取り扱う理由を記載。</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 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 「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 シーケンスとしては1種類のみ(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。</p> <p>d) TBD</p> <p>① 重要事故シーケンス</p>	<p>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、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> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系（可搬型） ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・ 残留熱除去系 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 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外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗（RCIC成功）</p> <p>v) 選定理由 「長期TB」に分類される①及び②の事故シーケンスは、いずれも全交流動力電源が喪失しているため、共通原因故障・系統間機能依存性の観点では差異がない。また、事象進展が同様であるため、余裕時間及び設備容量の観点についても差異がない。代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、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> <ul style="list-style-type: none"> ③外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗 ④外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗 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>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、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</p>	<p>・ 東海第二は着眼点に基づく選定理由を追記。</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>「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>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>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>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>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>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>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> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系 ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系(可搬型) ・ 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) ・ 残留熱除去系 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 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>「TBD, TBU」に含まれる事故シーケンスは、いずれも全交流動力電源が喪失しているため、共通原因故障・系統間機能依存性の観点では差異がない。また、余裕時間及び設備容量の観点からは、いずれの事故シーケンスも事象進展の早さには差異はないものの、直流電源が喪失する事故シーケンスは代替注水設備の起動に必要な直流電源を緊急用125V系蓄電池から給電するための直流電源の切替操作が必要となり、代替直流電源の必要容量も大きくなるため、直流電源が喪失する事故シーケンスの方が厳しい。さらに、代表性の観点からは、③の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、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、「TBD, TBU」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125V系蓄電池への直流電源の切替操作が必要となることから、④及び⑤の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p> <p>(3-3) TBP</p> <p>i) 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑥外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗 ⑦サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗 <p>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閉鎖失敗により原子炉圧力が徐々に低下することで、原子炉隔離時冷却系が運転不能となることにより、原子炉が低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては、交流電源に依存しない代替注水手段による原子炉注水が考えられる。</p>	<p>・ 東海第二は着眼点に基づく選定理由を追記。</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>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス 「過渡事象+崩壊熱除去失敗」（炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については残留熱除去系の機能喪失又は原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮）</p> <p>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 ・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>b. 原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮する場合 ・代替原子炉補機冷却系</p> <p>③ 選定理由 本事故シーケンスグループにはLOCA に伴う事故シーケンス(第1-8 表の本事故シーケンスグループの⑦～⑨)が含まれており、いずれも格納容器圧力の上昇が早く、圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳しいことから、着眼点b 及びc では「高」に分類されるが、これらはLOCA から派生したシーケンスである。LOCA を起因とする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>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・残留熱除去系 ・常設代替高圧電源装置 ・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 ⑥外部電源喪失+DG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 「TBP」に分類される⑥及び⑦の事故シーケンスは、いずれも全交流動力電源が喪失しているため、共通原因故障・系統間機能依存性の観点では差異がない。また、事象進展が同様であるため、余裕時間及び設備容量の観点についても差異がない。代表性の観点からは⑥の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。以上より、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、「TBP」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> <ol style="list-style-type: none"> ①過渡事象+RHR失敗 ②過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗 ③外部電源喪失+DG失敗（HPCS成功） ④外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗（HPCS成功） ⑤外部電源喪失+直流電源失敗（HPCS成功） ⑥手動停止/サポート系喪失（手動停止）+RHR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+RHR失敗 ⑧サポート系喪失（自動停止）+RHR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+RHR失敗 ⑩サポート系喪失（直流電源故障）(外部電源喪失)+DG失敗（HPCS成功） ⑪サポート系喪失（直流電源故障）(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗（HPCS成功） ⑫中小破断LOCA+RHR失敗 ⑬大破断LOCA+RHR失敗 	<p>・東二は着眼点に基づく選定理由を追記。</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>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」の数と同じ場合は「中」の数が多いシーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。</p> <p>なお、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>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、RHR故障時及び取水機能喪失時の状況を想定し、それぞれ以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>[RHR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 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・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 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・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＋RHR失敗</p> <p>v) 選定理由</p> <p>本事故シーケンスグループは、炉心冷却に成功し、崩壊熱除去機能の喪失により格納容器温度・圧力が上昇することで、格納容器が破損する事故シーケンスグループである。中長期的な格納容器の温度・圧力の上昇の観点では崩壊熱が支配要因となることから、いずれの事故シーケンスにおいても、崩壊熱除去機能喪失に対する炉心損傷防止対策に差異はなく、対策の実施に対する操作の余裕時間についても有意な差異はない。このため、余裕時間及び設備容量の観点については、事象発生初期に着目した。</p> <p>過渡事象（給水流量の全喪失）及びLOCAを起因とする事故シーケンスは、</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> <p>・東海第二は着眼点に基づく選定理由を追記。</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>(5) 原子炉停止機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス 「過渡事象+原子炉停止失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・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> <p>③ 選定理由 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。 なお、本事故シーケンスグループでは、過渡事象を起因とする事故シーケンスとLOCAを起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては、重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、LOCAを起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②~④)の事象進展はLOCA時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCAを起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及びLOCAに伴う減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投入されると考えられることから、事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)が厳しいと考えられる。 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</p>	<p>事象進展が早いこと、余裕時間の観点及び原子炉注水に必要な設備容量の観点で厳しい。代表性の観点からは、①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より、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、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。さらに、LOCAを起因とする事故シーケンスについては、LOCA時注水機能喪失及び雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)において、代替除熱手段に係る重大事故等対策の有効性を含めて確認する。 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 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LOCA+原子炉停止失敗 ④大破断LOCA+原子炉停止失敗</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、運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては、代替原子炉停止手段による原子炉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 ・ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプ系トリップ機能) ・ほう酸水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系</p> <p>iv) 選定した重要事故シーケンス ①過渡事象+原子炉停止失敗</p> <p>v) 選定理由 過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)に起因する事故シーケンスは、原子炉圧力</p>	<p>・KKの記載を反映。</p> <p>・用語の統一</p> <p>・東海第二は着眼点に基づく選定理由</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>度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であるとする。更に、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は1×10^{-13}/炉年未満であり、ほかの事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。これらを踏まえると、反応度制御の観点で厳しい、過渡事象を起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は、本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものとする。</p> <p>(6) LOCA 時注水機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス 「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</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>③ 選定理由 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>の上昇が早く、反応度印加の観点で厳しい。また、事象進展が早く余裕時間が短い場合、反応度印加の観点で厳しく出力抑制に必要な設備容量が大きくなる。さらに、代表性の観点から、①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、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LOCAを起因とする③及び④の事故シ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と考えられることから、事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では、過渡事象を起因とする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 A T W S 緩和設備(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、②、③及び④の事故シーケンスの炉心損傷頻度はいずれも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> <ul style="list-style-type: none"> ①中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 ②中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 <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、LOCAの発生後、高圧注水機能の喪失に加え、低圧注水機能又は原子炉減圧機能を喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。本事故シーケンスグループへの対策としては、代替注水手段による原子炉注水が考えられる。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設) ・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> <ul style="list-style-type: none"> ①中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 <p>v) 選定理由</p> <p>余裕時間に観点では、いずれもLOCAを起因とする事故シーケンスであり、</p>	<p>を追記。</p> <p>・ヒアリングコメント反映。</p> <p>・KKは中破断LOCAと小破断LOCAのうち、中破断LOCAを起因とする事故シーケンスを選定していることを記載。</p> <p>・一方、東海第二は事故シーケンスの特徴から中小破断LOCAとしている。</p> <p>・東海第二は着眼点に基づく選定理由</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>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)</p> <p>① 重要事故シーケンス 「ISLOCA」</p> <p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・高圧炉心注水系</p> <p>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>差異がない。設備容量の観点では、原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されているが、低圧の代替注水設備の設備容量は低圧 ECCS より少ないため、低圧炉心冷却に失敗する事故シーケンスの方が厳しい。代表性の観点からは、①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が高い。</p> <p>以上より、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考えられる。</p> <p>また、「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループにおいて LOCA を起因とする事故シーケンスが抽出されている。これについて、重要事故シーケンスによる包絡性を考慮すると、低圧炉心冷却失敗の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定することにより、崩壊熱除去機能喪失に対する代替除熱手段の有効性についても評価することとなる。このことから、選定した重要事故シーケンスは「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループにおける LOCA を起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有している。</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 ①インターフェイスシステム LOCA</p> <p>ii) 事故シーケンスグループの特徴 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 ・手動減圧 ・破損系統を除く原子炉注水機能 ・破損系統の隔離 ・常設代替高圧電源装置 ・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 ①インターフェイスシステム LOCA</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</p>	<p>を追記。</p> <p>・東海第二は2つの事故シーケンスに対する対策に差異がないことを記載。</p> <p>・KKの記載を反映。</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</p> <p>①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失</p> <p>②最終ヒートシンク喪失（RCIC成功）</p> <p>③最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・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</p> <p>共通原因故障・系統間機能依存性の観点では、原子炉建屋内浸水を起因とする①の事故シーケンスが厳しい。余裕時間の観点では、事象発生初期に原子炉への注水に失敗する事故シーケンスが厳しい。設備容量の観点では、原子炉建屋内浸水を起因とする①の事故シーケンスは津波防護対策に要求される防護高さが高くなる。代表性の観点からは②の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、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>	<p>・東海第二は新たに抽出した「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おける重要事故シーケンスの選定について記載。</p> <p>・東海第二は着眼点に基づく選定理由を追記。</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>	<ul style="list-style-type: none"> ・KKは地震・津波PRAから抽出される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理由を記載。 ・一方、東海第二は地震により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除き、地震・津波PRAから抽出される事故シーケンスのカットセットを分析し、炉心損傷防止対策が概ね有効であることを記載。 <p>・東海第二は、PRAの審査資料(第3.1.1.1-2表)に同等の内容を記載。</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 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																																		
第1-1表 PRAの対象とした主な設備・系統																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th>系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <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 制御棒及び制御棒駆動系</td> <td>2 out of 4 論理回路 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> </tbody> </table>	系統設備	概要	原子炉停止に関する機能		スクラム系		原子炉緊急停止系 制御棒及び制御棒駆動系	2 out of 4 論理回路 制御棒 205 本	ほう酸水注入系	系統数 1 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m ³ /h/台	炉心冷却に関する機能		高圧炉心注水系 (HPCF)	系統数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m ³ /h/台～約 730 m ³ /h/台	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	系統数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m ³ /h/台	自動減圧系	自動減圧機能付逃がし安全弁 (SRV) 8 弁 容量約 380 t/h/個	低圧注水系	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m ³ /h/台	放射性物質の閉じ込めに関する機能		残留熱除去系 (RHR)	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m ³ /h/台	安全機能のサポートに関する機能		原子炉補機冷却水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m ³ /h/台 (A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m ³ /h/台, 7 号炉約 800 m ³ /h/台)	原子炉補機冷却海水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m ³ /h/台 (A/B/C 系)	非常用ディーゼル発電機 (D/G)	台数 3 発電容量約 6,250 kVA/台	直流電源設備	系統数 (125 V) 4 蓄電池 4 組		
系統設備	概要																																			
原子炉停止に関する機能																																				
スクラム系																																				
原子炉緊急停止系 制御棒及び制御棒駆動系	2 out of 4 論理回路 制御棒 205 本																																			
ほう酸水注入系	系統数 1 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 11 m ³ /h/台																																			
炉心冷却に関する機能																																				
高圧炉心注水系 (HPCF)	系統数 2 電動ポンプ 2 台 ポンプ容量約 180 m ³ /h/台～約 730 m ³ /h/台																																			
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	系統数 1 タービン駆動ポンプ 1 台 ポンプ容量約 190 m ³ /h/台																																			
自動減圧系	自動減圧機能付逃がし安全弁 (SRV) 8 弁 容量約 380 t/h/個																																			
低圧注水系	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m ³ /h/台																																			
放射性物質の閉じ込めに関する機能																																				
残留熱除去系 (RHR)	系統数 3 電動ポンプ 3 台 ポンプ容量約 950 m ³ /h/台																																			
安全機能のサポートに関する機能																																				
原子炉補機冷却水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,300 m ³ /h/台 (A/B 系) (C 系は 6 号炉約 1,100 m ³ /h/台, 7 号炉約 800 m ³ /h/台)																																			
原子炉補機冷却海水系	系統数 3 電動ポンプ 6 台 (2 台/系統) ポンプ容量約 1,800 m ³ /h/台 (A/B/C 系)																																			
非常用ディーゼル発電機 (D/G)	台数 3 発電容量約 6,250 kVA/台																																			
直流電源設備	系統数 (125 V) 4 蓄電池 4 組																																			
35		<p>・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。</p>																																		

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第1-2表 内部事象運転時レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度

起回事象	発生頻度 (/年)	説明
非隔離事象 ^{※1}	1.7×10 ⁻¹	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して給復水系が利用可能。
隔離事象 ^{※2}	2.7×10 ⁻²	主蒸気隔離弁等が閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。事象初期には給復水系が利用でき、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。
全給水喪失	1.0×10 ⁻²	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。事象初期には給復水系が利用できない。
過渡変化	2.7×10 ⁻³	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象。給水流量の全喪失までは至らないため、機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能。
RPS誤動作等	5.5×10 ⁻³	原子炉緊急停止系(RPS)の誤動作が起因となっている事象で、制御棒の誤引き抜きに関する事象等出力の増加が軽微な事象。事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能。
外部電源喪失	4.2×10 ⁻³	外部電源が喪失する事象であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になる。
遮断安全弁誤開放	1.0×10 ⁻³	原子炉運転中にSRVが誤開放する事象であり、原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴う。原子炉水位の低下等は給水系により取戻可能であるが、これに失敗する場合は、より厳しい過渡変化に移行する。
通常停止	1.7	定期検査等前もって計画されているプラント停止のほか、機器からの漏えい等比較的軽微な故障による計画されないプラント停止。
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、広範な緩和設備が合わせて機能喪失に至るサポート系故障等を、従属性を有する起回事象として補出。
直流電源故障	2.8×10 ⁻⁴	
原子炉補機冷却系故障	7.2×10 ⁻⁴	
タービン補機冷却系故障	7.2×10 ⁻⁴	
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	2.0×10 ⁻⁴	原子炉が減圧状態になる規模のLOCAであり、SRVによる減圧操作なしに低圧注水系に至るサボート系故障等を、従属性を有する起回事象として補出。
格納容器 バイパス	2.0×10 ⁻⁴	事象発生後短時間では原子炉の減圧に至らないが、長期間では減圧する規模のLOCA。
ISLOCA	3.0×10 ⁻⁴	原子炉隔離時冷却系により事象緩和が可能なLOCA。
格納容器 バイパス 事象	1.0×10 ⁻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部等にかかるとことでこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ流出する事象。

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

・東海第二は、PRAの審査資料（第3.2.1.4-1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）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																																					
<p>第1-3表 地震レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <table border="1" data-bbox="296 462 1053 966"> <thead> <tr> <th rowspan="2">起回事象</th> <th colspan="2">発生頻度(/年)</th> </tr> <tr> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷 (原子炉建屋損傷)</td> <td>3.6×10⁻⁶</td> <td>3.8×10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>建屋・構築物(原子炉压力容器, 原子炉格納容器) の損傷(原子炉压力容器・原子炉格納容器損傷)</td> <td>1.2×10⁻⁶</td> <td>8.9×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>9.6×10⁻⁷</td> <td>1.2×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失</td> <td>1.0×10⁻⁶</td> <td>7.8×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>計測・制御系喪失</td> <td>1.9×10⁻⁷</td> <td>6.9×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>直流電源喪失</td> <td>1.3×10⁻⁷</td> <td>6.0×10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失(原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系損傷)</td> <td>1.7×10⁻⁶</td> <td>3.8×10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失 (非常用ディーゼル発電機損傷)</td> <td>2.0×10⁻⁷</td> <td>2.7×10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>1.0×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>過渡事象</td> <td>1.5×10⁻²</td> <td>1.5×10⁻²</td> </tr> </tbody> </table> <p>第1-4表 津波高さ別の発生頻度</p> <table border="1" data-bbox="296 1113 1053 1501"> <thead> <tr> <th rowspan="2">津波高さ (T.M.S.L.)</th> <th colspan="2">発生頻度(/炉年)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4.8m未満</td> <td>5.4×10⁻⁵</td> <td>8.8×10⁻⁵</td> <td>地下からの浸水により、6号炉では津波高さT.M.S.L.+4.4m, 7号炉では津波高さT.M.S.L.+4.2m, 原子炉補機冷却水系を喪失し、最終ヒートシンク喪失が発生する。</td> </tr> <tr> <td>4.8m～6.5m</td> <td>1.0×10⁻⁴</td> <td>1.0×10⁻⁴</td> <td>上記に加え、津波高さT.M.S.L.+4.8mで非常用分電盤(交流)を喪失し、全交流動力電源喪失が発生する。</td> </tr> <tr> <td>6.5m以上</td> <td>2.5×10⁻⁵</td> <td>2.5×10⁻⁵</td> <td>上記に加え、津波高さT.M.S.L.+6.5mで直流電源盤が水没し直流電源喪失が発生する。</td> </tr> </tbody> </table>	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(原子炉压力容器, 原子炉格納容器) の損傷(原子炉压力容器・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。		<p>・東海第二は、PRA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。</p>
起回事象		発生頻度(/年)																																																					
	6号炉	7号炉																																																					
建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷 (原子炉建屋損傷)	3.6×10 ⁻⁶	3.8×10 ⁻⁶																																																					
建屋・構築物(原子炉压力容器, 原子炉格納容器) の損傷(原子炉压力容器・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。																																																				

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

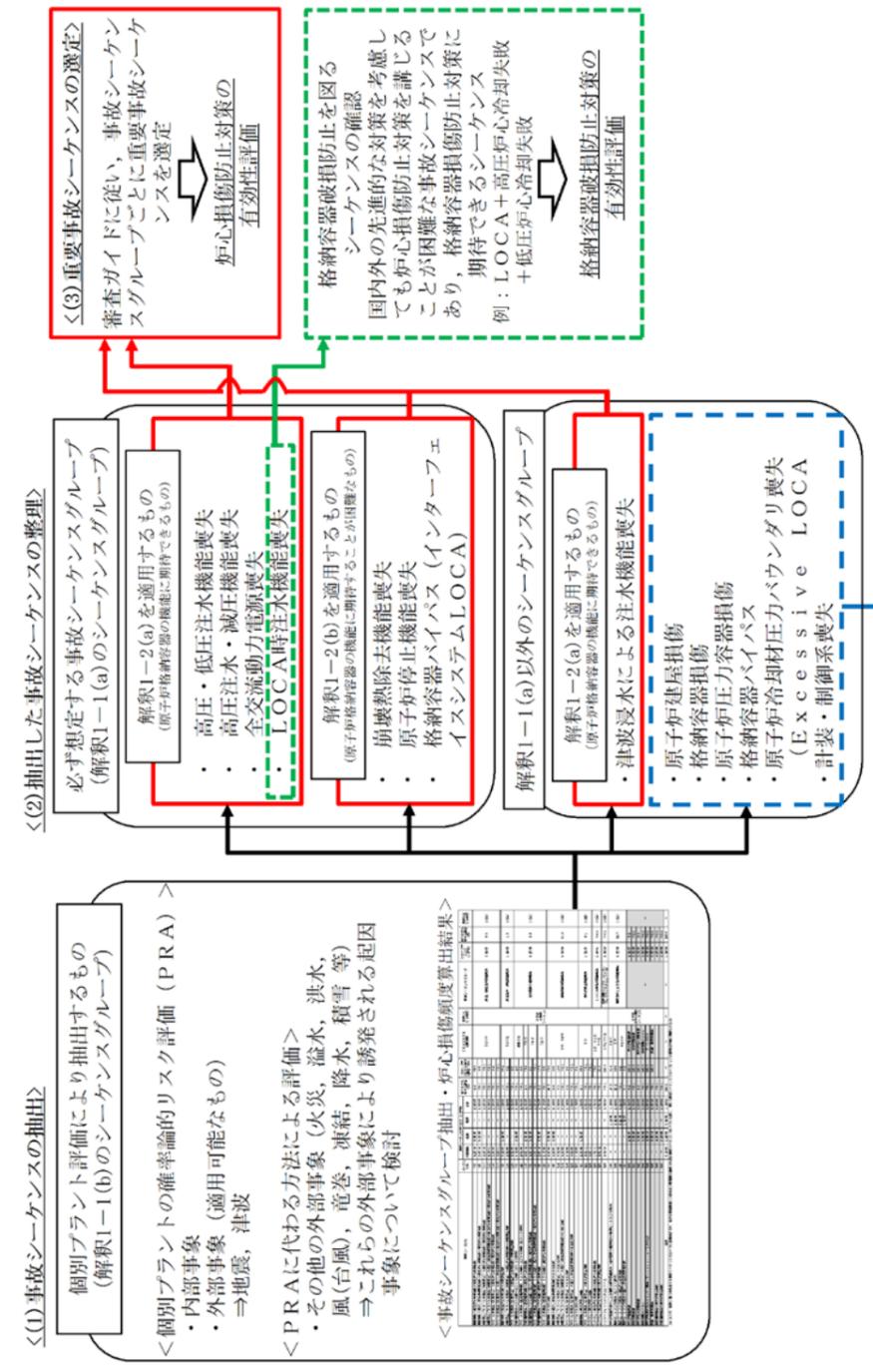
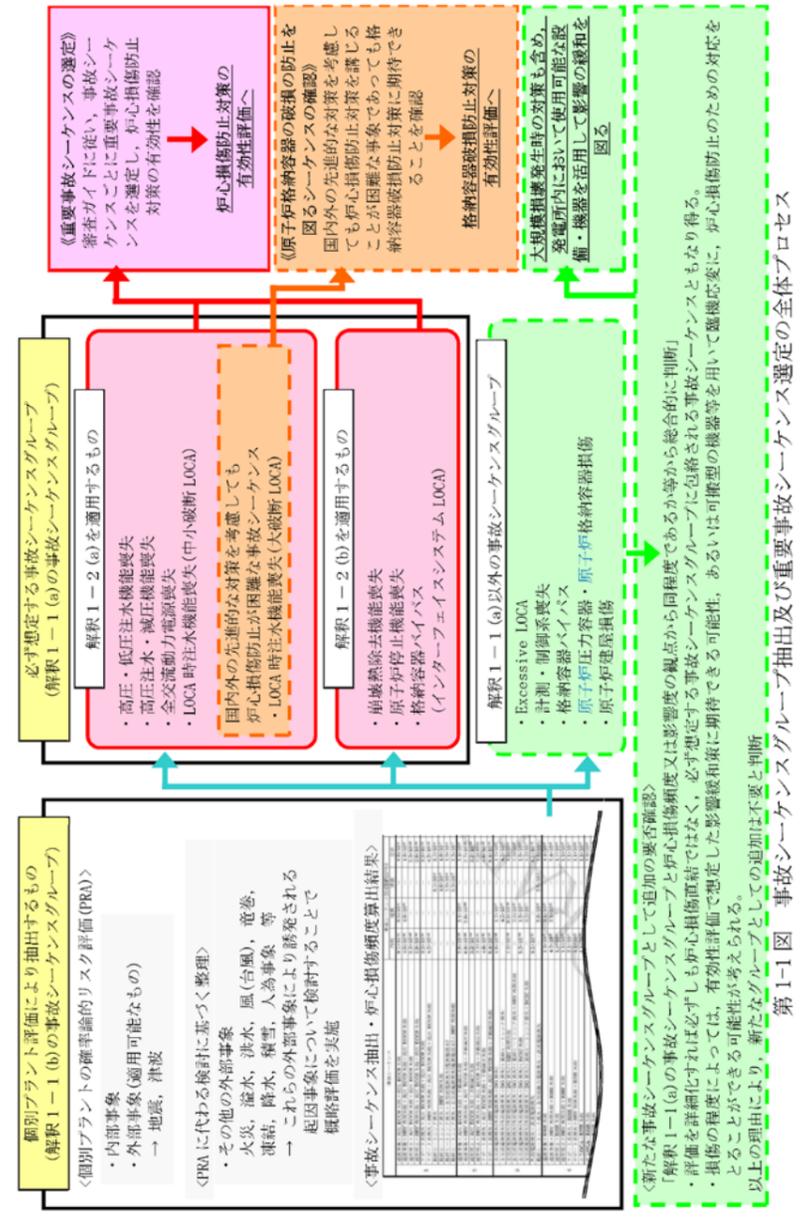
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
<p style="text-align: center;">第1-5表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>事故シーケンス</th> <th>内部</th> <th>地震</th> <th>津波</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="8">過渡事象</td><td>高圧注水失敗+低圧注水失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注水失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉停止失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>非常用交流電源喪失</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="4">外部電源喪失</td><td>非常用交流電源喪失+SRV再閉失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>非常用交流電源喪失+RCIC失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>直流電源喪失</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>非常用交流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="6">通常停止</td><td>高圧注水失敗+低圧注水失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注水失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="6">サポート系喪失</td><td>高圧注水失敗+低圧注水失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注水失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="3">大破断LOCA</td><td>HPCF注水失敗+低圧ECCS注水失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>RHR失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉停止失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="3">中破断LOCA</td><td>HPCF注水失敗+低圧ECCS注水失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>HPCF注水失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>RHR失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="3">小破断LOCA</td><td>高圧注水失敗+低圧注水失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注水失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="2">格納容器バイパス(ISLOCA)</td><td>ISLOCA</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>地震に伴う損傷</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="5">地震に伴う損傷</td><td>Excessive LOCA</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>計装・制御系喪失</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td>原子炉建屋損傷</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td></tr> <tr><td rowspan="6">津波に伴う損傷</td><td>最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>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</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>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</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※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、起回事象を「外部電源」とする事故シーケンスに整理した。</p>	起回事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	過渡事象	高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	○	—	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	○	—	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—	崩壊熱除去失敗	○	○	—	SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	○	○	—	原子炉停止失敗	○	○	—	外部電源喪失	非常用交流電源喪失	○	○	—	外部電源喪失	非常用交流電源喪失+SRV再閉失敗	○	○	—	非常用交流電源喪失+RCIC失敗	○	○	—	直流電源喪失	○	○	—	非常用交流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	通常停止	高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	崩壊熱除去失敗	○	—	—	SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	○	—	—	サポート系喪失	高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	崩壊熱除去失敗	○	—	—	SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	○	—	—	大破断LOCA	HPCF注水失敗+低圧ECCS注水失敗	○	—	—	RHR失敗	○	—	—	原子炉停止失敗	○	—	—	中破断LOCA	HPCF注水失敗+低圧ECCS注水失敗	○	—	—	HPCF注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	RHR失敗	○	—	—	小破断LOCA	高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	崩壊熱除去失敗	○	—	—	格納容器バイパス(ISLOCA)	ISLOCA	○	—	—	地震に伴う損傷	—	○	—	地震に伴う損傷	Excessive LOCA	—	○	—	計装・制御系喪失	—	○	—	格納容器バイパス	—	○	—	原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷	—	○	—	原子炉建屋損傷	—	○	—	津波に伴う損傷	最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗	—	—	○	最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗	—	—	○	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗	—	—	○	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗	—	—	○	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	—	—	○	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	—	—	○	<p style="text-align: center;">第1-1表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>事故シーケンス</th> <th>内部</th> <th>地震</th> <th>津波</th> <th>シーケンス No.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="6">過渡事象</td><td>高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(1)</td></tr> <tr><td>逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(2)</td></tr> <tr><td>高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(3)</td></tr> <tr><td>RHR失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(4)</td></tr> <tr><td>逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(5)</td></tr> <tr><td>原子炉停止失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(6)</td></tr> <tr><td rowspan="10">外部電源喪失</td><td>DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(7)</td></tr> <tr><td>DG失敗+高圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(8)</td></tr> <tr><td>DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(9)</td></tr> <tr><td>直流電源喪失+HPCS失敗</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(10)</td></tr> <tr><td>DG失敗(HPCS成功)</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(11)</td></tr> <tr><td>DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(12)</td></tr> <tr><td>直流電源喪失(HPCS成功)</td><td>○</td><td>○</td><td>—</td><td>(13)</td></tr> <tr><td>直流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td><td>(14)</td></tr> <tr><td>交流電源喪失+原子炉停止失敗</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td><td>(15)</td></tr> <tr><td rowspan="6">手動停止/サポート系喪失(手動停止)</td><td>高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(16)</td></tr> <tr><td>逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(17)</td></tr> <tr><td>高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(18)</td></tr> <tr><td>RHR失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(19)</td></tr> <tr><td>逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(20)</td></tr> <tr><td rowspan="6">サポート系喪失(自動停止)</td><td>高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(21)</td></tr> <tr><td>逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(22)</td></tr> <tr><td>高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(23)</td></tr> <tr><td>RHR失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(24)</td></tr> <tr><td>逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(25)</td></tr> <tr><td>原子炉停止失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(26)</td></tr> <tr><td rowspan="5">サポート系喪失(直流電源故障)</td><td>(外部電源喪失)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(27)</td></tr> <tr><td>(外部電源喪失)+DG失敗+高圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(28)</td></tr> <tr><td>(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(29)</td></tr> <tr><td>(外部電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(30)</td></tr> <tr><td>(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(31)</td></tr> <tr><td rowspan="4">中小破断LOCA</td><td>高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(32)</td></tr> <tr><td>高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(33)</td></tr> <tr><td>RHR失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(34)</td></tr> <tr><td>原子炉停止失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(35)</td></tr> <tr><td rowspan="2">大破断LOCA</td><td>高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(36)</td></tr> <tr><td>RHR失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(37)</td></tr> <tr><td rowspan="2">原子炉停止失敗</td><td>原子炉停止失敗</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(38)</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td><td>(39)</td></tr> <tr><td rowspan="6">地震に伴う損傷</td><td>原子炉建屋損傷</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td><td>(40)</td></tr> <tr><td>格納容器損傷</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td><td>(41)</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器損傷</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td><td>(42)</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td><td>(43)</td></tr> <tr><td>Excessive LOCA</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td><td>(44)</td></tr> <tr><td>計装・制御系喪失</td><td>—</td><td>○</td><td>—</td><td>(45)</td></tr> <tr><td rowspan="4">津波に伴う損傷</td><td>防潮堤損傷</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td><td>(46)</td></tr> <tr><td>原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td><td>(47)</td></tr> <tr><td>最終ヒートシンク喪失(RCIC成功)</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td><td>(48)</td></tr> <tr><td>最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td><td>(49)</td></tr> <tr><td>最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td><td>(50)</td></tr> </tbody> </table>	起回事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.	過渡事象	高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	○	—	(1)	逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	○	—	(2)	高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—	(3)	RHR失敗	○	○	—	(4)	逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	○	—	(5)	原子炉停止失敗	○	○	—	(6)	外部電源喪失	DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	○	○	—	(7)	DG失敗+高圧炉心冷却失敗	○	○	—	(8)	DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	○	○	—	(9)	直流電源喪失+HPCS失敗	○	○	—	(10)	DG失敗(HPCS成功)	○	○	—	(11)	DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	○	○	—	(12)	直流電源喪失(HPCS成功)	○	○	—	(13)	直流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(14)	交流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(15)	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	○	—	—	(16)	逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	—	—	(17)	高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(18)	RHR失敗	○	—	—	(19)	逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	—	—	(20)	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	○	—	—	(21)	逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	—	—	(22)	高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(23)	RHR失敗	○	—	—	(24)	逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	—	—	(25)	原子炉停止失敗	○	—	—	(26)	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)	(外部電源喪失)+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	○	—	—	(28)	(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	○	—	—	(29)	(外部電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)	○	—	—	(30)	(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	○	—	—	(31)	中小破断LOCA	高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	—	—	(32)	高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(33)	RHR失敗	○	—	—	(34)	原子炉停止失敗	○	—	—	(35)	大破断LOCA	高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	—	—	(36)	RHR失敗	○	—	—	(37)	原子炉停止失敗	原子炉停止失敗	○	—	—	(38)	インターフェイスシステムLOCA	○	—	—	(39)	地震に伴う損傷	原子炉建屋損傷	—	○	—	(40)	格納容器損傷	—	○	—	(41)	原子炉圧力容器損傷	—	○	—	(42)	格納容器バイパス	—	○	—	(43)	Excessive LOCA	—	○	—	(44)	計装・制御系喪失	—	○	—	(45)	津波に伴う損傷	防潮堤損傷	—	—	○	(46)	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	—	—	○	(47)	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)	
起回事象	事故シーケンス	内部	地震	津波																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
過渡事象	高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	崩壊熱除去失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	原子炉停止失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	外部電源喪失	非常用交流電源喪失	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
外部電源喪失	非常用交流電源喪失+SRV再閉失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	非常用交流電源喪失+RCIC失敗	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	直流電源喪失	○	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	非常用交流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
通常停止	高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	崩壊熱除去失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
サポート系喪失	高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	崩壊熱除去失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
大破断LOCA	HPCF注水失敗+低圧ECCS注水失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	RHR失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	原子炉停止失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
中破断LOCA	HPCF注水失敗+低圧ECCS注水失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	HPCF注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	RHR失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
小破断LOCA	高圧注水失敗+低圧注水失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	崩壊熱除去失敗	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器バイパス(ISLOCA)	ISLOCA	○	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	地震に伴う損傷	—	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
地震に伴う損傷	Excessive LOCA	—	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	計装・制御系喪失	—	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	格納容器バイパス	—	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷	—	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	原子炉建屋損傷	—	○	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
津波に伴う損傷	最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗	—	—	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗	—	—	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗	—	—	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗	—	—	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	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	—	—	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	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	—	—	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
起回事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
過渡事象	高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	○	—	(1)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	○	—	(2)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—	(3)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	RHR失敗	○	○	—	(4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	○	—	(5)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	原子炉停止失敗	○	○	—	(6)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
外部電源喪失	DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	○	○	—	(7)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	DG失敗+高圧炉心冷却失敗	○	○	—	(8)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	○	○	—	(9)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	直流電源喪失+HPCS失敗	○	○	—	(10)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	DG失敗(HPCS成功)	○	○	—	(11)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	○	○	—	(12)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	直流電源喪失(HPCS成功)	○	○	—	(13)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	直流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(14)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	交流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(15)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	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	○	—	—	(16)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		○	—	—	(17)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗		○	—	—	(18)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
RHR失敗		○	—	—	(19)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗		○	—	—	(20)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
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	○	—	—	(21)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
	逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	—	—	(22)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(23)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	RHR失敗	○	—	—	(24)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	—	—	(25)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	原子炉停止失敗	○	—	—	(26)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
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)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	(外部電源喪失)+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	○	—	—	(28)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	○	—	—	(29)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	(外部電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)	○	—	—	(30)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	○	—	—	(31)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
中小破断LOCA	高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	—	—	(32)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(33)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	RHR失敗	○	—	—	(34)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	原子炉停止失敗	○	—	—	(35)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
大破断LOCA	高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	—	—	(36)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	RHR失敗	○	—	—	(37)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
原子炉停止失敗	原子炉停止失敗	○	—	—	(38)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	インターフェイスシステムLOCA	○	—	—	(39)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
地震に伴う損傷	原子炉建屋損傷	—	○	—	(40)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	格納容器損傷	—	○	—	(41)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	原子炉圧力容器損傷	—	○	—	(42)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	格納容器バイパス	—	○	—	(43)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	Excessive LOCA	—	○	—	(44)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	計装・制御系喪失	—	○	—	(45)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
津波に伴う損傷	防潮堤損傷	—	—	○	(46)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	—	—	○	(47)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	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)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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

