

東海第二発電所

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

平成 28 年 7 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

はじめに

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
 - 1.1 事故シーケンスの抽出
 - 1.2 抽出した事故シーケンスの整理
 - 1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応
 - 1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討
 - 1.2.3 解釈に基づく事故シーケンスグループの分類
 - 1.2.4 有効性評価の対象となる事故シーケンス
 - 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
 - 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果
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
 - 2.1 格納容器破損モードの抽出
 - 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
 - 2.2.2 追加すべき格納容器破損モードの検討
 - 2.3 評価事故シーケンスの選定
 - 2.3.1 評価対象とするプラント損傷状態の選定
 - 2.3.2 評価事故シーケンスの選定

- 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
- 2.3.4 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事故シーケンスに対する対応
- 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
 - 3.1 事故シーケンスの抽出
 - 3.2 抽出した事故シーケンスの整理
 - 3.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応
 - 3.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討
 - 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
 - 3.3.2 重要事故シーケンスの選定結果
- 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

表

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
第1-2表	P R A の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
第1-3表	事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度
第1-4表	重要事故シーケンス等の選定
第2-1表	格納容器破損モード別格納容器破損頻度
第2-2表	プラント損傷状態（P D S）の定義
第2-3表	評価対象とするプラント損傷状態（P D S）の選定
第2-4表	格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定
第3-1表	運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第3-2表	重要事故シーケンス（運転停止中）の選定
第3-3表	燃料損傷までの余裕時間

図

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
第1-2図	内部事象レベル1 P R Aにおけるイベントツリー
第1-3図	地震レベル1 P R Aにおける階層イベントツリー
第1-4図	地震レベル1 P R Aにおけるイベントツリー
第1-5図	津波レベル1 P R Aにおける階層イベントツリー
第1-6図	津波レベル1 P R Aにおけるイベントツリー
第1-7図	プラント全体の炉心損傷頻度
第1-8図	事故シーケンスグループごとの寄与割合

- 第2-1図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第2-2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
- 第2-3図 内部事象レベル1．5 P R Aにおけるイベントツリー
- 第2-4図 格納容器破損モードごとの寄与割合
- 第3-1図 運転停止中原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第3-2図 施設定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
- 第3-3図 停止時 P R A におけるプラント状態の分類及び定期検査工程
- 第3-4図 停止時 P R A におけるイベントツリー
- 第3-5図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

別紙

1. 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
2. 外部事象（地震）に特有の事故シーケンスについて
3. 諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について
4. T B Wシーケンスの炉心損傷防止対策及び着眼点に基づく評価を踏まえた重要事故シーケンスの選定について
5. 重大事故等対処設備の津波からの防護について
6. 内部事象 P R A における主要なカットセット及び F V 重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について
7. 地震 P R A , 津波 P R A における主要な事故シーケンスの対策に

ついて

8. 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の想定及びその対策について
9. 格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由について
10. 格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応について
11. 溶融炉心・コンクリート相互作用の評価対象プラント損傷状態について
12. 「P R Aの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への東海第二発電所のP R Aの対応状況について
13. 東海第二発電所 P R Aピアレビュー実施結果及び今後の対応方針について

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「P R A」という。）を活用している。

P R Aの実施範囲は，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ている等，現段階で実施可能な「内部事象出力運転時レベル 1 P R A」，「内部事象出力運転時レベル 1. 5 P R A」，「内部事象停止時レベル 1 P R A」，「地震レベル 1 P R A」及び「津波レベル 1 P R A」を対象とした。また，P R Aが適用可能でないと判断した外部事象については，定性的な検討から分析を実施した。

今回実施する P R A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「A M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期待した P R Aモデルを構築した。

なお，今回の P R Aの実施に際しては，原子力規制庁配布資料「P R Aの説明における参照事項（平成 25 年 9 月）」を参照した。

＜今回の P R A の評価対象＞

対象	今回の P R A での取り扱い
設計基準事故対処設備	考慮する
A M 要請（H4）以前から整備している A M 策	考慮しない （「E C C S 手動起動」，「原子炉手動減圧」，「残留熱除去系の手動起動」等は考慮）
A M 要請（H4）以降整備した A M 策	考慮しない
緊急安全対策設備	考慮しない
重大事故等対処設備	考慮しない

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

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。

【概要】

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象 P R A，外部事象 P R A（適用可能なものとして地震及び津波を選定）及び P R A が適用可能でないと判断した外部事象についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。

(2) 抽出した事故シーケンスの整理

抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスについては、頻度、影響等を確認し、事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。また、抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスは、格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。

(3) 重要事故シーケンスの選定

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。

1.1 事故シーケンスの抽出

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。

1－1

(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

① BWR

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ LOCA時注水機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

(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

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。

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。

上記 1 - 1 (b) ①に関して，内部事象レベル 1 P R Aに加えて P R Aの適用可能な外部事象として，一般社団法人日本原子力学会において実施基準が標準化され，試評価等の実績を有する地震レベル 1 P R A及び津波レベル 1 P R Aを実施し，事故シーケンスグループの抽出を行った。

また，P R Aの適用が困難と判断した地震及び津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については，定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。

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。

(1) P R Aに基づく抽出

内部事象レベル 1 P R Aでは，各起因事象の発生後，炉心損傷を防止するための緩和手段等の組み合わせを評価し，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。

地震 P R A及び津波 P R Aに関しては，建屋・構築物，大型機器等の大規模な損傷が発生し，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み合わせも含めた事故シーケンスの抽出を実施している。また，直接的に炉心損傷に至る事故シーケンス以外の事象については，内部事象 P R Aと同様に各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和機能等の組み合わ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。

地震 P R Aの起因事象階層イベントツリー及びイベントツリー

を第 1-3 図及び第 1-4 図に，津波 P R A の起因事象階層イベントツリー及びイベントツリーを第 1-5 図及び第 1-6 図に示す。

また，各 P R A より抽出した事故シーケンスを第 1-1 表に示す。

(2) P R A に代わる検討に基づく分析

P R A の適用が困難と判断したその他の外部事象については，その他の外部事象によって誘発される事象について検討した。内部火災及び内部溢水では，同一区画内に近接設置されている安全施設や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり，過渡事象等の発生が想定される。また，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災，人為事象等において想定される事象は，いずれも今回の P R A で想定する起因事象に包絡されるため、その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。

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）

1.2 抽出した事故シーケンスの整理

今回実施した P R A により抽出した各事故シーケンス（第 1-1 表）について，緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る要因等の観点で分類した結果と，解釈 1－1 (a) に示されている必ず想定する事故シーケンスグループとの関係及び解釈 1－2 に示されている要件との関係等を第 1-2 表，第 1-7 図及び第 1-8 図に整理した。また，整理の内容を以下に示す。

1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

今回実施した P R A により抽出した各事故シーケンス（第 1-1 表）のうち，緩和機能の喪失状況，炉心損傷に至る要因及びプラントへの影響等の観点で，解釈 1－1 (a) の必ず想定する事故シーケンスグループに対応する事故シーケンスについて以下に示す。

(1) 高圧・低圧注水機能喪失（T Q U V）

運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a) に記載の「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。

(2) 高圧注水・減圧機能喪失（T Q U X）

運転時の異常な過渡変化等の発生後，高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a) に記載の「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。

(3) 全交流動力電源喪失（長期 T B，T B D，T B P，T B U）

外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗する

等，全交流動力電源喪失の発生により，原子炉注水機能を有する系統及び機器が機能喪失し，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a) に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。

なお，P R A では電源喪失に至る事故シーケンスとして長期 T B，T B D，T B P 及び T B U を抽出しているが，いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスであるため，解釈 1－1 (a) に記載の「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理する。

(4) 崩壊熱除去機能喪失 (T W，T B W)

運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉の注水等の炉心冷却に成功するものの，原子炉格納容器からの崩壊熱除熱機能が喪失することで，炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し，その後，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a) に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。

(5) 原子炉停止機能喪失 (T C)

運転時の異常な過渡変化等の発生後，原子炉停止機能が喪失し，設計上の除熱能力を超える熱が格納容器に負荷されることで炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し，その後，炉心の冷却が十分に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1－1 (a) に記載の「原子炉停止機能喪失」に分類する。

(6) L O C A 時注水機能喪失 (A E，S 1 E，S 2 E)

L O C A の発生後，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失，又は高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失し，炉心の冷却が十分

に行われずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1 - 1 (a)に記載の「L O C A時注水機能喪失」に分類する。

(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）（I S L O C A）

インターフェイスシステム L O C Aの発生後，破損箇所の隔離に失敗し，格納容器貫通配管からの漏えいが防止できずに炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを解釈 1 - 1 (a)に記載の「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」に分類する。

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 P R Aにより抽出した各事故シーケンス（第 1-1 表）のうち，緩和機能の喪失状況，炉心損傷に至る要因及びプラントへの影響等の観点で解釈 1 - 1 (a)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グループを抽出した。

a．津波浸水による注水機能喪失

防潮堤を超え敷地に浸水する津波により，取水設備及び原子炉建屋内の緩和設備が機能喪失することで，原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能が喪失して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，敷地内への津波浸水により，内部事象起因の事故シーケンスとはプラントへ

の影響が異なることから、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。

b．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グループである。この事故シーケンスグループは原子炉建屋の損傷程度の特定制が難しく、どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。

c．格納容器損傷

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グループである。この事故シーケンスグループは格納容器の損傷程度の特定制が難しく、どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。

d．原子炉圧力容器損傷

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グループである。この事故シーケンスグループは原子炉圧力容器の損傷程度の特定制が難しく、どの程度緩和

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。

e．格納容器バイパス

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している主蒸気隔離弁，原子炉冷却材浄化系隔離弁，給水系隔離弁等の損傷とそれらの弁に接続している格納容器外配管の破損が地震によって同時に発生することにより，原子炉冷却材が格納容器外へ流出する事故シーケンスグループである。この事故シーケンスグループは高温・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制が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。

f．原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（E－L O C A）

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L O C A（再循環配管の両端破断）を超える規模の原子炉冷却材の流出（E x c e s s i v e－L O C A）が発生する事故シーケンスグループである。大規模な地震においてL O C Aが発生した場合であっても，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷規模によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが，発生した場合の損傷規模及び漏えい量の特定制が困難なため，保守的にE x c e s s i v e－L O C A相当のL

ＯＣＡ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。

なお、後述するシーケンス選定の結果、内部事象ＰＲＡにより抽出されるＥＣＣＳにより炉心損傷防止が可能な規模のＬＯＣＡ（大，中，小破断ＬＯＣＡ）を起因とする事故シーケンスについては、破断の規模に応じて炉心損傷防止が可能な事故シーケンスと国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難であり、格納容器の機能に期待する事故シーケンスに分類して整理している（「1.2.4 有効性評価の対象となる事故シーケンス」参照）。

g. 計装・制御系喪失

地震による計装・制御系が損傷することにより、プラントの監視及び各種制御が広範に不能に陥る可能性のある事故シーケンスグループである。この事故シーケンスグループは計装・制御系喪失による影響の特定が難しく、どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事象として抽出した。

(2) 追加の要否の検討

(1) a. ～ g. の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスグループについて、解釈に従い、新たに想定する事故シーケンスグループとしての追加の要否を頻度及び影響の観点から分析した。

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 3.5×10^{-5}

／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。

また、地震特有の事象である b. ～ g. の各事故シーケンスグループについては、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。

（頻度の観点）

b. ～ g. の地震特有の各事故シーケンスグループについては、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「c. 原子炉圧力容器損傷」の炉心損傷頻度においても、 3.0×10^{-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グループは別紙 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、さらに小さい炉心損傷頻度になると推定される。

（影響度の観点）

b. ～ g. の各事故シーケンスグループ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などの着眼点が考えられるが、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であり、炉心損傷に至らない小規模な事象から、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべ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、これらの地震特有の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。

具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による対応も含め、臨機応変に影響緩和を試みる。

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。

- 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。

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。

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。

解釈 1－2 (a) に分類される事故シーケンスグループ

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ L O C A 時注水機能喪失
- ・ 津波浸水による注水機能喪失

解釈 1－2 (b) に分類される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 L O C A）

解釈では 1－2 (a) に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後に原子炉格納容器の機能に期待できるものであり、炉心損

傷を防止するための十分な対策（国内外の先進的な対策と同等のもの）が講じられており，その有効性を確認することとされている。

一方，1－2 (b)に分類される事故シーケンスグループは，炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり，炉心損傷を防止するための対策の有効性を確認することとされている。

1.2.4 有効性評価の対象となる事故シーケンス

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。

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。

一方で，第 1-3 表に整理した事故シーケンスの中には，国内外の先進的対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講ずるものが困難な事故シーケンスも存在する。具体的には以下に示す事故シーケンスが，国内外の先進的な対策を考慮してもすべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスに該当する。なお，国内外の先進的な対策と東海第二発電所の対策の比較については別紙 3 に示すとおりである。

① L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗

（L O C A の破断規模が一定の大きさを超える場合※）

② L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗

（L O C A の破断規模が一定の大きさを超える場合※）

③ （外部電源喪失 + ）交流電源喪失 + 原子炉停止失敗

④ （外部電源喪失＋） 直流電源喪失＋原子炉停止失敗

※：破断規模が一定の大きさを超える場合、炉心損傷を防止するためにはECS相当の注水容量を持つ代替注水設備等が事象発生から極めて短時間で動作する必要があるが、そのような対策は国内外の先進的な対策を調査しても確認されなかった。なお、東海第二発電所における炉心損傷防止が可能である破断規模の範囲については、「LOCA時注水機能喪失」における炉心損傷防止対策の有効性評価において確認する。

①、②の事故シーケンスは、大、中、小破断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、LOCAの破断規模が大きい場合は、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。今回の先進的対策の調査では、事象発生から極めて短時間のうちに多量の注水が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから、本事故シーケンスを国内外の先進的対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとした。

また、①、②の事故シーケンスについては、「2.3.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性」に示すとおり、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認する。

③、④の事故シーケンスは、原子炉スクラムの失敗と交流電源の喪失又は直流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、交流電源の喪失又は直流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。今回の先進的対策の調査では、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、これらのシーケンス

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。

③，④の事故シーケンスは地震レベル 1 P R A から抽出された事故シーケンスである。原子炉停止失敗の支配的な理由として，カットセットの分析結果（別紙 7）からは，地震による炉内支持構造物（シュラウドサポート等）の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル 1 P R A では，事象発生と同時に最大の地震加速度をう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。炉内支持構造物の H C L P F は「地震加速度大」のスクラム信号が発信される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，地震による炉内支持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 1 P R A では同種系統間での完全相関を想定していることから，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。

以上のとおり，③，④の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的に評価されており，現実的に想定するとこれらの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及び格納容器の破損等を防止するための対策の有効性を確認するシーケンスから除外した。

なお，第 1-3 表に示すとおり，これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は，①，②の事故シーケンスにおいて炉心損傷防止可能である L O C A の破断規模を含めた場合でも小さく，こ

れらを除く全炉心損傷頻度の約 99.3%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。

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。

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

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。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- 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。
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- 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。
- 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。

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，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。

【例 1. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】

サポート系喪失を起因とするシーケンスは、系統間機能依存性によって多重性を有する機能の片区分の設備が機能喪失することから「中」とした。

【例 2. 事故シーケンスグループ(c) 全交流動力電源喪失】

いずれのシーケンスでも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。

b. 余裕時間の観点

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。

【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】

事象発生により原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）については、崩壊熱が高く事象進展が早いことから「高」とした。原子炉を通常停止させる過程において事象が発生する手動停止／サポート系喪失（手動停止）については、崩壊熱が低く事象進展が遅いことから「低」とした。

c. 設備容量の観点

設備容量について、炉心損傷防止に際して、喪失した安全機能に係る対策の設備容量が大きくなる事故シーケンスを設備容量が大きいと評価した。

【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】

事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く必要な設備容量が大きくなることから、着眼点 b.と同様に、事象発生により原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失（自動停止）については「高」、原子炉を通常停止させる過程にお

いて事象が発生する手動停止／サポート系喪失（手動停止）については「低」とした。

d．事故シーケンスグループ内での代表性の観点

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。

【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CDF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CDF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1PRA，地震レベル1PRA及び津波レベル1PRA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を目的としており，各PRAにおいて安全機能が喪失する要因となる事象は異なるが，同じ分類として整理される事故シーケンスについては，炉心状態や機能喪失している系統，使用可能な系統等に差異がなく，同じ炉心損傷防止対策が有効であると考えられることから，同一の事故シーケンスとして取り扱うことに問題は生じな

いものと判断した。

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

1.3.1 項の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。なお、「(3) 全交流動力電源喪失」では、安全機能の喪失状況が異なる事故シーケンスが抽出されたため、複数の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定理由及び選定結果について、第 1-4 表及び以下に示す。

(1) 高圧・低圧注水機能喪失

i) 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
- 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
- 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
- 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
- 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
- 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

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、高圧注水機能及び低圧注水機能を喪失し、炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る事故シーケンスとなる。本事故シーケンスグループに対する対策としては、代替注水手段による原子炉注水が考えられる。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

機能喪失した高圧・低圧注水機能に対する代替注水手段として、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。

- ・低圧代替注水系（常設）

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

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

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。

(2) 高圧注水・減圧機能喪失

i) 事故シーケンス

- ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗

- ②手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失

敗＋手動減圧失敗

③サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗

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、炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る事故シーケンスとなる。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。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

機能喪失した高圧注水・減圧機能に対する代替減圧手段として、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。

・過渡時自動減圧機能

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＋手動減圧失敗

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

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、②～③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。

(3) 全交流動力電源喪失

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、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細分化し、重要事故シーケンスを2つ選定した。

細分化した事故シーケンスグループのうちの1つは、早期の電源復旧に期待せず、原子炉隔離時冷却系の運転継続中に可搬の代替注水手段を確保することが主な炉心損傷防止対策となる「長期TB」からなる事故シーケンスグループとなる。もう一方の細分化した事故シーケンスグループについては、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するため、代替電源による早期の電源復旧及び代替注水手段の確保が主な炉心損傷防止対策となる「TBD」、「TBP」及び「TBU」からなる事故シーケンスグループとなる。これら細分化した事故シーケンスグループの中から、2つの重要事故シーケンスを選定した。

(3-1) 長期TB

i) 事故シーケンス

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）＋DG失敗＋HPCS失敗（RCIC成功）

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、全交流動力電源喪失の発生後、原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却継続中に蓄電池が枯渇することにより、原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却が十分に行われず炉心損傷に至る事故シーケンスとなる。本事故

シーケンスグループに対する対策としては、電源が不要となる代替注水手段による原子炉注水が考えられる。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

原子炉隔離時冷却系運転時における全交流動力電源喪失時の対策として、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。

- ・ 低圧代替注水系（可搬型）

iv) 選定した重要事故シーケンス

- ① 外部電源喪失 + D G 失敗 + H P C S 失敗（R C I C 成功）

v) 選定理由

「長期 T B」に分類される①，②の事故シーケンスは，着眼点における「高」の数が同じであるため，「中」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。

なお，「長期 T B」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。

(3-2) T B D，T B P，T B U

i) 事故シーケンス

- 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 + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗

- ⑤ サポート系喪失（直流電源故障） + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗

- ⑥ 外部電源喪失 + D G 失敗 + 高圧炉心冷却失敗

⑦サポート系喪失（直流電源故障）＋D G 失敗＋高圧炉心冷却失敗

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、全交流動力電源喪失の発生後、直流電源喪失、逃がし安全弁再閉鎖失敗又は原子炉隔離時冷却系の故障が重畳することにより、交流動力電源が不要な原子炉隔離時冷却系を含む全注水機能が喪失し、炉心の冷却が十分に行われずに事象早期に炉心損傷に至る事故シーケンスとなる。本事故シーケンスグループに対する対策としては、代替電源による早期の電源復旧及び代替注水手段による原子炉注水が考えられる。

なお、本事故シーケンスグループには直流電源が機能喪失する事故シーケンス（③：T B D）及び交流電源が機能喪失する事故シーケンス（④～⑦：T B P，T B U）が含まれているが、有効性を確認する主な炉心損傷防止対策である低圧代替注水系（常設）は、事故シーケンス上において機能喪失している電源とは独立した直流電源（常設代替直流電源設備）及び交流電源（常設代替高圧電源装置）を用いて原子炉注水を実施することが可能であり、有効と考えられる主な対策については事故シーケンス間で差異がない。

また、地震P R Aから抽出されるT B Dシーケンスについては、地震によるケーブルトレイの損傷等により直流電源が喪失するシーケンスとなるが、その場合においても常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置を用いて原子炉注水を実施することが可能であり、有効と考えられる主な対策については差

異がない（別紙 7）。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

全交流電源喪失時における代替電源及び代替注水系対策として、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 低圧代替注水系（常設）

iv) 選定した重要事故シーケンス

③外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗

v) 選定理由

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。

なお、ii)で述べたとおり T B D，T B P，T B U に分類される事故シーケンスは、各事故シーケンスに対して有効と考えられる主な対策に差異がない。このため、直流電源の喪失に伴い交流電源も喪失する③の事故シーケンスは、④～⑦のシーケンスに対して包絡性を有しているものとする。

(4) 崩壊熱除去機能喪失

i) 事故シーケンス

①過渡事象＋R H R 失敗（T W，T B W）

②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋R H R 失敗（T W，T B W）

③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋R H R 失敗（T W）

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＋RHR失敗（TW）

⑤サポート系喪失（自動停止）＋RHR失敗（TW，TBW）

⑥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（TW，TBW）

⑦LOCA＋RHR失敗（TW）

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、原子炉の注水等の炉心冷却に成功するものの、原子炉格納容器からの崩壊熱除熱機能が喪失することで、炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し、その後、炉心損傷に至る事故シーケンスとなる。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。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

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。

[RHR故障時]

・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント

[取水機能喪失時]

・代替残留熱除去系海水系

iv) 選定した重要事故シーケンス

①過渡事象＋RHR失敗（TW，TBW）

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを

重要事故シーケンスとして選定した。

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、②～⑦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（別紙 4）。

(5) 原子炉停止機能喪失

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 L O C A ＋ 原子炉停止失敗

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、設計上の除熱能力を超える熱が格納容器に負荷されることで炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し、その後、炉心損傷に至る事故シーケンスとなる。本事故シーケンスグループに対する対策としては、代替原子炉停止手段による原子炉出力抑制が考えられる。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

機能喪失した原子炉停止機能に対する代替原子炉停止手段として、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。

- ・ 代替原子炉再循環ポンプトリップ
- ・ ほう酸水注入系

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

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

なお、本事故シーケンスグループではL O C Aを起因とする③の事故シーケンスについても抽出されている。L O C A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L O C A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①の事故シーケンスが厳しいと考えられる。また、L O C Aを起因とする場合、原子炉冷却材の流出により、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、本事故シーケンスグループに対する対策である代替制御棒挿入機能期待することにより対応可能である。さらに、L O C Aと原子炉停止機能喪失が重畳する③の事故シーケンスのC D Fは 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。

(6) L O C A時注水機能喪失

i) 事故シーケンス

① L O C A＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗

② L O C A＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗

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、L O C Aの発生後、高圧注水機能の喪失に加え、低圧注水機能又は原子炉減圧機能を喪失し、炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る事故シーケンスとなる。本事故シーケンスグループに対する対策としては、代替注水手段による原子炉注水が考えられる。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

機能喪失した注水機能に対する代替注水手段として、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。

- ・ 手動減圧
- ・ 低圧代替注水系（常設）

iv) 選定した重要事故シーケンス

- ① L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

なお、本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、重畳する機能喪失が低圧炉心冷却機能喪失又は原子炉減圧機能喪失である点で異なっているが、iii)で示したとおり有効と考えられる主な対策に差異がない。このため、重要事故シーケンスとして選定した低圧炉心冷却機能が喪失する①の事故シーケンスは、原子炉減圧機能が喪失する②の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。

(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）

i) 事故シーケンス

① インターフェイスシステム L O C A

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 L O C A 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となる。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 E C C S による原子炉注水が考えられる。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

インターフェイスシステム L O C A 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。

- ・ 破損系統を除く原子炉注水機能
- ・ 破損系統の隔離

iv) 選定した重要事故シーケンス

① インターフェイスシステム L O C A

v) 選定理由

抽出された事故シーケンスが 1 つであることから、①を重要事故シーケンスとして選定した。

(8) 津波浸水による注水機能喪失

i) 事故シーケンス

① 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失）

② 最終ヒートシンク喪失（R C I C 成功）

③最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗

④最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗

ii) 事故シーケンスグループの特徴

i)に含まれる事故シーケンスは、防潮堤を超え敷地に浸水する津波により、取水設備及び原子炉建屋内の緩和系設備が機能喪失することで、原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能が喪失して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。

iii) 有効性を確認する主な炉心損傷防止対策

津波浸水による注水機能喪失発生時における対策として、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認する（別紙5）。

・津波防護対策

iv) 選定した重要事故シーケンス

①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

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。

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）。

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）。

第1-1表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起回事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シー ケ ン ス No.
過渡事象	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	○	—	(1)
	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	○	○	—	(2)
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗	○	○	—	(3)
	過渡事象+RHR失敗	○	○	—	(4)
	過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	○	—	(5)
	過渡事象+原子炉停止失敗	○	○	—	(6)
外部電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	○	○	—	(7)
	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	○	○	—	(8)
	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	○	○	—	(9)
	外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	○	○	—	(10)
	(外部電源喪失+) 交流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(11)
	(外部電源喪失+) 直流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(12)
手動停止/サ ポート系喪失 (手動停止)	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	○	—	—	(13)
	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	○	—	—	(14)
	手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(15)
	手動停止/サポート系喪失(手動停止)+RHR失敗	○	—	—	(16)
	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	○	—	—	(17)
サポート系喪 失(自動停 止)	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	○	—	—	(18)
	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	○	—	—	(19)
	サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(20)
	サポート系喪失(自動停止)+RHR失敗	○	—	—	(21)
	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	○	—	—	(22)
	サポート系喪失(自動停止)+原子炉停止失敗	○	—	—	(23)
サポート系喪 失(直流電源 故障)	サポート系喪失(直流電源故障)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	○	—	—	(24)
	サポート系喪失(直流電源故障)+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	○	—	—	(25)
	サポート系喪失(直流電源故障)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗	○	—	—	(26)
LOCA	LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	○	—	—	(27)
	LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(28)
	LOCA+RHR失敗	○	—	—	(29)
	LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(30)
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	○	—	—	(31)
地震に伴う 損傷	原子炉建屋損傷	—	○	—	(32)
	格納容器損傷	—	○	—	(33)
	原子炉圧力容器損傷	—	○	—	(34)
	格納容器バイパス	—	○	—	(35)
	Excessive-LOCA	—	○	—	(36)
	計装・制御系喪失	—	○	—	(37)
津波に伴う 損傷	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失(全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失)	—	—	○	(38)
	最終ヒートシンク喪失(RCIC成功)	—	—	○	(39)
	最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗	—	—	○	(40)
	最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	—	—	○	(41)