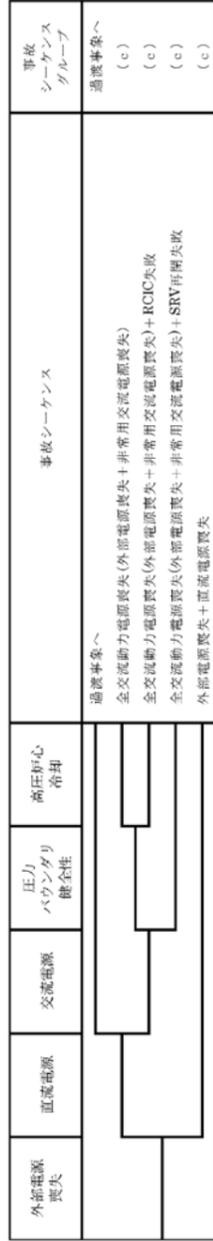
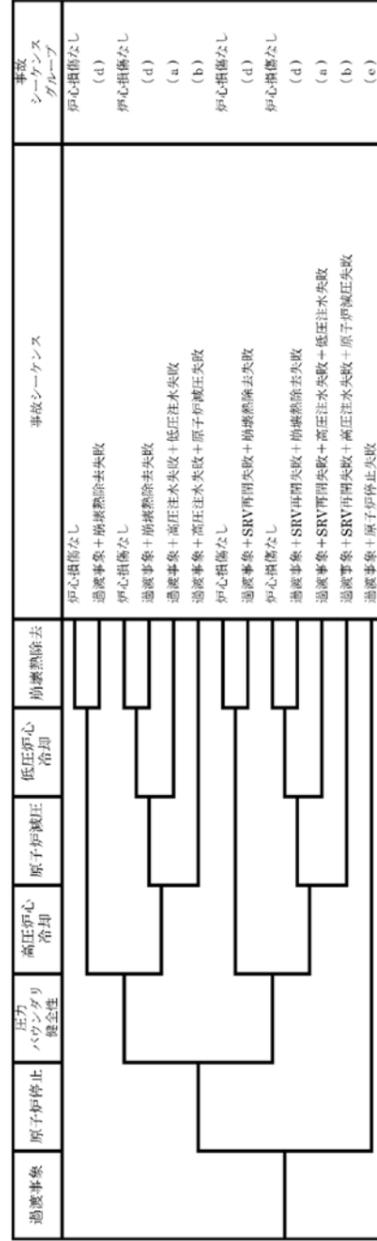


＜プラント個別に追加すべき事故シーケンスグループの確認＞
 「解釈1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断」
 全炉心損傷頻度への寄与及び影響度の観点から他の事故シーケンスグループと比較し、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断

第1-1図 事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機



第1-2図 内部事象運転時レベルIPRAイベントツリー (1/3)

東海第二発電所

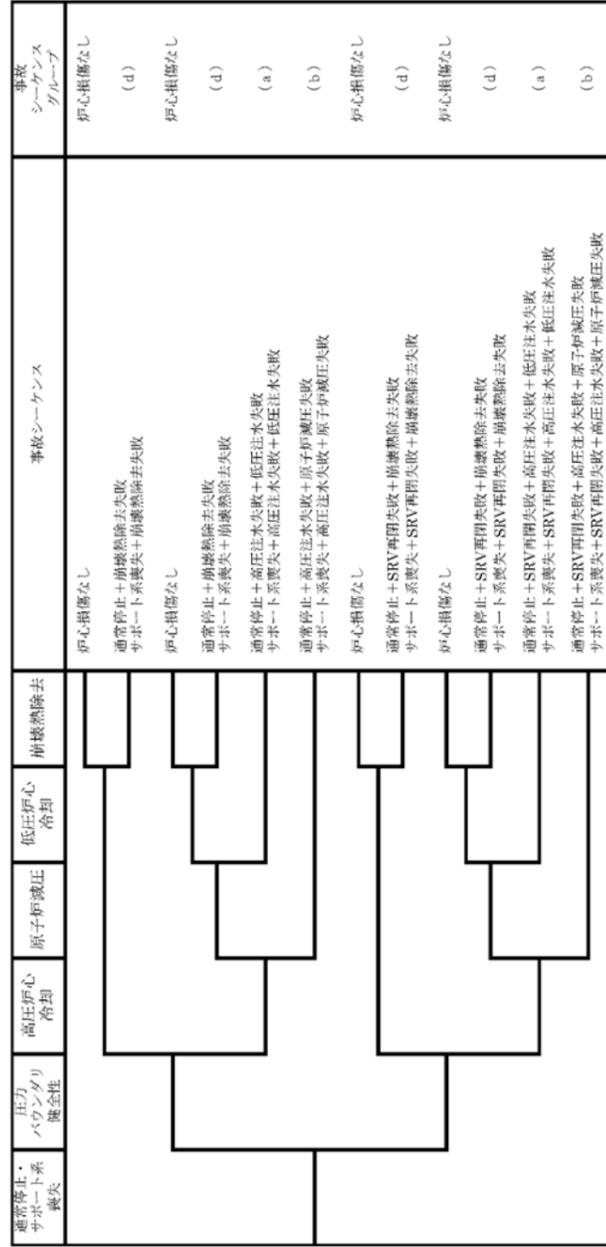
過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオグループ	No.
過渡事象	成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	1
							過渡事象+RHR失敗	過渡事象+RHR失敗	2
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	3
							過渡事象+RHR失敗	過渡事象+RHR失敗	4
							過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	5
							過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	6
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	7
							過渡事象+遠がし緊急弁再閉鎖失敗+RHR失敗	過渡事象+遠がし緊急弁再閉鎖失敗+RHR失敗	8
							過渡事象+遠がし緊急弁再閉鎖失敗+RHR失敗	過渡事象+遠がし緊急弁再閉鎖失敗+RHR失敗	9
							過渡事象+遠がし緊急弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	過渡事象+遠がし緊急弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	10
							過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象+原子炉停止失敗	11
							過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象+原子炉停止失敗	12
							過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象+原子炉停止失敗	13
							過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象+原子炉停止失敗	14
							過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象+原子炉停止失敗	15
							過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象+原子炉停止失敗	16

第1-2図 内部事象レベルIPRAにおけるイベントツリー (1/7)

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)

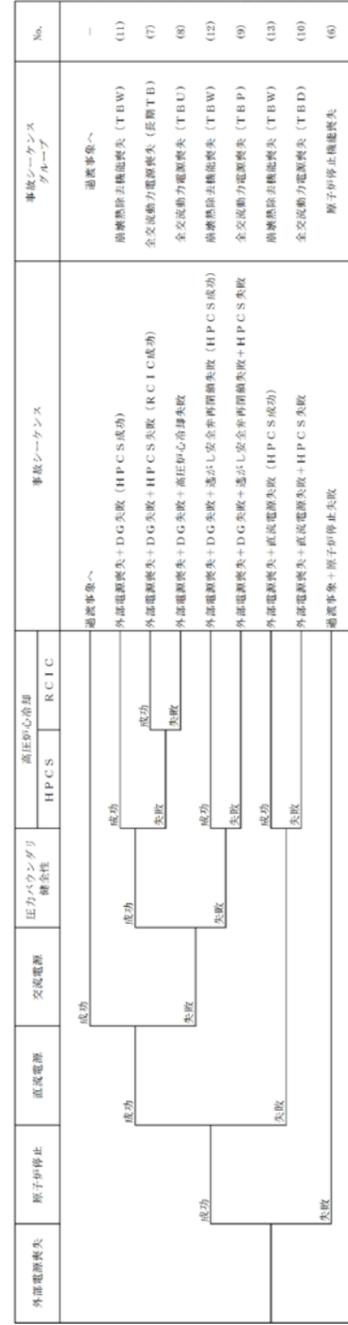
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機



(a) 高圧・低圧注水・減圧機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失

第1-2図 内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー (2/3)

東海第二発電所



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)

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																							
	<div style="text-align: center;"> </div>																								
<table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>—</td> <td>サポート系喪失（自動停止）へ</td> <td>サポート系喪失（自動停止）へ</td> </tr> <tr> <td>(30)</td> <td>崩壊熱除去機能喪失（TBW）</td> <td>サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗（HP C S成功）</td> </tr> <tr> <td>(27)</td> <td>全交流動力電源喪失（長期TB）</td> <td>サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+HP C S失敗（RCIC成功）</td> </tr> <tr> <td>(28)</td> <td>全交流動力電源喪失（TBU）</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>(31)</td> <td>崩壊熱除去機能喪失（TBW）</td> <td>サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+過剰し安全弁再閉鎖失敗（HPCS成功）</td> </tr> <tr> <td>(29)</td> <td>全交流動力電源喪失（TBP）</td> <td>サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+過剰し安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗</td> </tr> <tr> <td>(26)</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>サポート系喪失（自動停止）+ 原子炉停止失敗</td> </tr> </tbody> </table>	No.	事故シーケンス	事故シーケンス	—	サポート系喪失（自動停止）へ	サポート系喪失（自動停止）へ	(30)	崩壊熱除去機能喪失（TBW）	サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗（HP C S成功）	(27)	全交流動力電源喪失（長期TB）	サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+HP C S失敗（RCIC成功）	(28)	全交流動力電源喪失（TBU）	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	(31)	崩壊熱除去機能喪失（TBW）	サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+過剰し安全弁再閉鎖失敗（HPCS成功）	(29)	全交流動力電源喪失（TBP）	サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+過剰し安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	(26)	原子炉停止機能喪失	サポート系喪失（自動停止）+ 原子炉停止失敗	<p>第1-2図 内部事象レベル1PRAにおけるイベントツリー（5/7）</p>
No.	事故シーケンス	事故シーケンス																							
—	サポート系喪失（自動停止）へ	サポート系喪失（自動停止）へ																							
(30)	崩壊熱除去機能喪失（TBW）	サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗（HP C S成功）																							
(27)	全交流動力電源喪失（長期TB）	サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+HP C S失敗（RCIC成功）																							
(28)	全交流動力電源喪失（TBU）	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																							
(31)	崩壊熱除去機能喪失（TBW）	サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+過剰し安全弁再閉鎖失敗（HPCS成功）																							
(29)	全交流動力電源喪失（TBP）	サポート系喪失（直流電源故障）（外部電源喪失）+ DG失敗+過剰し安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗																							
(26)	原子炉停止機能喪失	サポート系喪失（自動停止）+ 原子炉停止失敗																							
50																									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="1418 359 1736 1680"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>大破断 LOCA</th> <th>原子炉停止</th> <th>高圧炉心冷却</th> <th>低圧炉心冷却</th> <th>崩壊熱除去</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンス グループ</th> <th>No.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>大破断LOCA + RHR失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(37)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>大破断LOCA + RHR失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(37)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</td> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>(36)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>大破断LOCA + 原子炉停止失敗</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>(38)</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1795 359 2113 1680"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>中小破断 LOCA</th> <th>原子炉停止</th> <th>高圧炉心冷却</th> <th>原子炉減圧</th> <th>低圧炉心冷却</th> <th>崩壊熱除去</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンス グループ</th> <th>No.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>中小破断LOCA + RHR失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(34)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>中小破断LOCA + RHR失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(34)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>中小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</td> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>(32)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>中小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗</td> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>(33)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>中小破断LOCA + 原子炉停止失敗</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>(35)</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <p style="text-align: center;">51</p>	大破断 LOCA	原子炉停止	高圧炉心冷却	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	No.	成功	成功	成功	成功	成功	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	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	成功	成功	成功	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)	失敗	失敗	失敗	大破断LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(38)	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	成功	炉心損傷なし	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)	失敗	成功	成功	成功	炉心損傷なし	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)	失敗	成功	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	LOCA時注水機能喪失	(32)	失敗	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	LOCA時注水機能喪失	(33)	失敗	失敗	失敗	失敗	中小破断LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	(35)	<p style="text-align: center;">第1-2図 内部事象レベル1PRAにおけるイベントツリー（6/7）</p>
大破断 LOCA	原子炉停止	高圧炉心冷却	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	No.																																																																																																								
成功	成功	成功	成功	成功	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	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	成功	成功	成功	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)																																																																																																									
	失敗	失敗	失敗	大破断LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(38)																																																																																																									
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	成功	炉心損傷なし	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)																																																																																																								
	失敗	成功	成功	成功	炉心損傷なし	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)																																																																																																								
失敗	成功	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	LOCA時注水機能喪失	(32)																																																																																																								
	失敗	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	LOCA時注水機能喪失	(33)																																																																																																								
失敗	失敗	失敗	失敗	中小破断LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	(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)

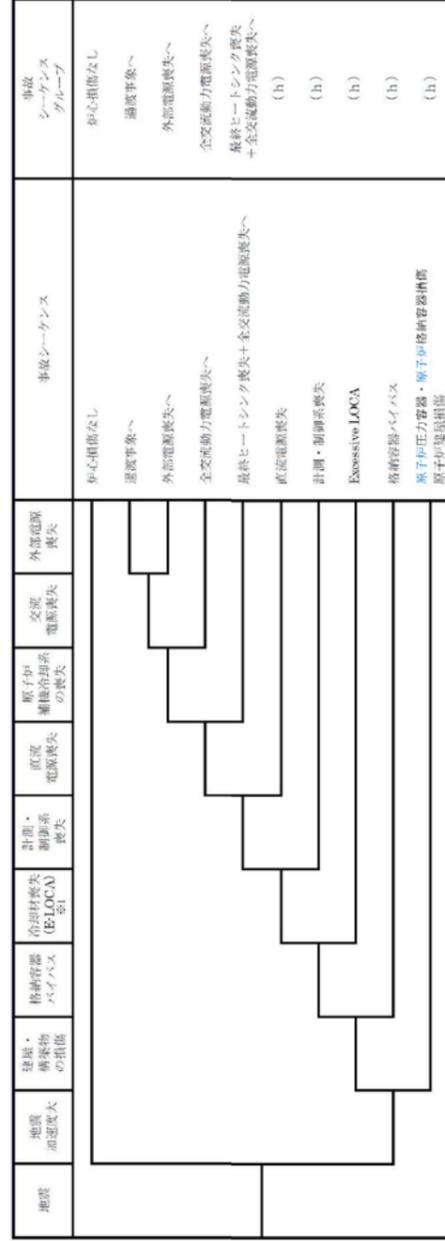
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考									
	<div data-bbox="1409 403 1570 1722" data-label="Table"> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1418 403 1466 701">事故シーケンス グループ</th> <th data-bbox="1418 701 1466 1043">事故シーケンス</th> <th data-bbox="1418 1043 1466 1722">No.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1466 403 1513 701">インターフェイズシステムLOCA</td> <td data-bbox="1466 701 1513 1043">インターフェイズシステムLOCA</td> <td data-bbox="1466 1043 1513 1722">(39)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1513 403 1561 701"></td> <td data-bbox="1513 701 1561 1043">格納容器バイパス (インターフェイズ システムLOCA)</td> <td data-bbox="1513 1043 1561 1722"></td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1644 718 1679 1423" data-label="Caption"> <p>第1-2図 内部事象レベル1PRAにおけるイベントツリー (7/7)</p> </div> <div data-bbox="1813 1730 1852 1759" data-label="Page-Footer"> <p>52</p> </div>	事故シーケンス グループ	事故シーケンス	No.	インターフェイズシステムLOCA	インターフェイズシステムLOCA	(39)		格納容器バイパス (インターフェイズ システムLOCA)		
事故シーケンス グループ	事故シーケンス	No.									
インターフェイズシステムLOCA	インターフェイズシステムLOCA	(39)									
	格納容器バイパス (インターフェイズ システムLOCA)										

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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

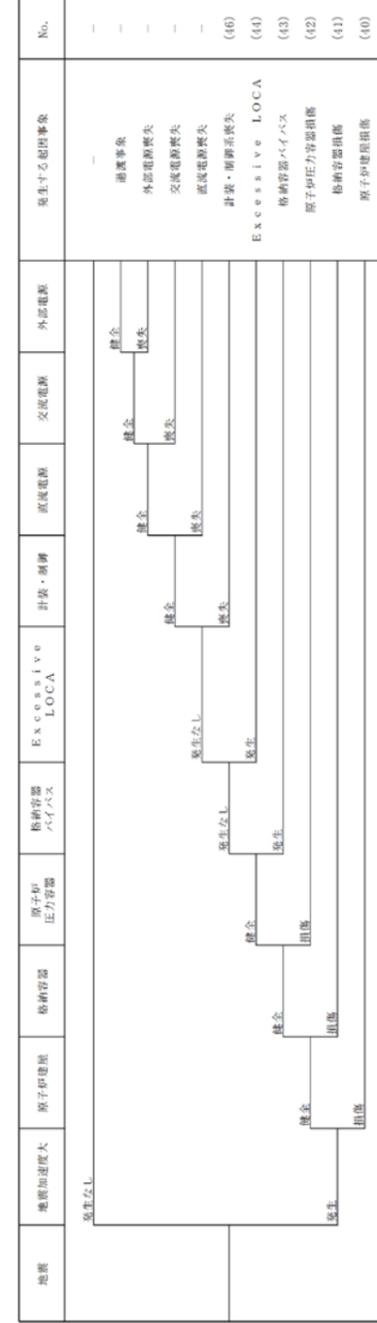
備考



50

(h) 炉心損傷直結シーケンス

第1-3図 地震レベル1PRA 階層イベントツリー

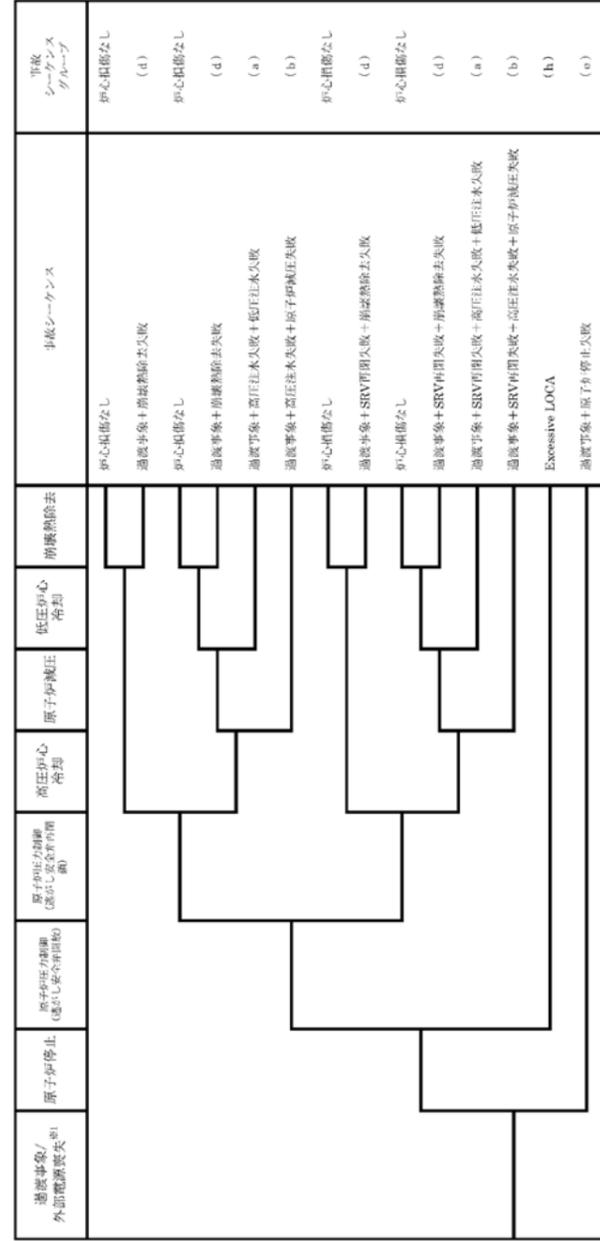


53

第1-3図 地震レベル1PRAにおける階層イベントツリー

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

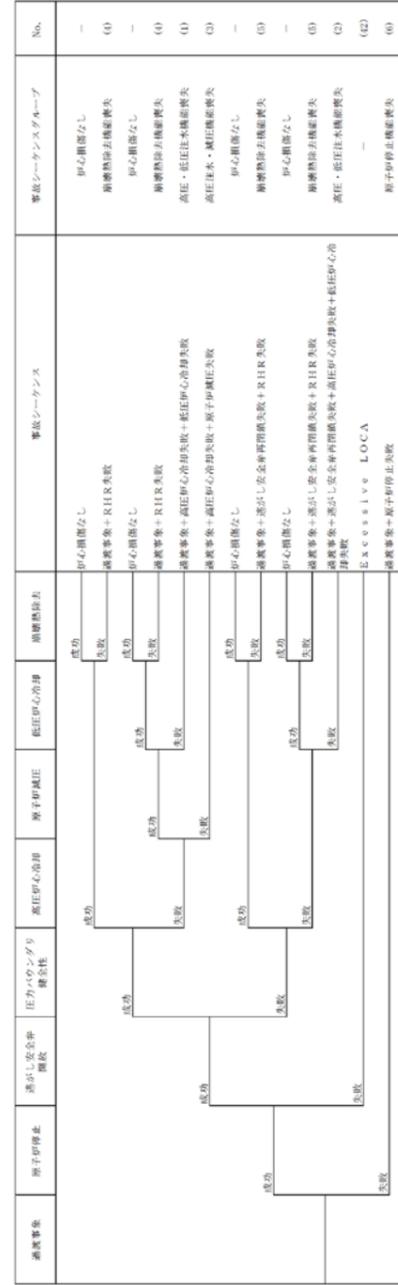


※1 非常用ディーゼル発電機全台機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

(a) 高圧・低圧注水・減圧機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 崩壊熱除去機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) 原子炉停止機能喪失 (g) 原子炉停止機能喪失 (h) 原子炉停止機能喪失 (i) 原子炉停止機能喪失 (j) 原子炉停止機能喪失 (k) 原子炉停止機能喪失 (l) 原子炉停止機能喪失 (m) 原子炉停止機能喪失 (n) 原子炉停止機能喪失 (o) 原子炉停止機能喪失

第1-4図 地震レベル1PRAイベントツリー (1/2)

東海第二発電所



第1-4図 地震レベル1PRAにおけるイベントツリー (1/3)

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

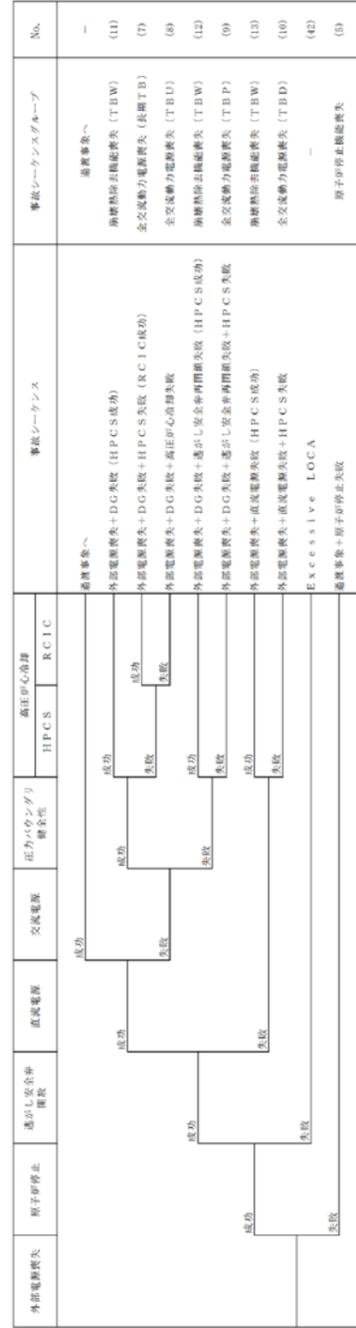
備考

全交流動力電源喪失/ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失	原子炉停止 (一部がし安全再開始)	原子炉停止 (一部がし安全再開始)	原子炉停止 (一部がし安全再開始)	原子炉停止 (一部がし安全再開始)	高圧炉心 冷却	事故シーケンス	事故 シーケンス グループ
						全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失 ^{a)} 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCC成功 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+最終ヒートシンク喪失+RCC成功 ^{a)} 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+最終ヒートシンク喪失+最終ヒートシンク喪失+SRV閉鎖失敗 ^{a)} Excessive LOCA	(e) (e) (e) (h) (e)

※1 全交流動力電源喪失が生じた時点で最終ヒートシンク喪失も発生することから、全交流動力電源喪失の事故シーケンスとして整理した。

(c) 全交流動力電源喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (h) 炉心損傷直結シーケンス

第1-4図 地震レベル1PRA イベントツリー (2/2)



第1-4図 地震レベル1 PRAにおけるイベントツリー (2/3)

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																																																																																																																																																																					
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">交流電源喪失</th> <th rowspan="2">原子炉停止</th> <th rowspan="2">通がし安全弁開放</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> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">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 rowspan="2">崩壊熱除去機能喪失 (TBW)</td> <td rowspan="2">(11)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</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 (長期TB)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗</td> <td rowspan="2">全交流動力電源喪失 (TBU)</td> <td rowspan="2">(7)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>外部電源喪失+DG失敗+通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> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">失敗</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>外部電源喪失+DG失敗+通がし安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗</td> <td rowspan="2">全交流動力電源喪失 (TBP)</td> <td rowspan="2">(8)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>Excessive LOCA</td> <td>崩壊熱除去機能喪失 (TBW)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>交流電源喪失+原子炉停止失敗</td> <td></td> <td>(12)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(9)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(10)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(11)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(12)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(13)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(14)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(15)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(16)</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">直流電源喪失</th> <th rowspan="2">原子炉停止</th> <th rowspan="2">通がし安全弁開放</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> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">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 rowspan="2">崩壊熱除去機能喪失 (TBW)</td> <td rowspan="2">(13)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</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 (TBD)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">失敗</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>Excessive LOCA</td> <td rowspan="2">直流電源喪失+原子炉停止失敗</td> <td rowspan="2">(42)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	交流電源喪失	原子炉停止	通がし安全弁開放	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	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	失敗	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	全交流動力電源喪失 (長期TB)	成功	成功	成功	成功	成功	成功	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 (TBU)	(7)	失敗	失敗	外部電源喪失+DG失敗+通がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	失敗	失敗	失敗	失敗	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗+通がし安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBP)	(8)	失敗	失敗	Excessive LOCA	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)							交流電源喪失+原子炉停止失敗		(12)									(9)									(10)									(11)									(12)									(13)									(14)									(15)									(16)	直流電源喪失	原子炉停止	通がし安全弁開放	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	失敗	外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBD)	失敗	失敗	失敗	成功	成功	Excessive LOCA	直流電源喪失+原子炉停止失敗	(42)	失敗	失敗			<p>第1-4図 地震レベル1 PRAにおけるイベントツリー (3/3)</p>
交流電源喪失	原子炉停止					通がし安全弁開放	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	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	失敗	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)			全交流動力電源喪失 (長期TB)																																																																																																																																																														
成功	成功	成功	成功	成功	成功	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 (TBU)	(7)																																																																																																																																																															
				失敗	失敗	外部電源喪失+DG失敗+通がし安全弁閉鎖失敗 (HPCS成功)			崩壊熱除去機能喪失 (TBW)																																																																																																																																																														
失敗	失敗	失敗	失敗	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗+通がし安全弁閉鎖失敗+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBP)	(8)																																																																																																																																																															
				失敗	失敗	Excessive LOCA			崩壊熱除去機能喪失 (TBW)																																																																																																																																																														
						交流電源喪失+原子炉停止失敗		(12)																																																																																																																																																															
								(9)																																																																																																																																																															
								(10)																																																																																																																																																															
								(11)																																																																																																																																																															
								(12)																																																																																																																																																															
								(13)																																																																																																																																																															
								(14)																																																																																																																																																															
								(15)																																																																																																																																																															
								(16)																																																																																																																																																															
直流電源喪失	原子炉停止	通がし安全弁開放	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	失敗	外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗			全交流動力電源喪失 (TBD)																																																																																																																																																															
失敗	失敗	失敗	成功	成功	Excessive LOCA	直流電源喪失+原子炉停止失敗	(42)																																																																																																																																																																
			失敗	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

津波高さ	12m	6.5m	4.8m	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
以上↓	以下→					起因となる事象発生なし	炉心損傷なし 過渡事象へ ^{※1}	炉心損傷なし 過渡事象へ ^{※1}
以下↓								

※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。

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

第1-5図 津波レベルIPRA 津波高さ別イベントツリー

53

東海第二発電所

津波(津波高さ)	防備堤損傷 (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	発生なし	—	—
発生	発生	発生	最終ヒートシンク喪失 (T.P.+20m～22m)	最終ヒートシンク喪失 (T.P.+20m～22m)	—
発生	発生	発生	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 [※] (T.P.+22m～24m)	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 [※] (T.P.+22m～24m)	(47)
発生	発生	発生	防備堤損傷 [※] (T.P.+24m～)	防備堤損傷 [※] (T.P.+24m～)	(46)

※ 炉心損傷直轄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IPRAにおける階層イベントツリー

57

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)	津波浸水による注水機能喪失	(48)
失敗	失敗	失敗	最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗	津波浸水による注水機能喪失	(49)
失敗	失敗	失敗	最終ヒートシンク喪失+過剰し安全弁閉鎖失敗	津波浸水による注水機能喪失	(50)

第1-6図 津波レベルIPRAにおけるイベントツリー

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
津波高さ 4.2m~6.5m	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁 開放)※2	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁 再閉鎖)※2	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			
							炉心損傷なし ※1 炉心損傷なし ※1 最終炉心損傷なし+RCIC失敗 最終炉心損傷なし+全交流動力電源喪失+RCIC失敗 ※1 炉心損傷なし ※1 炉心損傷なし ※1 最終炉心損傷なし+SRV再閉失敗 最終炉心損傷なし+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗 ※1 LOCA	炉心損傷なし (d) 炉心損傷なし (d) (a) (b) 炉心損傷なし (d) 炉心損傷なし (d) (a) (b) (f)			

※1 イベントツリー上にはシーケンスを抽出できるが、津波によって注水機能を全て喪失して炉心損傷に至るため、当該シーケンスは発生しない。
 ※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、SRVの逃がし弁機能又は安全弁機能による、津波発生後の過渡的な状況下での原子炉圧力制御を考慮しているものであって、少なくとも安全弁機能には期待できず、津波による機能喪失は想定されたい。当該ヘディングの非信頼度への津波による影響はないが、全ての事故シーケンスを抽出する観点から、ランダム故障による分岐確率(内部事象 PRAでの値と同じ)を設定して分析している。

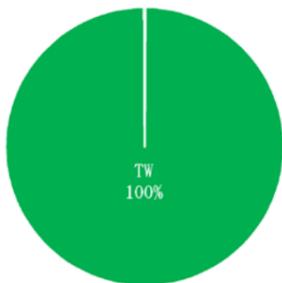
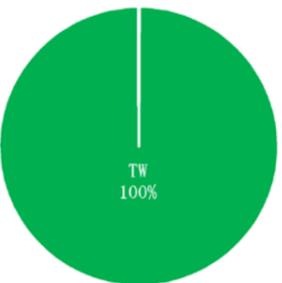
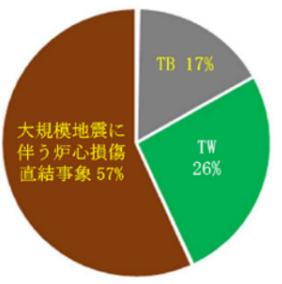
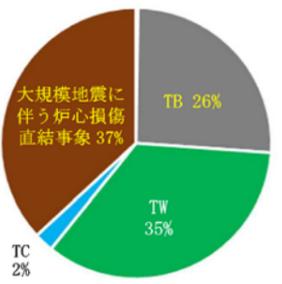
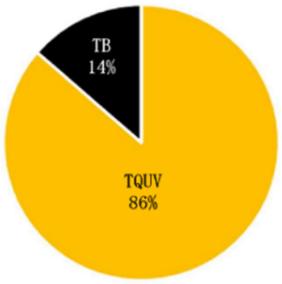
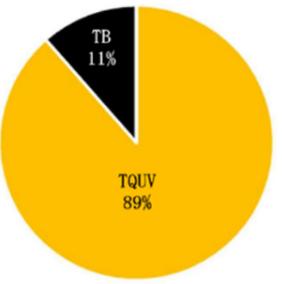
(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 崩壊熱除去機能喪失 (d) LOCA時注水機能喪失

第1-6図 津波レベル IPRA 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
<p>柏崎刈羽原子力発電所6/7号機</p> <p>6号炉事象別</p> <p>7号炉事象別</p> <p>6号炉事故シーケンスグループ別</p> <p>7号炉事故シーケンスグループ別</p> <p>6号炉 全炉心損傷頻度：2.0×10^{-4} /炉年</p> <p>7号炉 全炉心損傷頻度：2.4×10^{-4} /炉年</p> <p>第1-7図 プラント全体の炉心損傷頻度</p>	<p>東海第二発電所</p> <p>事故シーケンスグループ別</p> <p>事象別</p> <p>内部事象レベル1 PRA</p> <p>地震レベル1 PRA</p> <p>津波レベル1 PRA</p> <p>第1-7図 プラント全体の炉心損傷頻度</p> <p>第1-8図 事故シーケンスグループごとの寄与割合</p>	<p>備考</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
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>6号炉内部事象運転時レベル IPRA (炉心損傷頻度：8.7×10^{-6} /炉年)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>7号炉内部事象運転時レベル IPRA (炉心損傷頻度：8.7×10^{-6} /炉年)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="text-align: center;">  <p>6号炉地震レベル IPRA (炉心損傷頻度：1.2×10^{-5} /炉年)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>7号炉地震レベル IPRA (炉心損傷頻度：1.5×10^{-5} /炉年)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="text-align: center;">  <p>6号炉津波レベル IPRA (炉心損傷頻度：1.8×10^{-4} /炉年)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>7号炉津波レベル IPRA (炉心損傷頻度：2.1×10^{-4} /炉年)</p> </div> </div> <p>第1-8図 各PRAの結果と事故シーケンスグループごとの寄与割合</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> </div>	<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1.5PRAを用いて格納容器破損モードを抽出した。また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、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観点で厳しいプラント損傷状態(PDS)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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> </div>	<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
<p>① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p> <p>上記2-1(b)①に基づき、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>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 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>① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p> <p>上記2-1(b)①に関して、これまでに整備したアクシデントマネジメント策(以下「AM策」という。)や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設計基準事故対処設備の機能にのみ期待する、仮想的なプラント状態を評価対象とした内部事象レベル1.5PRAを用いて格納容器破損モードの抽出を行った。また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、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1.5PRA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の不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試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>(1) PRAに基づく整理</p> <p>内部事象レベル1.5PRA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1.5PRA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> <p>a. 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) インターフェイスシステムLOCA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である。</p> <p>b. 格納容器バイパス(格納容器隔離失敗) 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である。</p>	<p>・先行PWRプラントの記載を踏まえて追記</p> <p>・内部事象レベル1.5PRAで抽出した格納容器破損モードに変更するとともに記載順序を変更。なお、内部事象レベル1.5PRAで対象外とした格納容器破損モードはj.以降に記載。</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
<p>③ インターフェイスシステム LOCA 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 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) 炉心損傷後に溶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、溶融炉心が冷却されない場合に、溶融炉心・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 高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その際の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し、格納容器破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑩ 過温破損 原子炉圧力容器破損後、原子炉格納容器内で溶融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、溶融炉心からの輻射及び対流によって原子炉格納容器の雰囲気加熱され、原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑥ 格納容器雰囲気直接加熱 高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑦ 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 高温の溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下し、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機械的エネルギーによって原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑧ 溶融物直接接触 原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心が原子炉格納容器下部の床からその外側のドライウエルの床に広がり、高温の溶融炉心がドライウエルの壁(バウンダリ)に接触してドライウエル壁の一部が溶融貫通し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑪ 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器の破損後、原子炉格納容器内に放出された溶融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、原子炉格納容器下部の側壁のコンクリートが浸食され、原子炉圧力容器支持機能が喪失する事象又は原子炉格納容器のベースマツトが溶</p>	<p>c. 早期過圧破損（未臨界確保失敗） 原子炉の未臨界達成に失敗した場合に、炉心で発生する大量の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である。</p> <p>d. 過圧破損（崩壊熱除去失敗） 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である。</p> <p>e. 過圧破損（長期冷却失敗） 炉心損傷後に、デブリの崩壊熱によって発生する水蒸気、及び溶融炉心・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である。 なお、Mark-II型格納容器の特徴を考慮し、解釈に基づき必ず想定する格納容器破損モードとの対応では、溶融物がペDESTAL（ドライウエル部）床面を貫通してサブプレッション・プールへ落下した後に発生する過圧破損（長期冷却失敗）を「溶融炉心・コンクリート相互作用」の格納容器破損モードに分類する。</p> <p>f. 過温破損 炉心損傷後に、デブリの崩壊熱によって格納容器雰囲気加熱され、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である。 なお、Mark-II型格納容器の特徴を考慮し、解釈に基づき必ず想定する格納容器破損モードとの対応では、溶融物がペDESTAL（ドライウエル部）床面を貫通してサブプレッション・プールへ落下した後に発生する過温破損を「溶融炉心・コンクリート相互作用」の格納容器破損モードに分類する。</p> <p>g. 格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に、微粒化したデブリが格納容器空間部に飛散し、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である。</p> <p>h. 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 デブリがペDESTAL（ドライウエル部）の冷却水中又はサブプレッション・プール水中に落下した場合、若しくは格納容器内に放出されたデブリに対して注水を実施した場合に、デブリと水の接触に伴い、デブリの持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることで格納容器が破損する格納容器破損モードである。 なお、Mark-II型格納容器の特徴を考慮し、解釈に基づき必ず想定する格納容器破損モードとの対応では、溶融物がペDESTAL（ドライウエル部）床面を貫通してサブプレッション・プールへ落下した後に発生する水蒸気爆発を「溶融炉心・コンクリート相互作用」の格納容器破損モードに分類する。</p>	<p>・溶融物がサブプレッション・プールに落下した後に発生する格納容器破損モードは「溶融炉心・コンクリート相互作用」に分類することを記載。</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 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>融貫通し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>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</p>	<p>i. 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>原子炉圧力容器破損後、格納容器内に放出されたデブリによりペDESTAL（ドライウェル部）床のコンクリートが侵食され、デブリはペDESTAL（ドライウェル部）床を貫通してサプレッション・プールに落下する。その後、サプレッション・プールにおける溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマツト溶融貫通に先行してペDESTAL（ドライウェル部）壁面の侵食に伴う原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器が破損する格納容器破損モードである。</p> <p>なお、以下の格納容器破損モードは、分析により除外した。</p> <p>j. 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>溶融炉心が下部プレナム内の残存水中に落下し、高温の溶融炉心と冷却材が接触することで水蒸気爆発が発生する。このときに発生したエネルギーにより、水塊が原子炉圧力容器上部に衝突し、さらに原子炉圧力容器ヘッド部が破損し格納容器に衝突して破損する格納容器破損モードである。</p> <p>ただし、これまでの炉内溶融燃料-冷却材相互作用に係る研究等の知見から、炉内溶融燃料-冷却材相互作用により格納容器が破損する可能性は十分低いため、本PRAでは格納容器破損モードとして設定していない。</p> <p>k. 水素燃焼</p> <p>ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生した水素が格納容器雰囲気中の酸素と反応して燃焼し、熱エネルギーを放出して格納容器を過圧・過熱することで格納容器が破損する格納容器破損モードである。</p> <p>ただし、BWRで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、水素が可燃限界に至る可能性が十分低いため、本PRAでは格納容器破損モードとして設定していない。</p> <p>l. 溶融物直接接触</p> <p>原子炉圧力容器破損後にペDESTAL（ドライウェル部）へ落下したデブリが、ペDESTAL（ドライウェル部）床からドライウェル床に拡がり、ドライウェル壁に直接接触してドライウェル壁の一部が溶融貫通することにより格納容器が破損する格納容器破損モードである。</p> <p>ただし、Mark-II型格納容器においては、ペDESTAL（ドライウェル部）内に蓄積したデブリがドライウェル床には拡がらない格納容器構造となっているため、格納容器破損モードとして設定しない。</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</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>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 第2-1表に示す格納容器破損モードについて、2.1.1項に示すレベル1.5PRA から抽出された格納容器破損モードと解釈2-1(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。</p> <p>確認の結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(4)の破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして追加することの要否について検討を実施した。</p> <p>なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触(シェルアタック)は、原子炉格納容器下部の床面とその外側のドライウエルの床面とが同じ高さに設計されているBWR MARK-I型の原子炉格納容器に特有の破損モードであり、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV型格納容器)では、溶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</p>	<p>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1.5PRA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1.5PRA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 2.2.1 必ず想定する格納容器破損モードとの対応 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 style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2-1 (a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 </div> <p>なお、レベル1.5PRAより抽出した溶融物がサブプレッション・プールへ落下した後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>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DESTAL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Mark-I型格納容器に特有の事象であり、東海第二発電所のMark-II型格納容器では、溶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、今回のレベル1.5PRAと同様に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1.5PRA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等時において、実際に長期（事象</p>	<p>・ 柏崎は溶融物がサブプレッション・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ブプレッション・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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>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>(3) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステム LOCA 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。 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。 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 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。 原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものとする。 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 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</p>	<p>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 抽出した格納容器破損モードについて、必ず想定する格納容器破損モードに対応しない以下の(1)～(4)の破損モードが抽出されたため、これらを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) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、格納容器隔離失敗） 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、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。 このため、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であり、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。 以下にインターフェイスシステム LOCA 及び格納容器隔離失敗について、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 LOCA 本破損モードは、発生と同時に格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では、内部事象出力運転時レベル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。 格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものとする。 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。 なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(4.8E-10/炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>b. 格納容器隔離失敗 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、炉心損傷発生後の事象の進展に伴う物理的な現象に由</p>	<p>・KKの記載を反映。なお、記載順序は内部事象レベル1.5PRAの記載に合わせて変更。</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>を想定したものである。</p> <p>格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として、ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。</p> <p>現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。（別紙7）</p> <p>今回実施したレベル1.5PRAでは、国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し当該破損モードの格納容器破損頻度(5.5×10⁻¹¹/炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合0.1%未満)を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの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>(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)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の</p>	<p>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。</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、格納容器圧力について1日1回確認していることから、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1.5PRAでは、国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長期間の格納容器隔離失敗実績に基づき、本破損モードの格納容器破損頻度(6.1E-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、本破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さくなると推定される。</p> <p>以上より、本格納容器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く、本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから、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1PRAにおいても抽出されており、地震レベル1PRAでは、地震によって格納容器を貫通する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1PRAの評価から、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことを確認している。</p> <p>以上のことから、地震PRA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>(2) 早期過圧破損（未臨界確保失敗）</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、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。なお、当該破損モードの格納容器破損</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 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「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(5.1×10⁻¹² /炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>(2) 過圧破損(炉心損傷前)</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)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(8.7×10⁻⁶ /炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約 99.9%である。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>本破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。(別紙8)</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>以上から、PRA の知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。</p> <p>2.2 評価事故シーケンスの選定について</p> <p>設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シ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</p>	<p>頻度(2.5E-08/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、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) 過圧破損(崩壊熱除去失敗)</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、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。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(6.0E-05/炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約99.8%である。</p> <p>したがって、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>(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。</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>以上より、PRA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</p>	<p>・KK の記載の反映。</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>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 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 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 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 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>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 原子炉圧力が高く維持される事故シーケンスの中から、原子炉圧力容器破損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 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 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 原子炉圧力容器破損後に発生する一連の物理現象に対するプラント挙動を確認する観点から、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」と同じ事故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>	<p>・記載の適正化</p> <p>・選定理由の相違</p>
<p>2.2.1 評価対象とするPDSの選定 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。 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。 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</p>	<p>2.3.1 評価対象とするプラント損傷状態の選定 レベル1.5PRAでは、レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して格納容器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つの属性を用いて、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、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。 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>・記載の適正化</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 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>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>2.2.2 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压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压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>なお、原子炉压力容器外溶融燃料-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>2.3.2 評価事故シーケンスの選定の考え方</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、原子炉压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)」、「原子炉压力容器外溶融燃料-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、原子炉压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 評価事故シーケンスの選定結果</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷</p> <p>本格納容器破損モードに至る可能性のあるPDSのうち、LOCAは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。また、格納容</p>	<p>・東海第二のレベル1.5 PRAでは、ペDESTAL（ドライウェル部）の事前水張りは実施しない前提で評価しているが、有効性評価ではMCCI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>・選定の考え方と選定結果を分けて記載。</p> <p>・先行PWRの記載を踏まえ、評価事故シーケンスの選定結果を記載。</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）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
	<p>器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物質量の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。対策の観点では、過圧破損に対しては格納容器の除熱が、過温破損に対しては格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。</p> <p>以上の観点を総合的に考慮し、本格納容器破損モードを代表するPDSとしてL O C Aを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ①大破断L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 ②中小破断L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 ③中小破断L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗 <p>b. 選定理由</p> <p>これらの事故シーケンスのうち、中小破断L O C Aに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び格納容器温度上昇の観点で厳しい大破断L O C Aを起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.3.2重要事故シーケンスの選定結果」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて評価事故シーケンスを選定した。</p> <p>c. 選定した評価事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ①大破断L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 （全交流動力電源喪失の重畳を考慮） <p>d. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・代替循環冷却系 ・格納容器圧力逃がし装置 <p>(2) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>本格納容器破損モードに至る可能性のあるPDSのうち、長期TBは炉心損傷に至る前にR C I Cによる一時的な冷却に成功しており、起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点ではT Q U X, T B D, T B Uが厳しいPDSとなる。高圧状態で炉心損傷に至る点ではT Q U X, T B D, T B UにPDS選定上の有意な違いはないことから、これらのうち、本格納容器破損モードを代表するPDSとして、T Q U Xを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ①過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗 + D C H 	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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手動停止/サポート系喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH</p> <p>③サポート系喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH</p> <p>b. 選定理由</p> <p>TQUXに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、原子炉圧力容器破損までの時間の観点で厳しい過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とする事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>c. 選定した事故シーケンス</p> <p>①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH （全交流動力電源喪失の重畳を考慮）</p> <p>d. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 <p>(3) 原子炉圧力容器外溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに至る可能性のあるPDSのうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）の観点からは、格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。</p> <p>また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、高圧状態で破損するTQUX、TBU及び長期TBは選定対象から除外する。LOCAは、蒸気が急速に格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。</p> <p>よって、本格納容器破損モードを代表するPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <p>①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+F</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>CI（ペDESTAL）</p> <p>②過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ペDESTAL）</p> <p>③手動停止/サポート系喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ペDESTAL）</p> <p>④手動停止/サポート系喪失（手動停止）+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ペDESTAL）</p> <p>⑤サポート系喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ペDESTAL）</p> <p>⑥サポート系喪失（自動停止）+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ペDESTAL）</p> <p>b. 選定理由</p> <p>TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まない事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>c. 選定した評価事故シーケンス</p> <p>①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI（ペDESTAL）</p> <p>d. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を約1mに維持する手段 <p>(4) 水素燃焼</p> <p>東海第二発電所では、通常運転時から格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に13vol%を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。</p> <p>本格納容器破損モードはPRAから抽出されたものではないが、評価のためにPDSを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。酸素は水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、その他のPDSに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。</p> <p>このため、水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられるLOCAを選定する。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価シーケンスでは、対応の厳し</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>この観点で全交流動力電源喪失を重畳させていることを考慮し、LOCAに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <p>一</p> <p>b. 選定理由</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において選定した評価事故シーケンス（大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗）を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>c. 選定した評価事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（全交流動力電源喪失の重畳を考慮） <p>d. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入 <p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに至る可能性のあるPDSのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点からは、格納容器下部に落下する熔融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される熔融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した熔融炉心が冷却され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、格納容器下部へ一体となって落下する熔融炉心の割合が多くなると考えられる。また、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。</p> <p>これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、高圧状態で破損するTQUX、TBU及び長期TBは選定対象から除外する。LOCAは原子炉圧力容器破損のタイミングが過渡事象より早いこと、熔融炉心の崩壊熱は過渡事象に比べて高いが、有効性評価における本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損までの原子炉注水に期待していない評価としており、原子炉圧力容器破損までの時間余裕は事象発生から3時間以上であることから、事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はない。また、FCIとMCCIは原子炉圧力容器破損後に発生する一連の物理現象であることから、FCIと同じPDSを選定することにより、一連のプラント挙動を確認することができる。</p> <p>以上より、本格納容器破損モードを代表するPDSとしてTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失の重畳を考慮することで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>a. 事故シーケンス</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>2.2.3 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>①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）</p> <p>②過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）</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+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）</p> <p>④手動停止/サポート系喪失（手動停止）+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）</p> <p>⑤サポート系喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）</p> <p>⑥サポート系喪失（自動停止）+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）</p> <p>b. 選定理由</p> <p>TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象（給水流量の全喪失）を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まない事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定した。</p> <p>c. 選定した評価事故シーケンス</p> <p>①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）</p> <p>d. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部注水系（常設） <p>2.3.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスのうち、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がある。</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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>2.2.4 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>2.3.5 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}

PRから抽出された格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (1/年)	全格納容器破損頻度に占める割合 (%)	解釈2-1(a)で想定する破損モード	備考
原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	5.1×10^{-12}	< 0.1	炉内気圧・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「原子炉未臨界確保失敗」
過圧破損 (炉心損傷前)	8.7×10^{-6}	99.9		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「炉心損傷除去機能喪失」
過圧破損 (炉心損傷後)	3.9×10^{-10}	< 0.1		
過温破損	8.4×10^{-9}	0.1		
格納容器空囲気直接加熱	1.2×10^{-12}	< 0.1	高圧溶融物放出/格納容器空囲気直接加熱	
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	3.8×10^{-13}	< 0.1	原子炉圧力容器外の水蒸気爆発	
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.2×10^{-11}	< 0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	
インターフェイスシステムLOCA	9.5×10^{-11}	< 0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」
格納容器隔離失敗	5.5×10^{-11}	< 0.1	なし	通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用として、本破損モードの格納容器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 PIS 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。
水素燃焼 ^{※2}	—	—	水素燃焼	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、運転中、原子炉格納容器内に窒素ガスで置換しており、燃焼速度を低く管理しているため、水素濃度及び燃焼速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窒素ガス燃焼の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。
溶融物直接接触 ^{※2}	—	—	格納容器直接接触 (シールドタック)	RCV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。
合計	8.7×10^{-6}	100		

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

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

レベル1, 5 PRAから抽出した格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (1/年)	寄与割合 (%)	解釈2-1(a)の必ず想定する格納容器破損モード	備考
早期過圧破損 (本臨界確保失敗)	2.5E-08	< 0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」
過圧破損 (炉心損傷除去失敗)	6.0E-05	99.8	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「炉心損傷除去失敗」
格納容器バイパス (インターフェイスシステム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 (インターフェイスシステムLOCA)」
格納容器隔離失敗	6.1E-10	< 0.1	なし	本破損モードは、事象の進展に伴い発生するものではなく、格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること、格納容器の隔離機能が喪失する頻度が十分に低いことから、個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断。
過圧破損 (長期冷却失敗) (サブプレッジョン・プールの溶融物落下なし)	2.2E-09	< 0.1	空囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧/過温破損)	
過圧破損 (サブプレッジョン・プールの溶融物落下なし)	7.9E-08	0.1		
格納容器空囲気直接加熱 (ベデスタル)	8.5E-09	< 0.1	高圧溶融物放出/格納容器空囲気直接加熱	
原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 (ベデスタル)	2.2E-14	< 0.1	圧力容器外での溶融燃料-冷却材相互作用	
過圧破損 (長期冷却失敗) (サブプレッジョン・プールの溶融物落下あり)	1.8E-08	< 0.1		Mark-II型格納容器特有の溶融物がサブプレッジョン・プールへ落下した後、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にはベデスタル (ドライウェル部) 床における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することが有効であることを考慮し、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。
原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 (サブプレッジョン・プールの溶融物落下あり)	4.7E-10	< 0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	
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

第2-2表 PDS の定義

PDS	格納容器 破損時期	原子炉 圧力	炉心損傷 時期	プラント損傷時点 での電源有無
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無 ^{※1} 交流電源無
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無
LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧 ^{※2}	早期	交流/直流電源有
TW	炉心損傷前	—	後期	—
TC	炉心損傷前	—	早期	—
格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—

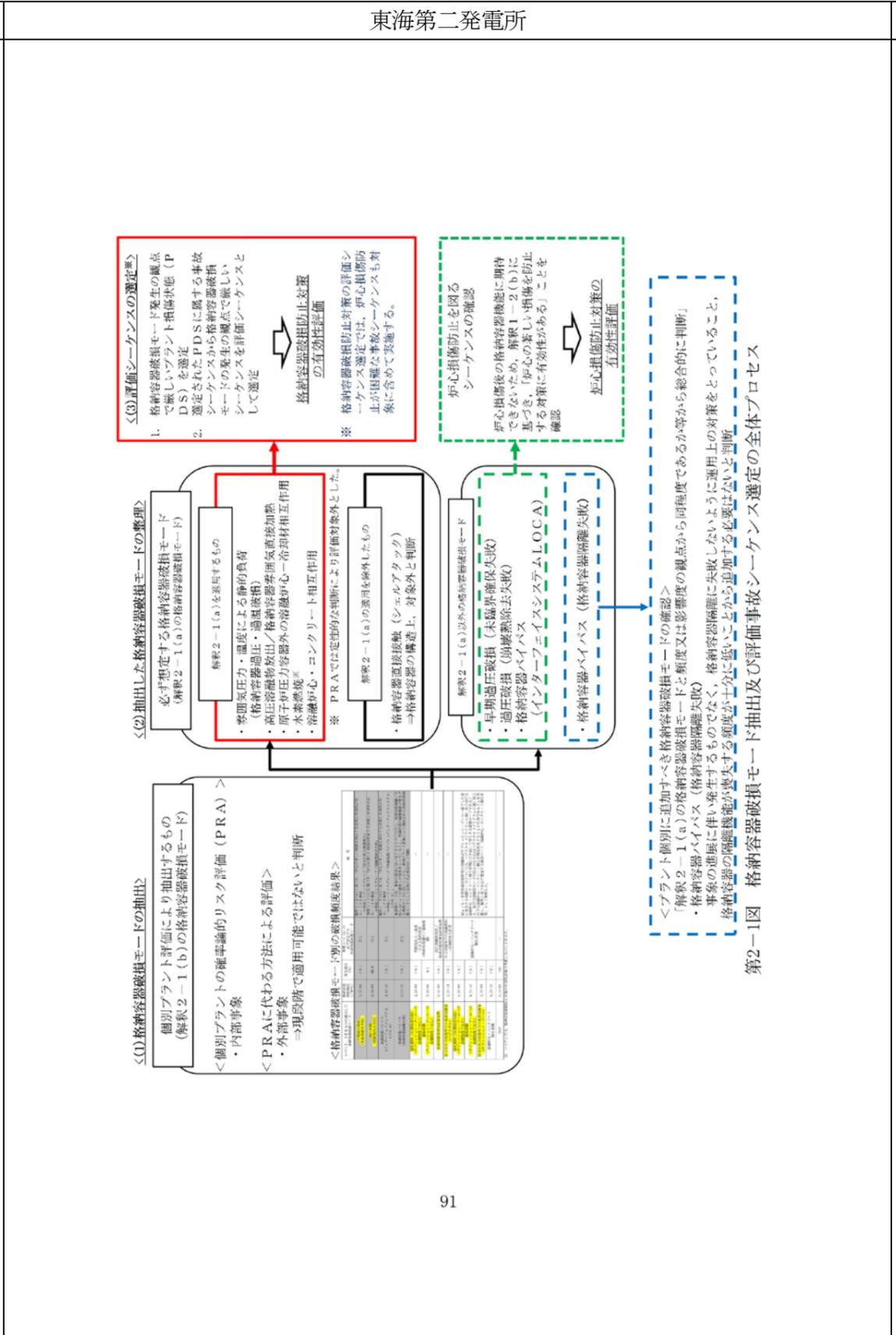
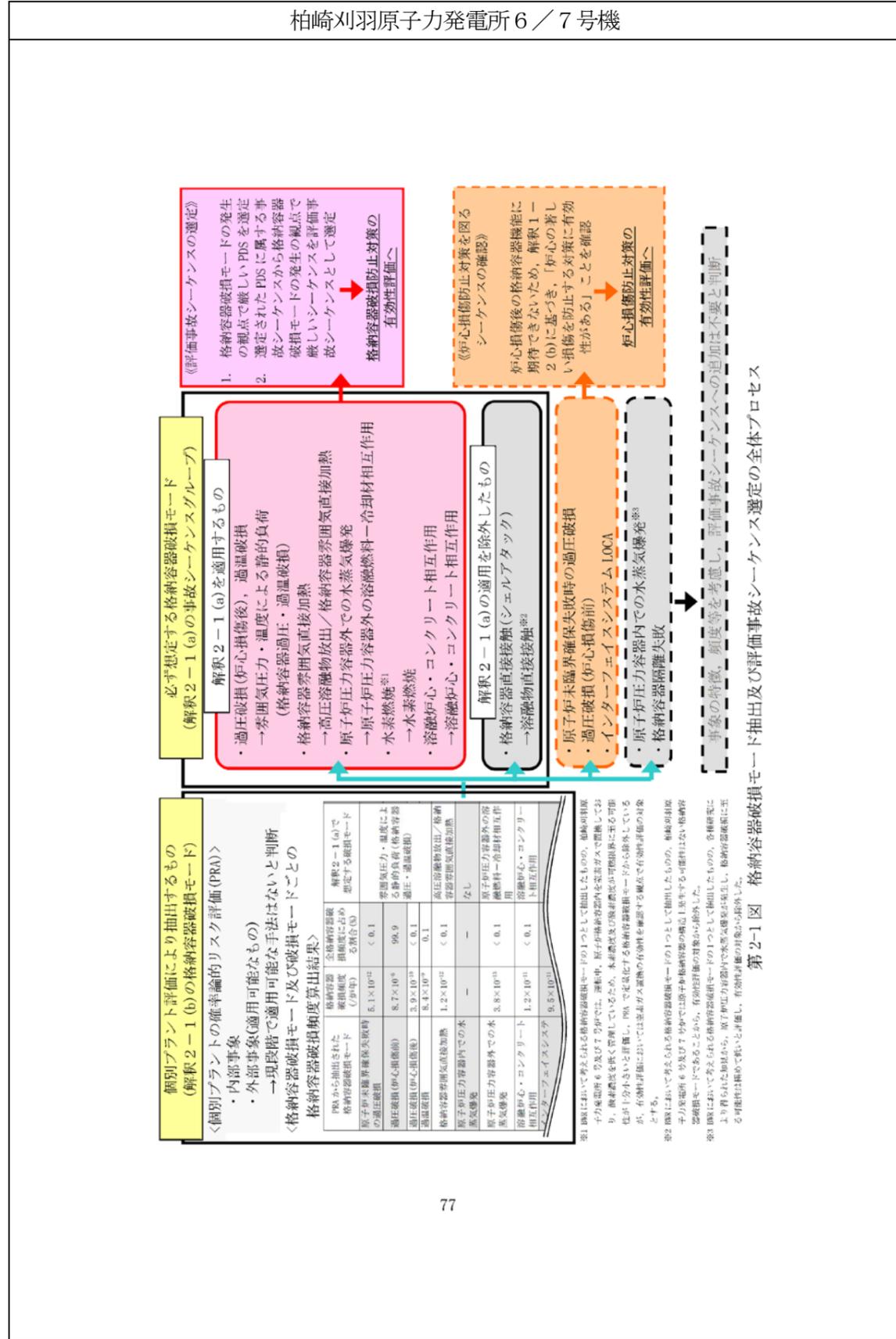
※1 蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。
 ※2 S1E や S2E では、高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが、LOCA は速やかな原子炉冷却材流出の影響を確認する PDS として、大破断 LOCA をその代表として扱うこととし、高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。
 注：網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。

第2-2表 プラント損傷状態（PDS）の定義

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 有 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	—

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の有効性があることを確認」することを示す。

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)



備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機 	東海第二発電所 	備考
<p>78</p>	<p>92</p>	<p>第2-2図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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="290 409 1050 1056"> </div> <div data-bbox="290 1081 1050 1381"> <table border="1"> <thead> <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>後続事象 (原子炉压力容器健全)</th> <th>格納容器注水</th> <th>長期冷却</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>原子炉压力容器内で事故収束 (a)</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>(a)</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>成功</td> <td>原子炉压力容器内で事故収束 (a)</td> </tr> <tr> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>(a)</td> </tr> </tbody> </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) (b) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過加熱(DCH) (c) 原子炉压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>	事故後期			格納容器破損モード	後続事象 (原子炉压力容器健全)	格納容器注水	長期冷却	成功	成功	成功	原子炉压力容器内で事故収束 (a)	成功	成功	失敗	(a)	成功	失敗	成功	原子炉压力容器内で事故収束 (a)	成功	失敗	失敗	(a)	<div data-bbox="1374 327 1917 1627"> </div> <p>FCI：原子炉压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シナシスは、格納容器注水に失敗した場合、原子炉压力容器破損前に過温破損に至るため、本イベントツリーの成功/失敗を原子炉压力容器破損前に考慮した。</p>	<p>備考</p>
事故後期			格納容器破損モード																						
後続事象 (原子炉压力容器健全)	格納容器注水	長期冷却																							
成功	成功	成功	原子炉压力容器内で事故収束 (a)																						
成功	成功	失敗	(a)																						
成功	失敗	成功	原子炉压力容器内で事故収束 (a)																						
成功	失敗	失敗	(a)																						

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

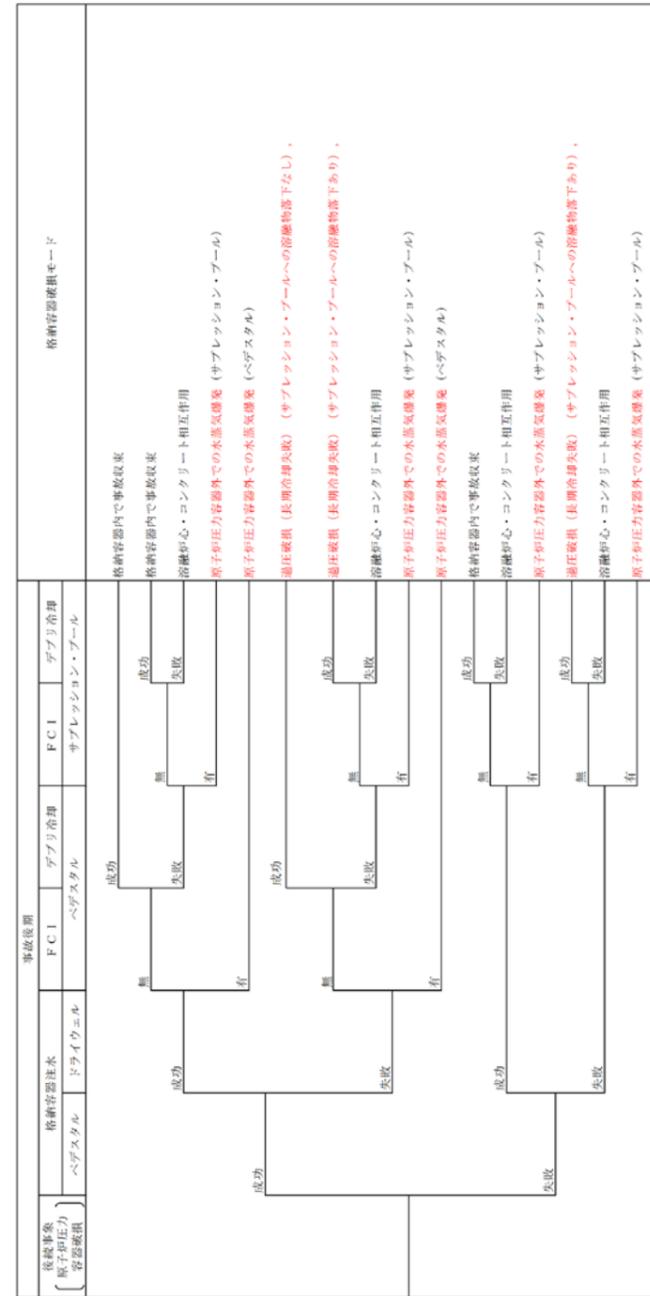
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="290 453 1050 1266" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="290 1312 851 1390" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> (a) 券閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI) (f) 溶融炉心・コンクリート相互作用 </div> <div data-bbox="299 1444 1041 1478" data-label="Caption"> <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> </div> <div data-bbox="611 1493 1074 1543" data-label="Text"> <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 data-bbox="1377 359 1641 1648" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1665 644 1706 1379" data-label="Caption"> <p>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)</p> </div>	<p>備考</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



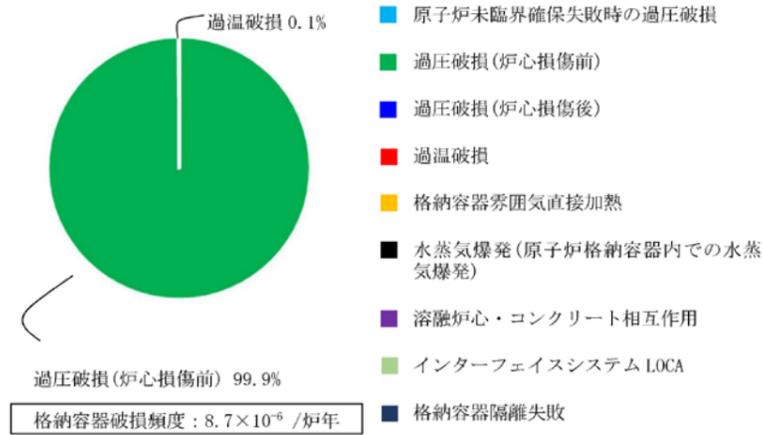
第2-3図 内部事象レベル1. 5 PRAにおけるイベントツリー (3/3)

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）

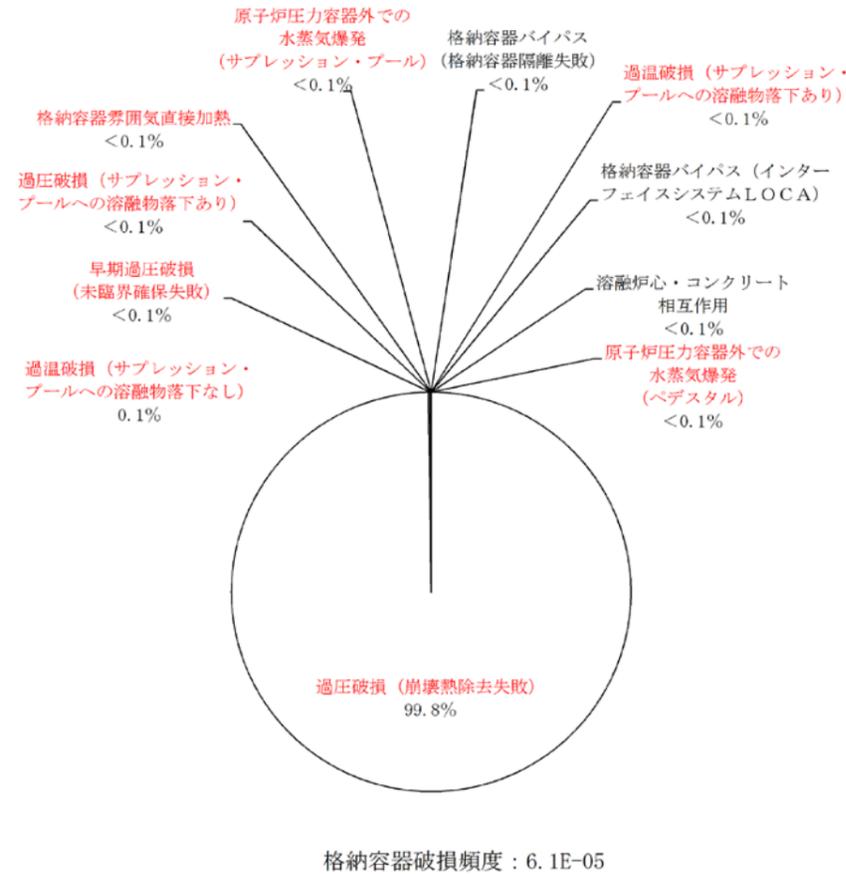
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考