第1-2 表 P R Aの結果に基づく新たな事故シナシナシナシグループの検討

シナシ No.	事故シナシ	事故シナシ別 C D F (/ 年)				全 C D F に 対する割合 (%)	解釈1-1 との対応	事故シナシグループ	グループ別 C D F (/ 年)	全 C D F に 対する 割合 (%)	解釈1-2 との対応
		内部事象	地震	津波	合計						
(1)	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.7E-10	5.8E-07	—	5.8E-07	0.7					
(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	1.8E-10	3.1E-09	—	3.2E-09	<0.1					
(13)	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	3.5E-10	—	—	3.5E-10	<0.1					
(14)	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	3.7E-11	—	—	3.7E-11	<0.1		高圧・低圧注水機能喪失	5.9E-07	0.7	1-2(a)
(18)	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	2.2E-09	—	—	2.2E-09	<0.1					
(19)	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	2.6E-11	—	—	2.6E-11	<0.1					
(3)	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	5.2E-09	8.1E-07	—	8.1E-07	1.0					
(15)	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	1.4E-09	—	—	1.4E-09	<0.1					
(20)	サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	5.0E-09	—	—	5.0E-09	<0.1					
(7)	外部電源喪失 + D G 失敗 + H P C S 失敗 (R C I C 成功)	5.7E-08	5.4E-09	—	6.2E-08	<0.1					
(24)	サポート系喪失 (直流通電源故障) + D G 失敗 + H P C S 失敗 (R C I C 成功)	1.9E-08	—	—	1.9E-08	<0.1					
(10)	外部電源喪失 + 直流通電源故障 + 高圧炉心冷却失敗	5.7E-12	2.5E-06	—	2.5E-06	3.1					
(9)	外部電源喪失 + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗	3.0E-10	3.0E-09	—	3.3E-09	<0.1					
(26)	サポート系喪失 (直流通電源故障) + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗	2.1E-10	—	—	2.1E-10	<0.1					
(8)	外部電源喪失 + D G 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	2.0E-10	5.7E-07	—	5.7E-07	0.7		全交流動力電源喪失	3.2E-06	3.9	1-2(a)
(25)	サポート系喪失 (直流通電源故障) + D G 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	1.9E-08	—	—	1.9E-08	<0.1					
(4)	過渡事象 + R H R 失敗	2.5E-05	3.5E-06	—	2.8E-05	34.7	1-1(a) シナシの事故				
(5)	過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	2.1E-07	1.8E-08	—	2.3E-07	0.3					
(16)	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + R H R 失敗	6.7E-06	—	—	6.7E-06	8.2					
(17)	手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	5.5E-08	—	—	5.5E-08	<0.1		崩壊熱除去機能喪失	4.1E-05	49.9	1-2(b)
(21)	サポート系喪失 (自動停止) + R H R 失敗	1.4E-06	—	—	1.4E-06	6.6					
(22)	サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	7.6E-09	—	—	7.6E-09	<0.1					
(29)	L O C A + R H R 失敗	4.3E-08	—	—	4.3E-08	<0.1					
(6)	過渡事象 + 原子炉停止失敗	2.5E-08	1.0E-07	—	1.3E-07	0.2					
(23)	サポート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗	3.8E-11	—	—	3.8E-11	<0.1		原子炉停止機能喪失	1.9E-07	0.2	1-2(b)
(30)	L O C A + 原子炉停止失敗	5.6E-11	—	—	5.6E-11	<0.1					
(11)	(外部電源喪失 +) 交流電源喪失 + 原子炉停止失敗	—	2.2E-08	—	2.2E-08	<0.1					
(12)	(外部電源喪失 +) 直流通電源喪失 + 原子炉停止失敗	—	4.2E-08	—	4.2E-08	<0.1					
(27)	L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	1.5E-11	—	—	1.5E-11	<0.1					
(28)	L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	4.0E-12	—	—	4.0E-12	<0.1					
(31)	インターフェイスシステム L O C A	4.1E-10	—	—	4.1E-10	<0.1		L O C A 時注水機能喪失	1.9E-11	<0.1	1-2(a)
(38)	原子炉建屋内浸水による格納の緩和機能喪失 (全交流動力電源喪失 + 最終ヒートシンク喪失)	—	—	1.1E-05	1.1E-05	14.0		格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)	4.1E-10	<0.1	1-2(b)
(39)	最終ヒートシンク喪失 (R C I C 成功)	—	—	2.4E-05	2.4E-05	29.2					
(40)	最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗	—	—	8.1E-08	8.1E-08	<0.1		津波浸水による注水機能喪失	3.5E-05	43.5	1-2(a)
(41)	最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	—	—	1.3E-07	1.3E-07	0.2					
(32)	原子炉建屋損傷	—	2.4E-07	—	2.4E-07	0.3	1-1(a) 以外の事故 シナシ				
(33)	格納容器損傷	—	6.9E-09	—	6.9E-09	<0.1					
(34)	原子炉圧力容器損傷	—	3.0E-07	—	3.0E-07	0.4					
(35)	格納容器バイパス	—	3.3E-08	—	3.3E-08	<0.1					
(36)	原子炉冷却材圧力バウダリ喪失 (E x c e s s i v e - L O C A)	—	4.8E-10	—	4.8E-10	<0.1					
(37)	計装・制御系喪失	—	6.5E-10	—	6.5E-10	<0.1					
合計		3.7E-05	8.7E-06	3.5E-05	8.1E-05	100.0	—	—	—	100.0	—

ハッチング：解釈に基づき想定する事故シナシグループと直接対応せず，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ナシグループと比較し，新たな事故シナシグループとしての追加は不要と判断したもの

第1-3 表 事故シーンケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷 防止対策	事故シーケンス別CDF (ノ/炉年)				全CDF ^{#1} に対する割合 (%)	グループ別 CDF (ノ/炉年)	全CDF ^{#1} に対する割合 (%)	備考
			内部事象	地震	津波	合計				
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・代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 ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置	2.7E-10	5.8E-07	—	5.8E-07	0.7	5.9E-07	0.7	
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		1.8E-10	3.1E-09	—	3.2E-09	<0.1			
	手動停止/サブポート系喪失 (手動停止) +高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		3.5E-10	—	—	3.5E-10	<0.1			
	手動停止/サブポート系喪失 (自動停止) +高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		3.7E-11	—	—	3.7E-11	<0.1			
	サブポート系喪失 (自動停止) +高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		2.2E-09	—	—	2.2E-09	<0.1			
高圧注水・減圧機能喪失	サブポート系喪失 (自動停止) +逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・過渡時自動減圧機能 ・低圧炉心スプレイ系 ・残圧排除去系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (可搬型) ・代格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) ・残圧排除系 ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置	2.6E-11	—	—	2.6E-11	<0.1	8.2E-07	1.0	
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗		5.2E-09	8.1E-07	—	8.1E-07	1.0			
	手動停止/サブポート系喪失 (手動停止) +高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗		1.4E-09	—	—	1.4E-09	<0.1			
	サブポート系喪失 (自動停止) +高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗		5.0E-09	—	—	5.0E-09	<0.1			
	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)		5.7E-08	5.4E-09	—	6.2E-08	<0.1			
全交流動力電源 喪失	長期T B T B D T B P T B U	・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (可搬型) ・代格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) ・残圧排除系 ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置	—	—	—	—	<0.1	3.9	3.2E-06	
			サブポート系喪失 (直流電源故障) + DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	1.9E-08	—	—	1.9E-08			<0.1
			外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗	5.7E-12	2.5E-06	—	2.5E-06			3.1
			外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗	3.0E-10	3.0E-09	—	3.3E-09			<0.1
			サブポート系喪失 (直流電源故障) + DG失敗+逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗	2.1E-10	—	—	2.1E-10			<0.1
崩壊蒸気発生機機能喪失	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・代格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・残圧排除去系 ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置	2.0E-10	5.7E-07	—	5.7E-07	0.7	4.1E-05	49.9	
	サブポート系喪失 (直流電源故障) + DG失敗+高圧炉心冷却失敗		1.9E-08	—	—	1.9E-08	<0.1			
	過渡事象+RHR失敗		2.5E-06	3.5E-06	—	2.8E-06	34.7			
	過渡事象+逃がし安全弁閉鎖失敗+RHR失敗		2.1E-07	1.8E-08	—	2.3E-07	0.3			
	手動停止/サブポート系喪失 (手動停止) +RHR失敗		6.7E-06	—	—	6.7E-06	8.2			
原子炉停止機能喪失	手動停止/サブポート系喪失 (手動停止) +逃がし安全弁閉鎖失敗+RHR失敗	・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置 【取水機運転喪失時】 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・残圧排除去系 ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置	5.5E-08	—	—	5.5E-08	<0.1	1.9E-07	0.2	
	サブポート系喪失 (自動停止) +RHR失敗		5.4E-06	—	—	5.4E-06	6.6			
	サブポート系喪失 (自動停止) +逃がし安全弁閉鎖失敗+RHR失敗		7.6E-09	—	—	7.6E-09	<0.1			
	LOGA+RHR失敗		4.3E-08	—	—	4.3E-08	<0.1			
	過渡事象+原子炉停止失敗		2.5E-08	1.0E-07	—	1.3E-07	0.2			
原子炉停止機能喪失	サブポート系喪失 (自動停止) +原子炉停止失敗	・代格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置	3.8E-11	—	—	3.8E-11	<0.1	0.2	4.1E-05	
	LOGA+原子炉停止失敗		5.6E-11	—	—	5.6E-11	<0.1			
	（外部電源喪失+） 交流電源喪失+原子炉停止失敗		—	2.2E-08	—	2.2E-08	<0.1			
	（外部電源喪失+） 直流電源喪失+原子炉停止失敗		—	4.2E-08	—	4.2E-08	<0.1			
	LOGA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		1.5E-11	—	—	1.5E-11	<0.1			
格納容器ベイクス	LOGA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・代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 ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置	4.0E-12	—	—	4.0E-12	<0.1	<0.1	43.5	
	インターフェイスシステムLOGA		4.1E-10	—	—	4.1E-10	<0.1			
	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失)		—	—	1.1E-05	1.1E-05	14.0			
	最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)		—	—	2.4E-05	2.4E-05	29.2			
	最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗		—	—	8.1E-08	8.1E-08	<0.1			
建屋浸水による注水機能喪失	最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁閉鎖失敗	・格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替高圧電源設置 ・常設代替低圧電源設置	—	—	—	1.3E-07	0.2	8.1E-05	99.3	
	合計		3.7E-06	8.2E-06	3.5E-05	8.1E-05	99.3			

※ 1：全CDFは第1-2表で新たな事故シーンケンスグループとしての追加は不要と判断した事故シーンケンスの炉心損傷頻度を含む
 ※ 2：国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難であることが判明すると炉心損傷頻度が十分に小さいと判断されることから、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性を確認する対象から除外したシーンケンス
 ※ 3：国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難な事故シーンケンス（LOGAの破断頻度が小さい場合は炉心損傷防止可能）

第1-4 表 重要事故シークエンス等の選定 (1/2)

事故シークエンス グループ	事故シークエンス	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点との関係と重要事故シークエンスの選定の考え方 備考 (a：共通原因故障・系統間機能依存性, b：余裕時間, c：設備容量, d：代表性)					選定した重要事故 シークエンスと選定理由
			a	b	c	d		
高圧・低圧注水 機能喪失	◎ ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	・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	低	高	高	高	a. サポート系喪失を起因とするシークエンスは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因としているシークエンスについては事象進展が早いことから「高」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失 (手動停止) については「低」とした。 c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高くなる必要設備容量が大きくなることから、着眼点を「高」と同時に、過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因としているシークエンスを「高」、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) を起因としているシークエンスを「低」とした。 d. 事故シークエンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシークエンスを「高」、事故シークエンスグループ別 CDF に対して1%以上のシークエンスを「中」、1%未満のシークエンスを「低」とした。	a. の着眼点について、②～⑥はサポート系1区分の喪失を起因としているが、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。 b, c. 両着眼点について「高」と考えたシークエンスとして①、②、⑤、⑥を抽出 d. 順度の観点では④が支配的となった。
	－ 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		低	高	高	低		
	－ 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		中	低	低	低		
	－ 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		中	低	低	低		
	－ 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		中	高	高	低		
	－ 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		中	高	高	低		
高圧注水・減圧 機能喪失	◎ ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗	・過渡時自動減圧機能 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系	低	高	高	高	a. サポート系喪失を起因とするシークエンスは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因としているシークエンスについては事象進展が早いことから「高」とし、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) を起因としているシークエンスについては「低」とした。 c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高くなる必要設備容量が大きくなることから、着眼点を「高」と同時に、過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因としているシークエンスを「高」とし、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) を起因としているシークエンスについては「低」とした。 d. 事故シークエンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシークエンスを「高」、事故シークエンスグループ別 CDF に対して1%以上のシークエンスを「中」、1%未満のシークエンスを「低」とした。	a. の着眼点について、②、③はサポート系1区分の喪失を起因としているが、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。 b, c. 両着眼点について「高」と考えたシークエンスとして①、②を抽出 d. 順度の観点では④が支配的となった。
	－ ②手動停止／サポート系喪失 (手動停止) ＋高圧炉心冷却失敗 ＋手動減圧失敗		中	低	低	低		
	－ ③サポート系喪失 (自動停止) ＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗		中	高	高	低		
	◎ ④外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗 (RCIC成功)		高	低	高	中	a. いずれのシークエ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。 b. いずれのシークエンスにおいても原子炉隔離開時冷却系による炉心への注水に成功していることから事象進展が遅いため「低」とした。 c. いずれのシークエンスも代替電源設備容量が必要であり、必要な設備容量の観点では有意な差がないことから、全て「高」とした。 d. 事故シークエンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシークエンスを「高」、事故シークエンスグループ別 CDF に対して1%以上のシークエンスを「中」、1%未満のシークエンスを「低」とした。	a, b, c. の着眼点について、全シークエンスに共通であるため、選定理由から除外した。 d. 順度の観点では④が支配的となった。
	－ ⑤サポート系喪失 (直流電源故障) ＋DG失敗＋HPCS失敗 (RCIC成功)		高	低	高	低		
	◎ ⑥外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗		高	高	高	高		
全交流動力 電源喪失	◎ ④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	・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) ・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	高	低	高	低	a. c. の着眼点について、全シークエンスに共通であるため、選定理由から除外した。 b. 事象初期から原子炉への注水に失敗している事故シークエンスについては「高」とし、逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉隔離開時冷却系が機能喪失するシークエンス (TBP) の注水が継続するため、TBD, TBUに分類されるシークエンスと比較して、事象進展が遅いため「低」とした。 c. いずれのシークエンスも代替電源設備容量が必要であり、必要な設備容量の観点では有意な差がないことから、全て「高」とした。 d. 事故シークエンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシークエンスを「高」、事故シークエンスグループ別 CDF に対して1%以上のシークエンスを「中」、1%未満のシークエンスを「低」とした。	a. c. の着眼点について、全シークエンスに共通であるため、選定理由から除外した。 b. 事象初期から原子炉への注水に失敗している事故シークエンスについては「高」とし、逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉隔離開時冷却系が機能喪失するシークエンス (TBP) の注水が継続するため、TBD, TBUに分類されるシークエンスと比較して、事象進展が遅いため「低」とした。 c. いずれのシークエンスも代替電源設備容量が必要であり、必要な設備容量の観点では有意な差がないことから、全て「高」とした。 d. 事故シークエンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシークエンスを「高」、事故シークエンスグループ別 CDF に対して1%以上のシークエンスを「中」、1%未満のシークエンスを「低」とした。
	－ ⑤サポート系喪失 (直流電源故障) ＋DG失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗		高	低	高	低		
	－ ⑥外部電源喪失＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗		高	高	高	中		
	◎ ⑦サポート系喪失 (直流電源故障) ＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗		高	高	高	低		
	◎ ⑦サポート系喪失 (直流電源故障) ＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗		高	高	高	低		

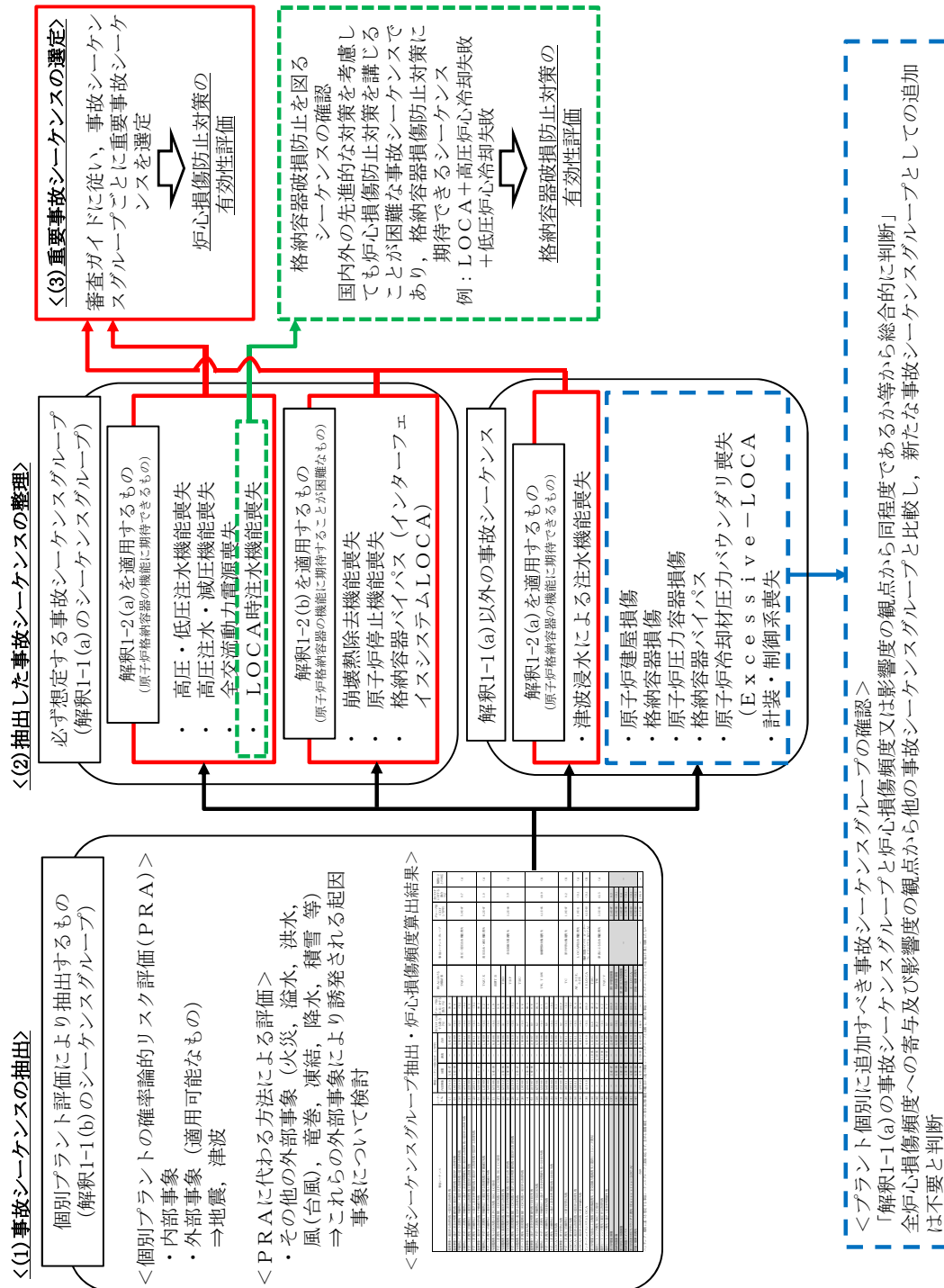
審査ガイドの着眼点a～dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。

◎：重要事故シークエンスとして選定したシークエンス

第1-4 表 重要事故シナシエンス等の選定 (2/2)

事故シナシエンス グループ	事故シナシエンス	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点との関係と重要事故シナシエンスの選定の考え方 備考 (a：共通原因故障・系統間機能依存性、b：余裕時間、c：設備容量、d：代表性)							選定した重要事故 シナシエンスと選定理由
			a	b	c	d	e	f	g	
炉内停炉除去 機能喪失	⑥ ①過渡事象＋RHR失敗 (TW、T BW)	[RHR故障時] ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) ・格納容器圧力遠がし装置又は耐圧強化 ベント [取水機能喪失時] ・低圧代替注水系 (常設) ・残置熱除去系 ・代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) ・格納容器圧力遠がし装置又は耐圧強化 ベント [炉内停炉] ・手動減圧 (自動停止) ＋遠がし安全弁再開 失敗＋RHR失敗 (TW) ④手動停止／サポート系喪失 (自動停止) ＋RHR失敗 (TW、T BW) ⑤サポート系喪失 (自動停止) ＋RHR失敗 (TW、T BW) ⑥サポート系喪失 (自動停止) ＋遠がし安全弁再開 失敗＋RHR失敗 (TW、T BW) ⑦LOCA＋RHR失敗 (TW)	低	高	高	高			a. サポート系喪失を起因とするシナシエンスは、系統間機能依存性によって同区分の複数の設 備が機能喪失することから「中」とした。 b. 原子炉が自動停止する過渡事象、サポート系喪失 (自動停止) 及びLOCAを起因として いるシナシエンスについては緊急進路が早いことから「高」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) を起因としているシナシエンスについては「低」 とした。 c. 事業初期から余裕時間が短い場合、炉内停炉に必要な設備容量が大きくなることとし た。着眼点として「中」とした。 d. 事故シナシエンスグループ別CDFDに対して1%未満のシナシエンスを「高」、事故 シナシエンスグループ別CDFDに対して1%以上のシナシエンスを「中」、1%未満のシナシエ ンスを「低」とした。	
	⑦LOCA＋RHR失敗 (TW)		低	高	高	高			a. 以上より、①を重要事故シナシエンス として選定。	
	⑧ ②過渡事象＋遠がし安全弁再開 失敗＋RHR失敗 (TW、T BW)		低	高	高	低			a. ①の着眼点について、③～⑥はサ ポート系1区分の喪失を起因として いるが、他の区分は健全である状 態ではない。 b. c. ④の着眼点について、「高」と考 えたシナシエンスとして⑦、⑧、⑨、 ⑩を抽出。 d. ④の着眼点では⑦が支配的となっ た。	
	⑨ ③手動停止／サポート系喪失 (手動停止) ＋RHR失敗 (TW)		中	低	低	中			a. ①の着眼点について、「高」と考 えたシナシエンスとして⑦、⑧を抽出。 b. ④の着眼点について、「高」と考 えたシナシエンスとして⑦、⑧を抽出。 c. ④の着眼点について、「高」と考 えたシナシエンスとして⑦を抽出。 d. ④の着眼点では⑦が支配的となっ た。	
	⑩ ④手動停止／サポート系喪失 (手動停止) ＋遠がし安全弁再開 失敗＋RHR失敗 (TW)		中	低	低	低			a. 以上より、①を重要事故シナシエンス として選定。なお、②は④の着 点に要求される防護高さは津波対策 に	

審査ガイドの着眼点a～dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。



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	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	No.
	成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(4)
							過渡事象 + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	(4)
							過渡事象 + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
							過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(1)
							過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失	(3)
	失敗	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(5)
							過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	(5)
							過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
							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	高圧・低圧注水機能喪失	(2)
							過渡事象 + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(6)

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

外部電源喪失	原子炉停止	直流電源	交流電源	圧力バウナダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シナリオ	事故シナリオ グループ	No.
	成功	成功	成功	成功	成功	過渡事象へ 外部電源喪失 + DG 失敗 + HPCS 失敗 (R C I C 成功) 過渡事象 + RHR 失敗	過渡事象へ 全交流動力電源喪失 (長期 T B) 崩壊熱除去機能喪失	(7) (4)
						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 (T B U)	(8)
						過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(5)
						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	全交流動力電源喪失 (T B P)	(9)
						過渡事象 + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(4)
						外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (T B D)	(10)
						過渡事象 + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(6)

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

手動停止／ サポート系喪失 (手動停止)	圧力バウンス 健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	No.
	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(16)
					失敗	手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	
		失敗	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(16)
					失敗	手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(13)
	失敗	成功	成功	成功	成功	手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(15)
					失敗	手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗	高圧注水・減圧機能喪失	
		失敗	失敗	失敗	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(17)
					失敗	手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗＋RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	
	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(17)
					失敗	手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗＋RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	
	失敗	成功	成功	成功	成功	手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(14)
					失敗	手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	

第1-2図 内部事象レベル1PRAにおけるイベントツリー (3/6)

サポータ系 喪失 (自動停止※)	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	事故シナシエンス	事故シナシエンス グループ	No.
	成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(21)
							サポータ系喪失 (自動停止) + R H R 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	
							サポータ系喪失 (自動停止) + R H R 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
	失敗	成功	成功	成功	成功	成功	サポータ系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(18)
							サポータ系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失	
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	
							サポータ系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
	成功	失敗	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(22)
							サポータ系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	
							サポータ系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	崩壊熱除去機能喪失	
	失敗	成功	成功	成功	成功	成功	サポータ系喪失 (自動停止) + 低圧炉心冷却失敗 + 高圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(19)
							サポータ系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(23)

※サポータ系喪失において、原子炉自動停止に至る事象のうち、直流電源故障については別途評価

第 1-2 図 内部事象レベル 1 P R A におけるイベントツリー (4/6)

サポート系喪失 (直流電源故障)	原子炉停止	交流電源	圧力バウンダリ 健全性	高圧炉心冷却	事故シナシス	事故シナシス グループ	No.
成功	成功	成功	成功	成功	サポート系喪失 (自動停止) へ	サポート系喪失 (自動停止) へ	(24)
					サポート系喪失 (直流電源故障) + D G 失敗 + H P C S 失敗 (R C I C 成功)	全交流動力電源喪失 (長期 T B)	(21)
					サポート系喪失 (自動停止) + R H R 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(25)
					サポート系喪失 (直流電源故障) + D G 失敗 + 高圧炉心冷却 失敗	全交流動力電源喪失 (T B U)	(22)
失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(26)
					サポート系喪失 (直流電源故障) + D G 失敗 + 逃がし安全弁 再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (T B P)	(23)
					サポート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	

第 1-2 図 内部事象レベル 1 P R A におけるイベントツリー (5/6)

冷却材 喪失事象	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	事故シナケンス	事故シナケンス 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	(29)	
					失敗	LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失		
		成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(29)	
					失敗	LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失		
	失敗	成功	成功	成功	成功	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	(27)	
					失敗	LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	LOCA 時注水機能喪失		
		失敗	失敗	失敗	成功	LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(30)	
					失敗				
		インターフェイスシステム LOCA					事故シナケンス	事故シナケンス グループ	No.
		インターフェイスシステム LOCA					格納容器バイパス (インターフェイス システム LOCA)		

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

地震	地震加速度大	原子炉建屋	格納容器	原子炉 圧力容器	格納容器 バイパス	E L O C A	計装・制御	直流電源	交流電源	外部電源	発生する起因事象
	発生なし	発生なし									— 過渡事象 外部電源喪失 交流電源喪失 直流電源喪失 計装・制御系喪失 E x c e s s i v e - L O C A 格納容器バイパス 原子炉圧力容器損傷 格納容器損傷 原子炉建屋損傷
		健全 健全 健全 健全 健全 健全 健全 健全 健全 健全									
		健全 健全 健全 健全 健全 健全 健全 健全 健全 健全									
	発生	健全	健全	健全	発生なし	発生	健全	喪失	喪失	喪失	

第 1-3 図 地震レベル 1 P R Aにおける階層イベントツリー

過渡事象	原子炉停止	主蒸気 逃がし安全 弁開放	圧力 バウンダリ 健全性	高圧炉心 冷却	原子炉減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	No.
	成功	成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし 崩壊熱除去機能喪失	(4)
								過渡事象 + RHR 失敗		
								炉心損傷なし		
								過渡事象 + RHR 失敗		
								過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗		
								過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗		
	成功	成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし 崩壊熱除去機能喪失	(5)
								過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗		
								炉心損傷なし		
								過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗		
								過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗		
								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		
	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	失敗	Excessive-LOCA	Excessive-LOCA 原子炉停止機能喪失	(36)
								過渡事象 + 原子炉停止失敗		

第1-4 図 地震レベル1 PRAにおけるイベントツリー (1/3)

外部電源喪失	原子炉停止	主蒸気 逃がし安全弁 開放	直流電源	交流電源	圧力 バウナダリ 健全性	高圧炉心冷却	事故シナリオ	事故シナリオグループ	No.
	成功	成功	成功	成功	成功	成功	過渡事象へ	過渡事象へ	
							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)	(7)
							過渡事象+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(4)
							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)	(8)
							過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(5)
							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	全交流動力電源喪失(TBP)	(9)
							過渡事象+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(4)
							外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失(TBD)	(10)
							Excessive-LOCA	Excessive-LOCA	(36)
							過渡事象+原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(5)

第1-4図 地震レベル1PRAにおけるイベントツリー (2/3)

交流電源喪失	原子炉停止	主蒸気逃がし 安全弁開放	圧力バウナダリ 健全性	高圧炉心冷却	事故シナシケケス	事故シナシケケスグループ	No.
	成功	成功	成功	成功	過渡事象＋RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失（長期T B） 全交流動力電源喪失（T B U）	(4)
				失敗	外部電源喪失＋D G失敗＋H P C S失敗（R C I C成功） 外部電源喪失＋D G失敗＋高圧炉心冷却失敗		(7)
	成功	成功	失敗	成功	過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失（T B P）	(8)
				失敗	外部電源喪失＋D G失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗		(5)
	失敗	失敗			E x c e s s i v e－L O C A	E x c e s s i v e－L O C A 原子炉停止機能喪失	(9)
					（外部電源喪失＋）交流電源喪失＋原子炉停止失敗		(36)
							(11)

直流電源喪失	原子炉停止	主蒸気逃がし 安全弁開放	圧力バウナダリ 健全性	高圧炉心冷却	事故シナシケケス	事故シナシケケスグループ	No.
	成功	成功	成功	成功	過渡事象＋RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失（T B D） 崩壊熱除去機能喪失（T B W）	(4)
				失敗	外部電源喪失＋直流電源喪失＋高圧炉心冷却失敗		(10)
	成功	成功	失敗	成功	外部電源喪失＋直流電源喪失（H P C S成功）	全交流動力電源喪失（T B D） E x c e s s i v e－L O C A	(13)
				失敗	外部電源喪失＋直流電源喪失＋高圧炉心冷却失敗		(10)
	失敗	失敗			E x c e s s i v e－L O C A	E x c e s s i v e－L O C A 原子炉停止機能喪失	(36)
					（外部電源喪失＋）直流電源喪失＋原子炉停止失敗		(12)