第2-4図 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果



第2-4図 格納容器破損モードごとの寄与割合

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <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> </div>	<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 PRA及びPRA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。必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスについては、頻度、影響等を確認し、新たな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) 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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 （RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関する PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果, 上記4-1 (a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には, 想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> </div>	<p>備考</p> <p>・KK の記載の反映。</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>上記4-1(b)に関して、内部事象停止時レベル1PRAを実施し、事故シーケンスグループの抽出を行った。</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、これまでに整備したアクシデントマネジメント策(以下「AM策」という。)や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設計基準事故対処設備の機能にのみ期待する、仮想的なプラント状態を評価対象としたPRAの結果を用いた。</p> <p>停止時PRA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、起因事象、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PRA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PRA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>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。停止時PRA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表に、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PRAにより抽出した各事故シーケンスについて、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で必ず想定する事故シーケンスグループに対応する(1)から(3)の事故シーケンスグループとして整理した。</p>	<p>・KKの記載の反映。</p> <p>・KKの記載の反映。</p> <p>・KKの記載の反映。</p> <p>・記載の適正化</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 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) 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>b. 外部電源喪失 送電システムのトラブル等により外部電源が喪失する事象。発生した場合には、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) 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 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。 ※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 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>(1) 崩壊熱除去機能喪失 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」に分類する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失 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 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。</p> <p>なお、必ず想定する事故シーケンスグループのうち「反応度の誤投入」については、プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はないこと、万一反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから、今回の停止時PRAでは考慮していない。 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 今回実施したPRAでは、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で解釈4-1(a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスは抽出されなかった。そのため、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループに追加すべき新たな事故シーケンスグループはないと判断した。</p> <p>3.3 重要事故シーケンスの選定 3.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方 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</p>	<p>・柏崎は停止時PRAにおいて選定した起因事象を記載しているが、東海第二は事故シーケンスグループ毎に停止時PRAから抽出された事故シーケンスを記載。</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）

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> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量(流量等)が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>a. 余裕時間 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 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 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>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> <p>【審査ガイドに記載の着眼点】</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量(流量等)が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>a. 余裕時間の観点 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3-2表に示す。なお、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。</p> <p>b. 設備容量の観点 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。なお、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。</p> <p>c. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点 事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して1%以上の寄与を持つ事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p> <p>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>・東海第二は重要事故シーケンスの選定の考え方を記載。</p> <p>・KK の記載の反映。</p> <p>・東海第二はPRA で抽出された事故シーケンスを記載。</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>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系[低圧注水モード] <p>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]を起回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」を起回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>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である。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系 <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>余裕時間については事故シーケンス間で差異がなく、燃料損傷防止対策に掛かる時間を保守的に見積もった時間（約2時間）に比べて十分な余裕時間がある。また、原子炉への注水に必要な設備容量についても事故シーケンス間で差異がなく、ECCS・低圧代替注水系（常設）の設備容量に比べて十分小さい。代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、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、残留熱除去系海水系の喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合については、「全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二は事故シーケンスグループの特徴を記載 記載の適正化。 <ul style="list-style-type: none"> 東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を各着眼点の観点から記載。 記載の適正化。 KKの記載の反映。
<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> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 低圧代替注水系（常設） 	<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である。</p> <p>iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 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） 	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二はPRAで抽出された事故シーケンスを記載。 東海第二は事故シーケンスグループの特徴を記載 記載の適正化

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>・代替原子炉補機冷却系 重要事故シーケンス：外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>選定理由：代表性の観点から外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスを選定する。 「外部電源喪失＋直流電源喪失」は燃料損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備、常設代替直流電源設備による電源供給、隣接プラントからの電源供給、低圧代替注水系(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>燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]</p>	<p>iv) 選定した重要事故シーケンス 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 余裕時間については事故シーケンス間で差異がなく、燃料損傷防止対策に掛かる時間を保守的に見積もった時間(約2時間)に比べて十分な余裕時間がある。また、原子炉への注水に必要な設備容量についても事故シーケンス間で差異がなく、低圧代替注水系(常設)の設備容量に比べて十分小さい。代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。 以上より、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、直流電源が喪失する②の事故シーケンスについては、炉心損傷頻度が低く、iii)に示した対策により①の事故シーケンスと同様に燃料損傷防止が可能であり、さらに可搬型代替直流電源設備による非常用ディーゼル発電機の起動による対応にも期待できることから選定しない。</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>i) 事故シーケンス ①原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA) ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ②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 ③原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA) ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ④原子炉冷却材の流出(LPRM点検時のLOCA) ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</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、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 ・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 ①原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA) ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>v) 選定理由</p>	<p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を各着眼点の観点から記載。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・東海第二はPRAで抽出された事故シーケンスを記載。</p> <p>・東海第二は事故シーケンスグループの特徴を記載</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>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 重要事故シーケンス：反応度の誤投入</p> <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>余裕時間の観点からは、①、②の事故シーケンスが厳しく、設備容量の観点からは、流出流量の大きい③、④の事故シーケンスが厳しい。また、代表性の観点からは①の事故シーケンスの炉心損傷頻度が最も高い。</p> <p>以上より、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、②の事故シーケンスについては、原子炉ウエル水位を低下させる操作であるため、原子炉ウエ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により認知することができるため、認知が容易であることから選定しないこととする。</p> <p>また、③、④の事故シーケンスについては、流出流量と比較して燃料損傷防止対策となる待機中の ECCS・低圧代替注水系（常設）の設備容量が十分大きいこと、作業・操作場所と漏えい発生箇所が同一であるため認知が容易であることから選定しないこととする。</p> <p>①の事故シーケンスは、通常水位、ウエル満水いずれの状態でも起こり得る可能性があるが、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、通常水位の状態での RHR 切替時の LOCA が発生することを想定する。</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、停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。</p> <p>ii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>iii) 選定理由</p> <p>代表性の観点から、停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。</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>	<p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を各着眼点の観点から記載。</p> <p>・東海第二は重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについて、選定しない理由を記載。</p> <p>・RIPはABWR特有の設備。</p> <p>・東海第二は事故シーケンスグループの特徴を記載</p> <p>・KKの記載の反映。</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第3-1表 内部事象停止レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度

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

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

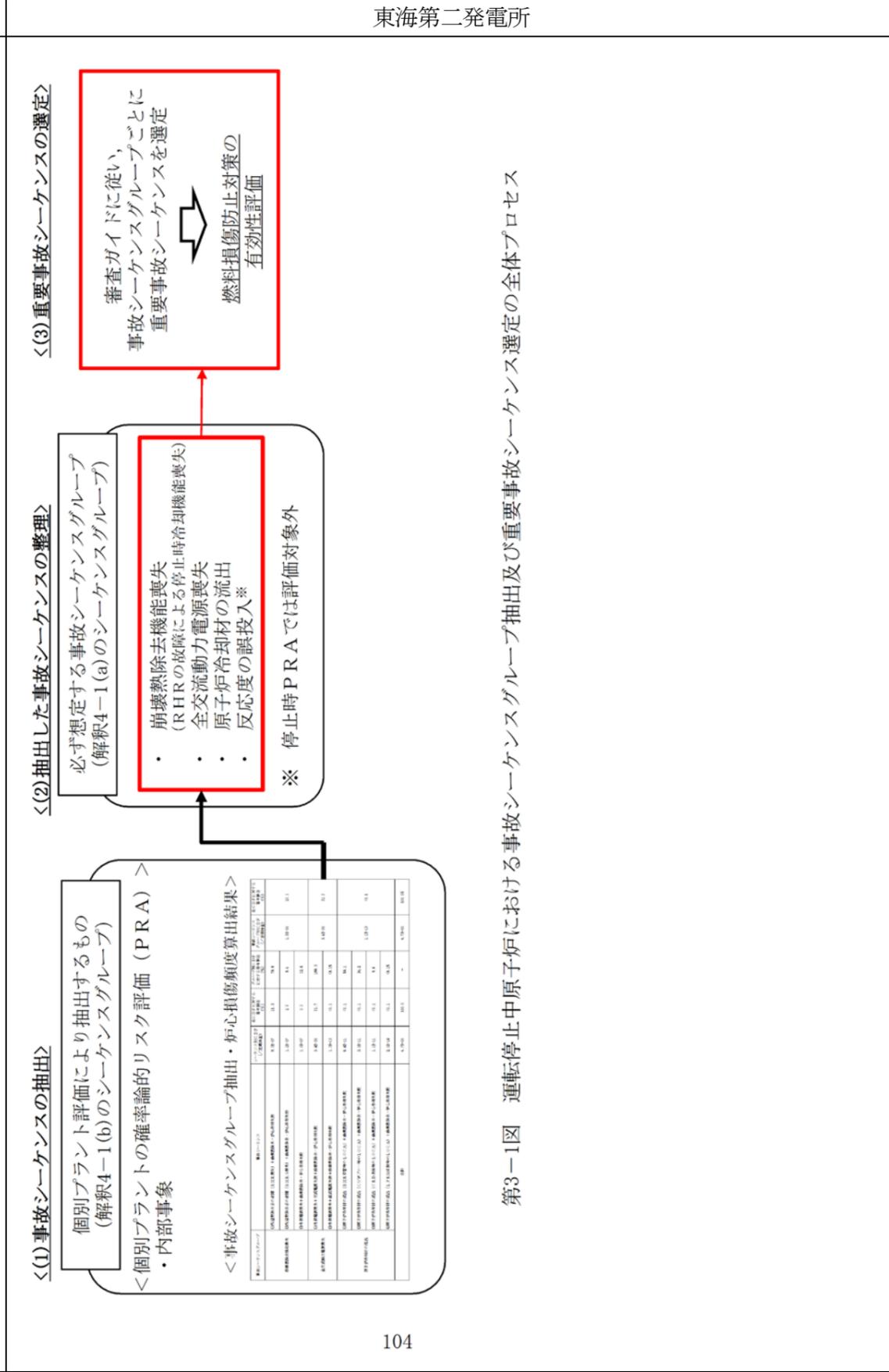
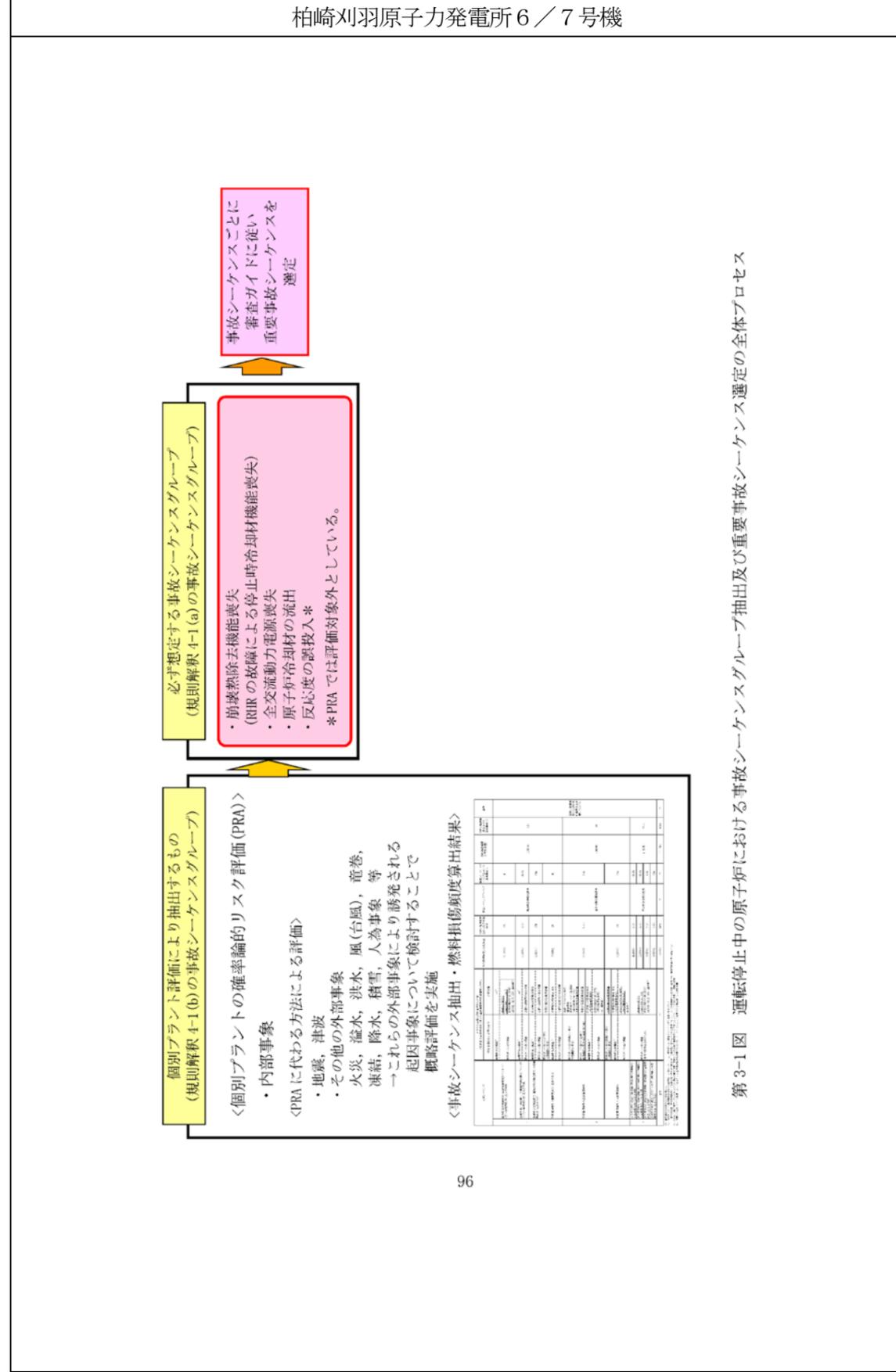
第3-2表 燃料損傷までの余裕時間（2/2）

(b) 「原子炉冷却材の流出」の場合

事故シーケンス	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
C, D	通常水位	3.5			
C, D	通常水位	3.5			
CRD点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			5.5
LPRM点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			12.1

※2 原子炉ウエル満水状態における保有水量は、原子炉側のみの水量を考慮（プールの水量を考慮（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。

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



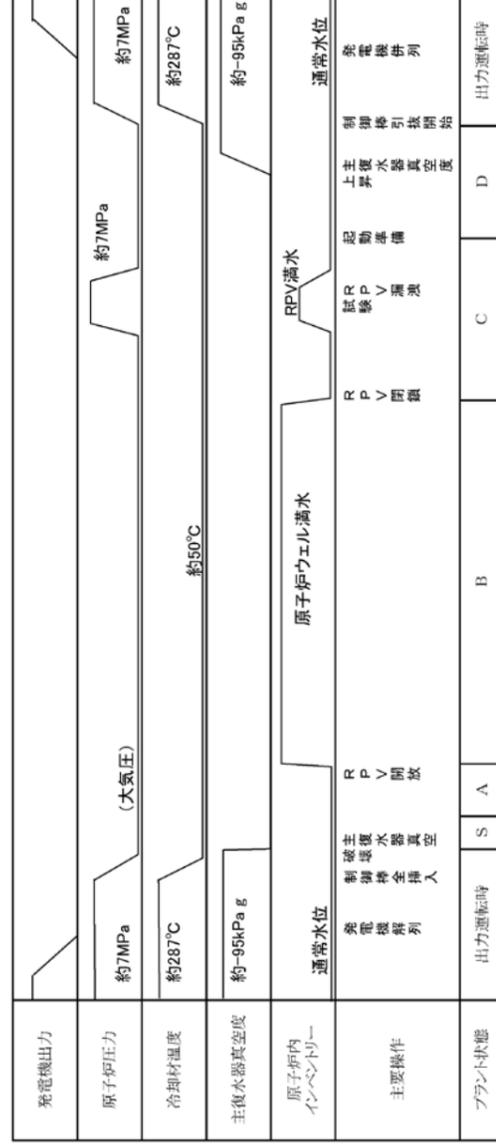
備考

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

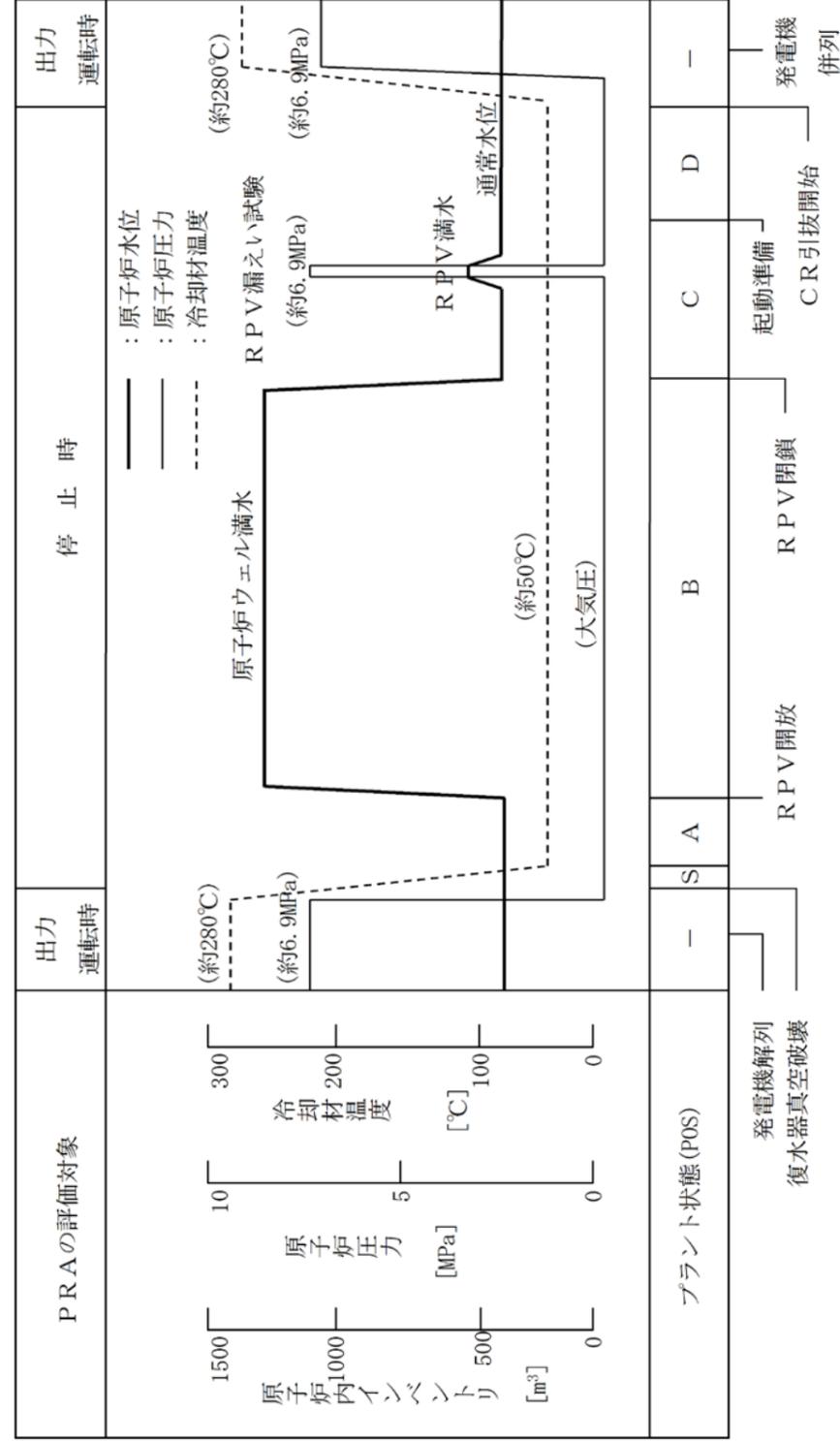
東海第二発電所

備考



97

第3-2図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



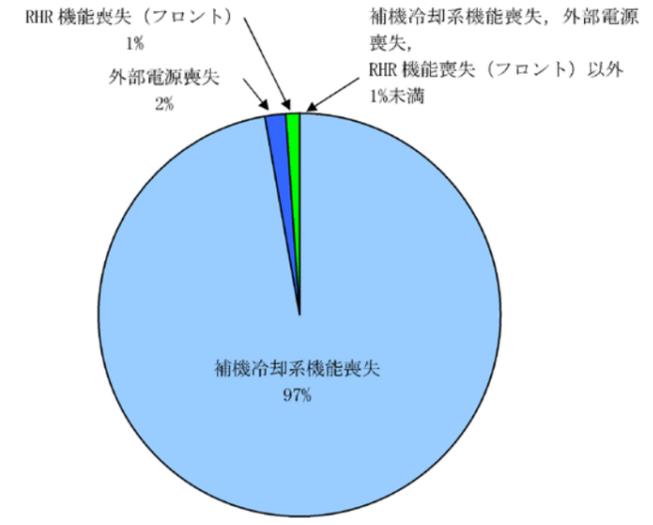
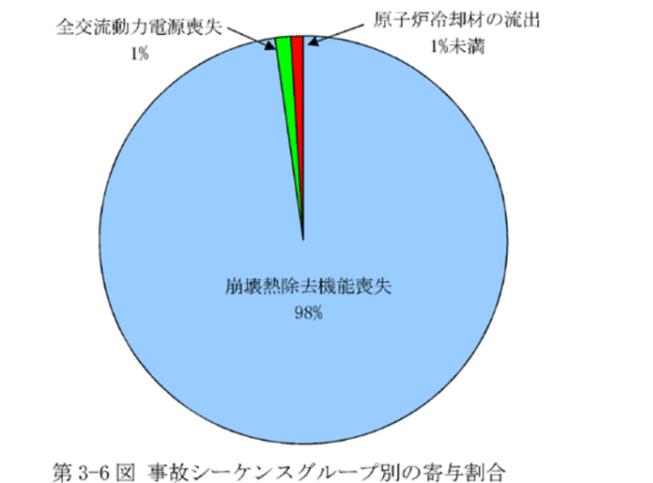
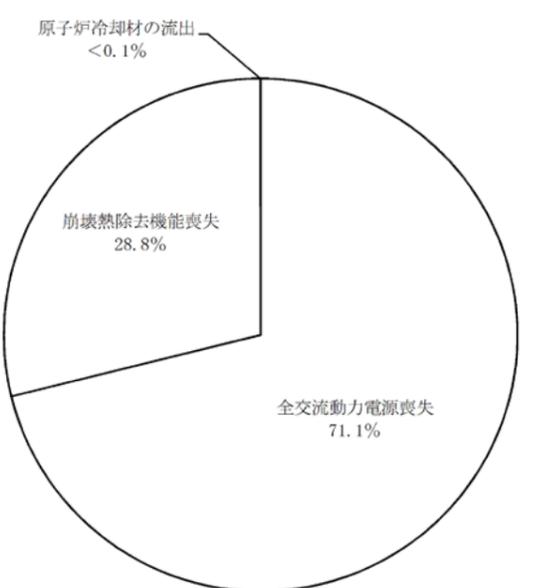
105

第3-2図 施設定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																											
<table border="1"> <tr> <th>外部電源喪失</th> <th>直流電源</th> <th>交流電源 *1</th> <th>崩壊熱除去・炉心冷却 *2,3</th> <th>事故シーケンスグループ</th> </tr> <tr> <td colspan="4"> </td> <td> 炉心損傷なし (a) 炉心損傷なし (b) 炉心損傷なし (b) </td> </tr> <tr> <th>崩壊熱除去機能喪失 *4</th> <th>崩壊熱除去・炉心冷却 *2</th> <th colspan="3">事故シーケンスグループ</th> </tr> <tr> <td colspan="2"> </td> <td colspan="3"> 炉心損傷なし (a) </td> </tr> <tr> <th>原子炉冷却材の流出 *5</th> <th>崩壊熱除去・炉心冷却 *6</th> <th colspan="3">事故シーケンスグループ</th> </tr> <tr> <td colspan="2"> </td> <td colspan="3"> 炉心損傷なし (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 *2 除熱機能(RHR, CUW)及び注水機能(HPCF, LPFL, MUWC, FP)の確保に失敗するかどうかを示すヘディング *3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時において、HPCF, LPFL, MUWCの注水機能は期待できないが、原子炉開放中(POS B)における消火系(FP)のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉ウエル・燃料プールへの注水についてのみ、エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため、その機能を期待する *4 RHR・代替除熱設備(CUW)機能喪失(フロントライン系故障)及びRHR機能喪失(サポート系故障) *5 RIP・CRD・LPRM点検時、CUWブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出 *6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR, CUW)には期待しない)漏えい箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる</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 *6	事故シーケンスグループ					炉心損傷なし (c)			<table border="1"> <tr> <th>残留熱除去系の故障</th> <th>崩壊熱除去・炉心冷却</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンスグループ</th> </tr> <tr> <td colspan="2"> </td> <td> - 残留熱除去系の故障(RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残留熱除去系の故障(RHS喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 </td> <td> 燃料損傷なし 崩壊熱除去機能喪失 </td> </tr> <tr> <th>外部電源喪失</th> <th>直流電源</th> <th>交流電源</th> <th>崩壊熱除去・炉心冷却</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンスグループ</th> </tr> <tr> <td colspan="6"> </td> <td> 燃料損傷なし 崩壊熱除去機能喪失 燃料損傷なし 全交流動力電源喪失 燃料損傷なし 全交流動力電源喪失 </td> </tr> <tr> <th>原子炉冷却材の流出</th> <th>崩壊熱除去・炉心冷却</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンスグループ</th> </tr> <tr> <td colspan="2"> </td> <td> - 原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CUWブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(LPRM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 </td> <td> 燃料損傷なし 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>	残留熱除去系の故障	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			- 残留熱除去系の故障(RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残留熱除去系の故障(RHS喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	燃料損傷なし 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							燃料損傷なし 崩壊熱除去機能喪失 燃料損傷なし 全交流動力電源喪失 燃料損傷なし 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			- 原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CUWブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(LPRM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	燃料損傷なし 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 *6	事故シーケンスグループ																																																											
		炉心損傷なし (c)																																																											
残留熱除去系の故障	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																																																										
		- 残留熱除去系の故障(RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残留熱除去系の故障(RHS喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	燃料損傷なし 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																																																								
						燃料損傷なし 崩壊熱除去機能喪失 燃料損傷なし 全交流動力電源喪失 燃料損傷なし 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																																																										
		- 原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CUWブロー時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(CRD点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出(LPRM点検時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	燃料損傷なし 原子炉冷却材の流出																																																										

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>全炉心損傷頻度：1.1×10^{-8}（/定検）</p> <p>第3-5図 起因事象別の寄与割合</p>  <p>第3-6図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</p> <p>100</p>	 <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> <p>108</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 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 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、各実施項目について「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。</p> <p>また、今回の PRA 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 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>	

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																		
<p>第1表 内部溢水/内部火災により誘発される起回事象の例</p> <table border="1" data-bbox="130 327 1130 1125"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)</td> <td>・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等</td> </tr> <tr> <td>原子炉緊急停止系誤動作</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系故障</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>1.2 その他の外部事象の影響 その他の外部事象としては、設置許可基準の解釈第6条第2項に具体的な自然現象として以下が記載されている。</p> <p>敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>また、設置許可基準の解釈第6条第8項に具体的な人為事象として以下が記載されている。</p> <p>敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等</p>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	外部電源喪失	・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等	非隔離事象	・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等	隔離事象	・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等	全給水喪失	・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等	原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)	・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等	原子炉緊急停止系誤動作	・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等	原子炉補機冷却水系故障	・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等	手動停止	・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止	<p>能性は低いと考える。</p> <p>1.2 その他の外部事象の影響 その他の外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象、及び第8項に発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「外部人為事象」という。）として、具体的に以下が記載されている。</p> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止） （中略） 2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。 （中略） 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p>	<p>東海第二は第1表を文末に移動</p>
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																			
外部電源喪失	・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等																			
非隔離事象	・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等																			
隔離事象	・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等																			
全給水喪失	・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等																			
原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)	・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等																			
原子炉緊急停止系誤動作	・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等																			
原子炉補機冷却水系故障	・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等																			
手動停止	・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止																			

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>は、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と運転停止中のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理にあたり、一般的な出力運転時と運転停止中の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シーケンスグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力 運転停止中の崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ、小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シーケンスグループの抽出においては影響しない。 燃料損傷防止に必要となる機能 運転停止中の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能、高圧注水機能等が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においてはこれらの差異について考慮する必要がある。 原子炉水位，原子炉圧力容器・原子炉格納容器の状態 原子炉水位の変化は時間余裕へ影響するものの、事故シーケンスグループ抽出には影響しない。運転停止中は原子炉圧力容器・原子炉格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、必要な機能は崩壊熱除去又は注水機能であり変わらない。そのため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。 緩和設備・サポート系設備の状態 運転停止中において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も想定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は保安規定により担保されるものであり、また既に内部事象停止時レベルIPRAでこれらの設備の点検又は試験により機能に期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。 停止時特有の作業の影響 運転停止中において、出力運転時と異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生等現場の状態が異なることが考えられる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においてはこれらの差異について考慮する必要がある。 <p>以上より、運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にすることは「燃料損傷防止に必要な機能」、「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。</p> <p>3.2 地震の影響 個々の機器が地震を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異</p>	<p>出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と停止時のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理にあたり、一般的な出力運転時と停止時の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シーケンスグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力 停止時の崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シーケンスグループの抽出においては影響しない。 燃料損傷防止に必要となる機能 停止時の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能、高圧注水機能が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。 原子炉水位，原子炉圧力容器・格納容器の状態 原子炉水位の変化は時間余裕へ影響するものの、事故シーケンスグループ抽出には影響しない。 停止時は原子炉圧力容器・格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、停止時の必要な機能は変化しないため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。 緩和設備・サポート系設備の状態 停止時において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も推定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は原子炉施設保安規定により担保されるものであり、また既に内部事象停止時レベル1PRAでこれらの設備の点検又は試験により期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。 停止時特有の作業の影響 停止時において、出力運転時とは異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生など現場の状態が異なることが考えられる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。 <p>以上より、停止時における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にすることは、「燃料損傷防止に必要な機能」、「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。</p> <p>3.2 地震の影響 地震により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時</p>	

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																
<p>(再掲)</p> <p>第1表 内部溢水/内部火災により誘発される起回事象の例</p> <table border="1" data-bbox="130 327 1130 1125"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)</td> <td>・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等</td> </tr> <tr> <td>原子炉緊急停止系誤動作</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系故障</td> <td>・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	外部電源喪失	・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等	非隔離事象	・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等	隔離事象	・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等	全給水喪失	・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等	原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)	・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等	原子炉緊急停止系誤動作	・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等	原子炉補機冷却水系故障	・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等	手動停止	・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止	<p>表1 内部溢水及び内部火災により誘発される起回事象</p> <table border="1" data-bbox="1270 354 2347 741"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等</td> </tr> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁誤開放</td> <td>内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤動作等</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	外部電源喪失	内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等	非隔離事象	内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等	隔離事象	内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等	全給水喪失	内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等	逃がし安全弁誤開放	内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤動作等	手動停止	内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止	<p>柏崎刈羽は逃がし安全弁の自動減圧回路の誤動作を大破断 LOCA として整理している。</p>
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																	
外部電源喪失	・内部溢水/内部火災による常用母線等の機能喪失等																																	
非隔離事象	・内部溢水/内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等																																	
隔離事象	・内部溢水/内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等																																	
全給水喪失	・内部溢水/内部火災による給水ポンプの機能喪失等																																	
原子炉冷却材喪失事故(大破断 LOCA)	・内部火災による自動減圧系作動回路の誤動作 等																																	
原子炉緊急停止系誤動作	・内部溢水/内部火災による原子炉緊急停止系の故障等																																	
原子炉補機冷却水系故障	・内部溢水/内部火災による原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 等																																	
手動停止	・内部溢水/内部火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止																																	
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																	
外部電源喪失	内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失等																																	
非隔離事象	内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 内部溢水及び内部火災による工学的安全施設制御系の誤動作等																																	
隔離事象	内部溢水及び内部火災による主蒸気隔離弁の誤閉止等																																	
全給水喪失	内部溢水及び内部火災による給水流量の全喪失等																																	
逃がし安全弁誤開放	内部火災による逃がし安全弁作動回路の誤動作等																																	
手動停止	内部溢水及び内部火災による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止																																	

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

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

地震	想定される系統・機器の損傷			起因事象	主な炉心損傷防止対策
	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象		
<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送電設備）の損傷 原子炉補機冷却水系の損傷 残留熱除去系の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送電設備）の水没 建屋内浸水による原子炉補機冷却水系・冷却海水系、残留熱除去系ポンプ等の水没 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送電設備）の機能喪失 原子炉補機冷却水系ポンプの機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送電設備）の機能喪失（積雪、低温、火山、風（台風）、竜巻、地震等） 海水系の閉塞（火山、生物学的事象、風（台風）、竜巻） 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 代替原子炉補機冷却系 低圧代替注水系（常設・可搬型） 津波による浸水防止
<ul style="list-style-type: none"> 建屋・構築物（原子炉建屋） 建屋・構築物（原子炉圧力容器・原子炉格納容器） 格納容器バイパス 原子炉冷却材上カバウンダリ喪失（Excessive LOCA） 計測制御電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> — 	<ul style="list-style-type: none"> — 	<ul style="list-style-type: none"> — 	<ul style="list-style-type: none"> 一次冷却材バウンダリ機能喪失 直接炉心損傷に至る事象 	<ul style="list-style-type: none"> — 出力運転時の地震 PRA に基づき、直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、別紙2 に示すとおり、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転時の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事故対処設備、及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることなどで対応すべきものと考ええる。

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

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

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

表2 停止時原子炉における各外部事象で発生する起因事象の抽出結果

外部事象 起因事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な燃料損傷防止対策
<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系の故障 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系の損傷 残留熱除去系海水系の損傷 送受電設備の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系海水系の機能喪失 原子炉建屋内浸水による残留熱除去系の機能喪失 送受電設備の機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプの停止 残留熱除去系海水系ポンプの停止 送受電設備の機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系海水系の機能喪失（竜巻、落雷） 送受電設備の機能喪失（凍結、積雪、火山、竜巻、森林火災、落雷） 	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置 低圧代替注水系（常設、可搬型） 緊急用海水系 津波防護対策
原子炉冷却材の流出	—*	—	—	—	—
反応度投入事象	—	—	—	—	—
直接炉心損傷に至る事象	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 格納容器損傷 原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Excessive LOCA） 計測・制御系喪失 	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 出力運転時を対象とした地震 PRA 結果に基き、直接炉心損傷に至る起因事象を抽出しているが、補足1にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転時維持した設計基準事故対処設備を柔軟に活用し影響緩和を図ることなどで対応すべきものと考ええる。

※ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失は直接炉心損傷に至る事象として整理する。

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>炉心損傷に至る可能性のある異常事象</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料の機械的破損 燃料の過熱破損 <ul style="list-style-type: none"> 燃料の冷却不良 <ul style="list-style-type: none"> 燃料の過出力 原子炉冷却材流出 冷却材蒸発 <p>外部電源喪失</p> <p>崩壊熱除去機能喪失</p> <p>一次冷却材バウンダリ機能喪失</p> <p>反応度投入事象</p> <p>燃料集合体の落下</p> <p>□ : 評価対象</p>	<p>炉心損傷に至る可能性のある異常事象</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料の熱的損傷 <ul style="list-style-type: none"> 燃料の冷却不良 <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去失敗 原子炉冷却材の流出 燃料の過出力 燃料の機械的損傷 <p>残留熱除去系の故障</p> <p>外部電源喪失</p> <p>原子炉冷却材の流出</p> <p>反応度投入事象</p> <p>燃料集合体の落下事象</p> <p>□ : 評価対象</p>	<p>図 1 内部事象停止レベル1 PRA のマスターロジックダイアグラム</p>
<p>第 1 図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象 マスターロジックダイアグラム</p>		

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: center;">別紙1（補足1）</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震・津波以外の外部事象の考慮について</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条第1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。</p> <p>外部事象の内、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シーケンスグループの抽出を実施している。（ただし、地震随伴火災や津波随伴火災等、随件事象の評価はまだ未確立であり、今回、評価はできていない。）</p> <p>また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>さらに人為事象についても定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>1. 前提条件 (1) 評価対象事象 設計基準を設定する自然現象の選定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。</p> <p>設計基準の設定を行っていないものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか（もしくは有意な頻度では発生しないか）、影響度の大きさがほかの自然現象に包絡されるものである。</p> <p>したがって、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準を設定している以下の7事</p>	<p style="text-align: center;">添付1</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震、津波以外の外部事象の考慮について</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条第1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。</p> <p>外部事象のうち、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シーケンスグループの抽出を実施している。</p> <p>また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>さらに外部人為事象についても定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>また、自然現象、外部人為事象が重畳することによる影響についても、定性的な評価を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。</p> <p>1. 前提条件 (1) 評価対象事象 設計基準を設定する自然現象（以下「設計基準設定事象」という。）の設定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも東海第二発電所において発生する可能性があるか、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。</p> <p>したがって、設計基準設定事象以外のものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準設定事象である以下の11事象を対象に実施するものとする。</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>象を対象に実施するものとする。 <設計基準設定事象></p> <ul style="list-style-type: none"> ・風（台風） ・竜巻 ・低温（凍結） ・降水 ・積雪 ・落雷 ・火山 <p>なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シーケンスに至ることはない（もしくは、有意な頻度では発生しない）と判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記7事象に加え詳細評価が必要な事象はないことを確認している。（添付資料1-1）</p> <p>また、各人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定自然現象に包絡されることを確認している。（添付資料1-2）</p> <p>(2) 想定範囲 上記自然現象については、それぞれ考慮すべき最も苛酷と考えられる条件を設計基準として設定している。具体的には、既往最大や年超過確率 10^{-4}/年～10^{-5}/年を目安としていることから、それよりも低頻度（10^{-7}/年）で発生する規模を仮定する。</p> <p>2. 評価方法 2.1 起因事象の特定 (1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>1. にて示した風、積雪等の自然現象が既往最大や年超過確率 10^{-4}/年～10^{-5}/年といった設計基準よりも低頻度（10^{-7}/年）となる規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内の</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・洪水 ・風（台風） ・竜巻 ・凍結 ・降水 ・積雪 ・落雷 ・火山の影響 ・生物学的事象 ・森林火災 ・高潮 <p>なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シーケンスに至ることはないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであると判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記11事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。なお、このうち5事象については、他事象に包絡される（洪水、風（台風）、降水、高潮）か、起因事象の発生はない（生物学的事象）ことを確認している。（補足1）</p> <p>また、各外部人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定事象に包絡されることを確認している。（補足2）</p> <p>(2) 想定範囲 上記設計基準設定事象については、それぞれ考慮すべき最も過酷と考えられる条件を設定している。具体的には、設計基準設定を超えた規模を仮定する。</p> <p>2. 評価方法 2.1 起因事象の特定 (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>1. にて示した風、積雪等の自然現象が設計基準を超える規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響</p>	<p>設計基準事象選定方針の相違</p> <p>設計基準事象抽出方針の相違</p> <p>事象想定規模の相違（東海第二では年超過確率は用いない）</p> <p>事象想定規模の相違（東海第二では年超過確率は用いない）</p>

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。</p> <p>4. 設計基準を超える自然現象・人為事象の重畳の考慮について</p> <p>(1) 自然現象の重畳影響</p> <p>自然現象の重畳評価においては、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する必要がある。また、事象の想定範囲は、自然現象の重ね合わせが設計基準より低頻度（10^{-7}/年）で発生する規模を仮定する。</p> <p>I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース（例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の重ね合わせ）</p> <p>II. ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース（例：地震により止水機能が喪失して浸水量が増加）</p> <p>III-1.ほかの自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース（例：降水による降下火砕物密度の増加（降水時は、降下火砕物自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定））</p> <p>III-2.ほかの自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）</p> <p>(2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定</p> <p>設計基準を設定する自然現象の選定において収集した自然現象を対象に、2つの異なる事象が重畳した際の影響を、(1)に示すI～III-2に分類した（添付資料3参照）。ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳の影響を考慮する必要がないものと判断し確認対象から除外した。</p> <p>○柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象。</p> <p>No. 8：結氷板，流水，氷壁，No. 11：砂嵐，No. 22：洪水，No. 23：池・河川の水位低下，No. 24：河川の迂回，No. 25：干ばつ，No. 39：隕石，衛星の落下，No. 41：土石流</p> <p>○単独事象での評価において設備等への影響が無い（もしくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。</p> <p>No. 7：霜，霜柱，No. 12：霧，靄，No. 16：低温水（海水温低）</p>	<p>で考慮している起因事象に含まれることを確認した。また、各評価対象事象によって機能喪失する可能性のある緩和設備について確認し、起因事象が発生した場合であっても、緩和設備が機能維持すること等により、必要な機能を確保することは可能であることを確認した（補足1-7）。したがって、内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。</p> <p>4. 設計基準の設定を超える自然現象の重畳の考慮について</p> <p>(1) 自然現象の重畳影響</p> <p>自然現象の重畳評価については、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する必要がある。</p> <p>I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース（例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の増加）</p> <p>II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース（例：地震により浸水防止機能が喪失して浸水量が増加）</p> <p>III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース（例：降水による降下火砕物密度の増加（降水時は降下火砕物自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定））</p> <p>III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）</p> <p>(2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定</p> <p>基本的には一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した自然現象について(1) I～III-2に示した重畳影響の確認を実施した。</p> <p>ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳影響を考慮不要と判断し確認対象から除外した。</p> <p>○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（若しくは、発生が極めて稀）と判断した事象（No. は補足1参照）</p> <p>No. 2：隕石，No. 9：土壌の収縮又は膨張，No. 14：雪崩，No. 24：草原火災，No. 28：ハリケーン，No. 31：氷壁，No. 32：土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ），No. 42：地滑り，No. 43：カルスト，No. 44：地下水による浸食，No. 47：地下水による地滑り，No. 53：土石流，No. 54：水蒸気</p> <p>○単独事象での評価において設備等への影響がない（若しくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象（No. は補足1参照）</p> <p>No. 4：河川の迂回，No. 16：海岸浸食，No. 17：干ばつ，No. 21：濃霧，No. 23：霜・</p>	<p>事象想定規模の相違（東海第二では年超過確率は用いない）</p> <p>事象の収集及び抽出方法の相違</p> <p>事象の収集及び抽出方法の相違</p>

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>5. 全体まとめ</p> <p>地震、津波以外の自然現象、人為事象について、事故シーケンスに至る可能性を検討した結果、内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないと判断した。</p> <p>また、地震、津波を含む、各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果、単独事象での評価と同様に、内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないと判断した。</p> <p>(添付資料)</p> <p>添付資料 1-1 各自然現象について考え得る起因事象の抽出 添付資料 1-2 各人為事象について考え得る起因事象の抽出 添付資料 2-1 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出 添付資料 2-2 設計基準を超える低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出 添付資料 2-3 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出 添付資料 2-4 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出 添付資料 2-5 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出 添付資料 2-6 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出 添付資料 2-7 設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出 添付資料 3 自然現象の重畳マトリックス 添付資料 4 外部人為事象に関わる重畳の影響について</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>5. 全体まとめ</p> <p>地震、津波以外の自然現象、外部人為事象について、事故シーケンスに至る可能性のある起因事象について特定した結果、内部事象や地震、津波レベル 1 P R Aにて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。</p> <p>また、地震、津波を含む、各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果、単独事象での評価と同様に、内部事象や地震、津波レベル 1 P R Aにて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。</p> <p>補足資料</p> <p>補足 1 過酷な自然現象により考え得る起因事象等</p> <p>補足 1-1 凍結事象に対する事故シーケンス抽出 補足 1-2 積雪事象に対する事故シーケンス抽出 補足 1-3 火山の影響に対する事故シーケンス抽出 補足 1-4 竜巻事象に対する事故シーケンス抽出 補足 1-5 森林火災事象に対する事故シーケンス抽出 補足 1-6 落雷事象に対する事故シーケンス抽出 補足 1-7 起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応</p> <p>補足 2 過酷な外部人為事象により考え得る起因事象等 補足 3 自然現象の重畳確認結果 補足 4 外部人為事象に関わる重畳の影響について</p>	<p>東海第二の補足 2</p> <p>事象評価内容は、竜巻に評価は包絡されると評価</p> <p>設計基準事象の抽出及び評価内容の相違</p> <p>起因事象の発生時及びその対応について提示</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

添付資料 1-1

＜各自然現象について考え得る起因事象の抽出＞

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
1	降水 ※別途、詳細評価	①浸水 敷地及び建屋内浸水による機器浸水 ②荷重 (堆積荷重) 建屋屋上での雨水排水不可 (排水能力超過) による滞留	<ul style="list-style-type: none"> 降水の影響により屋外の送電設備が機能喪失し、外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備 (ディタンク) の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 タービン建屋の天井が崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却水系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低下からプラントスクラムに至るシナリオ。 コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水もしくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環水ポンプ MG セット (以下、RIP MG セット) や換気空調補機冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 タービン建屋の天井が崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。また、原子炉補機冷却水系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低下からプラントスクラムに至るシナリオ。 コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は積雪 (雪融け水含む) の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、RIP MG セットや換気空調補機冷却水系が積雪 (雪融け水含む) の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。 軽油タンク (タンク) の天井が積雪荷重により崩落した場合に、軽油タンク機能喪失に至り、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備 (ディタンク) の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
2	積雪 ※別途、詳細評価	①荷重 (堆積荷重) 建屋及び屋外機器への堆積	<ul style="list-style-type: none"> 積雪 (雪融け水含む) の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、RIP MG セットや換気空調補機冷却水系が積雪 (雪融け水含む) の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。 軽油タンク (タンク) の天井が積雪荷重により崩落した場合に、軽油タンク機能喪失に至り、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備 (ディタンク) の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

東海第二発電所

補足 1

過酷な自然現象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
1	凍結 ※詳細評価は補足 1-1 参照	温度 屋外タンク及び配管内流体の凍結	<ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク・配管内流体の凍結により補給水系が喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 軽油貯蔵タンク内流体の凍結により非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着水による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ
2	巨石	電気的影響	東海第二発電所周辺の海水が凍結することは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
3	降水	降水による送電線の相間短絡	送電線が着水により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ
4	河川の迂回	NUREG や IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES でも言及されている様に、有意な発生頻度とはならない。(10 ⁻⁹ /年以下)	津波 (No. 11) の評価に包絡される。
5	砂嵐	降水による設備の浸水	津波 (No. 12) の評価に包絡される。
6	静振	砂塵、大粒からの黄砂による吸気口の閉塞	火山 (No. 11) の評価に包絡される。
7	地震活動	浸水 海水 静振による海水の枯渇 地震 PRA にて評価される。	津波 (No. 11) の評価に包絡される。
8	積雪 ※詳細評価は補足 1-2 参照	荷重 (堆積)	<ul style="list-style-type: none"> 建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (原子炉棟) 損傷により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (付属棟) 損傷により中央制御室換気系が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (付属棟) 損傷により原子炉建屋給気隔離弁が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (廃棄物処理棟) 損傷により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (廃棄物処理棟) 損傷により原子炉建屋排気隔離弁が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 建屋屋上への積雪に伴うタービン建屋損傷によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ 建屋屋上への積雪に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ 超高压閉閉所等への積雪による送電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ 復水貯蔵タンクへの積雪により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ

事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
	<p>考えうる起回事象等</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子へ雪が着氷 (若氷雪) することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。 非常用ディーゼル発電機 (以下、D/G) 空室調給給口の閉塞により、非常用ディーゼル発電機設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 			
3	雪崩	①荷重 (衝突) 雪崩による建屋及び屋外機器への荷重	建屋周辺に急峻な斜面がないことから、プラントの安全性に影響を与えるような雪崩は発生せず、本事故から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
4	ひょう、あられ	①荷重 (衝突) 建屋及び屋外機器へのひょう (又はあられ) の衝突	竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照)	
5	水嵐、雨水、みぞれ	①荷重 (堆積) 建屋及び屋外機器への雨水等の着氷 ②閉塞 (空調) 建屋及び屋外機器への雨水等の着氷	火山及び積雪の影響に包絡される。(火山は No. 26、積雪は No. 2 参照)	
6	氷晶	①荷重 (堆積) 建屋及び屋外機器への付着 ②閉塞 (空調) 建屋及び屋外機器への付着	積雪の影響に包絡される。(No. 2 参照)	
7	霜、霜柱	①建屋及び屋外機器への霜の付着、敷地での霜柱生成	建物及び屋外機器への霜付着による影響はなく、霜柱についても発生範囲は土露山範囲であるため、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず、本事故から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
8	結氷板、流水、水、水壁	①閉塞 (取水) 流水等による取水口閉塞	柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず、本事故から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
過酷な自然現象により考え得る起回事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
8	積雪 ※詳細評価は補足1-2参照	<p>荷重</p> <p>着雪による送電線の相間短絡</p> <p>閉塞 (吸気等)</p>	<p>想定される起回事象等</p> <p>非常用ディーゼル発電機吸気フィルタ及びルーフレットファンが積雪により損傷することにより非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>残留熱除去系海水系ポンプモーターが積雪により損傷、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ</p> <p>高圧炉心スプレイスレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモーターへの積雪による損傷に伴う高圧炉心スプレイスレイ系が機能喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ</p> <p>非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモーターへの積雪に伴う損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>補機冷却用海水ポンプモーターが積雪荷重により損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポータ系喪失 (自動停止) 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ</p> <p>循環水ポンプモーターが積雪荷重により損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ</p> <p>送電線が着雪により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機給気口、吸気フィルタの閉塞に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>中央制御室換気系の給気口は、地面より約5.9m、約19mの2箇所に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>積雪又は吸込みにより残留熱除去系海水系ポンプモーター空気冷却器が閉塞、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ</p> <p>積雪又は吸込みにより高圧炉心スプレイスレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータータ空気冷却器が閉塞、高圧炉心スプレイスレイ系が機能喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ</p> <p>積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータータ空気冷却器の閉塞に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>積雪又は吸込みにより補機冷却用海水ポンプモータータ空気冷却器が閉塞、補機冷却海水系が機能喪失し、サポータ系喪失 (自動停止) 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ</p> <p>積雪又は吸込みにより循環水ポンプモータータ空気冷却器が閉塞、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ</p>	<p>備考</p> <p>事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機			東海第二発電所			備考
		考えうる起回事象等				
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	風 (台風) ※別途、詳細評価	①荷重 (風圧、衝突) 風圧 (又は、飛来物衝突) による建屋、設備の損傷 ②閉塞 (取水) 台風による漂流物による取水口閉塞	・風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン、発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 ・風荷重による送電設備の損傷により外部電源喪失に至るシナリオ。 ・風荷重にて軽油タンク等が損傷し、かつ同時に外部電源喪失が発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ※飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。 台風による漂流物により取水口が閉塞した場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷又は、飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ。 ・送電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンク等が損傷、かつ外部電源喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い山力低下又は手動停止に至るシナリオ。	
9	風 (台風) ※別途、詳細評価	①荷重 (風圧、衝突) 風圧 (又は、飛来物衝突) による建屋、設備の損傷 ②閉塞 (取水) 台風による漂流物による取水口閉塞	①閉塞 (空調) 空調フィルタの閉塞	・竜巻により資機材、市河等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 砂風や黄砂は柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生していないこと、及び発生を仮定してもその影響は No.26 火山の降下火砕物による「③閉塞 (空調)」事象に包絡されることから、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。		
10	竜巻 ※別途、詳細評価	①荷重 (風圧、気圧差及び衝突) 風圧、気圧差又は飛来物による建屋設備損傷	①閉塞 (空調) 空調フィルタの閉塞	安全施設の機能が損なわれることはなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。		
11	砂嵐	①閉塞 (空調) 空調フィルタの閉塞	①閉塞 (空調) 空調フィルタの閉塞	空調設計条件を超過する可能性はあるものの、1口の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと、空調設備が余裕をもって設計されていること、また、外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから、安全施設の機能が損なわれることはない。よって、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。		
12	霧、靄	①発電所敷地内での霧 (もや) の発生による設備等への影響無し				
13	高温	①外気温度高 外気温度高による機器等の冷却能力低下				
過酷な自然現象により考え得る起回事象等						
No	自然現象 (色線り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等	設計基準を越える事象の発生を想定した場合の評価		
9	土壌の収縮又は膨張	施設荷重によって有意な圧密沈下・クリーパ沈下は生じず、また、膨潤性の地質でもない。なお、安全上重要な施設は岩着や杭基礎であり、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。また本事象は、事象の進展が速く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。				
10	高潮	浸水		津波 (No.11) の評価に包絡される。		
11	津波	津波 PRA にて評価される。				
12	火山の影響 ※詳細評価は補足 1-3 参照	荷重 (堆積)		建屋屋上への降下火砕物堆積に伴う原子炉建屋 (原子炉棟) 損傷により原子炉補機冷却系サーージタンクが損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (付属棟) 損傷により中央制御室換気系が損傷、機能喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (付属棟) 損傷により原子炉建屋給気隔離弁が損傷、機能喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (廃棄物処理棟) 損傷により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (廃棄物処理棟) 損傷により原子炉建屋排気隔離弁が損傷、機能喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴うタービン建屋損傷によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ 建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サーージタンクが損傷、機能喪失し、サポータ系喪失 (自動停止) 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ 超高圧閉閉所への降下火砕物の堆積による送電線、送電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ 復水貯蔵タンクへの降下火砕物の堆積により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 非常用ディーゼル発電機吸気フィルタ及びルーフベンチが降下火砕物の堆積による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 残留熱除去系海水系ポンプモーターが降下火砕物の堆積により損傷、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ 高圧炉心スプレイスレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモーターへの降下火砕物の堆積による損傷に伴う高圧炉心スプレイスレイ系が機能喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ		
事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違						

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機			東海第二発電所			備考
	考えうる起回事象等					
14	低温 (凍結) ※別途、詳細評価	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出 ①外気温度低 (凍結) 屋外配管・タンクの内部流体凍結	着水による相間短絡によって外部電源喪失が発生し、さらに軽油タンク等内の軽油の凍結により非常用ディーゼル発電設備 (ダイタンク) の燃料が枯渇し全交流動力電源喪失に至るシナリオ。			
15	高温水 (海水温度高)	①海水温度高 (冷却機能低下：海水系) 取水温度高に伴う冷却性能への影響	海水温度高に伴う復水器真空度低下により、タービントリップに至るシナリオ。			
16	低温水 (海水温度低)	①取水温度低に伴う海水系機器への影響なし	取水温度低について冷却性能の劣化につながらず、影響ないため、本現象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。			
17	極限的な圧力 (気圧高、気圧低)	①荷重 (気圧差) 気圧差による空調設備等への影響	竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照)			
18	落雷 ※別途、詳細評価	①雷サージ及び誘導電流 過電圧による設備損傷	・落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、ブランドスクラムに至るシナリオ。 ・屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。 ・屋外設置のタンク類 (軽油タンク、液化窒素貯槽) のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失が外部電源喪失と同時に発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失となり、その他過渡事象に至るシナリオ。なお、その他過渡事象については、内部事象レベル IPRA 等にて考慮されている。			
19	高潮	①浸水 高潮による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波のレベル IPRA に示すとおり。			
20	波浪	①浸水 波浪による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波のレベル IPRA に示すとおり。			
21	風津波	①浸水 風津波による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波のレベル IPRA に示すとおり。			
22	洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建屋や機器への影響 (津波を除く)	津波以外の洪水としては、ダムが決壊や河川の氾濫等考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。したがって、本現象によるプラントへの影響はないことから、本現象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。			
過酷な自然現象により考え得る起回事象等						
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	想定される起回事象等		
12	火山の影響 ※詳細評価は補足 1-3 参照	荷重 (堆積) 閉塞 (海水系) 海水ストレーナ等の閉塞 閉塞 (吸気等) 給気フィルタ等の閉塞	非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線への降下火砕物の堆積に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 補機冷却用海水ポンプモーターが降下火砕物の堆積荷重により損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ 循環水ポンプモーターが降下火砕物の堆積荷重により損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 降下火砕物により残留熱除去系海水系ポンプ軸受の異常摩耗により、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ 降下火砕物により高圧炉心スプレイスターター系ディーゼル発電機用海水ポンプ軸受の異常摩耗により、高圧炉心スプレイスターター系が機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 降下火砕物により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ軸受の異常摩耗により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 降下火砕物により循環水ポンプ軸受の異常摩耗により、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 降下火砕物により循環水ポンプ軸受の異常摩耗により、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機給気口、吸気フィルタが閉塞、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 中央制御室換気系の給気口は、地面より約5.9m、約19mの2箇所を設置されており、堆積物による閉塞は考え難いため、シナリオの選定は不要である。 また、吸気口へ降下火砕物の吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。 降下火砕物の堆積又は吸込みにより残留熱除去系海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ 降下火砕物の堆積又は吸込みにより高圧炉心スプレイスターター系ディーゼル発電機用海水ポンプモータ空気冷却器が閉塞、高圧炉心スプレイスターター系が機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ			事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
23	池・河川の水位低下	① 河川等の水位低下による設備等への影響なし	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としており、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
24	河川の迂回	① 河川の迂回による設備等への影響なし	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としており、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
25	干ばつ	① 干ばつに伴う河川等からの取水不可による設備等への影響なし	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としており、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
26	火山 ※別途詳細評価	① 荷重 (堆積) 建築物やタンク等上部への降下火砕物の堆積による天井崩落 ② 閉塞 (取水) 降下火砕物の取水口及び海水系への取込みによる閉塞 ③ 閉塞及び摩擦 降下火砕物による換気空調系及び軽油タンクの閉塞並びに非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩擦	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋上層が降下火砕物堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に損傷、機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 タービン建屋上層が降下火砕物堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置しているタービン、発電機及びタービントリップに至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低下からプラントスクラムに至るシナリオ。 コントロール建屋上部が降下火砕物堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。 軽油タンクが降下火砕物堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下③に示す外部電源喪失が発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 海水中の降下火砕物が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水系への取込みによる閉塞、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。	
過酷な自然現象により考え得る起回事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
12	火山の影響 ※詳細評価は補足1-3参照	閉塞 (吸気等) 給気フィルタ等の閉塞	降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモーター空気冷却器が閉塞、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 降下火砕物の堆積又は吸込みにより補機冷却用海水ポンプモーター空気冷却器が閉塞、補機冷却水系が機能喪失し、サポータ系喪失 (自動停止) 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ 降下火砕物の堆積又は吸込みにより循環水ポンプモーター空気冷却器が閉塞、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。 送電線が降下火砕物の付着により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ 津波 (No. 11) の評価に包絡される。	
13	波浪・高波	腐食	腐食成分による化学的影響	
14	雪崩	浸水	降下火砕物の付着による送電線の短絡 波浪・高波による設備の浸水	
15	生物学的事象	閉塞 (海水系) 取水口、海水ストレーナ等の閉塞 電気的影響 げっ歯類 (ネズミ等) によるケーブル類の損傷	除塵装置により海生物等の糞尿への対策を実施しており、取水口及び海水ストレーナ等の閉塞は考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 貫通部のシール等、小動物の侵入防止対策を実施しており、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
16	海苔浸食	浸水	事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	
17	干ばつ	荷重	事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	
18	洪水	浸水	洪水による設備の浸水	
19	風 (台風)	荷重	荷重 (風) 荷重 (衝突)	
20	竜巻 ※詳細評価は補足1-4参照	荷重	原子炉建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。 気圧差により原子炉建屋外側プロペラアウターハブネルが開放、原子炉棟の負圧維持機能が喪失し、手動停止/サポータ系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ 風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ 風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、サポータ系喪失 (自動停止) 「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ 風荷重及び気圧差荷重による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ	事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
27	地滑り	④腐食 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 ⑤相間短絡 降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡	腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間の短時間で事象が進展することはないと判断。 事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 降下火砕物が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起し外部電源喪失に至るシナリオ。 ・送電設備については、斜面に設置されているものもあり、地滑りにより送電設備が倒壊すること、外部電源喪失に至るシナリオ。 ・一方、周辺斜面と原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は十分な隔離距離を有しており、プラントの安全性に影響及ぼすことはない。と判断。 ・港湾内の地滑りに伴う起伏がないため、発生可能性がない。 ・港湾外の地滑りに伴う発生可能性のある津波については、津波事象として考慮。 ・津波の事故シーケンスは、津波のレベル IPRA に示すとおり。 地面隆起は、地震の随伴事象である。原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は岩着や杭基礎で施工されており、地震時は一体となって震動することから、プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
28	海水中の地滑り	①閉塞（取水） 海水中の地滑りに伴う取水口閉塞	・港内には、海底に地滑りの発生しうる起伏がないため、発生可能性がない。 ・港湾外の地滑りに伴う発生可能性のある津波については、津波事象として考慮。 ・津波の事故シーケンスは、津波のレベル IPRA に示すとおり。	
29	地面隆起（相対的な水位低下）	①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損傷	地面隆起は、地震の随伴事象である。原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は岩着や杭基礎で施工されており、地震時は一体となって震動することから、プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
30	土地の浸食、カルスト	①地盤安定性 土壌の流出による荒廃、地盤沈下に伴う建屋や屋外設備の周辺地面の浸食による設備の損傷	土地の浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間の短時間で事象が進展することはないと判断。 事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
31	土の伸縮	①地盤安定性 建屋・屋外設備の周辺地面の変状による設備等の損傷	原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、土の伸縮による影響を受けにくい。また、土の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間の短時間で事象が進展することはないと判断。 事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
過酷な自然現象により考え得る起回事象等				
No	自然現象 （色塗り部は6条の設計基準設定事象）	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価 想定される起回事象等	
20	竜巻 ※詳細評価は補足1-4参照	荷重（風及び気圧差）	排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても排気筒の頑健性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。 非常用ガス処理系排気筒及び配管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても非常用ガス処理系排気筒及び配管の頑健性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。 風荷重により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止/サブポート系喪失（手動停止） 「計画外停止」に至るシナリオ 気圧差により中央制御室換気系ファン、ダクト、ダンパが損傷、中央制御室換気系が機能喪失し、手動停止/サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ 風荷重により非常用ディーゼル発電機室ルーフトップファン、吸気フィルタ、消音器の損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 風荷重により残留熱除去系海水系が損傷、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ 風荷重により高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機用海水系が損傷、高圧炉心スプレイス系が機能喪失し、手動停止/サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ 風荷重により非常用ディーゼル発電機用海水系が損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 風荷重により補機冷却海水系が損傷、機能喪失し、サブポート系喪失（自動停止）「タービン・サブポート系故障」に至るシナリオ 風荷重により循環水系が損傷、機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 飛来物の衝突、屋内への貫通により非常用ガス処理系排気筒及び配管が損傷、原子炉建屋ガス処理系が機能喪失し、手動停止/サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ 飛来物の衝突、屋内への貫通によりほう酸水注入系が損傷、ほう酸水注入系が機能喪失し、手動停止/サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ 飛来物の衝突、屋内への貫通により可燃性ガス濃度制御系が損傷、可燃性ガス濃度制御系が機能喪失し、手動停止/サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ	
事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違				

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
32	海岸浸食	①冷却機能低下：海水系 海岸線の後退、海底勾配の変化による設備性能への影響	海片浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては、適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては、適切な運転管理や保守管理により対処可能。	
33	地下水 (多量、枯渇)	①浸水 地下水の建屋地下階への流入による設備等の浸水	上層に地下水が浸透することにより、地滑りや建屋への浸水が考えられるが、地滑りについては、No.27「地滑り」にて考慮し、多量の地下水流入については、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては、適切な運転管理や保守管理により対処可能。	
34	地下水による浸食	②一 地下水の枯渇	地下水は活用しておらず、安全施設の機能が損なわれることはないとは判断。したがって、本事象によるプラントへの影響はないと判断。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては、適切な運転管理や保守管理により対処可能。	
35	森林火災	①地盤安定性 建屋・屋外構築物の地下部 (地下階、基礎部) 土壌浸食 ②浸水 建屋地下部の浸水による建屋内への地下水の流入	安全上重要な建屋や屋外設備は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては、適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては、適切な運転管理や保守管理により対処可能。基本的な設備等の機能に影響を及ぼすほどの地下水が建屋内へ流入する可能性は稀である。また、仮に浸食があっても、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては、適切な運転管理や保守管理により対処可能。	
20	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象) 電巻 ※詳細評価は補足 1-4 参照	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	過酷な自然現象により考え得る起因事象等	事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違
No		設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	想定される起因事象等	
		飛来物の衝突、屋内への貫通により排気筒が損傷、機能喪失し、過渡事象「計画外停止」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通により中央制御室換気系が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉建屋給気隔離弁が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉建屋給気隔離弁が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突、屋内への貫通により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉建屋排気隔離弁が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉建屋排気隔離弁が損傷、機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突により排気筒が損傷し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	飛来物の衝突により排気筒が損傷し、過渡事象「計画外停止」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突により非常用ガス処理系配管及び排気筒が損傷し、過渡事象「計画外停止」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉補機冷却系熱交換器又はポンプが損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通により原子炉補機冷却系熱交換器又はポンプが損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン補機冷却系熱交換器又はポンプが損傷、機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通によりタービン補機冷却系熱交換器又はポンプが損傷、機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突、屋内への貫通により主蒸気管が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	飛来物の衝突、屋内への貫通により主蒸気管が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	飛来物の衝突により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突により残留熱除去系海水系が損傷、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	飛来物の衝突により残留熱除去系海水系が損傷、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ	
		飛来物の衝突により高圧炉心スプレイスターター系ディーゼル発電機が損傷、高圧炉心スプレイスターター系が機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	飛来物の衝突により高圧炉心スプレイスターター系ディーゼル発電機が損傷、高圧炉心スプレイスターター系が機能喪失し、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
36	生物学的事象	②外気取入機器及び人への影響 ばい煙等による閉塞(空調)影響および人への影響 ①閉塞(取水) 海生物(くらげ等)の襲来による取水口閉塞 ②個別設備の機能喪失 齧歯類(ネズミ等)によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等	ばい煙の換気空調系への取込みは、火山の影響に包絡される。(No.26参照) ばい煙を取り込むことによる人への影響については、発電所敷地内の林縁とプラント間とに十分な離隔距離があることと判断。ばい煙が中央制御室空調外気取入口まで達すると仮定した場合でも、再循環運転を行うことで影響を抑えられるため、本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 大量発生したくらげ等の海生物により、取水口が閉塞した場合に、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ネズミ等齧歯類によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等は、個別機器の不具合といいうランダム事象に整理される。このようなランダム事象は、内部事象レベルIPRA等にて、その他過渡事象として考慮されている。	
37	静振	①浸水 港湾内での潮位振動による取水への影響 ②冷却機能低下：海水系 港湾内での潮位振動による取水への影響	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベルIPRAに示すとおり。(浸水影響の最も大きい津波の評価においては、数値シミュレーションを実施しており、その中で構振の影響も考慮されている。)	
38	塩害、塩雲	①塩害による屋外構築物・設備の腐食	腐食は、発電所の運転に支障をきたす時間スケールで事象進展しないことから、安全施設の機能が損なわれるおそれはなく、本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
39	隕石、衛星の落下	①荷重(衝突) 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷 ②荷重(衝突) 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波 ③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。したがって、本事象から事故シーケンスの抽出に当たっては考慮すべき起回事象の発生はないと判断。	
過酷な自然現象により考え得る起回事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価 想定される起回事象等	
20	竜巻 ※詳細評価は補足1-4参照	荷重	飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機用海水系が損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 飛来物の衝突により補機冷却海水系が損傷、機能喪失し、サポート系喪失(自動停止)「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ 飛来物の衝突により循環水系が損傷、機能喪失、復水器真空度喪失、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ	
21	濃霧	濃霧により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
22	森林火災 ※詳細評価は補足1-5参照	温度 輻射熱 閉塞(吸気等)	森林火災の輻射熱により送電設備が損傷した場合、「外部電源喪失」に至るシナリオ(敷地外)想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁(火災側)から十分な離隔距離があることを考慮すると、設備等が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響については、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができると判断。シナリオの選定は不要である。 ばい煙のモータ空気冷却器給気口への侵入について、モータは空気を取込まない構造であり、また、空冷モータの冷却水路の口径は、ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。 ばい煙の吸込みにより非常用ディーゼル発電機吸気フィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。 ばい煙の吸込みにより中央制御室換気系給気フィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。	
23	霜・白霜	霜・白霜により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
24	草原火災	敷地周辺に草原はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
25	ひょう・あられ	荷重	竜巻 (No.20) の評価に包絡される。	
26	極高温	日本の気候や一日の気温変化を考慮すると、設備等に影響を与えたりすることは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水	
28	ハリケーン	日本がハリケーンの影響を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
29	米結	電気的影響	凍結 (No.1) の評価に包絡される。	
30	米晶	電気的影響	凍結 (No.1) の評価に包絡される。	
31	米壁	東海第二発電所敷地周辺には米壁を含む海米の発生、流米の到達は考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
32	土砂崩れ (山崩れ、がけ崩れ)	東海第二発電所敷地周辺には土砂崩れを発生させるような地形はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		