第 1-4 図 地震レベル 1 P R Aにおけるイベントツリー（3／3）

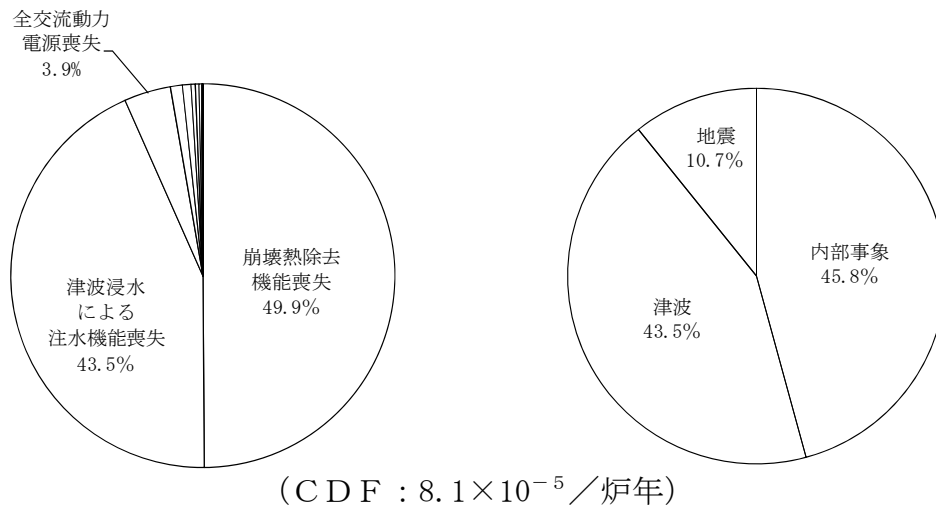
津波 (津波高さ)	原子炉建屋内浸水 (T. P. +23m～)	最終ヒートシンク喪失 (T. P. +20m～23m)	発生する起因事象
	発生なし	発生なし	最終ヒートシンク喪失 (T. P. +20m～23m) 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失※ (全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失) (T. P. +23m～)
		発生	
	発生		

※：炉心損傷直結のためイベントツリーは展開しない

第 1-5 図 津波レベル 1 P R Aにおける階層イベントツリー

最終ヒートシンク喪失	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シークエンス	事故シークエンスグループ	No.
	成功	成功	最終ヒートシンク喪失（R C I C成功）	津波浸水による注水機能喪失	(37)
		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	(38)
	失敗		最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	津波浸水による注水機能喪失	(39)

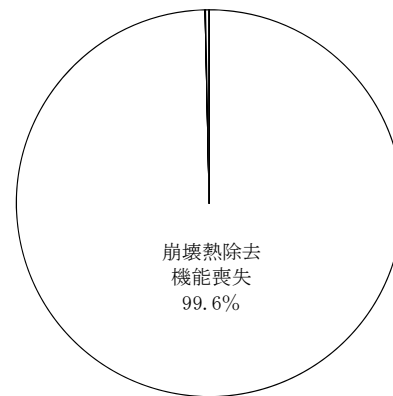
第 1-6 図 津波レベル 1 P R Aにおけるイベントツリー



事故シーケンスグループ別

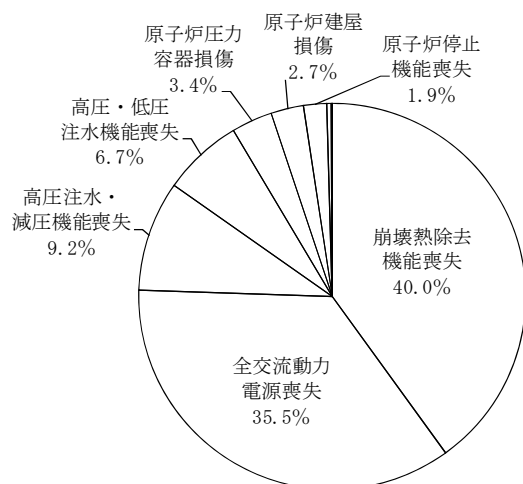
事象別

第 1-7 図 プラント全体の炉心損傷頻度



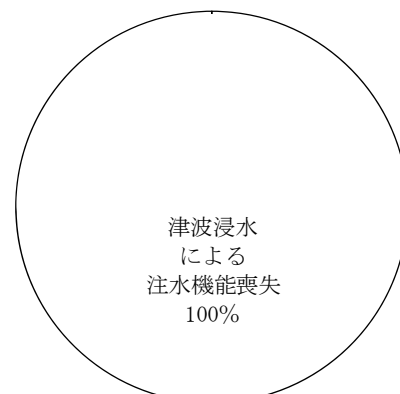
内部事象レベル 1 PRA

(CDF : 3.7×10^{-5} / 炉年)



地震レベル 1 PRA

(CDF : 8.7×10^{-6} / 炉年)



津波レベル 1 PRA

(CDF : 3.5×10^{-5} / 炉年)

第 1-8 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

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

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。

【概要】

(1) 格納容器破損モードの抽出

内部事象レベル1．5 P R A 及び P R A が適用可能でないと判断した外部事象については定性的検討から格納容器破損モードを抽出した。

(2) 抽出した格納容器破損モードの整理

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要否を検討した。

(3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態（P D S）を選定し、その中で最も事象進展が厳しい事故シーケンスを有効性評価における評価事故シーケンスとして選定した。

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。

2.1 格納容器破損モードの抽出

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。

2－1

(a) 必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 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

(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

- ① 個別プラントの内部事象に関する P R A 及び外部事象に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- 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。

上記 2－1（b）①に関して，内部事象レベル 1．5 P R A を用いて格納容器破損モードの抽出を行った。また，P R A が適用可能でないと判断した外部事象については，定性的な検討により発生する

格納容器破損モードの分析を行った。なお，地震レベル 1.5 PRA については，原子炉建屋，格納容器，格納容器隔離弁等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり，国内でも試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。

(1) PRA に基づく整理

内部事象レベル 1.5 PRA 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。

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作成し，格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部事象レベル 1.5 PRA から抽出された格納容器破損モードを以下に示す。また，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。

a. 未臨界確保失敗時の過圧破損（炉心損傷前）

原子炉の未臨界達成に失敗した場合に，原子炉出力が維持されることで炉心で大量に発生する水蒸気により格納容器圧力が上昇し，格納容器が早期に過圧されて破損する格納容器破損モ

ードとして抽出した。

b. 崩壊熱除去失敗時の過圧破損（炉心損傷前）

炉心冷却に成功し崩壊熱除去に失敗した場合に，崩壊熱によって炉心で発生する水蒸気により格納容器圧力が徐々に上昇し，格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードとして抽出した。

c. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）

インターフェイスシステム L O C A の発生後，原子炉冷却材の流出が継続して炉心損傷に至り，格納容器をバイパスして放射性物質等が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードとして抽出した。

d. 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として抽出した。

e. 崩壊熱除去失敗時の過圧破損（炉心損傷後，サプレッション・プールへの溶融物落下なし）

炉心損傷後，溶融物の崩壊熱によって発生する水蒸気，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等により格納容器圧力が徐々に上昇し，格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードとして抽出した。

f. 過温破損（炉心損傷後，サプレッション・プールへの溶融物落下なし）

炉心損傷後に，溶融物の崩壊熱によって格納容器雰囲気温度が徐々に上昇し，格納容器が加熱されることにより，格納容器

貫通部の取付部又はフランジシール部などが熱的に損傷し，格納容器が破損する格納容器破損モードとして抽出した。

g． 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力容器が高圧状態で破損し，微粒子化した溶融物が格納容器空間部に飛散することで，格納容器雰囲気が直接加熱されて急速な圧力上昇が生じることにより格納容器が破損する格納容器破損モードとして抽出した。

h． 原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用（ペデスタル）

原子炉圧力容器破損後，溶融物がペデスタル（ドライウェル部）内の冷却水中に落下した場合又はペデスタル（ドライウェル部）内に放出された溶融物に対して注水を実施した場合に，溶融物と水の接触に伴い水蒸気爆発または水蒸気による圧カスパイクが発生する可能性があり，その際に生じる荷重により格納容器が破損する格納容器破損モードとして抽出した。

i． 崩壊熱除去失敗時の過圧破損（炉心損傷後，サブプレッション・プールへの溶融物落下あり）

原子炉圧力容器破損後，ペデスタル（ドライウェル部）内に放出された溶融物が冷却できない場合，ペデスタル（ドライウェル部）床面のコンクリートが浸食され，溶融物はペデスタル（ドライウェル部）床面を貫通してサブプレッション・プールに落下する。その後，サブプレッション・プールにおける溶融物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等により格納容器圧力が徐々に上昇し，格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードとして抽出した。

j. 過温破損（炉心損傷後，サプレッション・プールへの溶融物落下あり）

原子炉圧力容器破損後，ペデスタル（ドライウエル部）内に放出された溶融物が冷却できない場合，ペデスタル（ドライウエル部）床面のコンクリートが浸食され，溶融物はペデスタル（ドライウエル部）床面を貫通してサプレッション・プールに落下する。その後，溶融物の崩壊熱によって格納容器雰囲気が加熱され，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として抽出した。

k. 原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用（サプレッション・プール）

原子炉圧力容器破損後，ペデスタル（ドライウエル部）内に放出された溶融物が冷却できない場合，ペデスタル（ドライウエル部）床面のコンクリートが浸食され，溶融物はペデスタル（ドライウエル部）床面を貫通してサプレッション・プールに落下する。溶融物がサプレッション・プールに落下した時に，溶融物と水の接触に伴い水蒸気爆発または水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性があり，その際に生じる荷重により格納容器が破損する格納容器破損モードとして抽出した。

l. 溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器破損後，ペデスタル（ドライウエル部）内に放出された溶融物が冷却できない場合，ペデスタル（ドライウエル部）床面のコンクリートが浸食され，溶融物はペデスタル（ドライウエル部）床面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物の冷却ができない場合、溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマット溶融貫通に先行してペデスタル（ドライウェル部）側壁の浸食により原子炉圧力容器支持機能が喪失することで格納容器が破損する格納容器破損モードとして抽出した。

(2) P R A に代わる検討に基づく整理

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 P R A の知見から解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して新たに追加する必要はないと総合的に判断しており、内部事象レベル 1.5 P R A 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。

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部地理現象は内部事象と同等と考えられるため、内部事象レベル 1.5 P R A 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。

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。

2-1

(a) 必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 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

なお、レベル1．5 P R A より抽出した溶融物がサプレッション・プールへ落下した後に発生する格納容器破損モードについては、ペデスタル（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）。

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，原子炉格納容器下部のペDEST
タル床とドライウェル床の高さが同じ高さで構成されているM a r
k－Ⅰ型格納容器に特有の事象であり，東海第二発電所のM a r k
－Ⅱ型格納容器では，溶融物が直接ドライウェル壁面に接触しない
構造であることから，レベル1．5 P R Aにおいて格納容器破損モ
ードとして考慮していない。（別紙9）

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，起因事象発生後24時間のうちに水素
及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分に小さいことから，今回の
レベル1．5 P R Aでは格納容器破損モードとして考慮していない。
ただし，炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時において，実
際に長期（事象発生から7日間）にわたって格納容器内雰囲気の水
素の可燃限界以下（水素濃度が13vol%以下又は酸素濃度が5vol%
以下）に維持可能であることを確認する必要があると考える。その
ため，「水素燃焼」については，有効性評価の評価対象とする格納
容器破損モードとした。

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)～(3)の破損モードが抽出されたた
め，これらを有効性評価の評価対象とする新たな格納容器破損モー
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。

(1) 過圧破損（未臨界確保失敗）

本破損モードはレベル 1. 5 P R A 上の破損モードとして抽出されたが、格納容器先行破損シーケンスである本破損モードは、解釈 1 - 2 (b) に従い炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

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。

(2) 過圧破損（崩壊熱除去失敗）

本破損モードはレベル 1. 5 P R A 上の破損モードとして抽出されたが、格納容器先行破損シーケンスである本破損モードは、解釈 1 - 2 (b) に従い炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

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。

(3) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A，格納容器隔離失敗）

これらの破損モードは、事象発生と同時に格納容器の隔離機能を喪失している事象であり、格納容器バイパスであるこれらの破損モードに対して講じるべき対策は炉心損傷防止対策となる。このため、これらの破損モードを有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

以下にインターフェイスシステム L O C A 及び格納容器隔離失敗について、評価シーケンスに追加する必要はないと判断した理由を示す。

a. インターフェイスシステム L O C A

本破損モードは、レベル 1. 5 P R A 上の破損モードとして抽出されたが、格納容器バイパスである本破損モードは、解釈 1 - 2 (b) に従い炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)」にて炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

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。

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、事象の進展に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で格納容器が隔離機能を喪失している事象となる。

隔離失敗の原因としては、格納容器貫通部、アクセス部等からの漏えい等の機械的破損や格納容器漏えい試験後の弁の復旧忘れ等の人的過誤が考えられる。これらの隔離失敗を防止するため、定期試験時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考える。

また、今回実施したレベル 1. 5 P R A では、国内 B W R プラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、N U R E G / C R - 4 2 2 0 に記載された米国における通常運転時の長期

間の格納容器隔離失敗実績に基づき、本破損モードの C F F (5.5E-10/炉年) を定量化しているが、国内の運転管理実績を考慮すれば、本破損モードの C F F はさらに小さくなると推定される。

以上より、本破損モードは事象の進展に伴い発生するものではなく、事象発生前に格納容器の隔離機能が喪失している事象であり、通常の運転管理において格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であること、また、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことから、重大事故等対処設備の有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した（別紙10）。

また、格納容器隔離失敗については、地震レベル 1 P R A においても抽出されており、地震レベル 1 P R A では、地震によって格納容器を貫通する配管が可能容器外で破断する事象を想定している。

しかしながら、地震による配管の破断箇所や破断の程度の組合せを特定することは困難であり、本破損モードについては、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものとする。また、地震レベル 1 P R A の評価から、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことを確認している。

以上のことから、地震 P R A から抽出される格納容器隔離失敗についても、重大事故等対処設備の有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

以上より，P R A の知見等を踏まえ，格納容器破損防止対策の有効性評価において，解釈に基づき想定する格納容器破損モードに追加すべき新たな格納容器破損モードはないと判断した。

2.3 評価事故シーケンスの選定

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。

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。

(1) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷

過圧及び過温の観点で厳しいシーケンスを選定する。また、炉心損傷防止対策における想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の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。

(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シーケンスの中から、減圧までの余裕時間の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(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シーケンスを選定する。

(4) 水素燃焼

水素燃焼の観点から厳しい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シーケンスを選定する。

(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用

ペデスタル（ドライウェル部）における溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する（別紙11）。

上記に基づき，レベル1．5 P R A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（P D S）を選定し，その後，選定したP D S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。

2.3.1 評価対象とするプラント損傷状態の選定

レベル1．5 P R Aでは，レベル1 P R Aで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから，さらに事象が進展して格納容器破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際，格納容器内の事故進展の特徴を把握するため，「格納容器破損時期」，「原子炉圧力」，「炉心損傷時期」及び「電源の状態」の4つの項目を用いて，レベル1 P R Aから抽出された事故シーケンスグループを分類し，分類したものをP D Sとして，第2-2表に示すとおり定義した。

上記のP D Sの定義に従い，格納容器破損モードごとに格納容器破損モードの発生の観点で最も厳しくなると考えられるP D Sを検討し，評価対象とするP D Sを第2-3表に示すとおり選定した。

なお，原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用のP D S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デス

タル（ドライウェル部）への事前水張りが与える影響を考慮し，原子炉圧力容器が破損する P D S を対象に選定を実施した。

また，格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されている T W / T B W，T C 及び I S L O C A については，格納容器先行破損又は格納容器又は格納容器バイパスに概要する P D S 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 L O C A）」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 P D S 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 P D S として考慮していない。

2.3.2 評価事故シーケンスの選定

2.3.1で格納容器破損モードごとに選定した P D S に属する事故シーケンスを整理し，それらのシーケンスのうち，格納容器破損モードの発生の観点で最も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。

なお，原子炉圧力容器の破損が前提となる「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（D C H）」，「原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用（F C I）」，「溶融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）」の格納容器破損モードについては，物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から，一部の重大事故等対処設備による対応に期待せず，原子炉圧力容器破損まで事象が進展する状況を仮定して評価することとする。

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 P D S 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）。

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

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、以下の事故シーケンスである

- ① L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗
（L O C A の破断規模が一定の大きさを超える場合）
- ② L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗
（L O C A の破断規模が一定の大きさを超える場合）

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。

2.3.4 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない炉心損傷に直結する事故シーケンスに対する対応

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。

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。

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 P R Aから抽出した格納容器破損モード	格納容器破損頻度(／炉年)	寄与割合(%)	解釈 2-1 (a) の必ず想定する格納容器破損モード	備考
未臨界確失失敗時の過圧破損(炉心損傷前)	2. 5E-08	<0. 1	なし	解釈 1－2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」ことを確認 ⇒事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」
崩壊熱除去失敗時の過圧破損(炉心損傷前)	3. 7E-05	99. 7	なし	解釈 1－2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」ことを確認 ⇒事故シーケンスグループ「崩壊熱除去失敗」
格納容器バイパス(インターフェースシステム L O C A)	4. 1E-10	<0. 1	なし	解釈 1－2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」ことを確認 ⇒事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェースシステム L O C A)」
格納容器バイパス(格納容器隔離失敗)	5. 5E-10	<0. 1	なし	本破損モードは、事象の進展に伴い発生するものではなく、格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること、格納容器の隔離機能が喪失する頻度が十分に低いことから、個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断
崩壊熱除去失敗時の過圧破損(炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)	1. 1E-09	<0. 1	零囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧/過温破損)	－
(炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下なし)	7. 2E-08	0. 2		－
高圧溶融物放出／格納容器零囲気直接加熱	8. 3E-09	<0. 1	高圧溶融物放出／格納容器零囲気直接加熱	－
溶融燃料－冷却材相互作用(ペデスタル)	1. 5E-14	<0. 1	圧力容器外での溶融燃料－冷却材相互作用	－
崩壊熱除去失敗時の過圧破損(炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下あり)	1. 7E-08	<0. 1	溶融炉心・コンクリート相互作用	M a r k－Ⅱ型格納容器特有の溶融物がサブプレッション・プールへ落下した後に発生する破損モードについては、ペデスタル(ドライウェル部)床における炉心・コンクリート相互作用に引き続いて発生する破損モードであること、及び当該破損モードの防止のためにはペデスタル(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。
(炉心損傷後、サブプレッション・プールへの溶融物落下あり)	4. 5E-10	<0. 1		
溶融燃料－冷却材相互作用(サブプレッション・プール)	2. 4E-09	<0. 1		
溶融炉心・コンクリート相互作用	1. 3E-10	<0. 1		
合計	3. 7E-05	100	－	－

注：ハッチングは、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを示す。

第2-2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	交流電源 直流電源 有 有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源 直流電源 有 有
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	交流電源 直流電源 無 有
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源 直流電源 無 有
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源 直流電源 無 有
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源 直流電源 無 無
TW/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	交流電源 直流電源 有 有
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ナリオであることから、解釈1－2（b）に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」ことを確認する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSを示す。

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定

解沢で想定する格納容器破損モード	格納容器破損程度 (ノ炉年)	PDS	格納容器破損程度 (ノ炉年)	寄与割合 (%)	評価対象となるPDSの選定の考え方	評価対象 PDS
零圧気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	1. 1E-09	TQUV	—	—	【事象進展（過圧・過温）】 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 - 他のPDSと比較して、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、事象進展早い。 - 過圧破損については対策として格納容器の除熱が必要となる。 - 過温破損については対策として格納容器（相換熱心）への注水が必要となる。 - LOCAはECCS注水機能喪失及び全流動動力電源喪失を加えることとて、電電の復旧、注水機能の確保も必要となる事故対応設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しくなり、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。 以上より、LOCAにSBOを加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためのPDSとする。	LOCA + SBO
		TQUX	1. 1E-09	100. 0%		
		長期TB	—	—		
		TBU	—	—		
		TBP	—	—		
		TBD	—	—		
		LOCA	—	—		
		TQUV	—	—		
		TQUX	2. 3E-09	3. 2%		
		長期TB	6. 7E-08	93. 0%		
零圧気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	7. 2E-08	TBU	2. 8E-09	3. 8%	【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】 - 長期TBは事象初期においてRCICによる冷却が有効なPDSであり、減圧までの余裕時間の観点ではTQUX、TBD、TBUの方が厳しい。 - 高圧状態で原子炉圧力容器破損に至る点ではTQUX、TBD、TBUにPDS選定上の有意な違いはない。 以上より、最も厳しいPDSから、TQUXを評価対象PDSとして選定する。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	TQUX
		TBP	—	—		
		TBD	5. 6E-12	<0. 1%		
		LOCA	1. 9E-11	<0. 1%		
		TQUV	—	—		
		TQUX	8. 6E-12	0. 1%		
		長期TB	8. 3E-09	99. 8%		
		TBU	1. 0E-11	0. 1%		
		TBP	—	—		
		TBD	2. 1E-14	<0. 1%		
源圧溶融物放出／格納容器零圧気直接加熱 (DCH) *	8. 3E-09	LOCA	—	—	FCIの評価対象PDSの選定においては、MCCIの対策である格納容器下部注水系（常設）による事前大減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するものとする。 【事象（FCIにおける発生エネルギーの大きさ）の厳しさ】 - 溶融燃料－冷却材相互作用の発生エネルギーは、格納容器上部の水中に落下する溶融燃料の量が多く、保有エネルギー大きくなるほど厳しくなる。この観点から、高圧状態が維持されるPDSであるTQUX、TBD、TBU、長期TBはFCIの観点で厳しい事象とはならないと考えられる。 - LOCAは、炉内での蒸気の発生状況の差から、酸化ジルコニウムの質 量割合が他の低圧破損シナキネス（TQUV、TBP）より小さくなり、デブが流出し、ベデスタル（ドライウエル部）に滞留する注水、FCIの観点で厳しい事象とはならないと考えられる。 - TBPについて、事象初期のRCICによる一時的な注水と考えると、TQUVに比べて水位低下が速く事象進展が速い。 - 過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することと対応が厳しいシナキネスとなる 以上より、FCIの観点でTQUVを評価対象PDSとして選定する。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	TQUV
		TQUV	—	—		
		TQUX	1. 5E-14	100. 0%		
		長期TB	—	—		
		TBU	—	—		
		TBP	—	—		
		TBD	—	—		
		LOCA	2. 5E-20	<0. 1%		
		TQUV	2. 9E-09	14. 1%		
		TQUX	3. 9E-10	1. 9%		
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) *	2. 0E-08	長期TB	—	—	【事象（MCCIに寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ）及び事象緩和のための対応の厳しさ】 - MCCIの観点からは、ベデスタル（ドライウエル部）に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシナキネスが厳しい。この観点で、高圧状態が維持されるPDSであるTQUX、TBD、TBU、長期TBはMCCIの観点で厳しい事象とはならないと考えられる。 - LOCAは、ベデスタル（ドライウエル部）への冷却材の流入の可能性があり、MCCIへの対応を考慮する上で厳しい事象とはならないと考えられる。 - 過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することと対応が厳しいシナキネスとなる 以上より、MCCIへの対応の観点でTQUVを評価対象PDSとして選定する。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。	TQUV
		TBU	1. 7E-08	81. 5%		
		TBP	5. 1E-10	2. 5%		
		TBD	—	—		
		LOCA	6. 1E-16	<0. 1%		
		TQUV	—	—		
		TQUX	—	—		
		長期TB	—	—		
		TBP	—	—		
		TBD	—	—		
水素燃焼	—	—	—	—	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 - 審査ガイドでは「PRAに基づく格納破損シナキネスの中から水素燃焼の観点から厳しいシナキネスを選定する。」と記載されているが、東海第二発電所では格納容器内を窒素で置換しているため、レベル1・5 PRAでは水素燃焼により格納容器が破損するシナキネスは考慮していない。このため、東海第二発電所において評価することが適切と考えられる詳細事象シナキネスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 - 東海第二発電所では、格納容器内が窒素置換され、初期除熱濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【東海第二発電所において評価するシナキネス】 - 東海第二発電所において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シナキネスであるが、格納容器において事象進展を緩和できると考えらる事故シナキネスとして、LOCAとECCS注水機能喪失が重要である事故シナキネスが抽出されている。このため、評価シナキネスとし、LOCA（LOCA+ ECCS注水機能喪失）を想定することが適切であると考えられる。これに加え、「零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価シナキネスでは、対応の厳しさの観点でSBOの重量を想定していることを考慮し、LOCA+SBOをPDSとして選定する。	LOCA + SBO
		—	—	—		
		—	—	—		
		—	—	—		
		—	—	—		
		—	—	—		
		—	—	—		
		—	—	—		
		—	—	—		
		—	—	—		

※：DCH、FCI、MCCIにおいて選定した評価事故シナキネスについては、重大事故等対応施設による対応により原子炉圧力容器破損モードにおける物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から仮定的に一部の重大事故等対応設備による対応に期待せず、原子炉圧力容器破損モードで事象が進展することを仮定して評価することとする。

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シークエンスの選定

格納容器破損モード	評価対象としたPDS	該当する事故シークエンス※2	格納容器破損防止対策	評価対象事故シークエンスの選定の考え方
蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	LOCA +SBO	① LOCA (大, 中, 小LOCA) + 高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却成功) + 格納容器注水 (ドライウェル) 失敗 ^{※3}	・ 低圧代替注水系(常設) ・ 格納容器スプレィ冷却系(常設) ・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 代替循環冷却系	【事象進展 (過圧・過温・過熱) 緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・ 中/小LOCAと比較し、大LOCAは原子炉水位の低下が早いため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 ・ 中/小LOCAと比較し、大LOCAは水位回復に必要な流量が大きいため、必要な設備容量の観点で厳しい。 以上より、大LOCAを起因とするシークエンスである、①を評価事故シークエンスとして選定。
		② LOCA (中, 小LOCA) + 高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+デブリ冷却成功) + 格納容器注水 (ドライウェル) 失敗 ^{※3}		
		③ LOCA (大, 中, 小LOCA) + 高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水 (ベデスタル) 失敗		
		④ LOCA (中, 小LOCA) + 高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水 (ベデスタル) 失敗		
		⑤ 過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH		
高圧溶融物放出/格納容器破 開気直接加熱 (DCH) ^{※1}	T Q U X	① 手動停止/サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH	・ 原子炉手動減圧	【余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・ 原子炉が自動停止する過渡事象及びサポート系喪失 (自動停止) を起因としているシークエンスは、通常停止させるシークエンスと比較して事象進展が早い。このため、対応時の余裕時間及び減圧に必要な設備容量の観点で厳しい。 以上より、発生頻度の観点で大きいと考えられる過渡事象を起因とする、①を評価事故シークエンスとして選定。
		② 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 (ベデスタル) ^{※4}		
		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 (ベデスタル) ^{※4}		
		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 (ベデスタル) ^{※4}		
		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 (ベデスタル) ^{※4}		
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) ^{※1}	T Q U V	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 (ベデスタル) ^{※4}	なし (原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用が発生しても格納容器圧力バウナダリの機能喪失に至らないことを確認する)	【事象 (F C I 発生時) の厳しさ】 ・ いずれのシークエンスも原子炉圧力が低圧状態で原子炉容器破損に至ることから、定性的にも各シークエンスでF C Iが発生した際事象の厳しさを比較することは困難である。 以上より、発生頻度の観点で大きいと考えられる過渡事象を起因とし、逃がし安全弁再閉鎖失敗を含まない、①を評価事故シークエンスとして選定。
		② 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 (ベデスタル) ^{※4}		
		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 (ベデスタル)		
		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 (ベデスタル)		
		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 (ベデスタル)		
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) ^{※1}	T Q U V	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 (ベデスタル) ^{※4}	・ 格納容器下部注水系 (常設)	【事象 (MCCI 発生時) の厳しさ】 ・ いずれのシークエンスも原子炉圧力が低圧状態で原子炉容器破損に至ることから、定性的にも各シークエンスでMCCIが発生した際事象の厳しさを比較することは困難である。 以上より、発生頻度の観点で大きいと考えられる過渡事象を起因とし、逃がし安全弁再閉鎖失敗を含まない、①を評価事故シークエンスとして選定。
		② 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 (ベデスタル) ^{※4}		
		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 (ベデスタル)		
		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 (ベデスタル)		
		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 (ベデスタル)		
水素燃焼	LOCA +SBO	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 (ベデスタル) ^{※4}	・ 窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化	【事象 (燃焼源度上昇) の厳しさ】 ・ ジルコニウム・水反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から、炉心損傷後に交流電源を復旧して原子炉注水を実施し、その後の事象進展に対応するシナリオを評価するものとする。 ・ 格納容器ベントを実施する場合、格納容器内の水素及び酸素が大気中に放出され、格納容器内の水素及び酸素濃度が大きく低下することから、格納容器ベントを実施しないデブリ冷却を評価するものとする。 ・ 重なり事故等対処設備によって炉心損傷を防止できるPDSについても、事象発生後の格納容器内の気体の流れ等、燃焼源度の上昇の観点でLOCA+SBOと大きく異なるPDSについては、有効性評価において適宜その速度を確認するものとする。

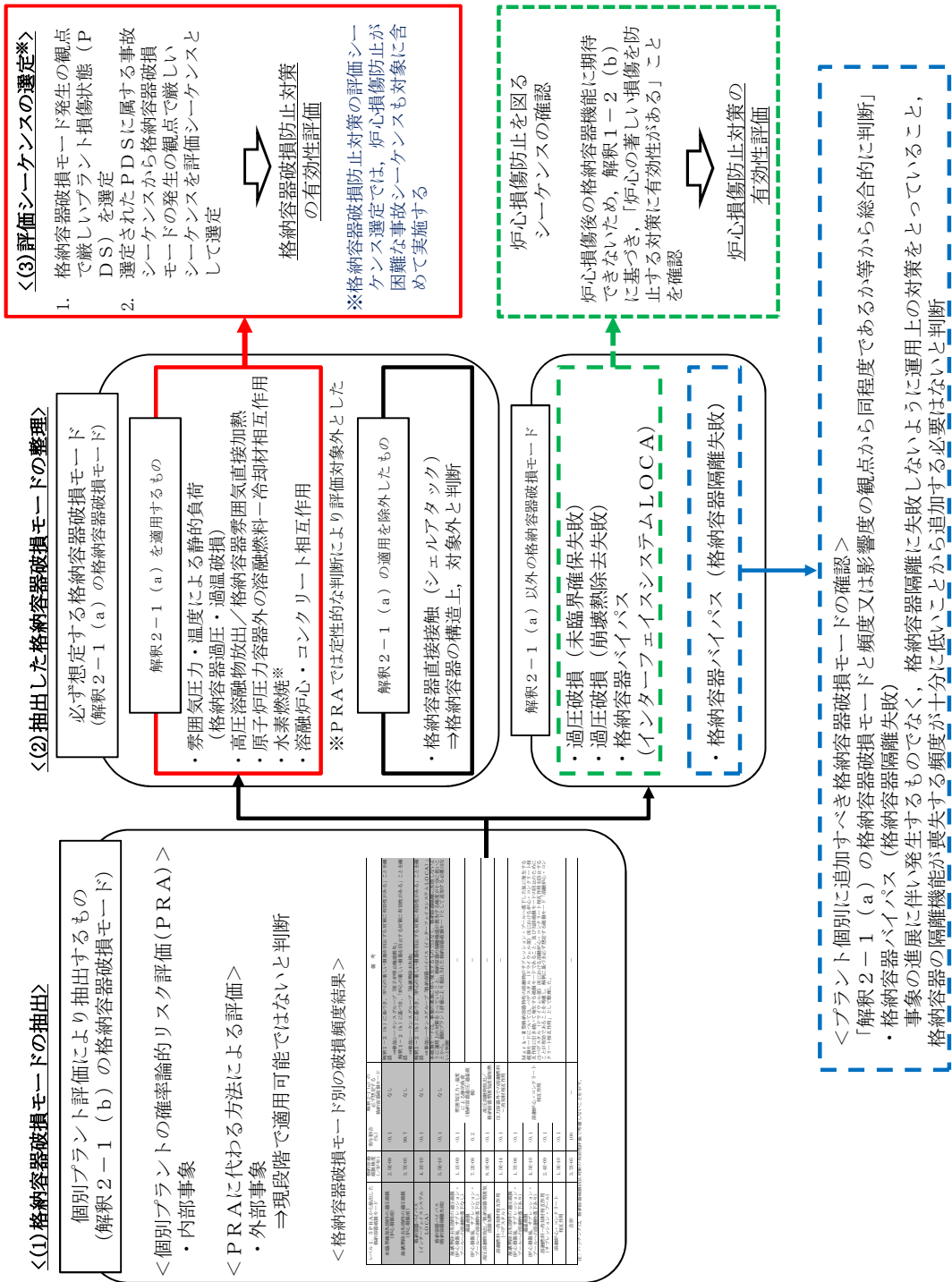
◎：選定した重要事故シークエンス

※1：DCH, FCI, MCCIにおいて選定した評価事故シークエンスについては、重大事故等対処施設による対応により原子炉圧力容器内での事象収束が可能だが、原子炉圧力容器破損が前提となる各破損モードにおける物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から仮想的に一部の重大事故等対処設備による対応に期待せず、原子炉圧力容器破損まで事象が進展することを仮定して評価する。

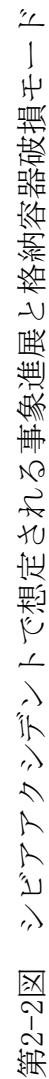
※2：各シークエンスの赤字で示した部分が炉心損傷まで、青字で示した部分が炉心損傷以後のシークエンスを示す。

※3：PDSがLOCAに該当するシークエンスでは、炉心及びベデスタル (ドライウェル) への注水機能が喪失し、デブリ冷却に必ず失敗するため過圧破損に至るシークエンスは抽出されないが、過温破損の対策となる重大事故等対処設備による格納容器 (損傷炉心) への注水 (デブリ冷却) を考慮して評価シークエンスを選定する。

※4：PDSがT Q U Vに該当するシークエンスでは、ベデスタル (ドライウェル部) への注水機能が喪失するためF C Iが発生するシークエンスは抽出されないが、MCCI対策である事前失敗によりF C Iが発生する可能性を考慮して評価シークエンスを選定する。



第2-1図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シナシス選定の全体プロセス



プラント 損傷状態	格納容器 隔離	原子炉圧力容器 破損前			原子炉圧力容器 破損直後		格納容器破損モード
		原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水	原子炉 圧力容器 破損	F C I	D C H	
		成功	成功	無	無		後続事象（原子炉圧力容器健全）へ
				有	無		後続事象（原子炉圧力容器破損）へ
			失敗	無	有		f．溶融燃料－冷却材相互作用（ペデスタル）
					有		後続事象（原子炉圧力容器破損）へ
		失敗	成功	無	無		f．溶融燃料－冷却材相互作用（ペデスタル）
					有		後続事象（原子炉圧力容器破損）へ
			失敗	有	無		e．高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
					有		i．格納容器隔離失敗
		失敗					

第2-3図 内部事象レベル1．5 PRAにおけるイベントツリー（1／3）

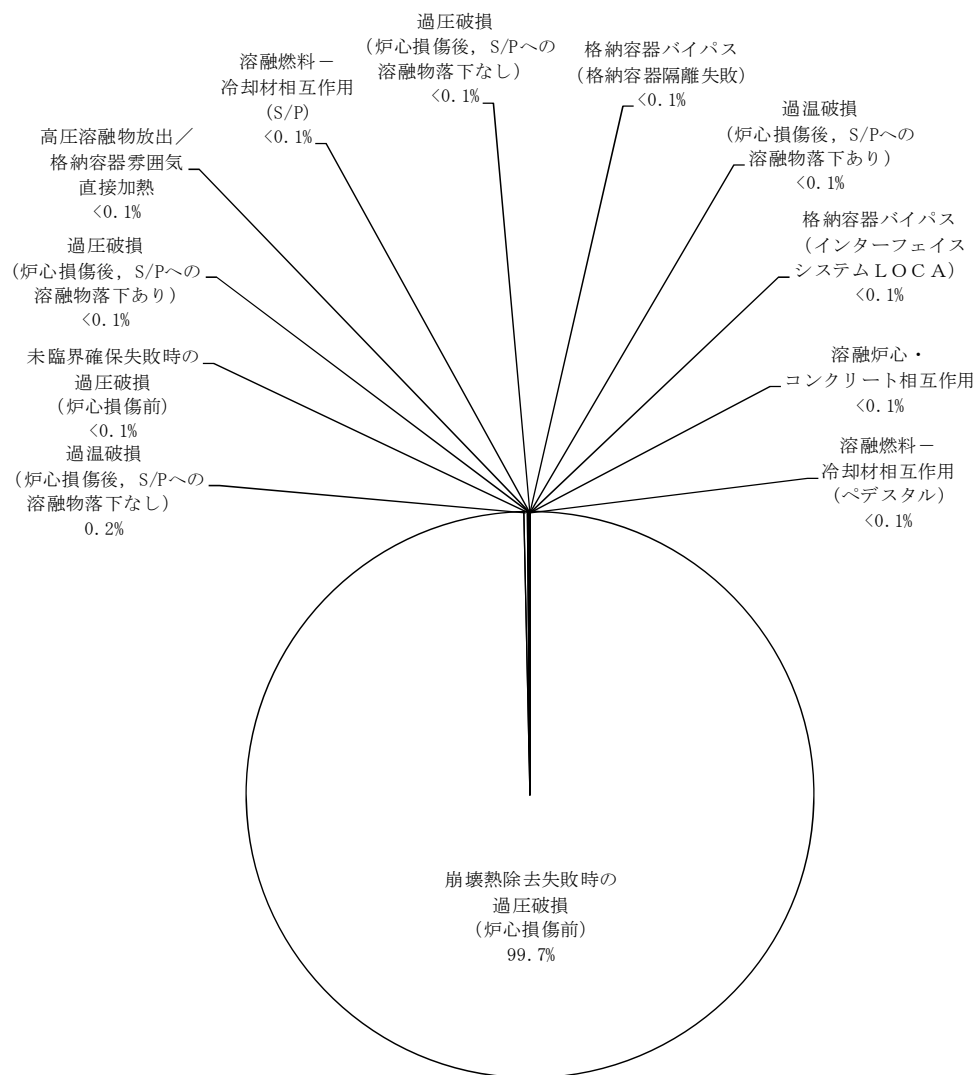
事故後期		格納容器破損モード
後続事象 〔 原子炉圧力容器健全 〕	格納容器注水	
	成功	原子炉圧力容器内で事故収束 c. 崩壊熱除去失敗時の過圧破損（炉心損傷後）
	失敗	

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

事故後期					格納容器破損モード
後続事象 〔原子炉圧力〕 〔容器破損〕	格納容器注水		F C I	デブリ冷却	
	ペデスタル	ドライウェル	ペデスタル	サブプレッション・プール	
	成功	成功	無	成功	格納容器内で事故収束 格納容器内で事故収束 h. 溶融炉心・コンクリート相互作用 g. 溶融燃料－冷却材相互作用 (サブプレッション・プール) f. 溶融燃料－冷却材相互作用 (ペデスタル) c. 崩壊熱除去失敗時の過圧破損 (炉心損傷後), d. 過温破損 c. 崩壊熱除去失敗時の過圧破損 (炉心損傷後), d. 過温破損 h. 溶融炉心・コンクリート相互作用 g. 溶融燃料－冷却材相互作用 (サブプレッション・プール) f. 溶融燃料－冷却材相互作用 (ペデスタル)
				失敗	
	失敗	成功	無	成功	
				失敗	
	成功	成功	無	成功	格納容器内で事故収束 h. 溶融炉心・コンクリート相互作用 g. 溶融燃料－冷却材相互作用 (サブプレッション・プール) c. 崩壊熱除去失敗時の過圧破損 (炉心損傷後), d. 過温破損
				失敗	
	失敗	成功	無	成功	
				失敗	
	成功	成功	無	成功	格納容器内で事故収束 h. 溶融炉心・コンクリート相互作用 g. 溶融燃料－冷却材相互作用 (サブプレッション・プール) c. 崩壊熱除去失敗時の過圧破損 (炉心損傷後), d. 過温破損
				失敗	
	失敗	成功	無	成功	
				失敗	

F C I : 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

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



格納容器破損頻度：3.6E-05

第2-4図 格納容器破損モードごとの寄与割合

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

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。

【概要】

(1) 事故シーケンスの抽出

運転停止中における内部事象レベル1 P R A 及び P R A を適用できない外部事象についての定性的検討から事故シーケンスを抽出した。

(2) 抽出した事故シーケンスの整理

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。

(3) 重要事故シーケンスの選定

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。

3.1 事故シーケンスの抽出

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。

4－1

(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・ 崩壊熱除去機能喪失
(R H R の故障による停止時冷却機能喪失)
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉冷却材の流出
- ・ 反応度の誤投入

(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

- ①個別プラントの停止時に関する P R A (適用可能なもの) 又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- 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。

上記 4－1 (b) に関して、内部事象停止時レベル 1 P R A を実施し、事故シーケンスグループの抽出を行った。

停止時 P R A においては、施設定期検査中はプラントの状態が大きく変化することから、原子炉の水位・温度・圧力、崩壊熱除去等に対する余裕時間及び使用可能な設備の組み合わせ等によって、評

評価対象期間をいくつかのプラント状態を分類して評価する。分類したプラント状態を，状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第3-2図に示す。また，今回の停止時 P R Aにおけるプラント状態の分類及び定期検査工程を第3-3図に示す。

停止時 P R Aにおいては，原子炉の運転停止中の各プラント状態において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象をマスターロジックダイアグラム及び過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し，ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第3-4図のイベントツリーで分析することにより，燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出している。

停止時 P R Aより抽出した事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第3-1表，事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-5図に示す。

3.2 抽出した事故シーケンスの整理

3.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

第 3-1 表に示す停止時 P R A により抽出した各事故シーケンスについて、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で必ず想定する事故シーケンスグループに対応する(1)から(3)の事故シーケンスとして整理した。

(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。

(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。

(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。

なお、必ず想定する事故シーケンスグループのうち「反応度の誤投入」については、プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はないこと、万一反応度事故が起こり臨界に至った

場合でも，局所的な事象で収束し，燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから，今回の停止時 P R A では考慮していない。

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。

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 P R A では，緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で解釈 4－1（a）に示されている必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスは抽出されなかった。そのため，解釈に基づき想定する事故シーケンスグループに追加すべき新たな事故シーケンスグループはないと判断した。

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。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- 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。

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3-3表に示す。

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。

c. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

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。

3.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

(1) 崩壊熱除去機能喪失

i) 事故シーケンス

① 残留熱除去系の故障（RHR喪失）

+ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗

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

③ 外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗

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、運転中の残留熱除去系に故障等が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスとなる。

iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策

ii) の特徴を有する事故シーケンスの対応として、以下の燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

・ 待機中の残留熱除去系

iv) 選定した重要事故シーケンス

① 残留熱除去系の故障（RHR 喪失）

+ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①のシーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

(2) 全交流動力電源喪失

i) 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

②外部電源喪失＋直流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

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，外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗する等，全交流動力電源喪失の発生後に，崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって，燃料損傷に至る事故シーケンスとなる。

iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策

ii) の特徴を有する事故シーケンスの対応として，以下の燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

- ・ 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）

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

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①のシーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

なお，直流電源が喪失する②のシーケンスについては，炉心損傷頻度が低く，iii) に示した対策により①のシーケンスと同様に燃料損傷防止が可能であり，さらに可搬型代替直流電源設備による非常用ディーゼル発電機の起動による対応にも期待できることから選定しない。

(3) 原子炉冷却材の流出

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（C U Wブロー時のL O C A）

＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

③原子炉冷却材の流出（C R D点検時のL O C A）

＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

④原子炉冷却材の流出（L P R M点検時のL O C A）

＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

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。

iii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策

ii)の特徴を有する事故シーケンスの対応として，原子炉冷却材の流出を補う，以下の燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

・待機中の残留熱除去系

iv) 選定した重要事故シーケンス

①原子炉冷却材の流出（R H R切替時のL O C A）

＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

v) 選定理由

着眼点における「高」の数が最も多い①のシーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。また，事象発生時の原子炉水位については，対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から，通常水位の状態でR H R

切替時の L O C A が発生することを想定する。

なお、流出流量の大きい③（C R D 点検時 L O C A）、④（L P R M 点検時の L O C A）のシーケンスについては、L O C A による流出流量と比較して、燃料損傷防止対策となる待機中の E C C S ・ 低圧代替注水系（常設）の設備容量が十分大きいこと、作業・操作場所と漏えい発生個所が同一であるため認知が容易であることから選定しない。

(4) 反応度の誤投入

i) 事故シーケンスグループの特徴

反応度事故により、燃料損傷に至る事故シーケンスとなる。本評価では、代表性の観点から、停止余裕検査や冷温臨界試験等の制御棒が 2 本以上引き抜ける試験において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定する。

ii) 有効性を確認する主な燃料損傷防止対策

i) の特徴を有する事故シーケンスの対応として、以下の燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

- ・ 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

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）。

第3-1表 運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)		シーケンス 別CDF (／定期検査)	全CDFに 対する 寄与割合 (%)	グループ別 CDFに対する 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループ別 CDF (／定期検査)	全CDF に対する 寄与割合 (%)
		燃料損傷防止に必要な機能	燃料損傷防止対策					
崩壊熱除去 機能喪失	①残留熱除去系の故障 (RHR喪失) ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能※1	・ 代替残留熱除去系海水系 (RHR S喪失時)	9.9E-07	21.3	78.0		
	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	原子炉への注水機能	・ 待機中のE.C.C.S (残留熱除去系 (低圧注水系)※2) ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 低圧代替注水系 (可搬型) ・ 消火系、補給水系※3	1.2E-07	2.7	9.4	1.3E-06	27.3
	③外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗		・ 常設代替高圧電源装置 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 可搬型代替直流電源設備 (DG起動に使用) (直流電源失敗時)	1.6E-07	3.3	12.6		
全交流動力 電源喪失	①外部電源喪失＋交流動電源失敗 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	電源の復旧	・ 代替残留熱除去系海水系 (交流電源復旧後) ・ 常設代替注水系 (可搬型) ・ 消火系※3	3.4E-06	72.7	100.0	3.4E-06	72.7
	②外部電源喪失＋直流電源失敗 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能※1	・ 代替残留熱除去系海水系 (交流電源復旧後) ・ 常設代替注水系 (可搬型) ・ 消火系※3	1.3E-10	<0.1	<0.1%		
		原子炉への注水機能	・ 待機中のE.C.C.S (残留熱除去系 (低圧注水系)※2) ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 低圧代替注水系 (可搬型) ・ 消火系、補給水系※3	6.4E-11	<0.1	56.1		
原子炉冷却材 の流出	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	原子炉への注水機能	・ 待機中のE.C.C.S (残留熱除去系 (低圧注水系)※2) ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 低圧代替注水系 (可搬型) ・ 消火系、補給水系※3	3.9E-11	<0.1	34.2	1.1E-10	<0.1
	②原子炉冷却材の流出 (CUIWブロー時のLOCA) ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗			1.1E-11	<0.1	9.6		
	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			2.6E-14	<0.1	<0.1%		
	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			4.7E-06	100.0	—	4.7E-06	100.0%
合計			—					

※1：停止時においては崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで燃料損傷を防止できる
(原子炉建屋 (原子炉開放時) 又は格納容器 (原子炉未開放時) へ崩壊熱を逃すことで燃料損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する)
※2：停止時PRAの評価上、残留熱除去系の喪失も考えられるが、その場合の事象進展及び対策は「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加
※3：重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

第3-2表 重要事故シークエンス（運転停止中）の選定

事故シークエンスグループ	事故シークエンス	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)		着眼点との関係と重要事故シークエンスの選定の考え方			選定した重要事故シークエンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	燃料損傷防止対策	a	b	c	
①冷却熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	増設熱除去機能 ^{*1} 原子炉への注水機能	・ 代替残留熱除去系海水系 (RHRSS喪失時) ・ 待機中のECCS ・ 残留熱除去系 (低圧注水系 ^{*2}) ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 低圧代替注水系 (可搬型) ・ 消火系、補給水系 ^{*3}	低	低	高	a. b. の着眼点について、全シークエンスに共通であるため、選定理由から除外した。 c. 頻度の観点では①が支配的となった。 以上より、①を重要事故シークエンスとして選定。 なお、外部電源喪失を起因とする③のシークエンスは、非常用ディーゼル発電機に期待できるため、「全交流動力電源喪失」で考慮しているシークエンスと比較して事象進展や対策が難しくないことから選定しない。
				低	低	中	
				低	低	中	
①外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	①外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	電源の復旧	・ 常設代替高圧電源装置 ・ 常設代替直達電源設備 ・ 可搬型代替直達電源設備 (DC起動に使用) (直流電源喪失時)	低	低	高	a. b. の着眼点について、全シークエンスに共通であるため、選定理由から除外した。 c. 頻度の観点では①が支配的となった。 以上より、①を重要事故シークエンスとして選定。 なお、直達電源喪失となるもののシークエンスは、炉心損傷頻度が低く、有効性を確保する右記下減の対策により①のシークエンスに比べて低減の効果が期待でき、非常用ディーゼル発電機による非常用ファイバーセ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。
				低	低	高	
				低	低	低	
②外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	②外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水機能	・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 低圧代替注水系 (可搬型) ・ 消火系 ^{*3}	低	低	低	a. 燃料損傷までの余裕時間が最も短いシークエンス (DRHR切替時、②CU Wフロー時：3.5時間) を「高」、最も低いシークエンス (③LPRM故障時：12.1時間) を「低」、それ以外のシークエンス (③CRD点検時：5.5時間) を「中」とした。 b. 流出流量が多い程、燃料損傷回避のために必要な注水設備の容量が大きくなることを考慮し、冷却材流出流量が最も多いシークエンスを「高」、最も少ないシークエンスを「低」、それ以外のシークエンスを「中」とした。 c. 事故シークエンスグループの中で最もCDFの低いドミナントシークエンスを「高」、事故シークエンスグループ別CDFに対して1%以上のシークエンスを「中」、1%未満のシークエンスを「低」とした。 ①DRHR切替時のLOCAについては、ウェル満水時 (POS-B) 及び通常水位時 (POS-A 等) のどちらでも起こり得る可能性があるが、保有水量が少なく、余裕時間の観点で厳しい通常水位時を想定して着眼点に基づく警報を行った。なお、通常水位時においては、原子炉水位計による警報発生による速やかな冷却材流出事故の検知等に期待できることも考えられるが、評価上考慮しないものとする
				高	低	高	
				高	低	中	
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	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	原子炉への注水機能	・ 待機中のECCS ・ 残留熱除去系 (低圧注水系) ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 低圧代替注水系 (可搬型) ・ 消火系、補給水系 ^{*3}	中	高	中	a. 燃料損傷までの余裕時間が最も短いシークエンス (DRHR切替時、②CU Wフロー時：3.5時間) を「高」、最も低いシークエンス (③LPRM故障時：12.1時間) を「低」、それ以外のシークエンス (③CRD点検時：5.5時間) を「中」とした。 b. 流出流量が多い程、燃料損傷回避のために必要な注水設備の容量が大きくなることを考慮し、冷却材流出流量が最も多いシークエンスを「高」、最も少ないシークエンスを「低」、それ以外のシークエンスを「中」とした。 c. 事故シークエンスグループの中で最もCDFの低いドミナントシークエンスを「高」、事故シークエンスグループ別CDFに対して1%以上のシークエンスを「中」、1%未満のシークエンスを「低」とした。 ①DRHR切替時のLOCAについては、ウェル満水時 (POS-B) 及び通常水位時 (POS-A 等) のどちらでも起こり得る可能性があるが、保有水量が少なく、余裕時間の観点で厳しい通常水位時を想定して着眼点に基づく警報を行った。なお、通常水位時においては、原子炉水位計による警報発生による速やかな冷却材流出事故の検知等に期待できることも考えられるが、評価上考慮しないものとする
				中	高	中	
				低	中	低	
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	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	安全保護機能	・ 安全保護系 ・ 流動監視装置 (原子炉出力ベリフィケーション) ・ 砂1信界による原子炉スクラム	—	—	—	a. 燃料損傷までの余裕時間が最も短いシークエンス (DRHR切替時、②CU Wフロー時：3.5時間) を「高」、最も低いシークエンス (③LPRM故障時：12.1時間) を「低」、それ以外のシークエンス (③CRD点検時：5.5時間) を「中」とした。 b. 流出流量が多い程、燃料損傷回避のために必要な注水設備の容量が大きくなることを考慮し、冷却材流出流量が最も多いシークエンスを「高」、最も少ないシークエンスを「低」、それ以外のシークエンスを「中」とした。 c. 事故シークエンスグループの中で最もCDFの低いドミナントシークエンスを「高」、事故シークエンスグループ別CDFに対して1%以上のシークエンスを「中」、1%未満のシークエンスを「低」とした。 ①DRHR切替時のLOCAについては、ウェル満水時 (POS-B) 及び通常水位時 (POS-A 等) のどちらでも起こり得る可能性があるが、保有水量が少なく、余裕時間の観点で厳しい通常水位時を想定して着眼点に基づく警報を行った。なお、通常水位時においては、原子炉水位計による警報発生による速やかな冷却材流出事故の検知等に期待できることも考えられるが、評価上考慮しないものとする
				—	—	—	
				—	—	—	
反応度の脱投入	削師棒の引き抜き ^{*4}	安全保護機能	・ 安全保護系 ・ 流動監視装置 (原子炉出力ベリフィケーション) ・ 砂1信界による原子炉スクラム	—	—	—	代表性の観点から停止中に実施される状態等により、最大反応度値を有する削師棒1本が引き抜ききざれている状態から、他の1本の削師棒が操作量の制限を超えられた操作により引き抜かれ、臨界近接を認識できずに臨界に至る事象を想定する。

※1：停止時においては崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで燃料損傷を防止できる
(原子炉重負 原子炉開放時) 又は格納容器 (原子炉未開放時) への崩壊熱を逃すことで燃料損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する)
※2：停止時PRAの評価上、残留熱除去系の喪失も考えられるが、その場合の事象進展及び対策は「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加
※3：重大事故等対処設備ではないが、シークエンスによって使用できる可能性のある設備
※4：死生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したものを

第3-3表 燃料損傷までの余裕時間 (1/2)

(a) 「崩壊熱除去機能喪失」, 「全交流動力電源喪失」の場合

POS	プラント状態の推移	原子炉水位	燃料損傷までの 余裕時間 (h) ※1
S	原子炉冷温停止への移行状態	通常水位	4.1
A	PCV / PRV 開放への移行状態		6.0
B1	原子炉ウエル満水状態	原子炉ウエル満水	54.7
B2			92.4
B3			109.3
B4			157.7
B5			177.3
B6			203.0
C1	PCV / PRV 閉鎖への移行状態	通常水位	37.6
C2			40.1
D	起動準備状態		42.8

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

- 崩壊熱
- 保有水量
- : 炉心及び使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱を考慮
- : 原子炉側のみの水量を考慮 (使用済燃料プールの保有水量を含めない)

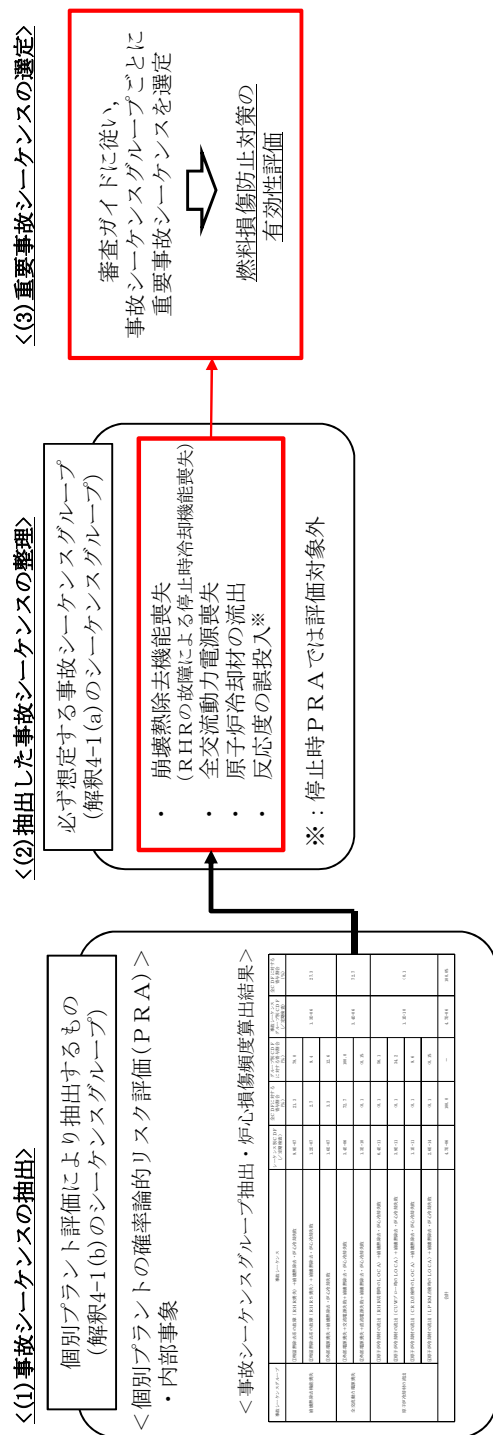
第 3-3 表 燃料損傷までの余裕時間 (2/2)