事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
40	太陽フレア、磁気嵐	①誘導電流 太陽フレアの地磁気誘導電流による変圧器の損傷	磁気嵐により誘導電流が発生し、変圧器等の送電・変電設備の損傷により、外部電源喪失に至るシナリオ。 ただし、磁気嵐の影響を受けるのは、こう長の長い送電線であり、非常用ディーゼル発電機及び非常用電源母線への影響はなく、プラントの安全性への影響はないと判断。	
41	土石流	①荷重（衝突） 土石流による建屋及び屋外機器への荷重	敷地内に渓流がなく、「土石流危険区域」に指定されていないことから土石流が敷地内に到達することはない。したがって、本現象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
42	泥湧出	①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損傷	地震による液状化で損傷が想定される機器は、地震動による損傷も想定しており、地震の影響に包絡される。地震の事故シーケンスは、地震時レベル IPRA に示すとおり。	
過酷な自然現象により考え得る起因事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
33	落雷 ※詳細評価は補足1-6参照	電気的影響	ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合、「隔離事象」又は「原子炉緊急停止誤動作」に至るシナリオ ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤動作した場合、「非隔離事象」、「全給水喪失」又は「水位低下事象」に至るシナリオ 直撃雷による送電線、送電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ 直撃雷により高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機用海水ポンプモータが損傷、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ 直撃雷により高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機用海水ポンプモータが損傷、高圧炉心スプレイス系が機能喪失し、手動停止/サポータ系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ 直撃雷により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータが損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の直撃雷による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 直撃雷により補機冷却用海水ポンプモータが損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポータ系喪失（自動停止）「タービン・サポータ系故障」に至るシナリオ 直撃雷により循環水ポンプモータが損傷、循環水系が機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ 誘導雷サージにより計測制御系が損傷した場合、計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオ	
34	湖又は河川の水位低下	海水を冷却源としていること、淡水は復水貯蔵タンク等に保管しており設備等への影響の緩和又は排除が可能であることから、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
35	湖又は河川の水位上昇	浸水	湖又は河川の水位上昇による設備の浸水	津波 (No.11) の評価に包絡される。
36	陥没、地盤沈下、地割れ	安全上重要な施設は岩盤に設置されており、地下水の流動等による陥没は発生しない。また、敷地及びその近傍に活断層は分布していないことから、地震に伴う地震変動によって安全施設の機能に影響を及ぼすような不況下・地割れは発生しないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
37	極限的な圧力 (気圧高低)	荷重	気圧差 (気圧高低)	竜巻 (No.20) の評価に包絡される。
38	もや	もやにより設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
39	塩害・塩雲	事象の進展が速く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。		
40	地面の隆起	東海第二発電所の敷地及びその近傍に活断層は分布していないことから、地震に伴う地殻変動によって安全施設の機能に影響を及ぼすような地盤の隆起は発生しないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
41	動物	物理的損傷	ケープル類の損傷	生物学的事象 (No.15) の評価に包絡される。
42	地滑り	地すべり地形分布図及び土砂災害危険箇所図によると、東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため、敷地内における地滑りによる設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		

事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
過酷な自然現象により考え得る起因事象等				
No	自然現象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価 想定される起因事象等	
43	カルスト	発電所敷地及び敷地周辺にカルスト地形は認められず、発電所の地質もカルストを形成する要因はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	発電所敷地及び敷地周辺にカルスト地形は認められず、発電所の地質もカルストを形成する要因はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
44	地下水による浸食	敷地には地盤を浸食する地下水脈は認められず、また、敷地内の地下水位分布は海に向かって勾配を示しており、浸食をもたらす流れは発生しないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	敷地には地盤を浸食する地下水脈は認められず、また、敷地内の地下水位分布は海に向かって勾配を示しており、浸食をもたらす流れは発生しないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
45	海水面低	海水面の低下による海水の枯渇	津波 (No. 11) の評価に包絡される。	
46	海水面高	海水面上昇による設備の浸水	津波 (No. 11) の評価に包絡される。	
47	地下水による地滑り	地すべり地形分布図及び土砂災害危険箇所図によると、東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため、敷地内における地滑りによる設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	地すべり地形分布図及び土砂災害危険箇所図によると、東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため、敷地内における地滑りによる設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
48	水中の有機物	閉塞 (海水系) 取水口、海水ストレーナー等の閉塞	生物学的事象 (No. 15) の評価に包絡される。	
49	太陽フレア、磁気嵐	電氣的影響	磁気嵐に伴う送電線に誘導電流が発生し、その影響は、落雷 (No. 33) の評価に包絡される。	
50	高温水 (海水高温高)	温度	高温水により海水系に影響するため、生物学的事象 (No. 15) の評価に包絡される。	
51	低温水 (海水低温低)	低温水により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	低温水により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
52	泥湧出 (液状化)	安全上重要な施設の基礎地盤は岩盤又は液状化対策 (地盤改良) 済みの地盤であり、液状化に伴う地盤変状の影響を受けないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	安全上重要な施設の基礎地盤は岩盤又は液状化対策 (地盤改良) 済みの地盤であり、液状化に伴う地盤変状の影響を受けないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
53	土石流	東海第二発電所周辺には土石流が発生する地形、地質はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	東海第二発電所周辺には土石流が発生する地形、地質はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
54	水蒸気	周辺での水蒸気の発生は考え難く、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	周辺での水蒸気の発生は考え難く、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
55	毒性ガス	閉塞 (吸気等)	毒性ガス	森林火災 (No. 22) の評価に包絡される。

事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
添付資料 1-2		東海第二発電所		補足 2
<各人為事象について考え得る起回事象の抽出>				
No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失 モードの抽出	考えうる起回事象等	
1	航空機落下 (偶発的)	①荷重 (衝突) 航空機が建屋等へ衝突 ②熱影響 輻射熱による建屋・屋外 設備への熱影響	偶発的な事故による発電用原子炉施設への落下については、設計上の考慮の要否を「発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」(総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会, 平成14年7月22日, 平成21年6月30日一部改正)に従い落下確率を求めて判断している。 その結果, 落下確率は約 3.4×10^{-8} (回/炉・年) となり, 設計上の考慮が必要な 1.0×10^{-7} (回/炉・年) を下回っていることから, 発電用原子炉施設への落下の可能性は十分低く, 本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象はないと判断。 発電用原子炉施設から一定の距離離れた場所 (落下確率が 1.0×10^{-7} (回/炉・年) となる位置) に大型航空機が落下した場合であっても, 原子炉建屋外壁や屋外設備の温度上昇が許容値以下であることを確認済みである。なお, ここで評価の前提となる航空機の大きさは発電所周辺における航空機の航行状況により決めていることから, 想定を超える大きさの航空機が偶発的に落下することは考えにくい。	
2	ダムの崩壊	①浸水 ダムの崩壊に伴う洪水による建屋や機器への浸水影響	発電所周辺にダムの崩壊により洪水となる河川はないため, 本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象はないと判断。	
3	火災・爆発	①熱影響, 爆風圧 発電所内に保管されている危険物の火災や爆発による影響	非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上を上昇しないことを確認。 非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は, デイタンの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが, 外部電源と同時に機能喪失することはないため, 本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起回事象はないと判断。	
過酷な外部人為事象により考え得る起回事象等				
No	外部人為事象 (色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
1	衛星の落下	NUREGやIAEAのSAFETY STANDARDS SERIESでも言及されている様に, 有意な発生頻度とはならない。(10 ⁻⁷ /年以下)	想定される起回事象等	
2	パイプライン事故 (ガスなど), パイプ ライン事故によるサ イト内爆発等	荷重 (衝突) 荷重 (勝風圧) 輻射熱 f1/f2煙による閉塞 f1/f2煙, 有毒ガスの侵入	爆発 (No.12) の評価に包絡される。 爆発 (No.12) の評価に包絡される。 近隣工場等の火災 (No.23) の評価に包絡される。 近隣工場等の火災 (No.23) の評価に包絡される。 有毒ガス (No.4) の影響に包絡される。	
3	交通事故 (化学物質 の流出含む)	温度 f1/f2煙, 有毒ガス	近隣工場等の火災 (No.23) の評価に包絡される。 近隣工場等の火災 (No.23) の評価に包絡される。	
4	有毒ガス	有毒ガス	有毒ガス (No.4) の評価に包絡される。	
5	タービンミサイル	有意な衝突頻度にならない。	鉄道踏破, 主要道路, 航路及び石油コンビナート施設は発電所から十分な離隔距離が確保されており, 危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による当該発電所への有毒ガスの影響はない。また, 中央制御室換気系系においては閉回路循環運転も可能であるため, 影響はない。	
6	飛来物 (航空機落下)	荷重 荷重 (勝風圧) 輻射熱 f1/f2煙による閉塞 f1/f2煙, 有毒ガスの侵入	航空機落下確率評価結果が防衛方針の要否判断の基準である10 ⁻⁷ 回/炉年を超えないため, 航空機落下による防衛設計を必要としない。なお, 当該事象が万が一発生した場合には, 大規模爆発及び大規模な火災が発生することを想定し, 大規模爆発対策による影響緩和を図ることに対応する。	
7	工業施設又は軍事施設 事故	荷重 (衝突) 荷重 (勝風圧) 輻射熱 f1/f2煙による閉塞 f1/f2煙, 有毒ガスの侵入	爆発 (No.12) の評価に包絡される。 爆発 (No.12) の評価に包絡される。 近隣工場等の火災 (No.23) の評価に包絡される。 近隣工場等の火災 (No.23) の評価に包絡される。	
8	船舶の衝突	閉塞 (海水系)	有毒ガス (No.4) の評価に包絡される。 発電所周辺の航路は十分な離隔距離が確保されているが, 発電所周辺の航路を通行する船舶が漂流した場合であっても, 船舶の喫水深さ11.5mに対して, 発電所沖合900mでの水深が11mであることから, 船舶が到達する可能性は低い。また, 喫水の浅い小型船舶の漂流を想定した場合, 敷設全面の防波堤に衝突して止まる可能性が高く, 取水性に影響はない。万が一, 小型船舶や, 港湾内に入港する船舶が事故によってカーテンウォール前面に到達した場合であっても, カーテンウォールにより取水路への侵入は阻害され, 取水口のすみ口は広く閉塞する可能性は低いことから, 取水性に影響はない。	(以降, 補足資料の順は柏崎刈羽発電所資料に合わせて提示) 事象の抽出方法, 対象設備及び評価結果の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
<p>枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。</p>				
No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等	
4	有毒ガス	①中央制御室居住性の低下 有毒ガスが中央制御室内に取り込まれることによる運転操作への影響	発電所周辺には有毒ガスの発生源となる危険物を貯蔵している石油コンビナートはない。発電所構内で貯蔵している物質(塩素、窒素)が漏えいした場合作業中、中央制御室の空調系を再循環モード運転へ移行することにより、有毒ガスの影響を遮断できるため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象はないと判断。	
5	船舶の衝突	①冷却機能低下：海水系 漂流船舶が取水設備を損傷させることによる冷却機能への影響	漂流船舶が発電所港湾内に侵入した場合であっても、カーテンウォールにより直接取水設備を損傷させることはないが、仮にさらに内部へ侵入し、取水設備を損傷させた場合は、最終ヒートシンクが喪失に至るシナリオとなる。	
6	電磁的障害	①電磁波によるノイズ 電磁波を放出する機器による計測制御系へのノイズ発生で安全機能の誤動作、誤動作	中央制御室や現場にある操作機については、電波障害試験により耐性を確認しているが、想定を上回る影響が生じた場合は、計測制御系への外乱が想定される。事象影響としては落雷の影響に包絡される。	
7	パイプライン事故	①熱影響、爆風 パイプラインの損傷・破裂による火災、爆風	パイプラインは道路下に埋設されており、埋設深度も法令で定められている。また、緊急時にはガスの遮断が行われるため、爆発が発生したとしても外部に対する影響は限定的である。仮に飛来物が発電所へ届く場合があったとしても、事象影響としては竜巻の影響に包絡される。	
8	第三者の不法な接近	①発電用原子炉施設内に悪意を持った第三者が侵入	発電用原子炉施設内への侵入だけでは起回事象の発生はない。(原子炉施設への影響はNo.10 妨害破壊行為(内部管破)に包絡。)	
9	航空機衝突(意図的)	①荷重(衝突) 航空機が建屋等へ衝突 ②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響		
過酷な外部人為事象により考え得る起回事象等				
No	外部人為事象(色塗り部は6条の設計基準設定事象)	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
8	船舶の衝突	閉塞(海水系) ばい煙、有毒ガス 荷重(衝突) 荷重(爆風) 輻射熱 ばい煙による閉塞	船舶の底面により重油流出事故が発生した場合であっても、カーテンウォールにより低層から取水することによって、残留熱除去系海水系及び非常用ディーゼル発電機用海水系の取水性に影響はない。 火災(近隣工場等の火災)(No.23)の評価に包絡される。 有毒ガス(No.4)の影響に包絡される。 爆発(No.12)の評価に包絡される。 爆発(No.12)の評価に包絡される。 近隣工場等の火災(No.23)の評価に包絡される。 近隣工場等の火災(No.23)の評価に包絡される。 有毒ガス(No.4)の評価に包絡される。	
9	自動車又は船舶の爆発	閉塞(海水系) 閉塞(海水系)	船舶の衝突(船舶事故)(No.8)の評価に包絡される。 船舶の衝突(船舶事故)(No.8)の評価に包絡される。	
10	船舶から放出される固体・液体不純物	閉塞(海水系)	船舶の衝突(船舶事故)(No.8)の評価に包絡される。	
11	水中の化学物質	閉塞(海水系)	船舶の衝突(船舶事故)(No.8)の評価に包絡される。	
12	爆発	荷重(衝突) 荷重(爆風) ばい煙による閉塞 ばい煙、有毒ガス	鹿児島地区石油コンビナート等特別防災区域は、東海第二発電所周辺で石油コンビナート等特別防災区域に指定されている唯一の区域であり、また、発電所から50km以上の距離があることから、爆発の影響が安全施設的安全機能に及ぼすおそれはない。 発電所周辺で爆発による影響が最も大きいと考えられるLNG基地(敷地北東方向約1.5km)での爆発を想定しても、飛来物及び爆風圧の影響が及ばない確率距離を確保している。 火災(近隣工場等の火災)(No.23)の評価に包絡される。 有毒ガス(No.4)の評価に包絡される。	
13	プラント外での化学物質の流出	閉塞(海水系) 有毒ガス	船舶の衝突(船舶事故)(No.8)の評価に包絡される。	
14	サイト貯蔵の化学物質の流出	有毒ガス	有毒ガス(No.4)の評価に包絡される。	
15	軍事施設からのミサイル	偶発的なミサイル到達は考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	有毒ガス(No.4)の評価に包絡される。	
16	掘削工事	敷地内で、地面の掘削工事を行う場合は、事前調査で埋設ケーブル・配管位置の確認を行うため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 敷地外で、地面の掘削工事を行う場合は、送電鉄塔の損傷の可能性があるが、複数回線が同時に損傷するシナリオは考え難い。		
17	他のユニットからの火災	温度 ばい煙、有毒ガス	近隣工場等の火災(No.23)の評価に包絡される。 近隣工場等の火災(No.23)の評価に包絡される。	
				事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。				
No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
10	妨害破壊行為（内部脅威含）	①衝撃力 爆発物等による衝撃力 ②中央制御室の占拠等 悪意操作、サボタージュ	安全機能を有する複数機器の破壊、無力化、悪意操作による外乱の発生が想定される。事象影響としては、内部事象レベル IPRA に包絡される。	
11	サイバートロ	①制御システムのハッキング 制御システムのハッキングによる悪意操作	外部回線と制御システムは接続されていないため、制御機能がハッキングされることはない。仮に発電所内部への侵入等により、直接制御システムがハッキングされた場合は悪意操作等による影響が考えられるが、事象影響としては、内部事象レベル IPRA に包絡される。	
12	産業施設の事故	①熱影響、爆風圧 発電所外の産業施設の事故による火災、爆発	発電所敷地周辺に石油コンビナート施設はないため、本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象はないと判断。	
13	輸送事故	①熱影響、爆風圧 危険物輸送車両や船舶の発電所敷地周辺における事故による火災、爆風	危険物輸送車両や船舶にて火災、爆発が発生した場合でも危険限界距離以上離れている。爆風により飛来物を想定した場合であっても逆巻の影響に包絡される。	
14	サイト内外での掘削	①物理的損傷 発電所内外において地面の掘削工事を行い、設備の一部を損傷	地中の掘削工事を行う場合は、埋設物の管理図面により事前調査を行い、あらかじめ埋設物の位置を確認する。仮に埋設物を損傷させた場合の影響として、埋設ケーブル切断による外部電源喪失に至るシナリオとなる。また、発電所内外の送電鉄塔を掘削工事により倒壊させた場合も外部電源喪失に至るシナリオとなる。	
15	内部溢水	①浸水 発電所用原子炉施設内の配管等の破損による保有水の漏えいの影響	いずれも事象影響としては、内部事象レベル IPRA に包絡される。 第1表のとおり。 （外部電源喪失、非隔離事象、隔離事象、全給水喪失、原子炉緊急停止系誤動作、原子炉補機冷却水系故障、手動停止）	
過酷な外部人為事象により考え得る起因事象等				
No	外部人為事象（色塗り部は6条の設計基準設定事象）	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
18	他のユニットからのミサイル	ばい煙、有毒ガスの侵入	有毒ガス (No. 4) の評価に包絡される。	
19	他のユニットからの内部溢水	有意なミサイル源はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 東海発電所分も含めた屋外タンク及び貯槽類からの溢水を想定しても、東海第二発電所の安全施設への影響が無いことを確認したため、他のユニットからの内部溢水の影響による設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。		
20	電磁的障害	電氣的影響 サージ及び誘導電流 過電圧	安全保護回路は、日本工業規格 (JIS) 等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、安全機能を損なうことはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
21	ダムの前壊	浸水 ダムの崩壊による浸水	敷地周辺の地形及び上流に位置している久慈川水系の竜神ダムの保有水量から判断して、ダムの前壊が発生した場合においても、敷地が久慈川の洪水による被害を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
22	内部溢水	別紙1 表1に示すとおり。 温度 輻射熱		
23	近隣工場等の火災	ばい煙、有毒ガス ばい煙、有毒ガスの侵入	自然現象 森林火災 (No. 22) の評価に包絡される。 自然現象 森林火災 (No. 22) の評価に包絡される。 有毒ガス (No. 4) の評価に包絡される。	
				事象の抽出方法、対象設備及び評価結果の相違

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-1</p> <p>設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①建屋天井や屋外設備に対する荷重 ②送電変電設備の屋外設備への着氷 ③空調給気口の閉塞 ④積雪によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 ・コントロール建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備 ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下、軽油タンク等） ・中央制御室換気空調設備 ・非常用ディーゼル発電機非常用給気設備（6号炉）、非常用電気品区域空調設備（7号炉）（以下、D/G室空調） 	<p style="text-align: right;">補足 1-2</p> <p>積雪事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重 ②着雪による送電線の相間短絡 ③給気フィルタ等の閉塞</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む。）の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>①建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋（原子炉棟、付属棟、廃棄物処理棟） ・タービン建屋 <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備（超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器） ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（排気ファン、吸気フィルタ等） ・復水貯蔵タンク ・残留熱除去系海水系 ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 ・非常用ディーゼル発電機用海水系 ・補機冷却海水系 	<p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、損傷・機能喪失モードの抽出不要とした。</p> <p>設備の相違（②、③も同様）</p> <p>設備の相違（②、③も同様）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定 (1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>① 建屋天井や屋外設備に対する荷重 建屋及び屋外設備に対する積雪荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。 <建屋> ○ 原子炉建屋 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却水系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、積雪（雪融け水含む）の影響により、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>○ タービン建屋 タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響</p>	<p>・ 循環水系</p> <p>② 着雪による送電線の相間短絡 ・ 送電線</p> <p>③ 給気フィルタ等の閉塞 ・ 非常用ディーゼル発電機の附属機器（給気口、吸気フィルタ） ・ 中央制御室換気系（給気口） ・ 残留熱除去系海水系（モータ） ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（モータ） ・ 非常用ディーゼル発電機用海水系（モータ） ・ 補機冷却海水系（モータ） ・ 循環水系（モータ）</p> <p>(3) 起因事象になりうるシナリオの選定 (1) で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2) で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>① 建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重</p> <p><建屋> ・ 原子炉建屋 原子炉建屋（原子炉棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し、原子炉補機冷却系の機能喪失による「隔離事象」に至るシナリオ 原子炉建屋（付属棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室換気系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ 原子炉建屋（付属棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉建屋給気隔離弁の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ 原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している気体廃棄物処理施設の機能喪失による「隔離事象」に至るシナリオ 原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉建屋排気隔離弁の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ</p> <p>・ タービン建屋</p>	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>が及び、タービントリップに至るシナリオ。</p> <p>また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補器冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>○コントロール建屋</p> <p>コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ内部溢水が伝播し機能喪失に至るシナリオ。</p> <p>○廃棄物処理建屋</p> <p>廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p><屋外設備></p> <p>○軽油タンク等</p> <p>軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至る可能性があり、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</p>	<p>タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び「非隔離事象」に至るシナリオ</p> <p>タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ</p> <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備（超高圧開閉所、特別高圧開閉所、変圧器） 超高圧開閉所屋上、特別高圧開閉所、変圧器が積雪荷重により崩落し、送受電設備に影響が及び、「外部電源喪失」に至るシナリオ ・復水貯蔵タンク 復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ ・非常用ディーゼル発電機の附属機器 積雪荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ ・残留熱除去系海水系 積雪荷重により残留熱除去系海水系ポンプが損傷した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 積雪荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ ・非常用ディーゼル発電機用海水系 積雪荷重により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>② 送変電設備の屋外設備への着氷 送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。</p> <p>③ 空調給気口の閉塞 中央制御室換気空調及び D/G 室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至る。（ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。） 仮に D/G 室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化 積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であって</p>	<p>・補機冷却系海水系 積雪荷重により補機冷却用海水ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ</p> <p>・循環水系 積雪荷重により循環水ポンプが損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ</p> <p>②着雪による送電線の相間短絡 送電線や碍子へ着雪することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>③給気フィルタ等の閉塞</p> <p>・非常用ディーゼル発電機附属機器の閉塞 積雪により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>・中央制御室換気系給気口の閉塞 中央制御室換気系の給気口は、地面より約 5.9m、約 19m の 2 箇所に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞 積雪により残留熱除去系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ</p> <p>非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>補機冷却用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ</p> <p>循環水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ</p>	<p>の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>東海第二は、設計基準事象においては屋外作業は不要であることから、シナリオを選定しない</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>も構内の道路又はアクセスルートについては、除雪を行うことから問題はない。</p> <p>そのため上記①～③の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ</p> <p>積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3) 項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。軽油タンクについても、天井の許容荷重を上回る積雪荷重によって破損に至る可能性はあるものの、外部電源喪失との重畳による全交流動力電源喪失は、運転時の内部事象や地震、津波のレベル 1PRA でも考慮しているものであり、追加のシナリオではない。</p> <p>なお、各建屋や軽油タンクの天井が崩落するような積雪事象は、年超過確率評価上、10^{-7}/年より小さい事象であること（第1 表参照）、積雪事象の進展速度の遅さを踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。</p>	<p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3) で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>①建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重</p> <p>積雪事象が各建屋天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、(3) 項にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、各建屋天井の崩落や屋外設備が損傷するような積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。</p>	<p>評価方法の相違（年超過確率を用いない）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																	
<p>第1表 各建屋・タンクの積雪荷重と年超過確率の比較</p> <table border="1" data-bbox="130 289 1107 898"> <thead> <tr> <th>建屋・タンク</th> <th>積雪荷重</th> <th>年超過確率</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋</td> <td>6号炉 408cm 7号炉 408cm</td> <td rowspan="6"> $10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm}$ $10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm}$ </td> <td rowspan="6">積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある</td> </tr> <tr> <td>タービン建屋</td> <td>6号炉 340cm 7号炉 340cm</td> </tr> <tr> <td>コントロール建屋</td> <td>714cm</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建屋</td> <td>306cm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">軽油タンク</td> <td>6号炉 442cm</td> </tr> <tr> <td>7号炉 442cm</td> </tr> </tbody> </table>	建屋・タンク	積雪荷重	年超過確率	結果	原子炉建屋	6号炉 408cm 7号炉 408cm	$10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm}$ $10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm}$	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある	タービン建屋	6号炉 340cm 7号炉 340cm	コントロール建屋	714cm	廃棄物処理建屋	306cm	軽油タンク	6号炉 442cm	7号炉 442cm	<p>②着雪による送電線の相間短絡 着雪に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対しては発生を否定できず、送電線の着雪による短絡を想定した場合、外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として選定する。</p> <p>③給気フィルタ等の閉塞 積雪事象により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合には、(3)にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞するような積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。 また、モータ空気冷却器給気口が閉塞した場合には、(3)で選定したシナリオが発生する可能性があるが、モータ空気冷却器給気口が閉塞するような積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。</p>	<p>評価方法の相違（年超過確率を用いない）</p>
建屋・タンク	積雪荷重	年超過確率	結果																
原子炉建屋	6号炉 408cm 7号炉 408cm	$10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm}$ $10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm}$	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある																
タービン建屋	6号炉 340cm 7号炉 340cm																		
コントロール建屋	714cm																		
廃棄物処理建屋	306cm																		
軽油タンク	6号炉 442cm																		
	7号炉 442cm																		
<p>② 送変電設備の屋外設備への着氷 着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。</p> <p>③ 空調給気口の閉塞 仮にD/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることとなるが、全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAでも考慮しており、追加のシナリオではない。 なお、基本的には除雪管理が可能であるが、D/G室空調給気口が閉塞に至る積雪深さは、年超過確率評価上、$10^{-7}/\text{年}$より小さくなること、積雪の給気口への付着・堆積についても除雪管理が可能であることから、積雪事象による給気口閉塞事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。（第2表にD/G室空調給気口高さを示す。）</p>																			

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考																		
<p style="text-align: center;">第2表 各空調給排気口の高さと年超過確率の比較</p> <table border="1" data-bbox="130 285 1107 808"> <thead> <tr> <th>空調給排気口</th> <th>設置高さ</th> <th>年超過確率</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D/G室空調(A)給気口</td> <td>6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m</td> <td rowspan="7">7.8 m：10^{-7}/年未満 10^{-4}/年：135.9cm 10^{-7}/年：213.3cm</td> <td rowspan="7">設置高さを 超えるまで に大きな裕 度がある</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(A)排気口</td> <td>7.8 m</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(B)給気口</td> <td>6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(B)排気口</td> <td>7.8 m</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(C)給気口</td> <td>6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m</td> </tr> <tr> <td>D/G室空調(C)排気口</td> <td>7.8 m</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、非常用ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ○タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。また、原子炉補機冷却水系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 ○コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。 ○廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、RIP M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。 ○軽油タンクの天井が崩落した場合で、かつ外部電源喪失が発生している状況下において、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ○送電線や碍子へ雪が着氷することによって、相间短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。 ○D/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失、かつ外部電源喪失の同時発生により全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 	空調給排気口	設置高さ	年超過確率	結果	D/G室空調(A)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	7.8 m： 10^{-7} /年未満 10^{-4} /年：135.9cm 10^{-7} /年：213.3cm	設置高さを 超えるまで に大きな裕 度がある	D/G室空調(A)排気口	7.8 m	D/G室空調(B)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	D/G室空調(B)排気口	7.8 m	D/G室空調(C)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	D/G室空調(C)排気口	7.8 m	<p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1.にて設計基準を超える積雪事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p>	<p>評価結果の相違</p>
空調給排気口	設置高さ	年超過確率	結果																	
D/G室空調(A)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	7.8 m： 10^{-7} /年未満 10^{-4} /年：135.9cm 10^{-7} /年：213.3cm	設置高さを 超えるまで に大きな裕 度がある																	
D/G室空調(A)排気口	7.8 m																			
D/G室空調(B)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m																			
D/G室空調(B)排気口	7.8 m																			
D/G室空調(C)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m																			
D/G室空調(C)排気口	7.8 m																			