(b)「原子炉冷却材の流出」の場合

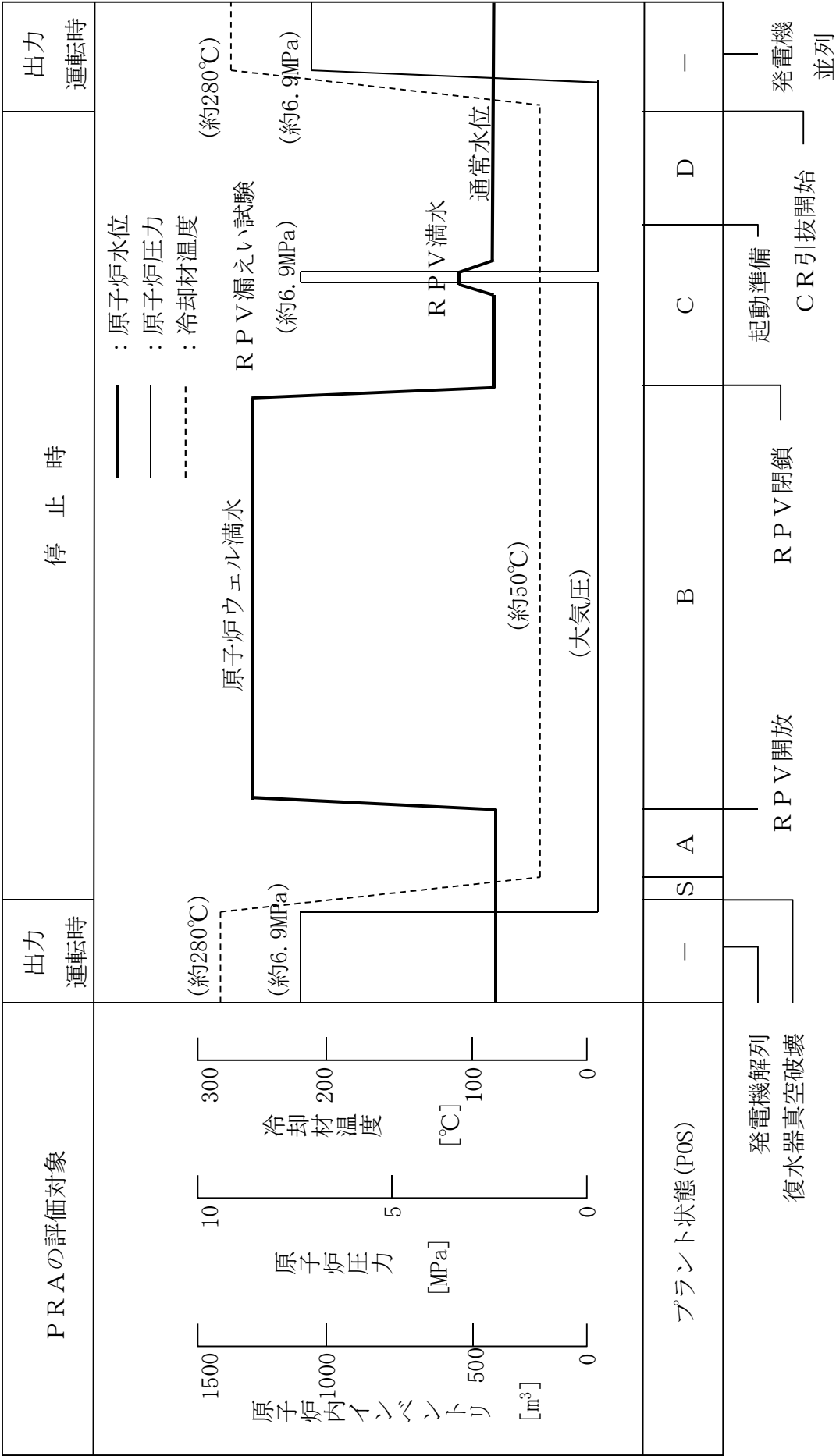
事故シーケンス	POS	原子炉水位	燃料損傷に至るまでの保有水量 (m ³) ※2	冷却材流出流量 (m ³ /h)	燃料損傷までの余裕時間 (h)
RHR切替時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			22.7
	C, D	通常水位			3.5
CWブロー時のLOCA	C, D	通常水位			3.5
CRD点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			5.5
LPRM点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水			12.1

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

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



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



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

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

: 運転
 : 待機
 : 待機除外

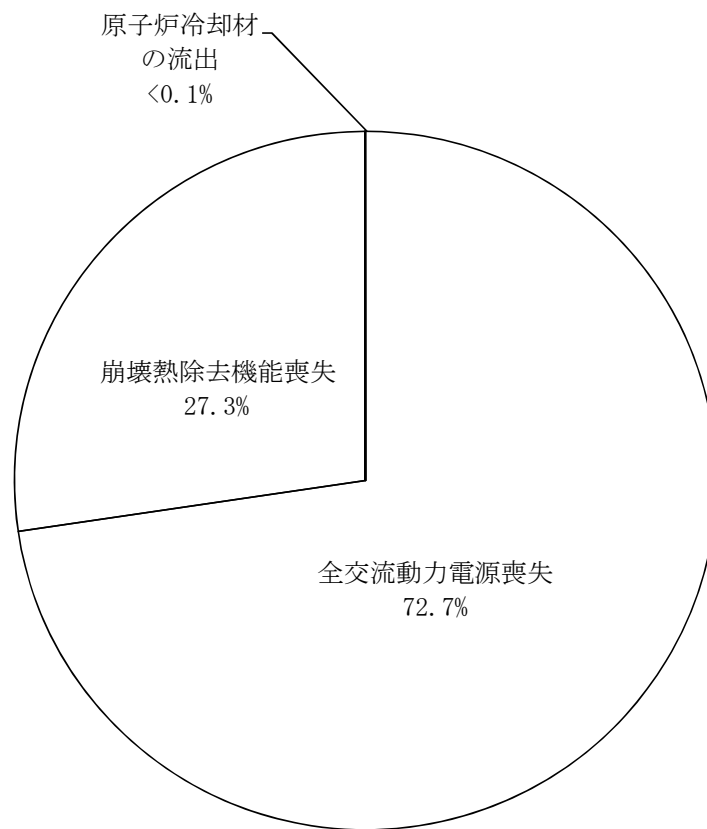
第3-3 図 停止時PRAにおけるプラント状態の分類及び定期検査工程

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
	成功	—	燃料損傷なし
	失敗	残留熱除去系の故障（RHR喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残留熱除去系の故障（RHR S喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失

外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
			成功	—	燃料損傷なし
		成功	失敗	外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
	成功		成功	—	燃料損傷なし
		失敗	成功	—	燃料損傷なし
			失敗	外部電源喪失＋交流電源喪失 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
	失敗		成功	—	燃料損傷なし
			失敗	外部電源喪失＋直流電源喪失 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	成功	—	燃料損傷なし
	失敗	原子炉冷却材の流出（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	原子炉冷却材の流出

第3-4図 停止時P R Aにおけるイベントツリー



(C D F : 4.7×10^{-6} / 定期検査)

第3-5図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

4. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用した P R A の実施プロセスについて

事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能とした P R A は，一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施し，各実施項目について「P R A の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。（別紙11）

また，今回の P R A の評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として，専門家によるピアレビューを実施した。その結果，今回実施した P R A において，事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。（別紙12）

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

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（P R A）及び外部事象に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。」と記載されている。

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 1 P R A を実施した。

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 及び外部事象レベル 1.5 P R A については、P R A 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。

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

1.1 内部溢水、内部火災の影響

今回は P R A 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 1 P R A の手法確立・個別プラントへの展開に係わる検討作業がある程度進んでいる。このことを踏まえ、P R A 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。

表1に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象レベル1 P R Aに用いた起因事象に含まれている。

また、設計基準対象施設によって、溢水、火災の影響拡大防止が図られることで、異なる区画等、広範囲における重疊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。

したがって、溢水・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、内部事象レベル1 P R Aの検討から得られる事故シーケンスの一部として分類出来るため、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。

表1 内部溢水及び内部火災により誘発される起因事象

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
外部電源喪失	内部溢水及び内部火災による常用母線等の機能喪失 等
非隔離事象	内部溢水及び内部火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 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

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項に外部人為事象として、具体的に以下が記載されている。

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。

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、現象等の重畳を含めて定性的に分析した結果を添付1に示す。

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、内部事象、地震及び津波レベル1 P R A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。

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

外部事象レベル 1. 5 P R A については、地震 P R A 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 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。

2.1 地震の影響

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。

また、地震時レベル 1 P R A 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。

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。

2.2 津波の影響

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レベル 1.5 PRA で想定するものと同等と考えられる。

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、内部事象レベル 1.5 PRA 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。

2.3 内部溢水及び内部火災の影響

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レベル 1 PRA 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レベル 1.5 PRA で想定するものと同等と考えられる。

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、内部事象レベル 1.5 PRA 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。

2.4 その他の外部事象の影響

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レベル 1 P R A の結果抽出された事故シーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1 . 5 P R A で想定するものと同等と考えられる。

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。

3. まとめ

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階で P R A を適用可能と判断した地震レベル 1 P R A , 津波レベル 1 P R A 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードはないものと評価した。

なお、今回定性的な分析とした各 P R A や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象とした P R A については、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

以上

添付資料

添付 1 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

添付 2 地震レベル 1.5 PRA について

有効性評価の事故シーケンスグループの選定に関しての地震・津波以外の外部事象の考慮について

「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。

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。

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。

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。

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。

1. 前提条件

(1) 評価対象事象

設計基準を設定する自然現象（以下「設計基準設定事象」という。）の設定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも東海第二発電所において発生する可能性があるか、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。（補足1）

したがって、設計基準設定事象以外のものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準設定事象である以下の12事象を対象に実施するものとする。

- ・ 極低温（凍結）
- ・ 降水（豪雨（降雨））
- ・ 積雪（暴風雪）
- ・ 高潮
- ・ 火山（火山活動・降灰）
- ・ 生物学的事象
- ・ 洪水（外部洪水）
- ・ 風（台風）
- ・ 竜巻
- ・ 森林火災

- ・落雷
- ・地滑り

なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シーケンスに至ることはないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであると判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記12事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。なお、このうち6事象については、他事象に包絡される（降水（豪雨（降雨））、高潮、風（台風）、洪水（外部洪水））か、起因事象の発生はない（生物学的事象、地滑り）ことを確認している。（補足2）

また、各外部人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定事象に包絡されることを確認している。（補足3）

(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。

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

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。

(2) 評価対象設備の選定

(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性がある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

(3) 起因事象となりうるシナリオの選定

(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して，(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定する。

シナリオの選定に当たっては，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象となりうるシナリオを選定する。

なお，起因事象の選定は，日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008（レベル 1 P S A 編）」（以下，「学会標準」）に示される考え方などを参考に行う。

(4) 起因事象の特定

(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因事象の特定を行う。

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。

2.2 事故シーケンスの特定

2.1(4)項にて特定した起因事象について，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因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などを参考に実施するものとする。

3. 個別事象評価のまとめ

1.にて示した各評価対象事象について，事故シーケンスに至る可能性のある起因事象について特定した結果（補足2-1～6参照），内部事象や地震，津波レベル1 P R Aで考慮している起因事象に包含されることを確認した。また，各評価対象事象によって機能喪失す

る可能性のある緩和設備について確認し、起因事象が発生した場合であっても、緩和設備が機能維持すること等により、必要な機能を確保することは可能であることを確認した（補足2-7）。したがって、内部事象や地震、津波レベル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。

4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について

(1) 自然現象の重畳影響

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。

I．各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース（例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の組合せ）

II．ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース（例：地震により止水機能が喪失して浸水量が増加）

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））

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。）

(2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定

基本的には一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した自然現象について(1)項Ⅰ～Ⅲ-2に示した重畳影響の確認を実施した。

ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳影響考慮不要と判断し確認対象から除外した。

○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. 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. 36：陥没，地盤沈下，地割れ，No. 40：地面の隆起，No. 42：地滑り，No. 43：カルスト，No. 44：地下水による浸食，No. 52：泥湧出（液状化），No. 53：土石流，No. 54：水蒸気

○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. 4：河川の迂回，No. 16：海岸浸食，No. 17：干ばつ，No. 21：濃霧，No. 23：霜・白霜，No. 26：極高温，No. 34：湖又は河川の水位低下，No. 38：もや，No. 39：塩害・塩雲，No. 51：低温水（海水水温低）

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確認結果を補足4に示す。また，外部人為事象との重畳影響については，補足5に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。

I．各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し，重ね合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり，元々，単独で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると，新たなシナリオは生じない。

II．ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において，設計基準を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。

III-1．他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース

一方の自然現象の前提条件が，他方の自然現象により変化し，元の自然現象の影響度が大きくなったとしても，I．と同様，単独で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため，新たなシナリオは生じない。

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。

(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。

5. 全体まとめ

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。

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。

補足資料

補足 1 想定される自然現象及び発電用原子炉施設の安全性を損な
わせる原因となるおそれがある事象であって人為によるも
のの選定について

補足 2 過酷な自然現象により考え得る起因事象等

補足 2-1 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

補足 2-2 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

補足 2-3 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

補足 2-4 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

補足 2-5 森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

補足 2-6 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

補足 2-7 起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事
象発生時の対応

補足 3 過酷な外部人為事象により考え得る起因事象等

補足 4 自然現象の重畳確認結果

補足 5 外部人為事象に関わる重畳の影響について

想定される自然現象及び発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定について

想定される自然現象及び発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下、「想定される外部人為事象」という。）について選定を行った。

（１）想定される自然現象及び想定される外部人為事象の抽出

設置許可基準規則の解釈第 6 条 2 項及び 8 項において、「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）」と「安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象」として、以下のとおり例示されている。

第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

- 2 第 1 項に想定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

（中略）

- 8 第 3 項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，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。

想定される自然現象及び想定される外部人為事象について網羅的に抽出するための基準等については、国外の基準として「Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (IAEA, April 2010)」を、また外部人為事象を選定する観点から「DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)」, 日本の自然現象を網羅する観点から「日本の自然災害 (国会資料編纂会 1998 年)」を参考にした。これらの基準等に基づき抽出した想定される自然現象を第 1-1 表に、想定される外部人為事象を第 1-2 表に示す。

なお、その他に NRC の「NUREG/CR-2300 PRA Procedures Guide (NRC, January 1983)」等の基準も事象収集の対象としたが、これら追加した基準の事象により、「(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び外部人為事象の選定結果」において選定される事象が増加することとはなかった。

第 1-1 表 考慮する外部ハザードの抽出（想定される自然現象）

（丸数字は，外部ハザードを抽出した文献を示す。）

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-2	隕石	○		○		○		○		○
1-3	降水（豪雨（降雨））	○	○	○	○	○	○	○		○
1-4	河川の迂回	○				○		○		○
1-5	砂嵐	○		○		○		○		○
1-6	静振	○				○		○		○
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○		○
1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-9	土壌の収縮又は膨張	○				○		○		○
1-10	高潮	○	○			○		○		○
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○		○
1-12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-13	波浪・高波	○				○		○		○
1-14	雪崩	○	○	○		○		○		○
1-15	生物学的事象	○			○		○	○		○
1-16	海岸浸食	○				○		○		○
1-17	干ばつ	○	○	○		○		○		○
1-18	洪水（外部洪水）	○	○			○	○	○		○
1-19	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○
1-21	濃霧	○				○		○		○
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○
1-23	霜・白霜	○		○		○		○		○
1-24	草原火災	○								○
1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○		○
1-26	極高温	○	○	○		○		○		○
1-27	満潮	○				○		○		○
1-28	ハリケーン	○				○		○		
1-29	氷結	○		○		○		○		○
1-30	氷晶			○						○
1-31	氷壁			○						○
1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）		○							
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○
1-34	湖または河川の水位低下	○		○		○		○		○

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-35	湖または河川の水位上昇			○		○				
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○							○
1-37	極限的な圧力（気圧高低）			○						○
1-38	もや			○						
1-39	塩害，塩雲			○						○
1-40	地面の隆起		○	○						○
1-41	動物			○						○
1-42	地滑り	○		○		○	○	○		○
1-43	カルスト			○						○
1-44	地下水による浸食			○						
1-45	海水面低			○						○
1-46	海水面高			○						○
1-47	地下水による地滑り			○						
1-48	水中の有機物			○						
1-49	太陽フレア，磁気嵐	○								○
1-50	高温水（海水温高）			○						○
1-51	低温水（海水温低）			○						○
1-52	泥湧出（液状化）		○							
1-53	土石流		○							○
1-54	水蒸気		○							○
1-55	毒性ガス	○	○			○		○		○

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)
- ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- ③ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- ④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑤ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- ⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造および設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑦ Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- ⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC 公表
- ⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」一般社団法人 日本原子力学会

第 1-2 表 外部ハザードの抽出（想定される外部人為事象）

（丸数字は，外部ハザードを抽出した文献を示す。）

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
2-1	衛星の落下	○		○				○		○
2-2	パイプライン事故（ガスなど），パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○		○		○		
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	○		○		○		○		○
2-4	有毒ガス	○			○	○	○	○		
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○		
2-6	飛来物（航空機落下）	○		○	○	○	○	○	○	○
2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○		○
2-8	船舶の衝突（船舶事故）	○		○	○		○			○
2-9	自動車または船舶の爆発	○		○						○
2-10	船舶から放出される固体液体不純物			○						○
2-11	水中の化学物質			○						
2-12	プラント外での爆発			○	○		○			○
2-13	プラント外での化学物質の流出			○						○
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○		
2-15	軍事施設からのミサイル			○						
2-16	掘削工事			○						
2-17	他のユニットからの火災			○						
2-18	他のユニットからのミサイル			○						
2-19	他のユニットからの内部溢水			○						
2-20	電磁的障害			○	○		○			○
2-21	ダムの崩壊			○	○		○			○
2-22	内部溢水				○	○	○	○		
2-23	火災（近隣工場等の火災）				○	○	○			○

① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)

② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年

③ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010

④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

⑤ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983

⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造および設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

⑦ Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC 公表

⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」一般社団法人 日本原子力学会

(2) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される外部人為事象の選定

(1) で網羅的に抽出した事象について、東海第二発電所において設計上考慮すべき事象を選定するため、海外での評価手法※を参考とした第 1-3 表の除外基準のいずれかに該当するものは除外して事象の選定を行った。

第 1-3 表 考慮すべき事象の除外基準（参考 1 参照）

基準 A	プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない。(例：No.1-5 砂嵐)
基準 B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。(例：No.1-16 海岸浸食)
基準 C	プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれることがない(例：No.1-21 濃霧)
基準 D	影響が他の事象に包絡される。(例：No.1-27 満潮)
基準 E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：No.1-2 隕石)
基準 F	外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項で評価している。または故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項（例：No.2-5 タービンミサイル）

※ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される外部人為
事象の選定結果

(2) で検討した除外基準に基づき、東海第二発電所において設計
上考慮すべき事象を選定した結果を第 1-4 表及び第 1-5 表に示す。

第 6 条に該当する「想定される自然現象」として、以下の 12 事象
を選定した。

- ・洪水（外部洪水）
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・極低温（凍結）
- ・降水（豪雨（降雨））
- ・積雪（暴風雪）
- ・落雷
- ・地滑り
- ・火山（火山活動・降灰）
- ・生物学的事象
- ・森林火災
- ・高潮

また、「想定される外部人為事象」として、以下の 7 事象を選定し
た。

- ・飛来物（航空機落下）
- ・ダムの崩壊
- ・プラント外での爆発
- ・火災（近隣工場等の火災）
- ・有毒ガス
- ・船舶の衝突（船舶事故）
- ・電磁的障害

第 1-4 表 設計基準において想定される自然現象の選定結果

No.	外部ハザード	選定基準	選定	備 考
1-1	極低温（凍結）	—	○	「凍結」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-2	隕石	E※1	×	安全施設の機能に影響を及ぼす規模の隕石が衝突する可能性は極めて低い。
1-3	降水 （豪雨（降雨））	—	○	「降水」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-4	河川の迂回	B	×	発電所周辺の河川（久慈川）までは距離があり（約2km），また，迂回事象は進展が遅く，進展防止対策が可能であるため，安全性の影響はないことから除外する。
1-5	砂嵐	A, D	×	発電所及びその周辺には砂漠砂丘は存在せず，安全施設の機能に影響はないことから除外する。 大陸からの黄砂の影響については、「火山（火山活動・降灰）」に包絡される。
1-6	静振	D	×	静振は，津波や波浪といった事象に誘因されるものであり，それ単体での影響はなく，「津波」に包絡される。
1-7	地震活動	F	×	「第 4 条 地震による損傷の防止」にて評価される。
1-8	積雪（暴風雪）	—	○	「積雪」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-9	土壌の収縮または膨張	A, C	×	地盤の収縮または膨張が発生したとしても，施設荷重によって有意な圧密沈下・クリープ沈下は生じず，また膨潤性の地質でもない。なお，安全上重要な施設は岩着や杭基礎であり，影響はないことから除外する。
1-10	高潮	—	○	「高潮」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-11	津波	F	×	「第 5 条 津波による損傷の防止」にて評価される。
1-12	火山 （火山活動・降灰）	—	○	「火山」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-13	波浪・高波	D	×	波浪は，風浪（風によってその場所に発生する波）とうねり（他の場所で発生した風浪の伝わり，風が静まった後に残される波）の混在した現象であり，高波は波浪の波高が高いものを指すが，設計基準津波による影響の方が大きく，「津波」に包絡される。

No.	外部ハザード	選定基準	選定	備 考
1-14	雪崩	A	×	安全上重要な施設は周辺斜面と十分な離隔距離があること、発電所敷地内及び敷地周辺の地形に急傾斜はなく、雪崩が起きる可能性はないことから除外する。
1-15	生物学的事象	—	○	「生物学的事象」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-16	海岸浸食	B	×	基本的に取水に係る土木構築物はコンクリート製であり浸食はほとんどなく、仮に海底砂の流出等による海底勾配の変化が生じるような場合でも、非常に緩やかに進行するものと考えられ、保守管理による不具合防止が可能であるため、安全施設の機能の影響はないことから除外する。
1-17	干ばつ	B	×	発電所は海水を冷却源としていることから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。また、淡水は復水貯蔵タンク等により保管していることから、干ばつが発生したとしても安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
1-18	洪水（外部洪水）	—	○	「洪水」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-19	風（台風）	—	○	「風（台風）」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-20	竜巻	—	○	「竜巻」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-21	濃霧	C	×	設備に損傷を与えることはなく、安全施設の機能に影響はないことから除外する。
1-22	森林火災	—	○	「森林火災」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-23	霜・白霜	C	×	設備に損傷を与えることはなく、安全施設の機能に影響はないことから除外する。
1-24	草原火災	A	×	発電所及びその周辺には草原は存在しないことから除外する。
1-25	ひょう・あられ	D	×	ひょう（直径5mm以上）、あられ（直径5mm未満）は氷の粒であり、仮に直径10cm程度のひょうを想定した場合でも、竜巻の設計飛来物（鋼製材：長さ4.2m、幅0.3m、奥行き0.2m）の衝突荷重に比べ十分小さいことから、ひょう、あられにより安全施設の機能が損なわれる恐れはなく、「竜巻」に包絡される。

No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考
1-26	極高温	C	×	気温は1日の中で高低差があるため高温期間は一時的であること、仮に水戸の過去最高気温（38.4℃）が継続したとしても、建屋内空調は海水にて冷却していることから室内の気温上昇の影響は著しくなく、安全機能に影響はないことから除外する。
1-27	満潮	D	×	発電所周辺の既往最高潮位がT.P+1.46mであり、設計津波による影響の方が大きいことから、「津波」に包絡される。
1-28	ハリケーン	A	×	日本がハリケーンの影響を受けることはないことから除外する。
1-29	氷結	D	×	氷結とは水の凝固であり、影響は凍結と同等と考えられることから、「極低温（凍結）」に包絡される。
1-30	氷晶	D	×	氷晶とは氷の結晶であり、仮に堆積しても影響は凍結と同等と考えられることから、「極低温（凍結）」に包絡される。
1-31	氷壁	A	×	氷壁とは氷河の末端や冰山などの絶壁を指すが、発電所周辺で氷壁を含む海水の発生、流氷の到達事例はないことから除外する。
1-32	土砂崩れ （山崩れ、がけ崩れ）	A	×	発電所敷地内及び敷地周辺に土砂崩れを発生させるような急傾斜地形、山、がけはないことから除外する。
1-33	落雷	—	○	「落雷」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-34	湖または河川の 水位低下	B	×	発電所は海水を冷却源としていることから、湖または河川の水位低下による安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。また、淡水は復水貯蔵タンク等により保管していることから、湖または河川の水位低下が発生したとしても安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
1-35	湖または河川の 水位上昇	D	×	河川等の水位上昇により氾濫が発生したとしても、影響は外部からの洪水と同等と考えられるため、「洪水（外部洪水）」に包絡される。
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	F	×	陥没・地盤沈下・地割れ等地盤の変状を伴う変形は地盤の脆弱性に係る事象であり、「地震活動」による影響評価（地盤）にて評価する。

No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考
1-37	極限的な圧力 (気圧高低)	D	×	低気圧，高気圧による気圧の変化については予測可能であり，必要に応じて事前の備えが可能である。一方，同様の影響がある竜巻については，検知から対応までの時間的余裕が少ないことに加え，風荷重や飛来物衝突といったその他の影響も同時に考慮する必要があることから，竜巻の方がプラントへ及ぼす影響が大きいため，「竜巻」に包絡される。
1-38	もや	C	×	設備に損傷を与えることはなく，安全施設の機能に影響はないことから除外する。
1-39	塩害，塩雲	B	×	塩害による腐食の影響については，事象進展が遅く保守管理による不具合防止が十分可能であることから除外する。
1-40	地面の隆起	F	×	地面の隆起は地震による地盤の変状を伴う変形であり，「地震活動」による影響評価（地盤）にて評価する。
1-41	動物	D	×	動物を生物学的事象として考慮するため，「生物学的事象」に包絡される。
1-42	地滑り	—	○	「地滑り」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-43	カルスト	A	×	カルストとは石灰岩地域で雨水・地下水の溶食によって生じた地形であるが，発電所敷地内及び敷地周辺に石灰岩地形は認められないことから除外する。
1-44	地下水による浸食	A	×	敷地には地盤を浸食する地下水脈は認められず，また，敷地内の地下水位分布は海に向かってこう配を示しており，浸食をもたらす流れは発生しないことから除外する。
1-45	海水面低	D	×	海水面低は，津波，干潮により発生する事象であるが，津波によるものの規模が大きく，「津波」に包絡される。
1-46	海水面高	D	×	海水面高は，津波，満潮，高潮により発生する事象であるが，津波によるものの規模が大きく，「津波」に包絡される。
1-47	地下水による地滑り	D	×	影響は地滑り事象と同様であると考えられることから，「地滑り」に包絡される。
1-48	水中の有機物	D	×	プランクトン等の海生生物を生物学的事象として考慮するため，「生物学的事象」に包絡される。

No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考
1-49	太陽フレア，磁気嵐	C	×	太陽フレア，磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが，影響が及んだとしても変圧器等の一部に限られること，仮に発電所外を含めた送変電設備に影響が及ぶような場合においても，プラント停止など適切な措置を講じることとしているため，安全施設の機能が損なわれることはないと考えられるため除外する。
1-50	高温水（海水温高）	B	×	設計条件を上回る海水温度高に対し定格出力維持が困難な場合も想定されるが，温度を監視しており，出力低下やプラント停止措置にて十分対応可能であることから，安全施設の機能が損なわれることはないため除外する。
1-51	低温水（海水温低）	C	×	取水温度の低下は冷却性能の低下につながるものではなく，安全施設の機能に影響はないため除外する。
1-52	泥湧出（液状化）	F	×	地盤の脆弱性に係る影響であり，「地震活動」による影響評価（地盤）にて評価する。
1-53	土石流	A	×	発電所敷地内及び敷地周辺には土石流が発生させるような地形，地質は認められないことから除外する。
1-54	水蒸気	A	×	火山事象により発生する事象であるが，周辺に火山がないことから除外する。
1-55	毒性ガス	D	×	火山事象，外部火災事象により発生する事象であるが，周辺に火山はなく，また，外部火災事象にて有毒ガスの評価を行うことから，「森林火災」に包絡される。

※1：NUREG-1407 “Procedure and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”によると，隕石や人工衛星については，衝突の確率が 10^{-9} と非常に小さいため，起因事象頻度は低く IPEEE の評価対象から除外する旨が記載されている。

なお，本記載の基となった NUREG/CR-5042, Supplement2によると，1 ポンド以上の隕石の年間落下件数と地表の一定面積に落下する確率を面積比で概算した結果，100 ポンド以上の隕石が 10,000 平方フィートに落下する確率は 7×10^{-10} /炉年，100,000 平方フィートに落下する確率は 6×10^{-8} /炉年，隕石落下による津波の確率は 9×10^{-10} /炉年と評価されている。

その他，IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES No. NS-R-1，“SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS: DESIGN”では，想定起因事象で考慮しないものとして，自然または人間に起因する外部事象であって，極めて起こりにくいもののたえとして隕石や人工衛星の落下を挙げている。

第 1-5 表 設計基準において想定される外部人為事象の選定結果

No.	外部ハザード	選定基準	選定	備 考
2-1	衛星の落下	E※ ²	×	安全施設の機能に影響を及ぼす人工衛星が落下する可能性は非常に低いと考えられることから除外する。
2-2	パイプライン事故(ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等	D	×	発電所に最も近いパイプラインは LNG 基地内のパイプライン(約 1.5km)であるが、十分な離隔距離が確保されており、影響は「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。
2-3	交通事故 (化学物質流出含む)	D	×	敷地外において、タンクローリー等の可動施設の輸送事故(流出含む)影響については、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。 敷地内の交通事故は、車両の制限速度の設定等により管理されることから、安全機器へ損傷を与えるほどの衝突は発生しない。
2-4	有毒ガス	—	○	「有毒ガス」としてプラントへの影響評価を実施する。
2-5	タービンミサイル	F	×	「第18条 蒸気タービン」にて評価される。
2-6	飛来物(航空機落下)	—	○	「航空機落下」として、プラントへの影響評価を実施する。
2-7	工業施設又は 軍事施設事故	A, D	×	発電所周辺の大規模な工業施設は、最も近いものでも約50km離れており、十分な離隔距離が確保されていることから、「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。 また、発電所近傍に安全施設に影響を及ぼすような軍事施設はない。
2-8	船舶の衝突 (船舶事故)	—	○	「船舶の衝突」としてプラントへの影響評価を実施する。
2-9	自動車又は船舶の爆発	D	×	発電所周辺の幹線道路及び定期航路は、発電所から十分な離隔距離があり、「爆発(プラント外での爆発)」、「火災(近隣工場等の火災)」及び「有毒ガス」に包絡される。
2-10	船舶から放出される 固体液体不純物	D	×	流出物の影響は船舶事故発生時と同等と考えられ、「船舶の衝突(船舶事故)」に包絡される。
2-11	水中の化学物質	D	×	水中の化学物質の影響は船舶事故発生時と同等と考えられ、「船舶の衝突(船舶事故)」に包絡される。

No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考
2-12	プラント外での爆発	—	○	「爆発」としてプラントへの影響評価を実施する。
2-13	プラント外での化学物質流出	D	×	発電所周辺の航路は、原子炉施設に対し離隔距離があることから、化学物質流出による影響評価は「船舶の衝突（船舶事故）」及び「有毒ガス」に包絡される。
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	D	×	屋内は空調管理、排水管理されていることから影響はないが、屋外貯蔵の化学物質流出の影響は「有毒ガス」に包絡される。
2-15	軍事施設からのミサイル	A	×	偶発的なミサイル到達は考え難いことから除外する。
2-16	掘削工事	A	×	敷地内の工事は管理されており、事前調査で埋設ケーブル・配管位置の確認を行うため、損傷は回避できることから除外する。 敷地外の工事はプラントに影響を与えないことから除外する。
2-17	他のユニットからの火災	D	×	近隣工場等の火災と影響は同様と考えられることから、「火災（近隣工場等の火災）」及び「有毒ガス」に包絡される。
2-18	他のユニットからのミサイル	A	×	安全施設に影響を及ぼすようなミサイル源はないため除外する。
2-19	他のユニットからの内部溢水	F	×	「第 9 条 溢水による損傷の防止等」にて評価される。
2-20	電磁的障害	—	○	「電磁的障害」としてプラントへの影響評価を実施する。
2-21	ダムの崩壊	—	○	「ダムの崩壊」としてプラントへの影響評価を実施する。
2-22	内部溢水	F	×	「第 9 条 溢水による損傷の防止等」にて評価される。
2-23	火災 （近隣工場等の火災）	—	○	「近隣工場等の火災」としてプラントへの影響評価を実施する。

※ 2 : 人口衛星が落下した場合については、衛星の大部分が大気圏で燃え尽き、一部破片が落下する可能性があるものの原子炉施設に影響を及ぼすことはないものと考えられる。

< 参考 1 >

基準 A：プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

発電所の立地点の自然環境は一樣ではなく、発生する自然事象は地域性があるため、発電所立地点において明らかに起こり得ない事象は対象外とする。

基準 B：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

事象発生時の発電所への影響の進展が緩慢であって、影響の緩和又は排除の対策が容易に講じることが出来る事象は対象外とする。例えば、発電所の海岸の浸食の事象が発生しても、進展が遅いため補強工事等により侵食を食い止めることができる。

基準 C：プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又はプラントの安全性が損なわれることがない。

事象が発生しても、プラントへの影響が極めて限定的で炉心損傷事故のような重大な事故にはつながらない事象は対象外とする。例えば、外気温が上昇しても、屋外設備でも故障に至る可能性は小さく、また、冷却海水の温度が直ちに上昇しないことから冷却は維持できるので、影響は限定的である。

基準 D：影響が他の事象に包絡される。

プラントに対する影響が同様とみなせる事象については、相対的に影響が大きいと判断される事象に包絡して合理的に検討する。

基準 E：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

航空機落下の評価では発生頻度が低い事象(10^{-7} /年以下)は考慮すべき事象からは対象外としており、同様に発生頻度がごく稀な事象は対象外とする。

基準 F：外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項

第四条 地震による損傷の防止、第五条 津波による損傷の防止、第九条 溢水による損傷の防止等、第十八条 蒸気タービンにより評価を実施するもの、または、故意の外部人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止に該当しないものについては、対象外とする。

< 参考 2 >

設計基準において想定される自然現象の抽出フロー



設計基準において想定される外部人為事象の抽出フロー

第 1-2 表 外部ハザードの抽出（人為事象）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
2-1	衛星の落下	○		○				○		○
2-2	パイプライン事故(ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○		○		○		
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	○		○		○		○		○
2-4	有毒ガス	○			○	○	○	○		
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○		
2-6	飛来物（航空機落下）	○		○		○	○	○	○	○

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)
- ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- ③ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- ④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑤ NUREG/CR-2300“PRA PROCEDURES GUIDE”,NRC, January 1983
- ⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造および設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑦ Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- ⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) ・2011.5 NRC 公表
- ⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」一般社団法人 日本原子力学会

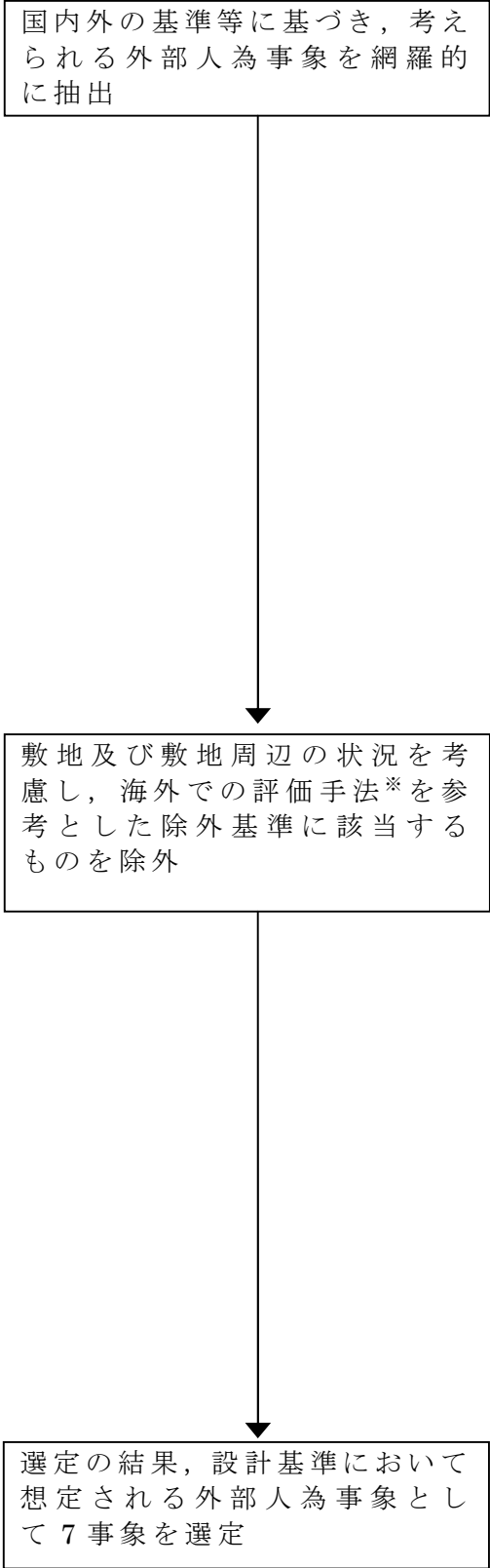
第 1-5 表 設計基準において想定される人為事象の選定結果

No.	外部ハザード	選定基準	選定	備考
2-1	衛星の落下	E※2	×	安全施設の機能に影響を及ぼす人工衛星が落下する可能性は非常に低いと考えられることから除外する。
2-2	パイプライン事故(ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等	D	×	「爆発（プラント外での爆発）」、「火災（近隣工場等の火災）及び「有毒ガス」に包絡される。
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	D	×	「火災（近隣工場等の火災）」及び「有毒ガス」に包含される。発電所敷地内の交通事故は、車両の制限速度の設定等により管理されることから、安全機器へ損傷を与えるほどの衝突は発生しない。
2-4	有毒ガス	—	○	「有毒ガス」としてプラントへの影響評価を実施する。

基準 A	プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない。（例：No. 1-5 砂嵐）
基準 B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。（例：No. 1-16 海岸侵食）
基準 C	プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等もしくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれることがない(例：No. 1-21 濃霧)
基準 D	影響が他の事象に包絡される。（例：No. 1-27 満潮）
基準 E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。（例：No. 1-2 隕石）
基準 F	外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項で評価している。または故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項（例：No. 2-5 タービンミサイル）

※ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

・飛来物 ・ダムの崩壊 ・爆発 ・近隣工場等の火災	・有毒ガス ・船舶の衝突 ・電磁的障害
------------------------------------	---------------------------



過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗りは6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
1	極低温 (凍結) ※詳細評価は補足2-1参照	凍結	屋外タンク及び配管内流体の凍結 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。
			廃油貯蔵タンク内流体の凍結により非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着氷による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
			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。
		着氷	送電線が着氷により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
2	隕石	荷重	荷重 (衝突)
			荷重 (衝撃波)
		浸水	随伴津波による水没に伴う設備の浸水
3	降水 (豪雨 (降雨))	浸水	降水による設備の浸水 津波 (No. 11) の評価に包絡される。
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水 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。
		渇水	工業用水の枯渇 事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。
5	砂嵐	閉塞	砂塵、大陸からの黄砂による吸気口の閉塞 火山 (No. 12) の評価に包絡される。
6	静振	浸水	静振による設備の浸水 津波 (No. 11) の評価に包絡される。
		渇水	静振による海水の枯渇 津波 (No. 11) の評価に包絡される。
7	地震活動	地震PRAにて評価される。	
8	積雪 (暴風雪) ※詳細評価は補足2-2参照		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 (附属棟) 損傷により中央制御室換気系が損傷、機能喪失し、手動停止／サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。
			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。
		荷重 (堆積)	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。
			超高压開閉所等への積雪による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗りは6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
8	積雪（暴風雪） ※詳細評価は補足2-2参照		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。
			非常用ディーゼル発電機吸気フィルタ及び排気ファンが積雪荷重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。
			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。
		荷重	高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系ポンプモーターへの積雪による損傷に伴う高圧炉心スプレイスが機能喪失し、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。
		荷重（堆積）	非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモーターへの積雪による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着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。
9	土壌の収縮 又は膨張		補機冷却海水系ポンプモーターが積雪荷重により損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。
			循環水ポンプモーターが積雪荷重により損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。
		着雪	送電線が着雪により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
			積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機給気口、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。
		閉塞	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。
10	高潮		積雪又は吸込みにより高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系ポンプモーター空気冷却器が閉塞、高圧炉心スプレイス系が機能喪失し、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。
			積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモーター空気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。
			積雪又は吸込みにより補機冷却海水系ポンプモーター空気冷却器が閉塞、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。
			積雪又は吸込みにより循環水ポンプモーター空気冷却器が閉塞、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。
		荷重（変位、傾斜）	施設荷重によって有意な圧密沈下・クリープ沈下は生じず、また、膨潤性の地質でもない。なお、安全上重要な施設は岩着や杭基礎であり、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
11	津波	浸水	また本事象は、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。
		高潮による設備の浸水	津波（No. 11）の評価に包絡される。

過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗り部は6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
12	火山（火山活動・降 灰） ※詳細評価は補足2- 3参照	荷重	建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋（原子炉棟）損傷により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。
			建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋（附属棟）損傷により中央制御室換気系が損傷、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。
			超高圧開閉所への降下火砕物の堆積による送電線、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。
			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／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。
			非常用ディーゼル発電機吸気フィルタ及び排気ファンが降下火砕物の堆積による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、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系ディーゼル発電機海水系ポンプモータ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系が機能喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。
			非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモータへの降下火砕物の堆積により損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
			補機冷却海水系ポンプモータ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。
	閉塞	海水ストレーナの閉塞	循環水ポンプモータ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ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、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系ディーゼル発電機海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、高圧炉心スプレイス系が機能喪失し、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海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、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。

過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗り部は6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
12	火山（火山活動・降灰） ※詳細評価は補足2-3参照	閉塞 給気フィルタ等の閉塞	降下火砕物により補機冷却海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。
			降下火砕物により循環水ポンプ潤滑水ストレーナ閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海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吸気口、吸気フィルタが閉塞、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、「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。
			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。
			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デイスレー系ディーゼル発電機海水系ポンプモーター空気冷却器が閉塞、高圧炉心スプレイス系が機能喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。
			降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモータ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。
		腐食 付着 浸水 荷重	降下火砕物の堆積又は吸込みにより補機冷却海水系ポンプモーター空気冷却器が閉塞、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。
			降下火砕物の堆積又は吸込みにより循環水ポンプモータ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。
			東海第二発電所敷地周辺には急傾斜地はなく、雪崩を起こすことは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
15	生物学的事象	閉塞	除塵装置により海生生物等の襲来への対策を実施しており、取水口及び海水ストレーナの閉塞は考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
		物理的損傷	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	海岸浸食	渇水	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	渇水	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。
18	洪水（外部洪水）	浸水	津波（No. 11）の評価に包絡される。
19	風（台風）	荷重（風）	竜巻（No. 20）の評価に包絡される。
		荷重（衝突）	竜巻（No. 20）の評価に包絡される。

過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗り部は6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
20	竜巻 ※詳細評価は補足2-4参照	荷重（風及び気圧差）	気圧差により原子炉建屋ブローアウトパネルが開放、原子炉棟の負圧維持機能が喪失し、手動停止／サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。
			風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」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、サブポート系喪失（自動停止）「タービン・サブポート系故障」に至るシナリオ。
			風荷重及び気圧差荷重による送電線、送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。
			風荷重により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止／サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。
			気圧差により中央制御室換気系ファン、ダクト、ダンパが損傷、中央制御室換気系が機能喪失し、手動停止／サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。
			風荷重により非常用ディーゼル発電機排気ファン、吸気フィルタ、消音器の損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
			風荷重により残留熱除去系海水系が損傷、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。
			風荷重により高圧炉心スプレイスpray系ディーゼル発電機海水系が損傷、高圧炉心スプレイスpray系が機能喪失し、手動停止／サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。
			風荷重により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
		荷重（衝突）	風荷重により補機冷却海水ポンプが損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、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、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。
			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原子炉建屋ガス処理系／非常用ガス処理系配管、非常用ガス処理系排気筒が損傷、原子炉建屋ガス処理系／非常用ガス処理系が機能喪失し、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。
		荷重（衝突）	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。
			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／サブポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。

過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗りは6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
20	竜巻 ※詳細評価は補足2-4参照	荷重	飛来物の衝突、屋内への貫通により気体廃棄物処理系が損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。
			飛来物の衝突による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
			飛来物の衝突により排気筒が損傷し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。
			飛来物の衝突、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非常用ディーゼル発電機排気ファン、吸気フィルタ、消音器が損傷し、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
21	濃霧	荷重	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系ディーゼル発電機海水系が損傷、高圧炉心スプレイス系が機能喪失し、手動停止／サポート系喪失（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非常用ディーゼル発電機海水系が損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
			飛来物の衝突により補機冷却海水系が損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（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、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。
22	森林火災 ※詳細評価は補足2-5参照	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。	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）から十分な距離距離があることを考慮すると、設備等が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱によって、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ため、シナリオの選定は不要である。
		熱影響	輻射熱

過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗り部は6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
22	森林火災 ※詳細評価は補足2-5参照	閉塞	給気フィルタ等の閉塞
			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。
			ばい煙の吸込みにより非常用ディーゼル発電機吸気フィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。
			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。
			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。
23	霜・白霜		
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るほどの極高温になることは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
27	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	氷結	着氷	凍結 (No. 1) の評価に包絡される。
30	氷晶	着氷	凍結 (No. 1) の評価に包絡される。
31	水壁	着氷	東海第二発電所敷地周辺には水壁を含む海水の発生、流水の到達は考え難いことため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
32	土砂崩れ (山崩れ、 がけ崩れ)	荷重	東海第二発電所敷地周辺には土砂崩れが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。
33	落雷 ※詳細評価は補足2-6参照		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。
		屋内外計測制御設備に発生するノイズ	ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤動作した場合、「非隔離事象」、「全給水喪失」又は「水位低下事象」に至るシナリオ。
			直撃雷による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
		電氣的影響	直撃雷により残留熱除去系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	直撃雷により高圧炉心スプレイスpray系ディーゼル発電機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、手動停止ノサポート系喪失 (手動停止)「計画外停止」に至るシナリオ。
			直撃雷により非常用ディーゼル発電機海水ポンプモータが損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の直撃雷による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。
			直撃雷により補機冷却海水系ポンプモータが損傷、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。

過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗りは6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価		
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等	
33	落雷 ※詳細評価は補足2-6参照	電氣的影響	直撃雷	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。
			誘導雷サージによる電氣盤内の回路損傷	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	渇水	工業用水の枯渇	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	洪水（外部洪水）（No. 18）の評価に包絡される。
36	陥没、地盤沈下、地割れ	荷重	荷重（変位、傾斜）	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、地震に伴う地殻変動によって安全施設の機能に影響を及ぼすような不平等沈下・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	腐食	塩害による腐食	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。
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜）	東海第二発電所の敷地及びその近傍に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	ケーブル類の損傷	生物学的事象（No. 15）の評価に包絡される。
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）	地すべり地形分布図及び土砂災害危険箇所図によると、東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため、敷地内における地滑りによる設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜）	発電所敷地及び敷地周辺にカルスト地形は認められず、発電所の地質もカルストを形成する要因はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜）	敷地には地盤を浸食する地下水脈は認められず、また、敷地内の地下水位分布は海に向かってこう配を示しており、浸食をもたらす流れは発生しないため、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	渇水	海水面の低下による海水の枯渇	津波（No. 11）の評価に包絡される。
46	海水面高	浸水	海水面の上昇による設備の浸水	津波（No. 11）の評価に包絡される。
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）	地滑り（No. 42）の評価に包絡される。
48	水中の有機物	閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞	生物学的事象（No. 15）の評価に包絡される。
49	太陽フレア、磁気嵐	電氣的影響	磁気嵐による誘導電流	磁気嵐に伴う送電線に誘導電流が発生し、その影響は、落雷（No. 33）の評価に包絡される。
50	高温水（海水温高）	高温水	高温水	高温水による海水系に影響するため、生物学的事象（No. 15）の評価に包絡される。

過酷な自然事象により考え得る起因事象等

No	自然現象 (色塗り部は6条の 設計基準設定事象)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
51	低温水（海水温低）	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。	
52	泥湧出（液状化）	荷重（変位，傾斜）	安全上重要な施設の基礎地盤は岩盤または液状化対策（地盤改良）済みの地盤であり，液状化に伴う地盤変状の影響を受けないため，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	荷重（衝突）	東海第二発電所周辺には土石流が発生する地形，地質はないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
54	水蒸気	周辺での水蒸気の発生は考え難く，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
55	毒性ガス	閉塞 毒性ガスの吸込みによる吸気フィルタ等の閉塞	森林火災（No. 22）の評価に包絡される。

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

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

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。

- 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

(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。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
 - ・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
 - ・取水設備（海水）

③着氷による送電線の相間短絡

- ・送電線

(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。

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

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イト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。

- ・復水貯蔵タンク等の凍結

低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合，補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ。

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。

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。

(4) 起回事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える低温（凍結）事象に対しての裕度評価（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あたって考慮すべき起回事象の特定を行った。

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。

・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。

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。

③着氷による送電線の相間短絡

・送電線の地絡，短絡

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超

える低温事象に対しては発生を否定できないため、送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 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。

よって、低温（凍結）を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

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

1. 起回事象の特定

(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

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。

- 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

(2) 評価対象設備の選定

(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。

①建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重

< 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）
- ・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海水系
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系
- ・ 補機冷却海水系
- ・ 循環水系

②着雪による送電線の相間短絡

- ・ 送電線

③給気フィルタ等の閉塞

- ・ 非常用ディーゼル発電機の附属機器（給気口，吸気フィルタ）
- ・ 中央制御室換気系（給気口）
- ・ 残留熱除去系海水系（モータ）
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 補機冷却海水系（モータ）
- ・ 循環水系（モータ）

(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。

①建屋天井や屋外設備に対する荷重

< 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物理的に機能喪失した場合、原子炉補機冷却系の機能喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

原子炉建屋（附属棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室換気系が物理的に機能喪失した場合、中央制御室換気系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。

- ・タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

<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）

超高压開閉所屋上，特別高压開閉所，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海水系

積雪荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプが損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

積雪荷重により非常用ディーゼル発電機海水系ポンプが損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 補機冷却海水系

積雪荷重により補機冷却海水系ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

- ・ 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。

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。

③給気フィルタ等の閉塞

- ・非常用ディーゼル発電機附属機器の閉塞

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。

- ・中央制御室換気系給気口の閉塞

中央制御室換気系の給気口は、地面より約 5.6m、約 19m の 2 箇所を設置されており、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。

- ・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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

非常用ディーゼル発電機海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に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。

補機冷却海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

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。

(4) 起因事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重

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ら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。

② 着雪による送電線の相間短絡

着雪に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対しては発生を否定できないため、送電線の着雪による短絡を想定した場合、外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として選定する。

③ 給気フィルタ等の閉塞

積雪事象により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合には、(3) 項にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞す

るような積雪事象は、積雪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。

また、モータ空気冷却器給気口が閉塞した場合には、(3)項で選定したシナリオが発生する可能性があるが、モータ空気冷却器給気口が閉塞するような積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

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 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。

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。

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

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

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。

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。

- ①降下火砕物の堆積荷重
- ②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞
- ③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞
- 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

(2) 評価対象設備の選定

(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設

備等を評価対象設備として選定した。

①降下火砕物の堆積荷重

<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）
- ・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海水系
- ・非常用ディーゼル発電機海水系
- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

- ・残留熱除去系海水系
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・非常用ディーゼル発電機海水系
- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞

- ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（給気口，吸気フィルタ）
- ・中央制御室換気系（給気口）

- ・ 残留熱除去系海水系（モータ）
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 補機冷却海水系（モータ）
- ・ 循環水系（モータ）

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

- ・ 屋外設備全般

⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

- ・ 送電線

(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。

①降下火砕物の堆積荷重

< 建屋 >

- ・ 原子炉建屋

原子炉建屋（原子炉棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。

原子炉建屋（附属棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室換気系が物理的に機能喪失した場合、中央制御室換気系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。

- ・タービン建屋

タービン建屋屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

<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）

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

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

降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・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海水系

降下火砕物による堆積荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプが損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機海水系ポンプが損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 補機冷却海水系

降下火砕物による堆積荷重により補機冷却海水系ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

- ・ 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。

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

海水中への降下火砕物によって海水ストレーナが閉塞、熱交換器の伝熱管が閉塞及び海水ポンプ軸受が閉塞により異常摩耗した場合、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海水系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。非常用ディーゼル発電機海水系の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリ

オ。補機冷却海水系の機能喪失による「タービン・サポート系故障」、循環水系の機能喪失に伴う復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞

- ・非常用ディーゼル発電機附属機器の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・中央制御室換気系給気口の閉塞

中央制御室換気系の給気口は、地面より約 5.6m、約 19m の 2 箇所に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いためシナリオの選定は不要である。また、吸気口へ降下火砕物の吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

- ・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により残留熱除去系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

非常用ディーゼル発電機海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源

喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

補機冷却海水系ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

循環水ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

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。

⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし「外部電源喪失」に至るシナリオ。

(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しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

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。

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

海水系ストレーナの閉塞については、降下火砕物の粒径とストレーナ目開きを比較すると、粒径の方が大きく、ストレーナ閉塞の可能性を否定できないが、海水ストレーナは切替及び清掃が可能であることから、機能喪失することは考えにくいため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗については、降下火砕物の硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって熱交換器の伝熱管や海水ポンプ軸受の異常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。

③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞

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、吸気フィルタを閉塞した場合には、(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの交換が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要

であると判断した。

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。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、(3)④のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起因事象として特定しない。

⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物の影響を受ける可能性がある送受電設備は、発電所内外の広範囲に渡るため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起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 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。

よって、火山事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

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

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

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。

- 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合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

(2) 評価対象設備の選定

(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋、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。

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>

- ・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）
- ・主排気筒
- ・非常用ガス処理系
- ・復水貯蔵タンク
- ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等）
- ・残留熱除去系海水系
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・非常用ディーゼル発電機海水系
- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

<屋内設備>

- ・中央制御室換気系

②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

<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）
- ・主排気筒

- ・ 非常用ガス処理系
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等）
- ・ 残留熱除去系海水系
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系
- ・ 補機冷却海水系
- ・ 循環水系

＜屋内設備＞

- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系
- ・ ほう酸水注入系
- ・ 可燃性ガス濃度制御系
- ・ 中央制御室換気系
- ・ 気体廃棄物処理設備
- ・ タービン補機冷却系
- ・ タービン及び発電機
- ・ 原子炉補機及びタービン補機冷却系熱交換器，ポンプ
- ・ 主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組合せた荷重による建屋
や設備等の損傷

- ・ ①及び②にて選定した設備等

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

- ・取水口

(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。

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 >

- ・原子炉建屋

原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，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则认为するため，シナリオの選定は不要である。

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则认为するため，シナリオの選定は不要である。

ただし，ブローアウトパネルは建屋内外の差圧による開放に至る場合に「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・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。

<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）

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，変圧器に影響が及び「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- ・主排気筒

主排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，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排気筒の頑健性は維持され则认为するため，シナリオの選定は不要である。

- ・非常用ガス処理系

非常用ガス処理系配管及び排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，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非常用ガス処理系配管及び排気筒の頑健性は維持され则认为するため，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。

- ・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海水系

風荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

風荷重により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 補機冷却海水系

風荷重により補機冷却海水系ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「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。

< 屋内設備 >

- ・ 中央制御室換気系は、原子炉建屋（附属棟）内に設置されており風荷重の影響を受けないが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。中央制御室換気系が損傷した場合、中央制御室換気系が機能喪失し、「計画外停止」に至るシナリオ。なお、それらの設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室の温度が上昇するが、即、中央制御室の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり、竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオの選定は不要である。

②飛来物の衝撃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。

<建屋>

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。

<屋外設備>

- ・送受電設備

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

- ・主排気筒

飛来物による衝突荷重により主排気筒が損傷した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。

- ・非常用ガス処理系

飛来物による衝突荷重により非常用ガス処理系配管及び排気筒が損傷した場合、「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・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。

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

- ・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。

<屋内設備>

- ・原子炉建屋（原子炉棟）に設置している原子炉補機冷却系サージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、原子炉補機冷却系が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合、「計画外停止」に至るシナリオ。ほう酸水注入系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合、「計画外停止」に至るシナリオ。可燃性ガス濃度制御系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合、「計画外停止」に至るシナリオ。
- ・原子炉建屋（附属棟）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（廃棄物処理棟）に設置している気体廃棄物処理設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、気体廃棄物処理系が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。
- ・タービン建屋に設置しているタービンや発電機、タービン補機冷却系サージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系が機能喪失す