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル IPRA にて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。</p> <p>また、1. (4)項での起回事象の特定結果のとおり、上記シナリオのうち、建屋又は軽油タンクの天井崩落やD/G室空調給気口閉塞については、事象の発生頻度が第1表及び第2表に示したように非常に小さいこと、除雪管理により発生を防止可能なことから、発生自体が非常に稀な事象であり、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起回事象として選定不要であると判断した。</p> <p>よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起回事象は、外部電源喪失のみとなるが、各建屋及び軽油タンク等の健全性が確保される限り、非常用交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、事故シーケンスに至ることはない。</p> <p>したがって、積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。</p> <p>以 上</p>	<p>よって、積雪を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-2</p> <p>設計基準を超える低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出 柏崎刈羽原子力発電所の立地環境、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例等から低温に対する発電所への影響を調査し、その結果、以下のとおり機能喪失モードを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①屋外タンク及び配管内流体の凍結 ②ヒートシンク（海水）の凍結 ③着氷による送電線の相間短絡 <p>(2) 評価対象設備の選定 (1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。 具体的には、以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>(屋外設備)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下、軽油タンク等） ・取水設備（海水） ・送変電設備 <p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定 (1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①屋外タンク及び配管内流体の凍結 低温によって軽油タンク等内の軽油が凍結するとともに、以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。</p>	<p style="text-align: right;">補足 1-1</p> <p>低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出 低温事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①屋外タンク及び配管内流体の凍結 ②ヒートシンク（海水）の凍結 ③着氷による送電線の相間短絡 <p>(2) 評価対象設備の選定 (1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。 具体的には、以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①屋外タンク及び配管内流体の凍結 <ul style="list-style-type: none"> ・軽油貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機用燃料移送系（以下「軽油貯蔵タンク等」という。） ・復水貯蔵タンク及び附属配管（以下「復水貯蔵タンク等」という。） ②ヒートシンク（海水）の凍結 <ul style="list-style-type: none"> ・取水設備（海水） ③着氷による送電線の相間短絡 <ul style="list-style-type: none"> ・送電線 <p>(3) 起回事象になりうるシナリオの選定 (1) で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2) で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①屋外タンク及び配管内流体の凍結 <ul style="list-style-type: none"> ・軽油貯蔵タンク等の凍結 低温によって軽油貯蔵タンク等の軽油が凍結するとともに、以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電機ディタンクの燃料枯渇により「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵タンク等の凍結 低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合、補給水系の喪失に</p>	<p>設備の相違（②、③も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>②ヒートシンク（海水）の凍結 低温によって柏崎刈羽原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードは考慮しない。</p> <p>③着氷による送電線の相間短絡 送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。</p> <p>(4) 起回事象の特定 (3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える低温事象に対するの裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 屋外タンク及び配管内流体の凍結</p> <p>低温に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、軽油タンク等内の軽油の凍結を想定した場合、外部電源喪失の同時発生時においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられる。 ただし、軽油タンク等内の軽油は、流動点の低い特3号軽油への交換を実施しており、年超過確率10^{-7}/年に対する温度の-16.0°Cでは凍結しないことから、起回事象としての発生頻度は十分に低い。</p> <p>②ヒートシンク（海水）の凍結 上述のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。</p> <p>③送変電設備の屋外設備への着氷 着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。</p>	<p>より「計画外停止」に至るシナリオ</p> <p>②ヒートシンク（海水）の凍結 低温によって東海第二発電所周辺の海水が凍結することは起こりえないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。</p> <p>③着氷による送電線の相間短絡 ・送電線の地絡、短絡 送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>(4) 起回事象の特定 (3)で選定した各シナリオについて、想定を超える低温（凍結）事象に対するの裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>①屋外タンク及び配管内流体の凍結 ・軽油貯蔵タンク等の凍結 燃料移送系が凍結するような低温事象は、事前に予測が可能であり、燃料移送系の循環運転等による凍結防止対策が可能であることから、燃料移送系が凍結する可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>・復水貯蔵タンク等の凍結 復水貯蔵タンク等の保有水が凍結するような低温事象は、事前に予測が可能であり、復水貯蔵タンク等の循環運転等による凍結防止対策が可能であることから、保有水が凍結する可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>②ヒートシンク（海水）の凍結 (3)②のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起回事象として特定しない。</p> <p>③着氷による送電線の相間短絡 ・送電線の地絡、短絡 着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できず、送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナ</p>	<p>評価方法の相違</p> <p>年超過確率を用いない</p> <p>設備の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として全交流動力電源喪失と外部電源喪失を選定したが、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>また、上述のとおり、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る低温事象は、年超過確率評価上、約10^{-7}/年未満と非常に稀な事象であることから、低温事象を要因とする全交流動力電源喪失についての詳細評価は不要と考えられる。</p> <p>よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみとなるが、軽油タンク等内の軽油が凍結する可能性の小ささを踏まえると、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>リオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、凍結を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	<p>評価方法の相違（年超過確率を用いない）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-3</p> <p>設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出 落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① 落雷により屋外及び屋内計測制御設備に発生するノイズ ② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ ③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位</p> <p>(2) 評価対象設備の選定 (1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>ただし、落雷については、建屋内外を含め全ての設備等に影響が及ぶ可能性が考えられるため、具体的な設備の特定は実施せず、次項の起回事象になり得るシナリオの選定に当たっては、影響範囲が同様である地震 PRA の評価を参照し行うこととする。</p> <p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定 (1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、(2)項で選定した評価対象設備へ</p>	<p style="text-align: right;">補足 1-6</p> <p>落雷事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出 落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>① 屋内外計測制御設備に発生するノイズ ② 直撃雷による設備損傷 ③ 誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</p> <p>(2) 評価対象設備の選定 (1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。 具体的には、以下に示す屋内設置の設備及び屋外設置の設備を評価対象設備として選定した。</p> <p>①屋内外計測制御設備に発生するノイズ ・計測制御系</p> <p>②直撃雷による設備損傷 ・外部電源系 ・残留熱除去系海水系 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 ・非常用ディーゼル発電機用海水系 ・補機冷却海水系 ・循環水系</p> <p>③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷 ・計測制御系</p> <p>(3) 起回事象になりうるシナリオの選定</p>	<p>損傷・機能喪失モード選定方法の相違</p> <p>東海第二は地震 P R A を参照していない</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>の影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>シナリオの作成に関しては、「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（（社）日本原子力学会）及び柏崎刈羽原子力発電所7号炉に対する地震PRAの起因事象選定の考え方から、落雷での発生可能性のある起因事象となり得るシナリオについて検討した。</p> <p>ただし、落雷の影響として構造損傷は発生しないことから、地震PRAにて考慮している起因事象のうち、原子炉格納容器及び圧力容器の破損、LOCA事象といった建屋・構造物の破損については除外した。</p> <p>また、設計基準を上回る落雷では、ノイズにより計測制御設備が誤動作しスクラムする可能性がある。また、雷サージや誘導電位によりプラントが影響を受けた場合、その異常（タービントリップ等）を検知しスクラムすることから、プラントスクラム後を想定した。</p> <p>落雷については単発雷を想定すると、複数の系統に期待できる設備については区分分離が実施されているので、機能喪失することはない。したがって、想定を超える落雷の複数発生により生じるシナリオを想定した。</p> <p>① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ 計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至るシナリオ。</p>	<p>(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①屋内外計測制御系設備に発生するノイズ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計測制御系 ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合、「隔離事象」又は「原子炉緊急停止系誤動作」に至るシナリオ ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤動作した場合、「非隔離事象」、「全給水喪失」又は「水位低下事象」に至るシナリオ ②直撃雷による設備損傷 <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源系 直撃雷により外部電源系が損傷した場合、外部電源系の機能喪失による「外部電源喪失」に至るシナリオ ・残留熱除去系海水系 直撃雷により残留熱除去系海水系が損傷した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 直撃雷により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ ・非常用ディーゼル発電機用海水系 直撃雷により非常用ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ ・補機冷却海水系 直撃雷により補機冷却海水系が損傷した場合、タービン補機冷却系喪失によ 	<p>シナリオ選定方法の相違（地震PRAを参照しない）（②、③も同様）</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>設備の相違及び評価方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ 屋外設備（送電線や送電鉄塔、変圧器、屋外設置タンク）への落雷により、当該設備の機能喪失に至るシナリオ。また、外部とのケーブルを融通している建屋内の制御盤・電源盤が機能喪失に至るシナリオ。</p> <p>③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位 屋外及び屋内設備に発生する誘導電位により、建屋内設備が機能喪失するシナリオ。</p> <p>(4) 起回事象の特定 (3)項で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷（雷撃電流値）に対する裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 落雷により計測制御設備に発生するノイズ 当該事象の発生時には、計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至る可能性はあるが、ノイズの影響は計測制御設備に限定され、仮に誤動作に至る場合でもプラントはスクラムし、以降の事象進展については内部事象 PRA における過渡事象に含まれるため、起回事象としてはその他過渡事象として整理する。スクラム以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては抽出しない。</p>	<p>る「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ ・循環水系 直撃雷により循環水系が損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ</p> <p>③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷 ・計測制御系 誘導雷サージにより計測制御系が損傷した場合、計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオ</p> <p>(4) 起回事象の特定 (3)で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷に対する起回事象発生可能性評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>①屋内外計測制御設備に発生するノイズ 落雷によって安全保護回路に発生するノイズの影響により誤動作する可能性を否定出来ず、隔離事象又は原子炉緊急停止系誤動作に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。 また、落雷によって安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響により誤動作する可能性を否定出来ず、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。 なお、上記事象以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては特定しない。</p> <p>②直撃雷による設備損傷 外部電源系に過渡な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、落雷が発生した場合、外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。 残留熱除去系海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定出来ない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため起回事象として特定する。</p>	<p>設備の相違及び評価方法の相違</p> <p>評価方法の相違</p> <p>シナリオ選定の相違による起回事象特定結果の相違</p> <p>シナリオ選定の相違による起回事象特定結果の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ</p> <p>屋外変圧器に過度な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、設計を超える落雷が発生した場合、外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、屋外設置のタンク類(軽油タンク、液化窒素貯槽)のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失に至る場合、全交流動力電源喪失となることから起因事象として抽出した。また、シナリオとして抽出されない各個別機器の機能喪失についてはその他過渡事象として考慮した。</p> <p>③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位</p> <p>落雷による屋外及び屋内設備へ発生する誘導電位については、その影響が広範囲にわたるため、地震PRAにて選定される起因事象のうち、建屋・構造物の損傷を除外した起因事象として下記を抽出した。</p> <p>ただし、スクラム後の状態を想定していることから、原子炉停止機能喪失については対象外とし、下記に含まれない事象についてはその他過渡事象とした。柏崎刈羽原子力発電所7号炉に対する地震PRAでの起因事象選定のフローを参考に落雷により発生し得る起因事象選定を実施した。(第1図参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 	<p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定出来ないことから、計画外停止に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機用海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定出来ない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</p> <p>補機冷却海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定出来ない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</p> <p>循環水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定出来ないため、隔離事象に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。</p> <p>③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷</p> <p>落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことが出来ない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。しかし、安全保護回路はシールド付きケーブルを使用し、屋内に設置されているため、損傷に至る有意なサージの侵入はないものと判断されることから、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>なお、安全保護回路以外の計測制御系は、誘導雷サージの影響により損傷し、安全保護回路以外の計測・制御系喪失により制御不能に至る可能性を否定出来ない。制御不能となった場合は、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至る可能性は考えられるため、起因事象として特定する。</p>	<p>シナリオ選定の相違による起因事象 特定結果の相違</p> <p>シナリオ選定の相違による起因事象 特定結果の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																								
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系喪失 ・直流電源喪失 ・計測・制御系喪失に伴う制御不能 ・その他過渡事象 <p>上記起因事象のうち、安全上重要な設備の損傷を要因とするものについて、設計基準雷撃電流値 200kA を超える雷撃電流値に対する裕度（起因事象発生可能性）を評価した。</p> <p>評価は、過去に実施した雷インパルス試験結果をもとに、雷撃電流により発生する誘導電位が各設備の絶縁耐力値を上回る雷撃電流値を評価し、その雷撃電流値の発生可能性について評価を実施した。具体的には、印加電流とそれにより発生する誘導電位は比例関係にあることが知られていることから、過去の雷インパルス試験結果から印加電流（雷撃電流）に応じた発生する誘導電位を推定し、各設備の絶縁耐力値（計装設備：雷インパルス試験絶縁耐力値 1000V、制御設備：雷インパルス試験絶縁耐力値 2000V）との比較により機能喪失判断を実施した。6号炉の場合、耐力値の低い計装設備で印加電流に対し発生し得る最大の誘導電圧は 200kA 換算で 709.3V であるが（第1表参照）、この関係から絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 282kA（発生頻度は 8.7×10^{-6} 件/年）で設備損傷と判断する。7号炉の場合、第2表より耐力値の低い計装設備で絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 789kA（発生頻度 3.1×10^{-8} 件/年）となる。したがって、安全上重要な設備が損傷に至る雷撃が発生する可能性は非常に小さく、かつ起因事象の発生には複数区分の設備が損傷することが必要となるため、落雷を要因とする上記起因事象の発生は極低頻度事象であるため考慮不要とした。</p> <p>第1表 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(6号炉)</p> <table border="1" data-bbox="136 1367 1163 1881"> <thead> <tr> <th rowspan="2">発点－着点</th> <th rowspan="2">ケーブル種類</th> <th colspan="2">誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))</th> <th colspan="2">誘導電圧 200kA 換算値(V)</th> </tr> <tr> <th>発点側</th> <th>着点側</th> <th>発点側</th> <th>着点側</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋</td> <td>計装</td> <td>0.6(900)</td> <td>1.06(888)</td> <td>133.3</td> <td>238.7</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(4F東側)－ タービン建屋</td> <td>計装</td> <td>3.22(908)</td> <td>0.012(884)</td> <td>709.3</td> <td>2.7</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋</td> <td>制御</td> <td>0.84(900)</td> <td>0.042(900)</td> <td>186.7</td> <td>9.3</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋2F－B3F</td> <td>計装</td> <td>0.1(888)</td> <td>0.24(896)</td> <td>22.5</td> <td>53.6</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋</td> <td>制御</td> <td>4.24(872)</td> <td>5.0(904)</td> <td>972.5</td> <td>1106.2</td> </tr> </tbody> </table>	発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)		発点側	着点側	発点側	着点側	原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7	原子炉建屋(4F東側)－ タービン建屋	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7	原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3	原子炉建屋2F－B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6	原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	制御	4.24(872)	5.0(904)	972.5	1106.2		
発点－着点			ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)																																				
	発点側	着点側		発点側	着点側																																					
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7																																					
原子炉建屋(4F東側)－ タービン建屋	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7																																					
原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3																																					
原子炉建屋2F－B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6																																					
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	制御	4.24(872)	5.0(904)	972.5	1106.2																																					

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機				東海第二発電所		備考
第2表 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(7号炉)						
発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)		
		発点側	着点側	発点側	着点側	
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	計装	1.1(868)	0.31(872)	253.5	78.0	
原子炉建屋(4F 東側)－ タービン建屋	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 *	73.7	
原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6	
原子炉建屋 2F－B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4	
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	制御	4.32(872)	2.8(852)	990.8	657.3	
<p>※柏崎刈羽原子力発電所7号炉の場合、原子炉建屋(4F 東側)－タービン建屋間で最大約1150V/200kAの誘導電位が発生するが、当該区間を融通しているのは「R/A 外気差圧発信器」のみであり、差圧発信器にはアレスタ（雷インパルス試験耐電圧値：15kV）が内蔵されており、機器に影響を及ぼすことはない。</p>						

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>落雷による起因事象</p> <p>落雷による建屋・構築物、大型静的機器の損傷による分類例</p> <p>落雷による安全機能へ重大(広範)な影響を及ぼす機器等の損傷による分類例</p> <p>その他過渡事象</p> <p>スクラム成功</p> <p>ATWS (落雷発生及びタービントリップ等の随伴事象により自動ストップフラムするため、ATWS は考慮せず)</p> <p>サポート系等健全</p> <p>外部電源喪失 全交流炉電源喪失 原子炉建屋格納容器損傷 直流電源喪失 制御系喪失に伴う制御不能</p> <p>地震 PRA で考慮している以下の事象について考慮せず。 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・LOCA</p> <p>落雷</p> <p>建屋・構築物、大型静的機器等健全</p> <p>第1図 発電用原子炉の燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー (落雷)</p>		

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のあるシナリオ及び起因事象として以下のとおり抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ ○屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失、全交流動力電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ ○建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失に至るシナリオ <p>上記のシナリオにおける起因事象については、内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて考慮しており、落雷により追加すべき事故シーケンスはないと判断した。</p> <p>また、上記シナリオの発生頻度は、1.(4)に示したとおり極低頻度であること、又は発生した場合であっても緩和設備に期待できることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスには至らないものと判断した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を特定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全保護回路に発生するノイズの影響に伴う隔離事象又は原子炉緊急停止系誤動作 ・安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象 ・外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失 ・残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の損傷に伴う計画外停止 ・非常用ディーゼル発電機用海水系の損傷、かつ外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失 ・補機冷却海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障 ・循環水系の損傷に伴う隔離事象 ・安全保護回路以外の計測制御系の損傷に伴う非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象 <p>上記起因事象については、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、落雷を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断される。</p>	<p>起因事象特定結果の相違による事故シーケンス特定結果の相違</p> <p>評価方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-4</p> <p>設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>火山事象のうち、火砕流や火山弾といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定）（以下、「影響評価ガイド」という。）において設計対応不可とされている事象については、影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。</p> <p>降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について、影響評価ガイドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による静的荷重 ②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞 ③降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗 ④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 ⑤降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡 ⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による静的荷重 (建屋) ・原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋</p> <p>(屋外設備) ・軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下、軽油タンク等）</p>	<p style="text-align: right;">補足 1-3</p> <p>火山事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>火山事象のうち、火山性土石流といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定）（以下「影響評価ガイド」という。）において設計対応不可とされている事象については、影響評価に基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性が無いと判断されている。よって、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。</p> <p>降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について、影響評価ガイドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重 ②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞 ③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 ⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>①建屋天井や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重 <建屋> ・原子炉建屋（原子炉棟、付属棟、廃棄物処理棟） ・タービン建屋</p> <p><屋外設備> ・送受電設備（超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器）</p>	<p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、損傷・機能喪失モードの抽出不要とした。</p> <p>設備の相違（②，③，④，⑤も同様）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞 取水口及び海水系（原子炉補機冷却海水系）</p> <p>③降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗 （屋外に面した設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調 ・非常用ディーゼル発電機室非常用給気設備（6号炉）、非常用電気品区域換気空調（7号炉）（以下、D/G室空調） <p>（屋外設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽油タンク等 <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 軽油タンク等</p> <p>⑤降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡 送変電設備</p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化 -（アクセスルート）</p> <p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定 (1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による建屋天井や屋外設備の崩落</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（排気ファン、吸気フィルタ等） ・復水貯蔵タンク ・残留熱除去系海水系 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 ・非常用ディーゼル発電機用海水系 ・補機冷却海水系 ・循環水系 <p>②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 ・非常用ディーゼル発電機用海水系 ・補機冷却海水系 ・循環水系 <p>③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（給気口、吸気フィルタ） ・中央制御室換気系（給気口） ・残留熱除去系海水系（モータ） ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（モータ） ・非常用ディーゼル発電機用海水系（モータ） ・補機冷却海水系（モータ） ・循環水系（モータ） <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <ul style="list-style-type: none"> ・屋外設備全般 <p>⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送電線 <p>(3) 起因事象になりうるシナリオの選定 (1) で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2) で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p>	<p>東海第二では、設計基準事象においては屋外作業は不要であることから、評価対象設備を選定しない</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>建屋及び屋外設備に対する降下火砕物堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。</p> <p><建屋></p> <p>○原子炉建屋</p> <p>原子炉建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に損傷、機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る。</p> <p>○タービン建屋</p> <p>タービン建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービン、発電機に影響が及び、タービントリップに至る。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>○コントロール建屋</p> <p>コントロール建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至る。</p> <p><屋外設備></p> <p>○軽油タンク</p> <p>軽油タンクが降下火砕物堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備</p>	<p>①降下火砕物の堆積荷重</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋（原子炉棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ 原子炉建屋（付属棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室換気系が機能喪失することによる「計画外停止」に至るシナリオ 原子炉建屋（付属棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉建屋給気隔離弁が機能喪失することによる「計画外停止」に至るシナリオ 原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している気体廃棄物処理施設が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ 原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉建屋排気隔離弁が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ タービン建屋 <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、「非隔離事象」に至るシナリオ また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備（超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器） <ul style="list-style-type: none"> 超高压開閉所屋上、特別高压開閉所、変圧器が降下火砕物による堆積荷重により崩落し、送受電設備に影響が及び、「外部電源喪失」に至るシナリオ 復水貯蔵タンク <ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ 非常用ディーゼル発電機の附属機器 <ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損 	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(ディタンク)の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞 海水中への降下火砕物による取水口や海水系への影響については、定量的な裕度評価は困難ではあるが、降下火砕物に対する取水量や取水設備構造等を考慮すると、取水口閉塞の発生は考えにくく、考慮すべきシナリオとしては抽出不要と考えられる。 海水系については、海水中の降下火砕物が高濃度な場合には、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至る。</p> <p>③降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外機器の摩耗 (屋外に面した設備) 降下火砕物によって中央制御室換気空調及びD/G 室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至る。(ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽</p>	<p>傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系 降下火砕物による堆積荷重により残留熱除去系海水系ポンプが損傷した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 降下火砕物による堆積荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ ・非常用ディーゼル発電機用海水系 降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機用海水ポンプが損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ ・補機冷却海水系 降下火砕物による堆積荷重により補機冷却用海水ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ ・循環水系 降下火砕物による堆積荷重により循環水ポンプが損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ <p>②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞 海水ストレーナや熱交換器の目開きは、降下火砕物の粒径より大きいことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。 海水中への降下火砕物によって海水ポンプ軸受が閉塞により異常摩耗した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ 非常用ディーゼル発電機用海水系の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 補機冷却海水系の機能喪失による「タービン・サポート系故障」、循環水系の機能喪失に伴う復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ</p> <p>③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機附属機器の閉塞 降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至 	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>出不要とする。） D/G 室空調給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>（屋外設備） 軽油タンクのベント管の閉塞や非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの降下火砕物による軸受摩耗により、軽油タンク等が機能喪失し、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。</p> <p>⑤降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡 降下火砕物が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至る。</p> <p>⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化 降下火砕物により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。 そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討</p>	<p>るシナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気系給気口の閉塞 中央制御室換気系の給気口は、地面より約5.9m、約19mの2箇所に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いためシナリオの選定は不要である。また、吸気口へ降下火砕物の吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。 海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞 降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により残留熱除去系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ 補機冷却用海水ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ 循環水ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響 降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ樹脂系等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断したため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。</p> <p>⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡 降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、水分を吸収することによって、相間短絡を起こし「外部電源喪失」に至るシナリオ</p>	<p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違</p> <p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、シナリオを選定しない。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考													
<p>するものとする。</p> <p>(4) 起因事象の特定 (3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火砕物に対するの裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。（火山事象については、積雪や落雷のように年超過確率の評価が困難であるため、それに基づく起因事象発生可能性の考慮は実施しない。）</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重による建屋天井や屋外設備の崩落 設計として想定している降下火砕物堆積量 35cm は、第1表に示す各建屋天井及び軽油タンクの許容荷重より小さく、裕度を有しているものの、各建屋及び軽油タンクの許容荷重以上に堆積した場合には、(3) 項で選定した各シナリオに至る可能性がある。</p> <p>ただし、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ、計測制御系機能喪失、全交流動力電源喪失及びプラントスクラムについては、内部事象、地震及び津波のレベル 1PRA でも考慮している事象であることから、追加のシナリオではない。</p> <p>第1表 各建屋・タンクの降下火砕物堆積における許容荷重</p> <table border="1" data-bbox="261 1041 780 1583"> <thead> <tr> <th>建屋・タンク</th> <th>許容荷重</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉建屋</td> <td>6号炉：81cm</td> </tr> <tr> <td>7号炉：81cm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">タービン建屋</td> <td>6号炉：67cm</td> </tr> <tr> <td>7号炉：67cm</td> </tr> <tr> <td>コントロール建屋</td> <td>142cm</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">軽油タンク</td> <td>6号炉：88cm</td> </tr> <tr> <td>7号炉：88cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞</p> <p>海水中の降下火砕物による海水系への影響については、降下火砕物の性質である硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって熱交換器の伝熱管や海水ポン</p>	建屋・タンク	許容荷重	原子炉建屋	6号炉：81cm	7号炉：81cm	タービン建屋	6号炉：67cm	7号炉：67cm	コントロール建屋	142cm	軽油タンク	6号炉：88cm	7号炉：88cm	<p>(4) 起因事象の特定 (3) で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火砕物に対するの裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。</p> <p>①降下火砕物の堆積荷重 降下火砕物の堆積が各建屋天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、(3) ①にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、各建屋天井の崩落や屋外設備が損傷するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞 海水ポンプ軸受の異常摩耗については、降下火砕物の硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって異常摩耗は進展しにくく、機能喪失することは考えにくいため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。</p>	
建屋・タンク	許容荷重														
原子炉建屋	6号炉：81cm														
	7号炉：81cm														
タービン建屋	6号炉：67cm														
	7号炉：67cm														
コントロール建屋	142cm														
軽油タンク	6号炉：88cm														
	7号炉：88cm														

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>ブ軸受の異常磨耗は進展しにくく、また、海水ストレーナの自動洗浄機能によって、機能喪失することは考えにくい。しかし、何らかの理由で、海水中の降下火砕物が大量に流入した場合には、海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性はある。ただし、最終ヒートシンク喪失は内部事象、地震及び津波のレベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。</p> <p>③降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗</p> <p>D/G 室空調フィルタへの降下火砕物の影響については、設計基準を超える降下火砕物に対しても、フィルタ交換が可能な構造であることを考慮すると、換気空調系フィルタの閉塞発生可能性が十分に低減されると考えられるが、定量的な裕度評価が困難であり、何らかの理由で大量の降下火砕物が流入した場合は、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る。ただし、非常用ディーゼル発電機の機能喪失は内部事象、地震及び津波のレベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。</p> <p>軽油タンク等への降下火砕物の影響については、以下の理由で起因事象は発生しない。軽油タンクのベント管出口は地面側を向いていること、地上 10m の高さにあることから閉塞しない。また非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプは、軸貫通部に潤滑剤等の漏えいがないよう管理されており、電動機についても内部に降下火砕物が侵入しない構造となっていることから降下火砕物の影響を受けない。</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <p>降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面に耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果があること、及び腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理により発生防止が可能であるため、腐食を要因とする起因事象は考慮不要である。</p> <p>⑤降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡</p> <p>降下火砕物の影響を受ける可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲にわたるため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できない。ただし、外部電源喪失は内部事象や</p>	<p>③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞</p> <p>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合には、(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの交換が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>また、モータ空気冷却器給気口が閉塞した場合には、(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、モータ空気冷却器給気口が閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。</p> <p>④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響</p> <p>降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、(3)④のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起因事象として特定しない。</p> <p>⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡</p> <p>降下火砕物の影響を受ける可能性がある送受電設備は、発電所内外の広範囲に渡り、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電</p>	<p>設備の相違による特定結果の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>地震、津波でも考慮しており追加のシナリオではない。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定したが、いずれのシナリオについても、内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失 ・タービン建屋天井崩落によるタービントリップ又はプラントスクラム ・コントロール建屋天井崩落による計測制御系機能喪失 ・軽油タンク等の機能喪失及び外部電源喪失の重畳による全交流動力電源喪失 ・海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失 ・D/G室空調給気口閉塞及び外部電源喪失による全交流動力電源喪失 ・送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失 <p>また、上記シナリオのうち、各建屋及び軽油タンクの天井の崩落については、除灰により発生防止を図ることが可能であること、D/G室空調給気閉塞についてもフィルタ交換により発生防止を図ることが可能であることから、それぞれ発生自体が影響のある事故シーケンスとはならないものと判断した。</p> <p>以上</p>	<p>源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、火山の影響を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-5</p> <p>設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起因事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>風（台風）事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①風荷重による建屋や設備等の損傷 ②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞 ③強風によるアクセス性や作業性の悪化 <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋 <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備 ・軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等） ・取水口 <p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①風荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>建屋及び屋外設備に対する風荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉建屋 <p>風速については、年超過確率評価上、10^{-7}/年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造のため、この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。</p>		<p>事象評価内容の相違（事象として竜巻に包絡されると評価）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>○コントロール建屋 風速については、年超過確率評価上、10^{-7}/年となる風速は 55.7m/s（地上高10m、10 分間平均風速）となるが、コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。</p> <p>○タービン建屋 タービン建屋については、建屋上層部が鉄骨造である。万が一、風荷重により破損に至るような場合は、鉄骨造である建屋上層部が考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。</p> <p><屋外設備></p> <p>○送変電設備 風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。</p> <p>○軽油タンク等 風速については、年超過確率評価上、10^{-7}/年となる風速は 55.7m/s（地上高10m、10 分間平均風速）となるが、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷し、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞 強風により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。</p> <p>③強風によるアクセス性や作業性の悪化 強風により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響が及ぶ可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。 そのため上記①の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。</p> <p>(4) 起回事象の特定 (3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p>		<p>事象評価内容の相違（事象として竜巻に包絡されると評価）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>①風荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p><建屋></p> <p>タービン建屋上層部は鉄骨造であり風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を大幅に超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定する。</p> <p>なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、年超過確率 10^{-7}/年の風速 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）を超える風荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないと考えられることから、風荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要とした。</p> <p><屋外設備></p> <p>○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失</p> <p>風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重に対して送変電設備が損傷することは否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。</p> <p>○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失</p> <p>仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上、10^{-7}/年となる風速 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）の風荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分低く詳細評価は不要と考えられる。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。</p> <p>○タービン建屋損傷に伴いタービントリップに至るシナリオ</p> <p>○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ</p> <p>○軽油タンク等が損傷、かつ外部電源が喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ</p> <p>上記シナリオについては、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて考慮しており追加のシナリオはない。</p> <p>また、上記シナリオのうち、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率評価上、10^{-7}/年未満）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であり、起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。</p> <p>以上</p>		<p>事象評価内容の相違（事象として竜巻に包絡されると評価）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-6</p> <p>設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷 ②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷 ③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷 ④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞 ⑤竜巻襲来後のガレキ散乱によるアクセス性や作業性の悪化</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし、屋内設備については、飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるが、個別機器としては特定せず、地上1階以上かつ原子炉格納容器外の機器については破損を前提とする。</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋 <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> 送変電設備、軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系 	<p style="text-align: right;">補足 1-4</p> <p>竜巻事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷 ②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷 ③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷 ④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋、屋外及び屋内設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし、屋内設備については、飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるため、飛来物が直接衝突する壁は損傷し、そのひとつ内側の壁との間に設置されている設備等を対象とする。</p> <p>①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋（原子炉棟、付属棟、廃棄物処理棟） タービン建屋 <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備（超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器、送電線） 排気筒 非常用ガス処理系 復水貯蔵タンク 非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン、吸気フィルタ等） 残留熱除去系海水系 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 	<p>設計基準事象においては、屋外作業は不要であることから、損傷・機能喪失モードの抽出不要とした。</p> <p>屋内設備への影響範囲及び評価範囲の相違</p> <p>設備の相違（②、③、④も同様）</p> <p>設備の相違（②、③、④も同様）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機用海水系 ・補機冷却海水系 ・循環水系 <p><屋内設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気系 <p>②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟） ・タービン建屋 <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器，送電線） ・排気筒 ・非常用ガス処理系 ・復水貯蔵タンク ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等） ・残留熱除去系海水系 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 ・非常用ディーゼル発電機用海水系 ・補機冷却海水系 ・循環水系 <p><屋内設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系 ・非常用ガス処理系 ・ほう酸水注入系 ・可燃性ガス濃度制御系 ・中央制御室換気系 ・原子炉建屋換気系隔離弁 ・気体廃棄物処理施設 ・タービン補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・原子炉補機及びタービン補機冷却系熱交換器，ポンプ ・主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管） <p>③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷</p> <ul style="list-style-type: none"> ・①及び②にて選定した設備等 	<p>設備の相違（②，③，④も同様）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定</p> <p>(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>シナリオの作成に関しては、「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び地震 PRA の結果から、地震により発生する起回事象を参照し、竜巻での発生可能性のある起回事象となり得るシナリオについて検討した。</p> <p>竜巻の影響としては、飛来物の建屋外壁貫通が考えられるものの、原子炉建屋等の大規模破損に至ることは考えられないこと、さらには原子炉格納容器及び原子炉格納容器内の設備まで影響を及ぼすことは考えられないことから、地震 PRA にて考慮している起回事象のうち、原子炉格納容器の破損、原子炉圧力容器の破損、LOCA 事象といった建屋・建造物の破損については除外した。</p> <p>(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>建屋及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。</p> <p><建屋></p> <p>○原子炉建屋</p> <p>竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、10^{-7}/年となる風速は 90m/s 程度となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし、ブローアウトパネルは、建屋内外の差圧により開放する。</p> <p>○コントロール建屋及び廃棄物処理建屋</p> <p>原子炉建屋同様、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。</p>	<p>④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞</p> <p>・取水口</p> <p>(3) 起回事象になりうるシナリオの選定</p> <p>(1) で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2) で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p><建屋></p> <p>・原子炉建屋</p> <p>原子炉建屋（原子炉棟、付属棟、廃棄物処理棟）は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さく、建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>ただし、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは建屋内外の差圧による開放に至る場合に「計画外停止」に至るシナリオを選定する。</p>	<p>地震とは事象や影響が異なると考えられるため、設計基準で考慮した影響モードを参照し、評価を行うこととした</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定の相違</p> <p>年超過確率を用いない</p> <p>設備の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○タービン建屋 竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、10^{-7}/年となる風速は 90m/s 程度となり、タービン建屋はこの程度の風荷重及び気圧差荷重で損傷に至ることはないが、建屋上層部が鉄骨造のため、仮にこれを上回る風荷重及び気圧差荷重が生じた場合には破損に至る可能性が高いと考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。</p> <p><屋外設備> ○送変電設備 風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。</p> <p>○軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下、軽油タンク等という。） 竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、10^{-7}/年となる風速は 90m/s 程度となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。</p>	<p>・タービン建屋 タービン建屋については、建屋上層部は鉄骨造である。万が一、風荷重及び気圧差荷重による破損に至るような場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、「非隔離事象」に至るシナリオ また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ</p> <p><屋外設備> ・送受電設備（超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器、送電線） 風荷重及び気圧差荷重により超高压開閉所、特別高压開閉所、変圧器又は送電線に影響が及び「外部電源喪失」に至るシナリオ ・排気筒 排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても排気筒の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。 ・非常用ガス処理系 非常用ガス処理系排気筒及び配管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても非常用ガス処理系排気筒及び配管の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。 ・復水貯蔵タンク 風荷重及び気圧差荷重により復水貯蔵タンクが損傷した場合、補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ ・非常用ディーゼル発電機の附属機器 風荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ</p> <p>・残留熱除去系海水系 風荷重により残留熱除去系海水系が損傷した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 風荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ</p>	<p>年超過確率を用いない 設備の相違に伴うシナリオ選定の相違</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>年超過確率を用いない</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p> <p>設備の相違に伴うシナリオ選定内容の相違（②も同様）</p>