ることによる「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。原子炉補機冷却系熱交換器又はポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。タービン補機冷却系熱交換器又はポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。主蒸気管に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。

③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組合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。

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材、車両等が飛散した取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが、取水口は呑み口が広く、閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

(4) 起因事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重、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あたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

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、起因事象として特定する。

タービン建屋上層部は鉄骨造であり、風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、想定を超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機及びタービン補機冷却系サージタンクに影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴う非隔離事象、タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

<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、起因事象として特定する。

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。

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。

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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

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。

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。

<屋内設備>

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。

②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

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。

<屋外設備>

超高圧開閉所や送電線が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

主排気筒が飛来物により損傷した場合、気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

非常用ガス処理系配管及び排気筒が飛来物により損傷した場合、非常用ガス処理系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

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。

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。

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。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に高圧炉心スプレイ系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

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。

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。

<屋内設備>

飛来物が原子炉建屋への衝突，貫通した場合，屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから，原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う隔離事象，原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系の機能喪失に伴う計画外停止，ほう酸水注入系の機能喪失に伴う計画外停止，可燃性ガス濃度制御系の機能喪失に伴う計画外停止，中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止，気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

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。

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組合せた荷重による建屋や設備等の損傷

(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。

2. 事故シーケンスの特定

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。

- ・原子炉建屋ブローアウトパネルの開放に伴う計画外停止

- ・原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象
- ・原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系の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
- ・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
- ・主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

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。

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。

森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(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

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。

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

(2) 評価対象設備の選定

(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

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）

- ・主排気筒
- ・非常用ガス処理系
- ・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海水系
- ・非常用ディーゼル発電機海水系
- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

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（空気冷却器等）
- ・中央制御室換気系
- ・残留熱除去系海水系（モータ）
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・補機冷却海水系（モータ）
- ・循環水系（モータ）
- ・中央制御室換気系

(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。

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。

<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）

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。

- ・主排気筒

森林火災の輻射熱による主排気筒への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、主排気筒が受ける輻射強度は低いため、主排気筒が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- ・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排気筒及び配管への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、非常用ガス処理系排気筒及び配管が受ける輻射強度は低いため、海水系が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることからシナリオの選定は不要である。

- ・残留熱除去系海水系／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

／非常用ディーゼル発電機海水系／補機冷却海水系／循環水系（以下「海水系」という）

森林火災の輻射熱による海水系への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、海水系が受ける輻射強度は低いいため、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から、シナリオの選定は不要である。

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（空気冷却器等）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。

- ・中央制御室換気系の閉塞

森林火災で発生するばい煙の中央制御室換気系吸気口への吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可

能であることからシナリオの選定は不要である。

(4) 起因事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて、森林火災に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

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各建屋の損傷については、(3) ①のとおり、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

< 屋外設備 >

森林火災の輻射熱により送電線が損傷する可能性が否定できないため、送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては、(3) ①及び(3) ②のとおり、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

② ばい煙等による設備等の閉塞

森林火災のばい煙等による設備等の閉塞については、(3) ②のとおり、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて森林火災に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル 1 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。

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。

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

1. 起回事象の特定

(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

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。

- 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

(2) 評価対象設備の選定

(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す屋内設置の設備及び屋外設置の設備を評価対象設備として選定した。

- ① 屋内外計測制御設備に発生するノイズ
 - ・ 計測制御系
- 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海水系
 - ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

- ・計測制御系

(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。

①屋内外計測制御系設備に発生するノイズ

- ・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

- ・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海水系

直撃雷により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至る

シナリオ。

- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

直撃雷により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 補機冷却海水系

直撃雷により補機冷却海水系が損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

- ・ 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。

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。

(4) 起因事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷に対する起因事象発生可能性評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①屋内外計測制御設備に発生するノイズ

落雷によって安全保護回路に発生するノイズの影響により誤動作する可能性を否定出来ず、隔離事象又は原子炉緊急停止系誤動作に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

また、落雷によって安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイ

ズの影響により誤動作する可能性を否定出来ず、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

なお、上記事象以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起因事象としては特定しない。

②直撃雷による設備損傷

外部電源系に過渡な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、落雷が発生した場合、外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

残留熱除去系海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定出来ない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を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。

非常用ディーゼル発電機海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定出来ない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

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。

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。

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

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。

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。

2. 事故シーケンスの特定

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。

- ・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

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。

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。

表 1 起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応

自然現象	考慮対象とした起因事象	起因事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	緩和系設備の機能喪失への対応
低温 (凍結)	外部電源喪失	送電線や碍子へ着氷することによって相间短絡を起こすことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考 えられる。 建屋外の機器には低温による影響が生 じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考え られることから、必要な緩和機能は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しても、凍結防止対策に より機能を維持できるものと考えられる。
積雪	外部電源喪失	送電線や碍子へ着雪することによって相 間短絡を起こすことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考 えられる。 建屋外の機器には積雪による影響が生 じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考え られることから、必要な緩和機能は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しても、除雪等の対応に より機能を維持できるものと考えられる。
火山	外部電源喪失	送電線や碍子へ降下火砕物が付着し、霧や 降雨の水分を吸収することによって相间 短絡を起こすことによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考 えられる。 建屋外の機器には降下火砕物の堆積に よる影響が生じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考え られることから、必要な緩和機能は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しても、除灰等の対応に より機能を維持できるものと考えられる。
竜巻	計画外停止 非隔離事象 タービン・サ ポート系故障 隔離事象 外部電源喪失 全交流動力電 源喪失 最終ヒートシ ンク喪失	気圧差荷重や、飛来物の衝突による原子炉 建屋プルーアウパネルの開放や、原子炉 建屋ガス処理系等の損傷に伴う計画外停 止 風荷重や、飛来物の衝突によるタービンや 発電機の損傷に伴う非隔離事象 風荷重や、飛来物の衝突によるタービン補 機冷却系の損傷に伴うタービン・サポー ト系故障 風荷重や、飛来物の衝突による循環水ポン プ等の損傷に伴う隔離事象 風荷重や、飛来物の衝突による外部電源系 の損傷に伴う外部電源喪失 風荷重や、飛来物の衝突による非常用デー 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 内側の頑健性のある壁との間に設置さ れていて機器以外には影響ないものと 考えられる。 建屋外の機器には風荷重や飛来物の衝 突による影響が生じる可能性が考えら れる。	建屋内の機器のうち、飛来物が直接衝突 する十分な厚さを有した壁とひとつ内側 の頑健性のある壁との間に設置されてい る機器以外には影響ないものと考えられ ることから、必要な緩和機能は維持でき るものと考えられる。 建屋外の機器に対しても、竜巻の局所性を 考慮して位置的分散を図ること及び建屋 外防護設備を設置することにより建屋外 の機器に期待できるものと考えられる。

自然現象	考慮対象とした起因事象	起回事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	緩和系設備の機能喪失への対応
森林火災	外部電源喪失	送電線の輻射熱による損傷に伴う外部電源喪失	建屋内の機器には影響しないものと考 えられる。 建屋外の機器には輻射熱による影響が 生じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考 えられることから、必要な緩和機能は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しても、森林火災が拡大 されるまでの時間的余裕が十分にあること を講ずることにより機能を維持できるもの と考えられる。
落雷	隔離事象 原子炉緊急停止系誤動作等 非隔離事象 全給水喪失 水位低下事象 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 計画外停止 全交流動力電源喪失 タービン・サ ポート系故障	安全保護回路に発生するノイズの影響や 直撃雷による循環水系の損傷に伴う隔離 事象 安全保護回路に発生するノイズの影響に 伴う原子炉緊急停止系誤動作 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 直撃雷に伴う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系発電機 海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪 失 直撃雷による非常用ディーゼル発電機の 機能喪失、及び外部電源喪失の同時発生に よる全交流動力電源喪失 直撃雷による補機冷却海水系の損傷に伴 うタービン・サポート系故障	建屋内の機器には影響しないものと考 えられる。 建屋外の機器には直撃雷による影響が 生じる可能性が考えられる。	建屋内の機器には影響しないものと考 えられることから、必要な緩和機能は維持で きるものと考えられる。 建屋外の機器に対しても、落雷の局所性を 考慮して位置的分散を図ること及び避雷 設備を設置することにより建屋外の機器 に期待できるものと考えられる。

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)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
1	衛星の落下	荷重	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)
		荷重 (爆風圧)	
		浸水	
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	プラント外での爆発 (No. 12) の評価に包絡される。
		火災	プラント外での爆発 (No. 12) の評価に包絡される。
		ばい煙による閉塞	火災 (近隣工場等の火災) (No. 23) の評価に包絡される。
		ばい煙, 有毒ガス	火災 (近隣工場等の火災) (No. 23) の評価に包絡される。
		ばい煙, 有毒ガスの侵入	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)	放射熱	火災 (近隣工場等の火災) (No. 23) の評価に包絡される。
		ばい煙, 有毒ガス	火災 (近隣工場等の火災) (No. 23) の評価に包絡される。
		ばい煙, 有毒ガスの侵入	有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。
4	有毒ガス	有毒ガスの侵入	鉄道路線、主要道路、航路及び石油コンビナート施設は発電所から十分な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、中央制御室換気系においては閉回路による再循環運転も可能であるため、影響はない。
5	タービンミサイル	荷重 (衝突)	有意な衝突頻度にならない。
6	飛来物 (航空機落下)	荷重 (衝突)	航空機落下確率評価結果が防護方針の要否判断の基準である10 ⁻⁷ 回/炉年を超えないため、航空機落下による防護設計を必要としない。なお、当該事象が万が一発生した場合には、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを想定し、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。
		荷重 (爆風圧)	
		放射熱	
		ばい煙, 有毒ガス	
7	工業施設又は 軍事施設事故	ばい煙による閉塞	ばい煙, 有毒ガスの侵入
		ばい煙, 有毒ガスの侵入	有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。
		荷重 (衝突)	船舶の衝突に伴う取水口閉塞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。
		荷重 (爆風圧)	船舶の衝突に伴う取水口閉塞により非常用及び高圧炉心スプレイスディレイ系ディ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。
		火災	火災 (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 (船舶事故)	ばい煙による閉塞	火災 (近隣工場等の火災) (No. 23) の評価に包絡される。
		ばい煙, 有毒ガス	火災 (近隣工場等の火災) (No. 23) の評価に包絡される。
		閉塞	有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。

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)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
8	船舶の衝突 (船舶事故)	閉塞 油漏えいによる海水系ストレーナの閉塞	取水口の閉塞
			船舶の衝突に伴う取水口閉塞により補機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。
			船舶の衝突に伴う取水口閉塞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。
			非常用ディーゼル発電機海水系ストレーナの閉塞により非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、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。
			残留熱除去系海水系ストレーナの閉塞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。
9	自動車又は船舶の爆発	閉塞 荷重 輻射熱 ばい煙、有毒ガス	高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系ストレーナの閉塞により高圧炉心スプレイス系が機能喪失し、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。
			補機冷却海水系ストレーナの閉塞により補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（自動停止） [タービン・サポート系故障] に至るシナリオ。
			循環水ポンプ潤滑水ストレーナの閉塞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。
			火災（近隣工場等の火災） (No. 23) の評価に包絡される。
			ばい煙、有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。
10	船舶から放出される 固体・液体不純物	荷重 輻射熱 ばい煙、有毒ガス	プラント外での爆発 (No. 12) の評価に包絡される。
			プラント外での爆発 (No. 12) の評価に包絡される。
			火災（近隣工場等の火災） (No. 23) の評価に包絡される。
			火災（近隣工場等の火災） (No. 23) の評価に包絡される。
			有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。
11	水中の化学物質	閉塞 閉塞 荷重 荷重（爆風圧）	船舶の衝突（船舶事故） (No. 8) の影響に包絡される。
			船舶の衝突（船舶事故） (No. 8) の影響に包絡される。
			東海第二発電所周辺には、LNG基地（敷地北方約1.5km）があるため、発電所から十分な離隔距離が確保されていることを確認している。
			鹿児島臨海地区石油コンビナート等特別防災区域は、東海第二発電所周辺で石油コンビナート等特別防災区域に指定されている唯一の区域であり、また、発電所から約50km以上の距離があることから、爆発の影響が安全施設の安全機能に及ぼすおそれはない。
			また、本発電所敷地周辺の社会環境からみて、発電所周辺での爆発等に起因する飛来物による影響はない。
12	プラント外での爆発	ばい煙、有毒ガス	火災（近隣工場等の火災） (No. 23) の評価に包絡される。
			ばい煙、有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。

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)	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
13	プラント外での 化学物質の流出	閉塞	船舶の衝突（船舶事故）（No. 8）の影響に包絡される。
		有毒ガス	有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。
		有毒ガス	有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。
14	サイト貯蔵の 化学物質の流出	荷重	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。
		荷重（爆風圧）	
		火災	
15	軍事施設からの ミサイル	荷重（衝突）	
		荷重（爆風圧）	
		火災	
16	掘削工事	物理的損傷	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。
		掘削工事による配管・ケーブル類の損傷	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。
		火災	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。
17	他のユニット からの火災	ばい煙による閉塞	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。
		ばい煙、有毒ガス	有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。
		荷重（衝突）	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。
18	他のユニット からのミサイル	荷重	
		浸水	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。
		電気的影響	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、銅製管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。
19	電磁的障害	電気の影響	
		電圧	
		ダムの崩壊	敷地周辺の地形及び上流に位置している久慈川水系の竜神ダムの保有水量から判断して、ダムの崩壊が発生した場合においても、敷地が久慈川の洪水による被害を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
20	電磁的障害	電気の影響	
		電圧	
		ダムの崩壊	敷地周辺の地形及び上流に位置している久慈川水系の竜神ダムの保有水量から判断して、ダムの崩壊が発生した場合においても、敷地が久慈川の洪水による被害を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
21	電磁的障害	電気の影響	
		電圧	
		ダムの崩壊	敷地周辺の地形及び上流に位置している久慈川水系の竜神ダムの保有水量から判断して、ダムの崩壊が発生した場合においても、敷地が久慈川の洪水による被害を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。
22	内部溢水	別紙1 表1に示すとおり。	
		火災	自然現象 森林火災（No. 22）の評価に包絡される。
		ばい煙による閉塞	自然現象 森林火災（No. 22）の評価に包絡される。
23	火災（近隣工場等の 火災）	ばい煙、有毒ガス	有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。
		火災	
		ばい煙による閉塞	

自然現象の重量確認結果

【凡例】
結核：以下の理由により、重量影響考慮不要
○東海第二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
○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重量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。
－：各自然現象の重量と設備等との重量を比較しても東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重量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。
I：ある自然現象の重量と設備等との重量を比較しても東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重量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。
II：ある自然現象の重量と設備等との重量を比較しても東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重量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。
III-1：他の自然現象の作用により前掲条件が変化し、影響が増長するケース
III-2：他の自然現象の作用により前掲条件が変化し、影響が増長するケース

主事象				極低温		雨石		降水（豪雨・台風等）		河川の迂回		砂嵐		静震		地震活動		積雪（暴風雪）				土壌の収縮又は膨張		高潮		津波	
重最事象				設備の損傷・機能喪失モード（欄外参照）		凍結		霜害（凍結・凍害等）		浸水		浸水		浸水		浸水		荷重（堆積）		荷重（変位・傾斜）		荷重（変位・傾斜）		荷重（衝突）		荷重（衝突）	
No	自然現象	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード	設備の損傷・機能喪失モード		
1	極低温	凍結	屋外機器内部流体の凍結																								
		霜害	氷による送電線の相間短絡																								
		荷重	荷重（衝突）																								
2	雨石	荷重	荷重（衝突波）																								
		浸水	船体損傷による水没に伴う設備の浸水																								
3	降水（豪雨・台風）	浸水	洪水による設備の浸水																								
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水																								
5	砂嵐	閉塞	砂塵、大嵐からの塵埃による吸気口の閉塞																								
6	静震	浸水	静震による設備の浸水																								
7	地震活動	海水	静震による海水の枯渇																								
		荷重	荷重（地震）																								
		荷重	荷重（堆積）																								
8	積雪（暴風雪）	積雪	積雪による送電線の相間短絡																								
9	土壌の収縮又は膨張	閉塞	給気フィルタ等の閉塞																								
		荷重	荷重（変位、傾斜）																								
		浸水	高潮による設備の浸水																								
10	高潮	荷重	荷重（衝突）																								
11	津波	浸水	津波による設備の浸水																								
		閉塞	漂流物による取水口、海水ストレーナの閉塞																								
		荷重	荷重（堆積）																								
12	火山（火山活動・降下火砕物）	付着	降下火砕物の付着																								
		閉塞	海水系ストレーナの閉塞																								
		閉塞	給気フィルタ等の閉塞																								
13	波浪・高波	腐食	腐食成分による化学的影響																								
14	雪崩	浸水	波浪・高波による設備の浸水																								
		荷重	荷重（衝突）																								
		閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞																								
15	生物学的現象	物理的損傷	物理的損傷																								
16	海洋浸食	海水	海洋浸食による海水の枯渇																								
17	干ばつ	海水	工業用水の枯渇																								
18	洪水（外部洪水）	浸水	洪水による設備の浸水																								
19	風（台風）	荷重	荷重（風）																								
		荷重	荷重（衝突）																								
		荷重	荷重（風）																								
20	竜巻	荷重	荷重（衝突）																								
21	濃霧	—	—																								

自然現象の重畳確認結果

主事象		主事象												設備の損傷・機能喪失モード		設備の損傷・機能喪失モード備考	
No	自然現象	凍結	着氷	傾石 (衝突、衝撃等)	浸水	浸水	浸水	砂嵐 (吸気等)	静脈 池水	地震活動 地震 (地震)	積雪（暴風雪） 積雪 (堆積)	傾石 (変位、傾斜)	高潮 浸水	津波 浸水	閉塞 (海水系)		
22	森林火災	—	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—	—	—	—		
23	霜・白霜	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
24	草原火災	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
25	ひょう・あられ	荷重	荷重（衝突）	—	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—	—		
26	極高風	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
27	満潮	—	—	—	I	—	—	—	I	—	—	—	I	—	—		
28	ハリケーン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
29	氷結	III-I	I	—	—	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—		
30	氷晶	III-I	I	—	—	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—		
31	氷壁	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
33	落雷	電氣的影響	屋内外計測制御設備に発生するノイズ	—	—	—	—	—	—	II	—	—	—	—	—		
34	湖又は河川の水位低下	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
35	湖又は河川の水位上昇	—	—	—	I	—	—	—	I	—	—	—	I	—	—		
36	陥没、地盤沈下、地割れ	荷重	荷重（変位、傾斜）	—	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—	—		
37	極限的な圧力（気圧高低）	荷重	気圧差	—	—	—	—	—	—	—	—	—	III-I	—	—		
38	もや	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
39	塩害・塩漬	腐食	塩害による腐食	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）	—	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—	—		
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
45	海水面低	過水	海水面の低下による海水の枯過	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—	—	—		
46	海水面高	過水	海水面の上昇による設備の浸水	—	—	—	—	—	I	—	—	—	I	—	—		
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）	—	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—	—		
48	水中の有機物	閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	I		
49	太陽フレア、電磁嵐	電氣的影響	磁気嵐による誘導電流	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
50	高風水（海水高潮）	高風水	高風水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
51	低風水（海水低潮）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
52	泥湧出（泥状化）	荷重	荷重（変位、傾斜）	—	—	—	—	—	—	I	—	—	—	—	—		
53	土石流	荷重	荷重（衝突）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
54	水蒸気	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
55	毒性ガス	閉塞	毒性ガスの膨張による給気フィルタ等の閉塞	—	—	—	—	I	—	—	—	I	—	—	—		

【凡例】
 緑線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
 ○東海第二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
 ○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、非常に小さい）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。
 —：各自然現象が重畳して発生した場合でも単独事象同士の影響が相互より増長しない、もしくは同時に起こらない
 I：各自然現象が重畳して発生した場合でも単独事象同士の影響が相互より増長しない、もしくは同時に起こらない
 II：ある自然現象の防衛設備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
 III-I：他の自然現象の作用により前掲条件が変化し、影響が増長するケース
 III-II：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

自然現象の重量確認結果

【凡例】
 斜線：以下の理由により、重量影響考慮不要
 ○東海第二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
 ○東海第二発電所への評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重量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。
 ー：各自然現象の重量と設備等への影響評価より増減しない、もしくは同時に起こらない
 I：各自然現象の重量と設備等への影響評価より増減しない、もしくは同時に起こらない
 II：ある自然現象の設備等が他の自然現象により増減する（例えば、影響が増長するケース）
 III-1：他の自然現象の作用により前掲条件が変化し、影響が増長するケース
 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

主事象			火山（火山活動・降下火砕物）										波浪・高波		雪崩	生物学的現象		海岸浸食	干ばつ	洪水（外部洪水）		風（台風）		電巻		濃霧																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
			設備の損傷・機能喪失モード 備考	荷重（増減）	付着	閉塞（吸気等）	閉塞（海水系）	腐食	浸水	荷重（衝突）	閉塞（海水系）	物理的損傷															海水	海水	荷重（衝突）	荷重（風）	荷重（衝突）	荷重（風）	荷重（衝突）																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
No	自然現象	重量事象		設備の損傷・機能喪失モード		凍結	屋外機器内部流体の凍結	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

自然現象の重畳確認結果

【凡例】
斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
○東海第二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
○東海第二発電所での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）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。
－：各自然現象の重畳と設備等との関係が不明な事象を指す。また、自然現象の発生頻度や発生範囲が不明な事象を指す。
I：ある自然現象の重畳と設備等との関係が不明な事象を指す。
II：ある自然現象の重畳と設備等との関係が不明な事象を指す。
III-1：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
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

主事象				火山（火山活動・降下火砕物）								波浪・高波		雪崩		生物学的現象		海岸浸食		干ばつ		洪水（外部 浸水）		風（台風）		電巻		潜層	
重畳事象		設備の損傷・機 能喪失モード		荷重 （単位）	付着	閉塞 （電気等）	閉塞 （海水系）	腐食	浸水	波浪・高波	雪崩	閉塞 （海水系）	物理的損傷	海岸浸食	干ばつ	洪水（外部 浸水）	風（台風）	荷重 （単位）	荷重 （風）	荷重 （単位）	荷重 （風）	電巻 （単位）	電巻 （単位）	電巻 （風）	電巻 （単位）				
No	自然現象	熱影響	燃料熱																										
22	森林火災	閉塞	給気フィルタ等の閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
23	霧・白霜	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
24	草原火災	荷重	荷重（衝突）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
25	ひょう・あられ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
26	極高風	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水	－	－	－	－	－	I	－	－	－	－	－	－	－	I	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
28	ハリケーン	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
29	氷結	着氷	着氷	－	I	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
30	氷晶	着氷	着氷	－	I	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
31	氷壁	着氷	着氷	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	荷重	荷重（衝突）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
33	落雷	電氣的影響	屋内外針脚脚設備に発生するノイズ	II	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	II	II	II	II	－	－	－	－	－	－	－
34	湖又は河川の水位低下	過水	工業用水の枯渇	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
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	－	－	－	－	－	I	－	－	－	－	－	－	－	I	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
36	陥没、地盤沈下、地割れ	荷重	荷重（変位、傾斜）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
37	極限的な圧力（気圧高低）	荷重	気圧差	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
38	もや	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
39	塩害・塩漬	腐食	塩害による腐食	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷	－	－	－	I	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
45	海水面低	過水	海水面の低下による海水の枯渇	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
46	海水面高	浸水	海水面の上昇による設備の浸水	－	－	－	－	－	I	－	－	－	－	－	－	－	I	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
48	水中の有機物	閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞	－	－	－	I	－	－	－	－	－	I	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
49	太陽フレア、磁気嵐	電氣的影響	磁気嵐による誘導電流	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
50	高風速（海水高風）	高風速	高風速	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
51	低風速（海水低風）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
52	泥湧出（泥状化）	荷重	荷重（変位、傾斜）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
53	土石流	荷重	荷重（衝突）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
54	水蒸気	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
55	毒性ガス	閉塞	毒性ガスの吸込みによる給気フィルタ等の閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	III－1	III－1	III－1	III－1	－	－	－	－	－	－	－	III－1

自然現象の重畳確認結果

【凡例】
 斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
 ○東海第二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
 ○東海第二発電所での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）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。
 ー：各自然現象の重畳に該当しても東海第二発電所での影響評価より増長しない、もしくは同時に起こらない
 I：ある自然現象の重畳が他の自然現象により設備増長するケース
 II：ある自然現象の重畳が他の自然現象により設備増長するケース
 III-1：他の自然現象の作用により設備条件が変化し、影響が増長するケース
 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

No	自然現象	主事象		設備の損傷・機能喪失モード 備考	森林火災		雷・白雷	草原火災	ひょう、あられ	極低温	満潮	ハリケーン	氷結	氷晶	氷壁	土砂崩れ、 がけ崩れ	落雷		潮又は河川の 水位低下	潮又は河川の 水位上昇	地盤沈下、 地割れ	極限的な圧力 （気圧変動）
		重畳事象	設備の損傷・機能喪失モード		無影響 (気圧等)	閉塞 (気圧等)											電気的影響 (ノイズ)	電気的影響 (電圧変動)				
1	極低温	凍結			-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		海水	ヒートシンク（海水）の凍結		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		荷重	海水による送電線の相間短絡		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
2	閃石	荷重	荷重（衝撃）		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		海水	雷伴雷波による水没に伴う設備の浸水		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
3	降水（豪雨・大雨）	浸水	洪水による設備の浸水		-	-			-	-	I	-	-	-	-	-	-	-	I	-	-	
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		海水	工業用水の枯渇		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
5	砂嵐	閉塞	砂嵐、大塵からの塵埃による取気口の閉塞		-	I			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
6	静振	浸水	静振による設備の浸水		-	-			-	-	I	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		海水	静振による海水の枯渇		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
7	地震活動	荷重	荷重（地震）		-	-			I	-	II	-	-	-	-	II	II	-	-	-	-	
		荷重	荷重（地震）		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
8	積雪（暴風雪）	積雪	積雪による送電線の相間短絡		-	-			-	-	-	-	I	-	-	-	-	-	-	-	-	
		閉塞	給気フィルタ等の閉塞		-	I			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
9	土壌の収縮又は膨張	荷重	荷重（収縮、膨張）		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
10	高潮	浸水	高潮による設備の浸水		-	-			-	-	I	-	-	-	-	-	-	-	I	-	III-1	
		荷重	荷重（衝突）		-	-			I	-	-	-	-	-	-	II	II	-	-	-	-	
11	津波	浸水	津波による設備の浸水		-	-			-	-	I	-	-	-	-	-	-	-	I	-	-	
		閉塞	漂流物による取水口、海水ストレーナの閉塞		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	火山（火山活動・降下火砕物）	付着	降下火砕物の付着		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
12		閉塞	海水系ストレーナの閉塞		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		閉塞	給気フィルタ等の閉塞		-	I			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		腐食	腐食成分による化学的影響		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
13	波浪・高波	浸水	波浪・高波による設備の浸水		-	-			-	-	I	-	-	-	-	-	-	-	I	-	-	
14	雪崩	閉塞	荷重（衝突）		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	生物学的現象	閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
15		物理的損傷	欄干欄（ネズミ等）によるケーブリング類の損傷		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
16	海洋浸食	海水	海洋浸食による海水の枯渇		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
17	干ばつ	海水	工業用水の枯渇		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
18	洪水（外部洪水）	浸水	洪水による設備の浸水		-	-			-	-	I	-	-	-	-	-	-	-	I	-	-	
19	風（台風）	荷重	荷重（風）		III-1	I			I	-	-	-	-	-	-	-	II	-	-	-	-	
		荷重	荷重（衝突）		-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		荷重	荷重（風）		III-1	I			I	-	-	-	-	-	-	-	II	-	-	-	-	
20	竜巻	荷重	荷重（衝突）		-	-			I	-	-	-	-	-	-	-	II	-	-	-	-	
		荷重	荷重（衝突）		-	-			I	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	I	
21	濃霧	-			-	-			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