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>場合、原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。</p> <p>⑤竜巻襲来後のガレキ散乱によるアクセス性や作業性の悪化 竜巻襲来後のガレキ散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響が及ぶ可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外作業へ影響がおよんだ場合であっても問題はない。 そのため上記①～④の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。</p> <p>(4) 起回事象の特定 (3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷 <建屋></p> <p>タービン建屋上層部は鉄骨造であり年超過確率評価上 10^{-7}/年となる風速 90m/s 程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており、年超過確率評価上 10^{-7}/年となる風速 90m/s 程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないことから風荷重及び気圧差荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要としている。</p> <p><屋外設備> ○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失 風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重及び気圧差荷重に対して送変電設備の損傷を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。</p>	<p>竜巻により資機材、車両等が飛散した取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが、取水口は呑み口が広く、閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。</p> <p>(4) 起回事象の特定 (3)で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷 <建屋> 建屋内外差圧の発生に伴う原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p> <p>タービン建屋上層部は鉄骨造であり、風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、想定を超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機及びタービン補機冷却系サージタンクに影響を及ぼす可能性は否定できず、タービン建屋損傷に伴う非隔離事象、タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p> <p><屋外設備> 超高圧開閉所や送受電設備が損傷した場合、風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、想定を超える風荷重に対しては発生を否定できないため、超高圧開閉所や送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。</p>	<p>東海第二は、設計基準事象においては屋外作業は不要であることから、シナリオを選定しない。</p> <p>設備の相違による起回事象特定結果の相違 年超過確率を用いない</p> <p>設備の相違による起回事象特定結果の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失</p> <p>仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上10^{-7}/年となる風速90m/s程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と判断した。</p> <p><屋内設備></p> <p>○タービン建屋の損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼすことによるタービントリップ</p> <p>先述のとおり、タービン建屋損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>○換気空調系損傷に伴う全交流動力電源喪失</p> <p>換気空調系（非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系、海水熱交換器区域換気空調系）のうち、気圧差の影響を受けやすいダクトについては、設計を超える荷重が作用した場合変形する可能性があり、一定の風量を確保することが困難になる可能性があるため、換気空調系の損傷に伴う非常用ディーゼル発電機の機能喪失（外部電源喪失状況下においては全交流動力電源喪失）がシナリオとしては考えられる。しかし、内部事象レベル1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。</p> <p>②建屋や建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生する可能性のあるシナリオ</p> <p><建屋></p> <p>原子炉建屋、コントロール建屋及びタービン建屋は、飛来物が建屋外壁を貫</p>	<p>復水貯蔵タンクが損傷した場合、補給水系が喪失し、計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>残留熱除去系海水系が損傷した場合、残留熱除去系の機能喪失による最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機用海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>補機冷却海水系が損傷した場合、タービン補機冷却系喪失によるタービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>循環水系が損傷した場合、復水器真空度喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p><屋内設備></p> <p>中央制御室換気系が損傷した場合、中央制御室換気系が機能喪失し、計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p><建屋></p>	<p>設備の相違による起因事象特定結果の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすが、発生可能性のあるシナリオは、後述の屋内設備で考慮することとする。</p> <p><屋外設備></p> <p>○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失</p> <p>飛来物の衝撃荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失</p> <p>仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、全交流動力電源喪失は運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p><屋内設備></p>	<p>原子炉建屋、タービン建屋は、飛来物が建屋を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすが、<屋内設備>として起因事象を特定する。</p> <p><屋外設備></p> <p>超高压開閉所や送電線が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>排気筒が飛来物により損傷した場合、気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>非常用ガス処理系排気筒及び配管が飛来物により損傷した場合、非常用ガス処理系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>復水貯蔵タンクが飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に補給水系が喪失し、計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機の附属機器が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>残留熱除去系海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に残留熱除去系の機能喪失による最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に高压炉心スプレイ系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機用海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>補機冷却海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様にタービン補機冷却系喪失によるタービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>循環水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に復水器真空度喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p><屋内設備></p> <p>飛来物が原子炉建屋へ衝突し、貫通した場合、屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから、原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う隔離事象、原子炉建屋ガス処理系の機能喪失に伴う計画外停止、ほう酸水注入系の機能喪失に伴う計画外停止、可燃性ガス濃度制御系の機能喪失に伴う計画外停止、中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止、原子炉建屋換気系隔離弁の機能喪失に伴う計画外停止、気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象</p>	<p>設備の相違による起因事象特定結果の相違</p> <p>設備の相違による起因事象特定結果の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>○飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップ</p> <p>タービン建屋上層部は鉄骨造であり、外壁については、原子炉建屋やコントロール建屋に比べて強度が低い材質であるため飛来物の貫通リスクが高く、タービン建屋2階に設置しているタービンや発電機に飛来物が衝突する可能性は否定できないため、飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止</p> <p>タービン建屋の循環水ポンプエリアの外壁には、開口部（ルーバ）があるため飛来物の侵入リスクが高く、循環水ポンプに飛来物が衝突し、循環水ポンプが損傷する可能性がある。その場合の影響としては、復水器真空度低下に伴う出力低下又は手動停止等の措置が考えられるが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。</p> <p>2. 炉心損傷事故シーケンスの特定</p> <p>1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。</p> <p>○風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷又は、飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ</p> <p>○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ</p> <p>○軽油タンク等が損傷、かつ外部電源喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ</p> <p>○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ</p>	<p>として特定する。</p> <p>飛来物がタービン建屋へ衝突、貫通した場合、(4)①と同様にタービン、発電機の損傷に伴う非隔離事象、タービン補機冷却系の損傷に伴うタービン・サポート系故障、原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象、主蒸気管の損傷に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。</p> <p>③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷</p> <p>(3)③のとおり、建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては、①、②に包絡されるため、起因事象として特定不要であると判断した。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. にて設計基準を超える竜巻事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放に伴う計画外停止 ・原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象 ・非常用ガス処理系の損傷に伴う計画外停止 ・ほう酸水注入系の損傷に伴う計画外停止 ・可燃性ガス濃度制御系の損傷に伴う計画外停止 ・中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止 ・原子炉建屋換気系隔離弁の機能喪失に伴う計画外停止 ・気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象 ・タービン、発電機の損傷に伴う非隔離事象 ・タービン補機冷却系の損傷に伴うタービン・サポート系故障 ・主蒸気系の損傷に伴う隔離事象 ・送電線の損傷に伴う外部電源喪失 ・排気筒の損傷に伴う隔離事象 ・復水貯蔵タンクの損傷に伴う計画外停止 ・非常用ディーゼル発電機の附属機器の損傷、かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失 ・残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系の損傷に伴う計画外停止 	<p>損傷・機能喪失モードの抽出結果に合わせて再度記載したもの</p> <p>設備の相違による起因事象特定結果の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>上記シナリオについては、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて考慮しており追加のシナリオはない。</p> <p>また、上記シナリオのうち、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率 10^{-7}/年未満）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であることから起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性及び飛来物の建屋貫通による屋内設備の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な影響のある炉心損傷事故シーケンスは生じないと判断した。</p> <p>以 上</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機用海水系の損傷、かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失 ・補機冷却海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障 ・循環水系の損傷に伴う隔離事象 <p>上記起因事象については、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1 P R A にて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、竜巻を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	<p>評価内容の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p style="text-align: right;">添付資料 2-7</p> <p style="text-align: center;">設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起回事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出 降水事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①建屋天井に対する荷重 ②敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水 ③建屋内浸水による機器の没水又は被水 ④降水によるアクセス性や作業性の悪化 <p>(2) 評価対象設備の選定 (1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。 具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 ・コントロール建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備 ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下、軽油タンク等） <p>(3) 起回事象になり得るシナリオの選定 (1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①雨水荷重による建屋天井の崩落 建屋に対する雨水荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。</p> <p><建屋></p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉建屋 		<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却水系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、雨水が下層階へ伝播し、非常用ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>○タービン建屋 タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補機冷却水系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>○コントロール建屋 コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>○廃棄物処理建屋 廃棄物処理建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、冷却材再循環ポンプM/G セットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。</p> <p>②敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水 敷地内で雨水が滞留した場合に、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の燃料移送ポンプが没水し機能喪失する可能性があり、降水の影響により屋外の送変電設備の機能喪失と重畳し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。</p> <p>③建屋内浸水による機器の没水又は被水 本損傷・機能喪失モードにより発生する事故シーケンスは、発生原因が浸水によるものであり、対策は建屋周辺の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認のためのシーケンスには適さない。よってこの損傷・機能喪失モードは考慮しない。</p> <p>④降水によるアクセス性や作業性の悪化 降水により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性が</p>		<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>あるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても問題はない。</p> <p>そのため上記①～③の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える降水事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>① 雨水荷重による建屋天井の崩落</p> <p>雨水荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3) 項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること、計測制御系機能喪失及び直流電源機能喪失については、地震、津波のレベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。</p> <p>なお、年超過発生確率 10^{-7}/年相当の降水（159.2 mm/h）時には、一部の屋上において雨水の流入量が排水量を上回る。このうち原子炉建屋とタービン建屋の間の 2m ギャップ（主蒸気トンネル室直上除く）及びタービン建屋東側換気空調系エリアの屋上では、建屋パラペット高さまで雨水が滞留する可能性があり、これらの箇所では天井が損傷する可能性が否定できない。仮にこれらの箇所の天井が崩落するもっとも厳しい状況を考えた場合には、雨水の伝播経路上にある原子炉補機冷却水系サージタンク水位計、ディーゼル発電設備、非常用電源盤及びタービン建屋の常用機器が没水又は被水し、機能喪失することで最終ヒートシンク喪失と全交流動力電源喪失が発生する可能性がある。この時、原子炉建屋最地下階において原子炉隔離時冷却系が没水により機能喪失する可能性もあることから、平成4年以降に整備したアクシデントマネジメント策に期待しない場合には、炉心損傷に至る。ただし、このような事故シーケンスは津波 PRA で考慮されていることから追加の事故シーケンスグループではない。</p> <p>② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水</p> <p>全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。</p> <p>なお、年超過発生確率 10^{-7}/年相当の降水時においても一部滞留水が発生するものの、排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能である。よって、敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水は、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。</p>		<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。</p> <p>○原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>○タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至る。</p> <p>○タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却水系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る。</p> <p>○タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る。</p> <p>○コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至る。</p> <p>○廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至る。</p> <p>○降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA のいずれかにおいて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。</p> <p>また、1. (4)項での起因事象の特定結果のとおり、年超過発生確率 10⁻⁷/年相当の降水時においてはタービン建屋東側換気空調系エリアの天井崩落によりタービントリップが発生する可能性が否定できないものの、緩和設備に期待できることから有意な影響又は頻度を持つ事故シーケンスとはならない。</p> <p>したがって、降水事象を要因として発生し得る有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。</p> <p>以上</p>		<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
	<p style="text-align: right;">補足 1-5</p> <p style="text-align: center;">森林火災事象に対する事故シーケンス抽出</p> <p>1. 起因事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出 森林火災により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。</p> <p>①輻射熱による建屋や設備等への損傷 ②ばい煙による設備等の閉塞</p> <p>(2) 評価対象設備の選定 (1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。</p> <p>①輻射熱による建屋や設備等への損傷 <建屋> ・原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟） ・タービン建屋 <屋外設備> ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器） ・復水貯蔵タンク ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等） ・排気筒 ・非常用ガス処理系 ・残留熱除去系海水系 ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 ・非常用ディーゼル発電機用海水系 ・補機冷却海水系 ・循環水系</p> <p>②ばい煙による設備等の閉塞 ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（給気フィルタ等） ・中央制御室換気系</p>	<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系（モータ） ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（モータ） ・非常用ディーゼル発電機用海水系（モータ） ・補機冷却海水系（モータ） ・循環水系（モータ） <p>(3) 起因事象になりうるシナリオの選定 (1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。</p> <p>①輻射熱による建屋や設備等への損傷 <建屋> 森林火災の輻射熱による建屋への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、建屋が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による建屋影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</p> <p><屋外設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器） 森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷した場合、「外部電源喪失」に至るシナリオ なお、送受電設備への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、敷地内の送受電設備が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。 ・復水貯蔵タンク 森林火災の輻射熱による復水貯蔵タンクへの影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、復水貯蔵タンク水の最高使用温度を下回り、タンクが損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。 ・非常用ディーゼル発電機の附属設備 森林火災の輻射熱による非常用ディーゼル発電機の附属設備への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、非常用ディーゼル発電機の附属設備が受ける輻射強度は低いため、非常用ディーゼル発電機の附属設備が損傷 	<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>することは無い。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・排気筒 森林火災の輻射熱による排気筒への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火災側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、排気筒が受ける輻射強度は低いため、排気筒が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。 ・非常用ガス処理系 森林火災の輻射熱による非常用ガス処理系配管及び排気筒への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火災側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、非常用ガス処理系配管及び排気筒が受ける輻射強度は低いため、非常用ガス処理系配管及び排気筒が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることからシナリオの選定は不要である。 ・残留熱除去系海水系／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系／非常用ディーゼル発電機用海水系／補機冷却海水系／循環水系（以下「海水系」という。） 森林火災の輻射熱による海水系への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火災側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、海水系が受ける輻射強度は低いため、海水系が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。 <p>②ばい煙による設備等の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（給気フィルタ等）の閉塞 非常用ディーゼル発電機を構成する機器の間隙は、ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。 ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（吸気フィルタ等）の閉塞 森林火災で発生するばい煙の非常用ディーゼル発電機吸気フィルタへの吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。 ・海水系ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞 海水系ポンプモータは外気を取込まない構造であり、また、空冷モータの冷 	<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>却流路の口径は、ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気系の閉塞 <ul style="list-style-type: none"> 森林火災で発生するばい煙の中央制御室換気系吸気口への吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。 <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)で選定した各シナリオについて、森林火災に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。</p> <p>①輻射熱による建屋や設備等への損傷</p> <p><建屋></p> <p>森林火災の輻射熱による各建屋の損傷については、(3)①のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p><屋外設備></p> <p>森林火災の輻射熱により送電線が損傷する可能性が否定できないため、送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては、(3)①及び(3)②のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>②ばい煙等による設備等の閉塞</p> <p>森林火災のばい煙等による設備等の閉塞については、(3)②のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。</p> <p>2. 事故シーケンスの特定</p> <p>1.にて森林火災に対し発生可能性のある起回事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。</p> <p>よって、森林火災を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。</p>	<p>設計基準事象の抽出方法の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p style="text-align: right;">補足 1-7</p>	<p>個別事象評価のまとめを追加（起因事象の発生時及びその対応について提示）</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

起回事象の発生が考えられるその他の自然現象と起回事象発生時の対応

自然現象	考慮対象とした起回事象	起回事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	緩和系設備の機能喪失への対応
凍結	外部電源喪失	送電線や碍子へへ着氷することによって相間短絡を起すことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。建屋外の機器には低温による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。建屋外の機器には低温による影響が生じる可能性があると考えられる。
積雪	外部電源喪失	送電線や碍子へへ着雪することによって相間短絡を起すことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。建屋外の機器には積雪による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。建屋外の機器には積雪による影響が生じる可能性があると考えられる。
火山の影	外部電源喪失	送電線や碍子へへ降下火砕物が付着し、水分を吸収することによって相間短絡を起すことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。建屋外の機器には降下火砕物の堆積による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。建屋外の機器には降下火砕物の堆積による影響が生じる可能性があると考えられる。
竜巻	計画外停止 非隔離事象 タービン・サポート系故障 隔離事象 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 最終ヒートシンク喪失	気圧差荷重や、飛来物の衝突による原子炉建屋プロローアウトラットパネルの開放や、非常用ガス処理系等の損傷に伴う計画外停止 風荷重や、飛来物の衝突によるタービンや発電機の損傷に伴う非隔離事象 風荷重や、飛来物の衝突によるタービン・サポート系故障 風荷重や、飛来物の衝突による循環水ポンプ等の損傷に伴う隔離事象 風荷重や、飛来物の衝突による外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失 風荷重や、飛来物の衝突による非常用ディーゼル発電機の機能喪失、及び外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失 風荷重や、飛来物の衝突による残留熱除去系海水系の損傷による最終ヒートシンク喪失	建屋内の機器のうち、飛来物が直接衝突する十分な厚さを有した外壁とひとつつ内側の内側の頑健性のある壁との間に設置されている機器以外には影響はないものと考えられる。建屋外の機器には風荷重や飛来物の衝突による影響が生じる可能性があると考えられる。	建屋内の機器のうち、飛来物が直接衝突する十分な厚さを有した壁とひとつつ内側の頑健性のある壁との間に設置されている機器以外には影響はないものと考えられる。建屋外の機器には風荷重や飛来物の衝突による影響が生じる可能性があると考えられる。

個別事象評価のまとめを追加（起回事象の発生時及びその対応について提示）

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

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

添付資料 3

<自然現象の重畳マトリックス>

Ⅰ：有「自然現象」が原因として発生し、追加の対策を要するケース
 Ⅱ：ある「自然現象」が原因として発生し、追加の対策を要するケース
 Ⅲ：他の「自然現象」の発生により発生条件が緩和し、影響が軽くなるケース
 Ⅳ：他の「自然現象」の発生により影響が及ぶようになるケース

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

自然現象	地震		台風		洪水		津波		大雪		霧		雹		雷		その他	
	発生	被害	発生	被害														
地震	発生	被害	発生	被害														
台風	発生	被害	発生	被害														
洪水	発生	被害	発生	被害														
津波	発生	被害	発生	被害														
大雪	発生	被害	発生	被害														
霧	発生	被害	発生	被害														
雹	発生	被害	発生	被害														
雷	発生	被害	発生	被害														
その他	発生	被害	発生	被害														

自然現象	考慮対象とした起因事象	起因事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	緩和系設備の機能喪失への対応
森林火災	外部電源喪失	送電線の輻射熱による損傷に伴う外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。機器には輻射熱による影響が生じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられることから、必要緩和機能は維持されるものと考えられる。建屋外の機器に対しては、森林火災が拡大されるまでの時間的余裕が十分にあることから、予め散水する等の必要な安全措置を講ずることにより機能を維持できるものと考えられる。
落雷	隔離事象 原子炉緊急停止系駆動等 非隔離事象 全給水喪失 水位低下事象 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 計画外停止 全交流動力電源喪失 タービン・サポータ系故障	安全保護回路に発生するノイズの影響や直撃雷による循環水系の損傷に伴う隔離事象 安全保護回路に発生するノイズの影響に伴う原子炉緊急停止系駆動等 安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象 安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う全給水喪失 安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う水位低下事象 直撃雷による外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失 直撃雷による残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失 直撃雷による高圧炉心スプレイス系発電機海水系の損傷に伴う計画外停止 直撃雷による非常用ディーゼル発電機の機能喪失、及び外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失 直撃雷による補機冷却海水系の損傷に伴うタービン・サポータ系故障	建屋内の機器には影響しないものと考えられる。機器には輻射熱による影響が生じる可能性が考えられる。 建屋内の機器には影響しないものと考えられる。機器には直撃雷による影響が生じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考えられることから、必要緩和機能は維持できるものと考えられる。建屋外の機器に対しては、落雷の局所性を考慮して位置的分散を図ること及び避雷設備を設置することにより建屋外の機器に期待できるものと考えられる。

評価対象とした自然現象数の相違

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機			東海第二発電所	備考
第1表 自然現象と包絡される外部人為事象			補足4	設計基準事象抽出方法の相違
自然現象	特徴	包絡される外部人為事象 (No. は添付資料 1-2 中の事象の番号)	外部人為事象に関わる重畳の影響について	
地震	原子炉施設全体に対して同時に外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備の損傷が生じ得る。	No. 9 航空機衝突（意図的） No. 14 サイト内外での掘削	外部事象のうち、自然現象同士が重畳することによる影響については、補足3に示すように組合せを考慮し、単独事象とは異なる新たな影響が発生しないことを確認した。一方、外部人為事象については、以下に示す理由から個々の組合せについて確認する必要はなく、自然現象の重畳影響評価に包絡されると考える。	
津波	原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No. 5 船舶の衝突 No. 15 内部溢水 No. 18 化学物質の放出による水質悪化 No. 19 油流出	【理由】自然現象と比べて外部人為事象は影響範囲が限定的（狭い）である。 自然現象の影響は、原子力施設全体に対して同時に作用する点が特徴である。一方、外部人為事象の場合は、人工物の事故等により引き起こされるものであり、影響範囲は当該人工物の大きさや内包する危険物量等により決まる。したがって、外部人為事象の場合、低頻度事象を仮定しようとしても、実際に設置されている設備や立地状況等により制限され、際限なく事象影響範囲が広がるということはない。	
落雷	原子炉施設への落雷により、広範囲の計測系、制御系の損傷が生じる可能性がある。	No. 6 電磁的障害 No. 10 妨害破壊行為（内部脅威含） No. 11 サイバーテロ	以上より、各外部人為事象により生じる影響の特徴を踏まえ、それぞれの影響を包絡する自然現象について重畳影響を確認しておくことで、外部人為事象についても重畳影響を確認したことと同等になる（表1参照）。	
竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけでなく、建屋内の設備を損傷させる場合もある。	No. 7 パイプライン事故（飛来物） No. 13 輸送事故（飛来物） No. 17 重量物輸送（重機等の転倒）		
<p>なお、第1表のとおり自然現象に包絡される事象以外のその他の事象については以下のとおりである。</p>				

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考															
<p><その他の事象></p> <p>(1) 外部人為事象の影響の方が大きい場合</p> <p>火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、外部人為事象では「No. 1 航空機落下（偶発的）」、「No. 3 火災・爆発」、「No. 7 パイプライン事故」及び「No. 13 輸送事故」が該当するが、原子炉施設に対して最も厳しい影響がある事象は「No. 3 火災・爆発」にて想定している軽油タンクの火災である。軽油タンク火災と原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、「森林火災」と「No. 1 航空機落下（偶発的）」が挙げられる。</p> <p>軽油タンクの消火設備が機能せず、かつ「森林火災」が防火帯を越えて延焼する事象は低頻度事象と推定されること、軽油タンクへ偶発的に航空機が落下することによる重畳事象については、10^{-7}/年程度の低頻度事象ではあるものの外部火災評価の中で許容値以下の熱影響に止まることを確認済みであることを踏まえると、事象の重畳により新たな起因事象の追加はない。</p> <p>爆発による影響については、「No. 7 パイプライン事故」、「No. 9 航空機衝突（意図的）」及び「No. 13 輸送事故」で想定されるが、それぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同士の重畳事象を評価することで影響が包絡される。（「No. 7 パイプライン事故」については、パイプラインが地中に埋設されているため単独事象として影響がないと判断。「No. 13 輸送事故」については、発電所前面の海上航路約30kmの場所を航行する輸送船舶が漂流して発電所港湾内に侵入すること自体が非常に稀な事象であること、及び発電所港湾内に侵入し得る最大規模の高圧ガス輸送船舶の爆発事故を想定した場合であっても、爆風圧の影響が原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断。また、「No. 9 航空機衝突（意図的）」は、損傷規模が地震に包絡される。）</p> <p>(2) 事象の影響について考慮が不要な場合</p> <p>以下に挙げる外部事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単独事象として原子炉施設への影響を考慮する必要がないものとして整理している。</p>	<p>表1 自然現象に包絡される外部人為事象</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>自然現象</th> <th>特徴</th> <th>包絡される外部人為事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>地震</td> <td>原子炉施設全体に対して外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。</td> <td>No. 16 掘削工事</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。</td> <td>No. 8 船舶の衝突 No. 10 船舶から放出される固体・液体不純物 No. 11 水中の化学物質 No. 13 プラント外での化学物質の流出 No. 22 内部溢水</td> </tr> <tr> <td>落雷</td> <td>原子炉施設への落雷により、広範囲範囲で計測系、制御系を損傷させる可能性がある。</td> <td>No. 20 電磁的障害</td> </tr> <tr> <td>竜巻</td> <td>移動しながら広範囲にわたって風圧、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる可能性がある。</td> <td>No. 2 パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等 No. 7 工業施設又は軍事施設事故 No. 9 自動車又は船舶の爆発 No. 12 爆発</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、表1のとおり自然現象に包絡される外部人為事象以外の“その他の事象”については、以下のとおりである。</p>	自然現象	特徴	包絡される外部人為事象	地震	原子炉施設全体に対して外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。	No. 16 掘削工事	津波	原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No. 8 船舶の衝突 No. 10 船舶から放出される固体・液体不純物 No. 11 水中の化学物質 No. 13 プラント外での化学物質の流出 No. 22 内部溢水	落雷	原子炉施設への落雷により、広範囲範囲で計測系、制御系を損傷させる可能性がある。	No. 20 電磁的障害	竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる可能性がある。	No. 2 パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等 No. 7 工業施設又は軍事施設事故 No. 9 自動車又は船舶の爆発 No. 12 爆発	<p>設計基準事象の評価内容の相違</p>
自然現象	特徴	包絡される外部人為事象															
地震	原子炉施設全体に対して外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。	No. 16 掘削工事															
津波	原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No. 8 船舶の衝突 No. 10 船舶から放出される固体・液体不純物 No. 11 水中の化学物質 No. 13 プラント外での化学物質の流出 No. 22 内部溢水															
落雷	原子炉施設への落雷により、広範囲範囲で計測系、制御系を損傷させる可能性がある。	No. 20 電磁的障害															
竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる可能性がある。	No. 2 パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等 No. 7 工業施設又は軍事施設事故 No. 9 自動車又は船舶の爆発 No. 12 爆発															

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>○単独事象として発生頻度が稀な事象（10^{-7}/年以下）</p> <p>No.1 航空機落下（偶発的）（原子炉施設への衝突）</p> <p>No.16 タービンミサイル（原子炉施設への衝突）</p> <p>○発生源となる施設が発電所へ影響を及ぼす範囲にない事象</p> <p>No.2 ダムの崩壊</p> <p>No.7 パイプライン事故（火災、爆発）</p> <p>No.12 産業施設の事故</p> <p>○発生しても影響が軽微な事象、影響を遮断できる事象</p> <p>No.4 有毒ガス</p> <p>No.8 第三者の不法な接近</p> <p>No.17 重量物輸送（燃料集合体落下）</p> <p>事象ごとの状況を以下の第2表にまとめる。</p>	<p>【その他の事象】</p> <p>(1) 外部人為事象の影響の方が大きい場合</p> <p>火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、外部人為事象では「No.2 パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等」、No.3 交通事故（化学物質の流出含む）、No.6 飛来物（航空機落下）、No.7 工業施設又は軍事施設事故」、No.9 自動車又は船舶の爆発」及び「No.23 近隣工場等の火災」で想定されるが、このうち、原子炉施設に対して最も厳しい熱影響がある事象は、「No.6 飛来物（航空機落下）」である。航空機落下と原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、「森林火災」と「No.23 近隣工場等の火災」の熔融炉灯油タンク火災が挙げられるものの、「森林火災」の熱影響は、熔融炉灯油タンク火災の影響に包絡できる。</p> <p>偶発的に落下する航空機による火災と、熔融炉灯油タンク火災が組み合わされる重畳事象については、10^{-7}/年程度の低頻度事象であるものの外部火災評価の中で許容値以下の熱影響に止まることを確認済みであることを踏まえると、事象の重畳による新たな起因事象の追加はない。</p> <p>爆風圧による影響については、「No.2 パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等」、No.7 工業施設又は軍事施設事故」、No.9 自動車又は船舶の爆発」及び「No.12 爆発」で想定されるが、それぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同士の重畳影響を評価することで影響が包絡される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「No.2 パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等」については、爆風圧の影響が原子炉施設へ影響のある範囲にないため単独事象として影響がないと判断 ・「No.7 工業施設又は軍事施設事故」については、軍事施設は発電所近傍にないこと、工業施設の爆発を想定した場合であっても、爆風圧の影響が原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断 ・「No.9 自動車又は船舶の爆発」については、交通事故による自動車の爆発や発電所港湾内に侵入し得る最大規模の高圧ガス輸送船舶の爆発事故を想定した場合であっても、爆風圧の影響が原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断 ・「No.12 爆発」については、発電所周辺の社会環境からみて、爆風圧の影響が発電所へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断 <p>(2) 外部人為事象の影響について考慮が不要な場合</p> <p>以下にあげる外部人為事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単独事象として原子炉施設への影響を考慮する必要がないものとして整理している。</p>	<p>設計基準事象の評価内容の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機			東海第二発電所	備考
第2表 各外部人為事象が包絡される自然現象等			○単独事象として発生頻度が稀な事象（ 10^{-7} /年以下） No.1 衛星の落下 No.5 タービンミサイル No.6 飛来物（航空機落下） No.15 軍事施設からのミサイル	設計基準事象の評価内容の相違
No.	外部人為事象	包絡される自然現象等	○発生源となる施設が発電所へ影響の及ぶ範囲にない事象 No.18 他のユニットからのミサイル No.19 他のユニットからの内部溢水 No.21 ダムの崩壊	
1	航空機落下（偶発的）	【－】 衝突は低頻度事象。（その他の事象（2）のとおり。） 熱影響は No.3 火災・爆発に包絡。（その他の事象（1）のとおり。）	○発生しても影響が軽微な事象、影響を遮断できる事象 No.4 有毒ガス No.14 サイト貯蔵の化学物質の流出 No.17 他のユニットからの火災	
2	ダムの崩壊	【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設なし。（その他の事象（2）のとおり。）	事象毎の状況を表2にまとめる。	
3	火災・爆発	【－】 影響確認済み。（その他の事象（1）のとおり。）		
4	有毒ガス	【－】 影響を遮断可能。（その他の事象（2）のとおり。）		
5	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の損傷		
6	電磁的障害	【落雷】 計測系、制御系機器へのノイズ影響等		
7	パイプライン事故	【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象（1）、（2）のとおり。		
8	第三者の不法な接近	【－】 侵入行為では影響なし。（その他の事象（2）のとおり。）原子炉施設への影響はNo.10 妨害破壊行為（内部脅威含）に包絡。		
9	航空機衝突（意図的）	【地震】 広範囲の機器等の同時損傷。		
10	妨害破壊行為（内部脅威含）	【落雷】 機器の破壊、無力化、悪意操作による外乱。		
11	サイバーテロ	【落雷】 機器の悪意操作等による外乱。		
12	産業施設の事故	【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設なし。（その他の事象（2）のとおり。）		
13	輸送事故	【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象（1）のとおり。		
14	サイト内外での掘削	【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷。		
15	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水。		
16	タービンミサイル	【－】 低頻度事象。（その他の事象（2）のとおり。）		
17	重量物輸送	【竜巻】 重機の転倒等による屋外設備の損傷。燃料集合体落下はその他の事象（2）のとおり。		
18	化学物質の放出による水質悪化	【津波】 海水系機器の機能低下。		
19	油流出	【津波】 海水系機器の機能低下。		
凡例：【－】 包絡される自然現象				
以上				

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																								
<p style="text-align: right;">別紙1(補足2)</p> <p style="text-align: center;">地震レベル 1.5PRA について</p> <p>1. はじめに 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて要求されている原子炉格納容器の破損の防止に関する有効性評価に関し、必ず想定すべき格納容器破損モード以外の破損モードの有無について、内部事象についてはレベル 1.5PRA により確認を実施済みであるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。</p> <p>2. 地震事象特有の格納容器破損モードについて 炉心損傷後の原子炉格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく、地震事象特有の影響としては、地震動により直接的に原子炉格納容器が破損する場合、原子炉格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に関わる設備が破損することで原子炉格納容器の破損に至る場合が考えられる。</p> <p>(1) 原子炉格納容器本体の破損 地震動による原子炉建屋の破損影響により原子炉格納容器が破損に至る、又は原子炉格納容器本体が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」では、原子炉建屋破損のχモードとして分類されている。 このケースの場合、炉心損傷時に原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており、内部事象レベル 1.5PRA では、格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(2) 原子炉格納容器隔離機能喪失 地震動により原子炉格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで、炉心損傷により発生した放射性物質が原子炉格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては、原子炉格納容器本体の破損と同様に炉心損傷時には原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル 1.5PRA では格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(3) 原子炉格納容器圧力抑制機能喪失 地震動により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)や格納容器ベント管、サブプレッション・チェンバの損傷により原子炉格納容器圧力が抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては、内部事象レベル 1.5PRA において、水蒸気(崩壊熱)蓄積等による過圧によって原子炉格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮されている。</p> <p>以上を踏まえると、地震事象特有の影響として原子炉格納容器本体や隔離弁等の破</p>	<p style="text-align: center;">表2 各外部人為事象が包絡される自然現象等</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>外部人為事象</th> <th>包絡される自然現象等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>衛星の落下</td> <td>【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等</td> <td>飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>交通事故（化学物質の流出含む）</td> <td>【一】 熱影響はその他の事象（1）のとおり</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>有毒ガス</td> <td>【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>タービンミサイル</td> <td>【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>飛来物（航空機落下）</td> <td>熱影響はその他の事象（1）のとおり 【一】 落下は低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>工業施設又は軍事施設事故</td> <td>飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>船舶の衝突</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>自動車又は船舶の爆発</td> <td>飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>船舶から放出される固体・液体不純物</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>水中の化学物質</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>爆発</td> <td>飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>プラント外での化学物質の流出</td> <td>【津波】 海水系機器の性能低下</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>サイト貯蔵の化学物質の流出</td> <td>【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>軍事施設からのミサイル</td> <td>【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>掘削工事</td> <td>【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>他のユニットからの火災</td> <td>【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>他のユニットからのミサイル</td> <td>【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>他のユニットからの内部溢水</td> <td>【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>電磁的障害</td> <td>【落雷】 計測系、制御系へのノイズ影響等</td> </tr> <tr> <td>21</td> <td>ダムの崩壊</td> <td>【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）</td> </tr> <tr> <td>22</td> <td>内部溢水</td> <td>【津波】 広範囲の機器等の同時浸水</td> </tr> <tr> <td>23</td> <td>近隣工場等の火災</td> <td>【一】 影響確認済み（その他の事象（1）のとおり）</td> </tr> </tbody> </table> <p>凡例 【一】 包絡される自然事象</p>	No.	外部人為事象	包絡される自然現象等	1	衛星の落下	【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）	2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり	3	交通事故（化学物質の流出含む）	【一】 熱影響はその他の事象（1）のとおり	4	有毒ガス	【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）	5	タービンミサイル	【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）	6	飛来物（航空機落下）	熱影響はその他の事象（1）のとおり 【一】 落下は低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）	7	工業施設又は軍事施設事故	飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり	8	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の性能低下	9	自動車又は船舶の爆発	飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり	10	船舶から放出される固体・液体不純物	【津波】 海水系機器の性能低下	11	水中の化学物質	【津波】 海水系機器の性能低下	12	爆発	飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり	13	プラント外での化学物質の流出	【津波】 海水系機器の性能低下	14	サイト貯蔵の化学物質の流出	【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）	15	軍事施設からのミサイル	【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）	16	掘削工事	【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷	17	他のユニットからの火災	【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）	18	他のユニットからのミサイル	【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）	19	他のユニットからの内部溢水	【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）	20	電磁的障害	【落雷】 計測系、制御系へのノイズ影響等	21	ダムの崩壊	【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）	22	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水	23	近隣工場等の火災	【一】 影響確認済み（その他の事象（1）のとおり）	
No.	外部人為事象	包絡される自然現象等																																																																								
1	衛星の落下	【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり																																																																								
3	交通事故（化学物質の流出含む）	【一】 熱影響はその他の事象（1）のとおり																																																																								
4	有毒ガス	【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
5	タービンミサイル	【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
6	飛来物（航空機落下）	熱影響はその他の事象（1）のとおり 【一】 落下は低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
7	工業施設又は軍事施設事故	飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり																																																																								
8	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																								
9	自動車又は船舶の爆発	飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり																																																																								
10	船舶から放出される固体・液体不純物	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																								
11	水中の化学物質	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																								
12	爆発	飛来物による影響 【竜巻】 熱影響、爆風圧の影響はその他の事象（1）のとおり																																																																								
13	プラント外での化学物質の流出	【津波】 海水系機器の性能低下																																																																								
14	サイト貯蔵の化学物質の流出	【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
15	軍事施設からのミサイル	【一】 低頻度事象（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
16	掘削工事	【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷																																																																								
17	他のユニットからの火災	【一】 影響を緩和可能（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
18	他のユニットからのミサイル	【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
19	他のユニットからの内部溢水	【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
20	電磁的障害	【落雷】 計測系、制御系へのノイズ影響等																																																																								
21	ダムの崩壊	【一】 影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象（2）のとおり）																																																																								
22	内部溢水	【津波】 広範囲の機器等の同時浸水																																																																								
23	近隣工場等の火災	【一】 影響確認済み（その他の事象（1）のとおり）																																																																								

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>損が考えられるものの、地震事象特有の格納容器破損モードはなく、内部事象レベル1.5PRAと同様であるといえる。</p> <p>3. 原子炉格納容器破損防止対策に関わる有効性評価事故シーケンスについて 上述のとおり、地震事象特有の影響として原子炉格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、格納容器破損モードとしては内部事象レベル1.5PRAと同様である。 また、地震動による直接的な原子炉格納容器や隔離機能等の損傷については、重大事故の事象進展により原子炉格納容器へ圧力荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。 加えて原子炉格納容器本体の破損については、内部事象レベル1.5PRAでも想定していない機器の損傷モードであるが、原子炉格納容器が破損に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和設備の使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。したがって、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な原子炉格納容器の破損防止対策を臨機応変に組み合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要であると考えられる。</p> <p>4. 地震レベル1.5PRAについて 内部事象PRAでは、レベル1PRAの結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル1.5PRA評価の起点となるようPDSを定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態等の観点から原子炉格納容器の健全性に影響を与える事象(過温破損、水蒸気爆発等)を抽出しているが、地震レベル1.5PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建屋、原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至るシナリオを考慮する必要がある。 具体的には、地震レベル1PRAにおいて緩和系に期待することができず、炉心損傷直結事象として整理している原子炉建屋損傷や原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(Excessive-LOCA)といった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定を行うことは困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展(炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性等)を定量化することが困難な状況にある。 そのため、今後、対象設備の損傷影響評価等の精緻化を進めるとともに、実機適用へ向けた検討を進めていくところである。</p> <p>以上</p>	<p style="text-align: right;">添付2</p> <p style="text-align: center;">地震レベル1.5PRAについて</p> <p>1. はじめに 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて要求されている格納容器の破損の防止に関する有効性評価に関し、必ず想定すべき格納容器破損モード以外の破損モードの有無について、内部事象については内部事象レベル1.5PRAにより確認を実施済みであるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。</p> <p>2. 地震事象特有の格納容器破損モードについて 炉心損傷後の格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく、地震事象特有の影響としては、地震動により直接的に格納容器本体が損傷する場合、格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に係る設備が損傷することで格納容器破損に至る場合が考えられる。</p> <p>(1) 格納容器本体の損傷 地震動による原子炉建屋の損傷影響により格納容器が破損に至る、又は格納容器が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、(社)日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」では、原子炉建屋破損のχモードとして分類されている。 このケースの場合、炉心損傷時に格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(2) 格納容器隔離機能喪失 地震動により格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで、炉心損傷により発生した放射性物質が格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては、格納容器本体の損傷と同様に炉心損傷時には格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器隔離失敗として考慮している。</p> <p>(3) 格納容器圧力抑制機能喪失 地震動により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、格納容器ベント管又は圧力抑制室の損傷により格納容器圧力を抑制出来なくなり、格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては、内部事象レベル1.5PRAにおいて、水蒸気(崩壊熱)の蓄積等による過圧によって格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮している。</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>3. 格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンスについて</p> <p>上述のとおり、地震事象特有の影響として格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、重大事故の事象進展により格納容器へ圧力荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。</p> <p>加えて格納容器本体の損傷については、内部事象レベル1.5PRAでも想定していない機器の損傷モードであるが、格納容器が損傷に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和系設備使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。したがって、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な格納容器破損防止対策を臨機応変に組み合わせ合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要と考えられる。</p> <p>4. 地震レベル1.5PRAについて</p> <p>内部事象PRAでは、レベル1PRAの結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル1.5PRA評価の起点となるようプラント損傷状態を定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態などの観点から格納容器の健全性に影響を与える事象（過温破損、水蒸気爆発等）を抽出しているが、地震レベル1.5PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建屋、格納容器等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至るシナリオを考慮する必要がある。</p> <p>具体的には、地震レベル1PRAにおいて緩和系に期待することができず、炉心損傷直結事象として整理している原子炉建屋損傷やExcessive LOCAといった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定には困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展（炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性等）を定量化することが困難な状況にある。</p> <p>そのため、今後、対象設備の損傷影響評価などの精緻化を進めるとともに、実機適用へ向けた検討を進めていくところである。</p>	