自然現象の重畳確認結果

【凡例】									
結論：以下の理由により、重畳影響考慮不要									
○東海第二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									
○東海第二発電所での評価において設備等への影響等はない（もしくは、非常に小さい）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。									
－：各自然現象が重畳して発生しても東海第二発電所での影響評価より増長しない、もしくは同時に起こらない									
I：ある自然現象が他の自然現象により増長するケース									
II：ある自然現象の防護施設が他の自然現象により増長するケース									
III-1：他の自然現象の作用により前掲条件が変化し、影響が増長するケース									
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									
自然現象		主事象				設備の損傷・機能喪失モード		備考	
No		熱影響	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響
22	森林火災	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響	熱影響
23	霧・白霜	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
24	草原火災	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
25	ひょう・あられ	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
26	極高風	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
27	満潮	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
28	ハリケーン	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
29	氷結	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
30	氷晶	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
31	氷壁	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
33	落雷	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
34	湖又は河川の水位低下	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
35	湖又は河川の水位上昇	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
36	陥没、地盤沈下、荷重	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
37	極限的な圧力（気圧高低）	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
38	もや	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
39	塩害・塩害	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
40	地面の隆起	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
41	動物	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
42	地滑り	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
43	カルスト	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
44	地下水による浸食	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
45	海水面低	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
46	海水面高	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
47	地下水による地滑り	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
48	水中の有機物	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
49	太陽フレア、電磁波	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
50	高風速（海水面高）	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
51	低風速（海水面低）	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
52	泥崩出（浸食）	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
53	土石流	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
54	水蒸気	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞
55	毒性ガス	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞	閉塞

自然現象の重畳確認結果

【凡例】		主事象														設備の損傷・機能喪失モード 備考	
自然現象		重畳事象														設備の損傷・機能喪失モード 備考	
No		設備の損傷・機能喪失モード	凍結	融氷	洪水	高潮	低潮	波浪	風	地震	地盤沈下	地盤隆起	地盤陥没	地盤変動	地盤移動		
1	極低温	凍結	凍結														
2	閃石	荷重 (衝突)	荷重														
3	降水 (豪雨・大雨)	洪水	洪水														
4	河川の迂回	洪水	洪水														
5	砂嵐	砂嵐	砂嵐														
6	静風	静風	静風														
7	地震活動	地震	地震														
8	積雪 (暴風雪)	積雪	積雪														
9	土壌の収縮又は膨張	荷重	荷重														
10	高潮	洪水	洪水														
11	津波	洪水	洪水														
12	火山 (火山活動・降下火砕物)	噴霧	噴霧														
13	波浪・高波	波浪	波浪														
14	雪崩	雪崩	雪崩														
15	生物学的事象	物理的損傷	物理的損傷														
16	海洋浸食	海水	海水														
17	干ばつ	海水	海水														
18	洪水 (外部洪水)	洪水	洪水														
19	風 (台風)	荷重	荷重														
20	竜巻	荷重	荷重														
21	濃霧	—	—														

【凡例】
 継続：以下の理由により、重畳影響考慮不要
 ○東海第二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
 ○東海第二発電所での評価において設備等への影響はない（もしくは、非常に小さい）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。
 —：各自然現象の重畳時に組合せでも東海第二発電所での影響評価より増大しない、もしくは同時に起こらない
 I：各自然現象の重畳時に組合せでも東海第二発電所での影響評価より増大しない、もしくは同時に起こらない
 II：ある自然現象の発生が他の自然現象により発生機運が変化し、影響が増大するケース
 III-1：他の自然現象の作用により前掲条件が変化し、影響が増大するケース
 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

自然現象の重畳確認結果

【凡例】
 斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
 ○東海第二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
 ○東海第二発電所での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）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。
 ー：各自然現象が重畳して発生しても東海第二発電所への影響が軽微なものと判断し、重畳を考慮しない。もしくは同時に起こることはない。
 1：各自然現象が同時に発生しても東海第二発電所への影響が軽微なものと判断し、重畳を考慮しない。
 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
 III-1：他の自然現象の作用により前掲条件が変化し、影響が増長するケース
 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

No	自然現象	主事象		設備の損傷・機能喪失モード 備考	もや	被害・損害 損失	地面の隆起 （変位、傾斜）	動物 物理的損傷	地滑り （変位、傾斜）	カルスト 荷重 （変位、傾斜）	地下水による 浸水 （変位、傾斜）	海水面高 浸水	地下水による 地滑り （変位、傾斜）	水中の有機物 閉塞 （海水系）	太陽フレア、電磁気 電磁的影響	高温水（海水温高） 高温水	低温水（海水温低） 低温水	注満出 （浸出、傾斜）	土石流 荷重 （側突）	水蒸気	毒性ガス 閉塞 （吸気等）
		設備の損傷・機能喪失モード	熱影響																		
22	森林火災	閉塞	熱影響																		
23	雷・白雷	ー	閉塞																		I
24	草原火災	ー	閉塞																		
25	ひょう・あられ	荷重	荷重（側突）																		
26	極高風	ー	浸水																		
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水									I									
28	ハリケーン	ー	着水																		
29	氷結	着水	着水																		
30	氷晶	着水	着水																		
31	氷壁	着水	着水																		
32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	荷重	荷重（側突）																		
33	落雷	電氣的影響	雷電的影響																		
		誘導雷	雷電的影響																		
		誘導雷サージによる電氣設備内の回路損傷																			
34	湖又は河川の水位低下	過水	工業用水の枯渇																		
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									I									
36	陥没、地盤沈下、地割れ	荷重	荷重（変位、傾斜）																		
37	極限的な圧力（気圧高低）	荷重	気圧差									III-1									
38	もや	ー																			
39	塩害・塩漬	腐食	塩害による腐食																		
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜）																		
41	動物	物理的損傷	ケープ・ブル等の損傷																		
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）																		
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜）																		
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜）																		
45	海水面高	過水	海水面の低下による海水の枯渇																		
46	海水面高	過水	海水面の低下による海水の枯渇																		
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）																		
48	太陽フレア、電磁気	閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞																		
49	太陽フレア、電磁気	電氣的影響	電氣設備による誘導電流																		
50	高温水（海水温高）	高温水	高温水																		
51	低温水（海水温低）	ー																			
52	泥湧出（浸出、傾斜）	荷重	荷重（変位、傾斜）																		
53	土石流	荷重	荷重（側突）																		
54	水蒸気	ー																			
55	毒性ガス	閉塞	毒性ガスの噴出による給気フィルタ等の閉塞																		

外部人為事象に関わる重畳の影響について

外部事象のうち、自然現象同士が重畳することによる影響については、補足 4 に示すように組み合わせを考慮し、単独事象とは異なる新たな影響が発生しないことを確認した。一方、外部人為事象については、以下に示す理由から個々の組み合わせについて確認する必要はなく、自然現象同士の重畳影響評価に包絡されると考える。

【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。

以上より、各外部人為事象により生じる影響の特徴を踏まえ、それぞれの影響を包絡する自然事象について重畳影響を確認しておくことで、外部人為事象についても重畳影響を確認したことと同等になる。（表 1 参照）

表 1 自然現象に包絡される外部人為事象

自然現象	特徴	包絡される外部人為事象
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場合がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備の損傷が生じうる。	No. 16 掘削工事
津波	原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する場合がある。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、広範な範囲で計測系、制御系を損傷させる可能性がある。	No. 20 電磁的障害
竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる可能性がある。	No. 2 パイプライン事故 No. 7 工業施設又は軍事施設事故 No. 9 自動車又は船舶の爆発 No. 12 プラント外での爆発

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。

【その他の事象】

(1) 外部人為事象の影響の方が大きい場合

火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、外部人為事象では「No. 2 パイプライン事故」、「No. 3 交通事故（化学物質の流出含む）」、「No. 6 飛来物（航空機落下）」、「No. 7 工業施設又は軍事施設事故」、「No. 9 自動車又は船舶の爆発」及び「No. 23 火災（近隣工場等の火災）」で想定されるが、このうち、原子炉施設に対して最も厳しい熱影響がある事象は、「No. 6 飛来物（航空機落下）」である。航空機落下と原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、「森林火災」と「No. 23 火災（近隣工場等の火災）」の熔融炉灯油タンク火災が挙げられるものの、「森林火災」の熱影響は、熔融炉灯油タンク火災の影響に包絡できる。

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。

爆風圧による影響については、「No. 2 パイプライン事故」、「No. 7 工業施設又は軍事施設事故」、「No. 9 自動車又は船舶の爆発」及び「No. 12 プラント外での爆発」で想定されるが、それぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同士の重畳影響を評価することで影響が包絡される。（「No. 2 パイプライン事故」については、爆風圧の影響が原子炉施設へ影響のある範囲にないため単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 プラント外での爆発」については、発電所周辺の社会環境からみて、爆風圧の影響が発電所へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響がないと判断。)

(2) 外部人為事象の影響について考慮が不要な場合

以下にあげる外部人為事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単独事象として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。

○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

○発生源となる施設が発電所へ影響の及ぶ範囲にない事象

No. 18 他ユニットからのミサイル

No. 19 他ユニットからの内部溢水

No. 21 ダムの崩壊

○発生しても影響が軽微な事象，影響を遮断できる事象

No. 4 有毒ガス

No. 14 サイト貯蔵の化学物質の流出

No. 17 他ユニットからの火災

事象毎の状況を表 2 にまとめる。

表2 各外部人為事象が包絡される自然現象等

No.	外部人為事象	包絡される自然現象等
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(船舶事故)	【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	プラント外での爆発	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。
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】 敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備の損傷。
17	他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	火災(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。)

凡例：【 】 包絡される自然事象

地震レベル 1. 5 P R A について

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. 5 P R A により確認を実施済であるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。

2. 地震事象特有の原子炉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本体が損傷する場合、原子炉格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に係る設備が損傷することで格納容器破損に至る場合が考えられる。

(1) 格納容器本体の損傷

地震動による原子炉建屋の損傷影響により格納容器が破損に至る、または格納容器が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、(社)日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」では、原子炉建屋破損の 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. 5 P R A では格納容器隔離失敗として考慮している。

(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損傷と同様に炉心損傷時には原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル 1.5 PRA では格納容器隔離失敗として考慮している。

(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）、格納容器ベント管、もしくは圧力抑制室の損傷により原子炉格納容器圧力を抑制出来なくなり、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 1.5 PRA において、水蒸気（崩壊熱）の蓄積等による過圧によって格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮されている。

3. 原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンスについて

上述の通り、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、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。

加えて格納容器本体の損傷については、内部事象レベル 1.5 PRA でも

想定していない機器の損傷モードであるが、原子炉格納容器が損傷に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和系設備使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。したがって、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な格納容器破損防止対策を臨機応変に組み合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要と考えられる。

4. 地震レベル 1.5 PRAについて

内部事象PRAでは、レベル1PRAの結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル1.5PRA評価の起点となるようプラント損傷状態を定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態などの観点から原子炉格納容器の健全性に影響を与える事象(過温破損, 水蒸気爆発など)を抽出しているが、地震レベル1.5PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建屋、格納容器等の損傷から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ELOC Aといった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定には困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展（炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性など）を定量化することが困難な状況にある。

そのため、今後、対象設備の損傷影響評価などの精緻化を進めるとともに、実機適用へ向けた検討を進めていくところである。

外部事象（地震）に特有の事故シーケンスについて

1. はじめに

外部事象のうち，地震 P R A を実施した結果，内的事象 P R A では抽出されていない以下の(1)から(6)の事故シーケンスが抽出された。これらの事故シーケンスについては，事象進展の特定や詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため，保守的に炉心損傷直結事象として整理している。これは，地震事象の評価特有の扱いである。

- (1) 原子炉建屋損傷
- (2) 格納容器損傷
- (3) 原子炉圧力容器損傷
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（E L O C A）
- (5) 計装・制御系喪失
- (6) 格納容器バイパス

以下では，これら地震事象に特有の各事故シーケンス（炉心損傷直結事象）について，地震 P R A 評価におけるフラジリティ評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について再整理し，炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスグループとして取り扱うべきかの検討を実施した。

2. 炉心損傷に直結する事故シーケンスグループ

上記の(1)から(6)の事故シーケンスについては，それぞれの発生頻度は低く，これら事故シーケンスを除く事故シーケンスにより全

炉心損傷頻度の約 99%は炉心損傷防止対策でカバーされるものであるが、(1)から(6)の事故シーケンスのそれぞれについて、地震 P R Aにおけるフラジリティ評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について改めて確認した。

2.1 原子炉建屋損傷

(1) 想定事故シナリオ

原子炉建屋が損傷することで、建屋内の格納容器、原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷し、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による原子炉建屋の損傷程度により発生する事象の厳しさは以下のとおりの範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定する場合には、大規模な L O C A (E L O C A) には至らない可能性があり、外部電源喪失等の過渡事象が発生した場合においても、原子炉注水機能等が健全な場合は炉心損傷に至ることはない。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に、緩和できない大規模な L O C A (E L O C A) が発生すると同時に、建屋内の原子炉注水系配管が構造損傷して原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋損傷の二次的被害により、格納容器や格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することが困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

【炉心損傷頻度】 2.4×10^{-7} ／炉年（点推定値）

【全炉心損傷頻度への寄与割合】約 0.3%

(2) フラジリティ評価の保守性

a. 評価対象機器／評価部位

原子炉建屋の支配的な損傷モード及び部位としては、建屋の崩壊シーケンスを踏まえて、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

b. 評価方法

原子炉建屋は、「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」によりフラジリティを評価した。評価手法は地震 P S A 学会標準に準拠した手法としている。

c. フラジリティ曲線の保守性等

原子炉建屋のフラジリティ曲線は、原子炉建屋の最弱部位の損傷を模擬したフラジリティであり、建屋全体の損壊を模擬したものではないため、建屋全体崩壊に至るまでは余裕があると考えられる。

(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 2.4×10^{-7} ／炉年であり、全炉心損傷頻度（ 8.1×10^{-5} ／炉年）に対して約 0.3% と小さい。

さらに、損傷の程度によっては、非常用炉心冷却系等による原子炉冷却、格納容器スプレイ冷却系等による格納容器冷却により、影響を緩和できる可能性があること及びフラジリティ評価が持つ保守性を考慮すると、原子炉建屋の損傷を有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

2.2 格納容器損傷

(1) 想定事故シナリオ

格納容器が損傷することで、格納容器内の原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷し、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による格納容器の損傷程度により発生する事象の厳しさは以下のとおりの範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による格納容器損傷として、一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全で大規模な L O C A (E L O C A) が発生しない可能性があり、外部電源喪失等の過渡事象が発生した場合においても、原子炉注水機能等が健全な場合は炉心損傷に至ることはない。

<大規模な損傷の場合>

格納容器内の配管及び E C C S 注入配管が同時に構造損傷して、大規模な L O C A (E L O C A) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この

場合、格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による格納容器損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

【炉心損傷頻度】 6.9×10^{-9} / 炉年（点推定値）

【全炉心損傷頻度への寄与割合】0.1%未満

(2) フラジリティ評価の保守性

a. 評価対象機器／評価部位

格納容器の損傷により炉心損傷に至る事故シナリオに対して、支配的な機器として、格納容器スタビライザ及び格納容器下部シアラグを選定している。これらの構造物の位置関係を第1図に示す。

格納容器スタビライザは、原子炉遮へい壁からの水平方向の地震荷重を原子炉建屋に伝達するために、原子炉遮へい壁と格納容器上部シアラグを結ぶ構造物であり、原子炉遮へい壁の最頂部にトラス状に設置されている。

また、格納容器下部シアラグは、格納容器円錐部下部付近に設置されており、格納容器の水平方向の地震荷重及びダイアフラムフロアを介して伝達される原子炉圧力容器ペデスタルからの水平方向の地震荷重を原子炉建屋に伝達する構造となっている。

b. 評価方法

今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基

づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。

c. フラジリティ曲線の保守性等

格納容器スタビライザ及び格納容器下部シアラグの構造強度評価は、地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち当該部位に負荷される最大荷重を用いて、その地震荷重(最大荷重)を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。

さらに、格納容器は複数の格納容器スタビライザ及び格納容器下部シアラグにより支持されているが、最大地震荷重を受けるものが損傷した時点で、格納容器損傷に至るとしている点にも保守性がある。

(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 6.9×10^{-9} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.1×10^{-5} / 炉年) に対して 0.1% 未満と小さい。

最大地震荷重を受ける格納容器スタビライザが損傷した場合でも、荷重の再配分により残りの格納容器スタビライザ及び原子炉圧力容器ペデスタルで原子炉遮へい壁の地震荷重を受けることができることから、直ちに原子炉遮へい壁が転倒するには至らず、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の一部損傷もしくは破損に留まるものと考えられる。この場合は既存の L O C A シナリオと同様の進展になることが想定される。

また、最大地震荷重を受ける格納容器下部シアラグが損傷した場合でも、荷重の再配分により残りの格納容器下部シアラグ及び

ダイアフラムフロアで原子炉圧力容器ペデスタルの地震荷重を受けることができることから、直ちに原子炉圧力容器ペデスタルが転倒するには至らず、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の一部損傷若しくは破損に留まるものと考えられる。この場合は既存の L O C A シナリオと同様の進展になることが想定される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

2.3 原子炉圧力容器損傷

(1) 想定事故シナリオ

原子炉圧力容器の支持機能喪失等により、原子炉圧力容器に接続されている原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷や、原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による原子炉圧力容器の損傷程度により発生する事象の厳しさは以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉圧力容器損傷として、原子炉圧力容器の一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の全周破断に至らず冷却材の注入が可能な場合や、炉内構造物の一部変形のみで原子炉冷却材の流路の完全な閉塞に至らない可能性があり、原子炉注水機能等が健全ならば炉心損傷を防止できる。

＜大規模な損傷の場合＞

原子炉圧力容器の損傷により，原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の全周破断による原子炉注水機能の喪失や，炉内構造物の大規模破損による冷却材流路の閉塞により，炉心の除熱が困難となり炉心損傷に至る。

このように損傷の程度に応じて影響が変化する事故シーケンスであるものの，地震による原子炉圧力容器損傷状態を特定することは困難であることから，これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

【炉心損傷頻度】 3.0×10^{-7} / 炉年（点推定値）

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 約 0.4%

(2) フラジリティ評価の保守性

a．評価対象機器／評価部位

原子炉圧力容器の損傷により炉心損傷に至る事故シナリオに対して，比較的大きな影響を及ぼす機器は，第1表に示すFV重要度から，原子炉圧力容器の蒸気乾燥器支持ブラケット及び原子炉圧力容器スタビライザである。これらの構造物の位置関係を第2図に示す。

b．評価方法

今回のフラジリティ評価では，決定論による耐震評価結果に基づき，耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。

c．フラジリティ曲線の保守性等

蒸気乾燥器支持ブラケット及び原子炉圧力容器スタビライザ

の構造強度評価は、原子炉圧力容器の地震応答解析により算出した最大荷重を用いて、その地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。

(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 3.0×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.1×10^{-5} / 炉年) に対して約 0.4% と小さい。

また、原子炉圧力容器等の損傷による炉心損傷に至る事故シナリオに対して、蒸気乾燥器支持ブラケットの支持機能が喪失したとしても、炉心との間には汽水分離器が設置されており直接炉心に接触することはない。また、原子炉圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても、原子炉圧力容器の周囲を囲む原子炉遮へい壁等の存在により原子炉圧力容器が大きく傾くことはなく、その影響は原子炉圧力容器に接続されている配管の一部破損に留まるものと考えられる。この場合は既存の L O C A シナリオと同様の進展になることが想定される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（E L O C A）

(1) 想定事故シナリオ

原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失については、地震によるスクラム後、逃がし安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震

による直接的な荷重により原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的にE L O C A相当とし、炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 4.8×10^{-10} / 炉年（点推定値）

【全炉心損傷頻度への寄与割合】0.1%未満

① 逃がし安全弁開失敗シナリオ

①－(2) フラジリティ評価の保守性

a. 評価対象機器／評価部位

事故シーケンスとしては、過渡事象や外部電源喪失、交流電源喪失、直流電源喪失の発生時を想定しているが、いずれのケースにおいても、逃がし安全弁の機能損傷（開失敗）を想定している。

b. 評価方法

今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。

c. フラジリティ曲線の保守性等

逃がし安全弁については、合計18台設置されているものの、フラジリティ評価上は、機器の完全相関を仮定しており、単一機器の評価＝全体の評価としている。共通原因故障として単一機器の機能喪失を全台機能喪失と仮定すること自体は保守的な取り扱いではあるが、実際には機器配置の差など、応答に差があることを踏まえると、さらに余裕があると言える。

①－(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 4.8×10^{-10} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.1×10^{-5} / 炉年) に対して 0.1% 未満と小さい。

逃がし安全弁開失敗による L O C A シナリオとして、逃がし安全弁全数破損により原子炉圧力が過剰に上昇し原子炉冷却材圧力バウンダリが広範囲に破損に至ることを想定し、影響緩和系に期待できず炉心損傷が回避不可となるケースを考え、炉心損傷直結としている。

ただし、①－(2)の通り、要因となっている逃がし安全弁の現状のフラジリティ評価に保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、合計 18 台ある逃がし安全弁が同時損傷する可能性は極めて低いことから、E L O C A には至ることなく影響緩和系による事象収束が期待できる。そのため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

② 格納容器内配管損傷シナリオ

②－(2) フラジリティ評価の保守性

a. 評価対象機器／評価部位

本評価では、格納容器内を通る配管について、系統ごとに地震荷重に対して裕度が小さい部位を、評価部位として選定した。

b. 評価方法

今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジ

リティを評価した。

c. フラジリティ曲線の保守性等

配管本体については、設計に比べて大きな耐震裕度を有しており、既往研究結果等からも設計想定レベルを上回る地震力に対して健全性を維持することが確認されている。「配管系終局強度試験」（平成 15 年）^[1]においては、許容応力度（3Sm）の 10 倍の応力強さにおいても塑性崩壊または疲労による破損は生じないことなどが確認されている。

上記のような現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、配管および配管サポートを一体でモデル化した応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた安全係数法により評価しているため、配管系が損傷に至る地震動の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりも十分に大きいと考えられる。

格納容器内配管が地震により疲労損傷した場合においても、大径配管が疲労により全周破損に至る可能性は小さく、その場合、原子炉冷却材の流出量は、LOCAで想定している流出量を大きく下回る。

②－(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 4.8×10^{-10} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.1×10^{-5} / 炉年) に対して 0.1% 未満と小さい。

格納容器内配管損傷による LOCA シナリオとして、損傷程度（規模，範囲）を想定することは困難であるものの、②－(2)の

通り、フラジリティ評価に保守的な仮定を置いており、現実的な事故シナリオとしては、E L O C Aには至ることなく影響緩和系による事象収束が期待できると考えられるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

2.5 計装・制御系喪失

(1) 想定事故シナリオ

地震により計装・制御系が損傷した場合、プラントの監視及び制御ができなくなる可能性があること、発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確でないことから、保守的に直接炉心損傷に至る事故として整理している。

【炉心損傷頻度】 6.5×10^{-10} / 炉年（点推定値）

【全炉心損傷頻度への寄与割合】0.1%未満

(2) フラジリティ評価の保守性

a. 評価対象機器／評価部位

計測・制御系喪失において評価対象となる電気計装機器は、制御盤及び計装ラックであり、これらの機能損傷について評価している。

b. 評価方法

今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。

c. フラジリティ曲線の保守性等

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は、誤動作を

起こすまでの試験結果である場合が多く、電気計装機器の実際の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値を採用している。

このため、機能維持確認済加速度値は、制御盤、計装ラック及びこれらに内蔵される器具が再使用困難な状態（構造損傷）となるまでを検証した結果ではないことから、仮に地震動が機能確認済加速度値を超過した場合においても一時的な機能喪失にとどまる可能性が高く、地震収束後に再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

本事故シーケンスグループの発生頻度は復旧可能な機能喪失の影響も含めた評価でも 6.5×10^{-10} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.1×10^{-5} / 炉年) に対して 0.1% 未満と小さい。

現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器が多く、地震収束後に再起動操作を適切に実施することで影響緩和系による事象収束が期待できるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

2.6 格納容器バイパス

(1) 想定事故シナリオ

格納容器バイパス事象は、常時開などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、原子炉冷却材が流出する事象である。高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で格納容器外（原子炉建屋）へ流出し、原子炉

建屋内の広範な影響緩和系に係る機器（電気品，計装品等）が機能喪失し，損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため，保守的に直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 3.3×10^{-8} / 炉年（点推定値）

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 0.1%未満

(2) フラジリティ評価の保守性

a. 評価対象機器／評価部位

本事故シーケンスに関連する機器のうち，本事故シナリオに対して，比較的大きな影響を及ぼす事象は，第1表に示すFV重要度から，主蒸気ドレン弁（外側）の下流側配管（耐震Bクラス）の地震による損傷と，通常開状態である主蒸気隔離弁及び主蒸気ドレン弁（外側）の同時損傷による隔離失敗に至る事象であり，本事象に関連する機器に対する保守性について整理する。

b. 評価方法

今回のフラジリティ評価では，決定論による耐震評価結果に基づき，耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価した。

c. フラジリティ曲線の保守性等

主蒸気ドレン弁（外側）の下流側配管については，耐震Bクラスであるため，地震動の大きさに限らず，地震発生時の損傷確率を1.0としているが，実際には，当該配管についても一定の裕度を有していることを踏まえると，保守性が確保されているものと判断できる。

主蒸気隔離弁及び主蒸気ドレン弁（外側）のフラジリティは，

既往加振試験で得られた加速度の上限値を機能維持限界としているが、加振試験で機能損傷が確認されていないため、実際に機能損傷に至るには余裕があるものと考えられる。

- (3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い
- 本事故シーケンスグループの発生頻度は(2)の保守性も含めた評価でも 3.3×10^{-8} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.1×10^{-5} / 炉年) に対して 0.1% 未満と小さい。

ただし、(2)の通り、主蒸気ドレン弁（外側）の下流側配管（耐震 B クラス）について、地震動の大きさに限らず損傷確率を 1.0 としており、実際には一定の裕度が確保されていること、主蒸気隔離弁及び主蒸気ドレン弁について、評価に用いている機能維持加速度に一定の裕度が確保されているものと考えられることから、実際には本事故シーケンスの発生頻度は更に低くなると判断できる。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

2.7 原子炉停止機能喪失（※炉心損傷直結事象ではない）

(1) 想定事故シナリオ

原子炉停止機能喪失事象（TC）は、スクラムによる原子炉停止に失敗するシナリオである。ただし、本シナリオについては炉心損傷直結事象に分類されるものではない。

PRA 評価ではヘディング「原子炉停止」において、以下の設備の地震要因損傷により、制御棒の挿入に失敗するものとして評

価している。

- ・ 炉内支持構造物
- ・ C R D
- ・ 燃料集合体（過度の相対変位による制御棒挿入失敗を想定）

【炉心損傷頻度】 1.7×10^{-7} / 炉年（点推定値）

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1.9%

(2) フラジリティ評価の保守性

—

(3) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取扱い

原子炉停止機能喪失は内部事象において既に抽出された事故シーケンスグループではあるものの、地震 P R A においては「交流動力電源喪失＋原子炉停止失敗」及び「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」といったシナリオも評価上抽出される。

ただし、(1)で挙げた設備（炉内支持構造物，C R D，燃料集合体）については地震要因による損傷は否定できないものの、地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。そのため、その間に地震加速度大（水平 250Gal，鉛直 120Gal；E.L.－4.0m の地震加速度計の設定値，水平 300Gal；E.L.＋14.0m の地震加速度計の設定値）によるスクラム信号発信及び制御棒挿入（90%挿入で平均 2.4 秒（平成 22 年制御棒駆動水圧系機能検査））は余裕を持って完了している可能性が高い。

また、制御棒が部分的に挿入失敗するようなケースでは、必ずしも臨界とはならないが、地震による C R D の損傷は同種系統間で完全相関を想定しているため、1 本の制御棒でも挿入失敗した場合は保守的にスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価し

ている。

以上より，現実的には本事故シーケンスにより炉心損傷に至る確率が十分に小さいと判断し，地震 P R A としては改めて有効性評価の事故シーケンスグループとして取扱う必要はないものとした。

3. まとめ

炉心損傷直結事象として整理した 6 つの事故シーケンスについては，本来は，P R A 評価においても，損傷の程度に応じて影響緩和系による事象収束可否を詳細に評価することが望ましいが，現段階では損傷の規模や範囲の特定は困難かつ不確実さが大きく，これら事故シーケンスが発生した場合の事象進展，対策の成立性などについて評価を行うことが現実的ではないことから，保守的に炉心損傷に直結するものとして取り扱うこととしている。

これらの事故シーケンスについては，保守的に実施した今回の地震 P R A においても，発生頻度や全炉心損傷頻度に対する寄与割合は小さく，さらに，現実的な耐力や事故シナリオを考慮することにより，その多くの場合は，炉心損傷に至らないか，すでに想定されている事故シーケンスグループに包含されるものと考えられる。

また，各事故シーケンスが発生した際の影響については，炉心損傷に至らない小規模な事象から，建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべ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，これらの地震特有の事故シーケンスは，炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するものではなく，

発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用することが可能であったり、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による対応も含め、臨機応変に影響緩和対策を試みることで対応していくことが可能と考えられる。

以上のとおり頻度及び影響の観点から検討した結果、これらの事故シーケンスについては、設置許可基準規則の解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと比較して、新たに追加する必要はないと総合的に判断した。

以 上

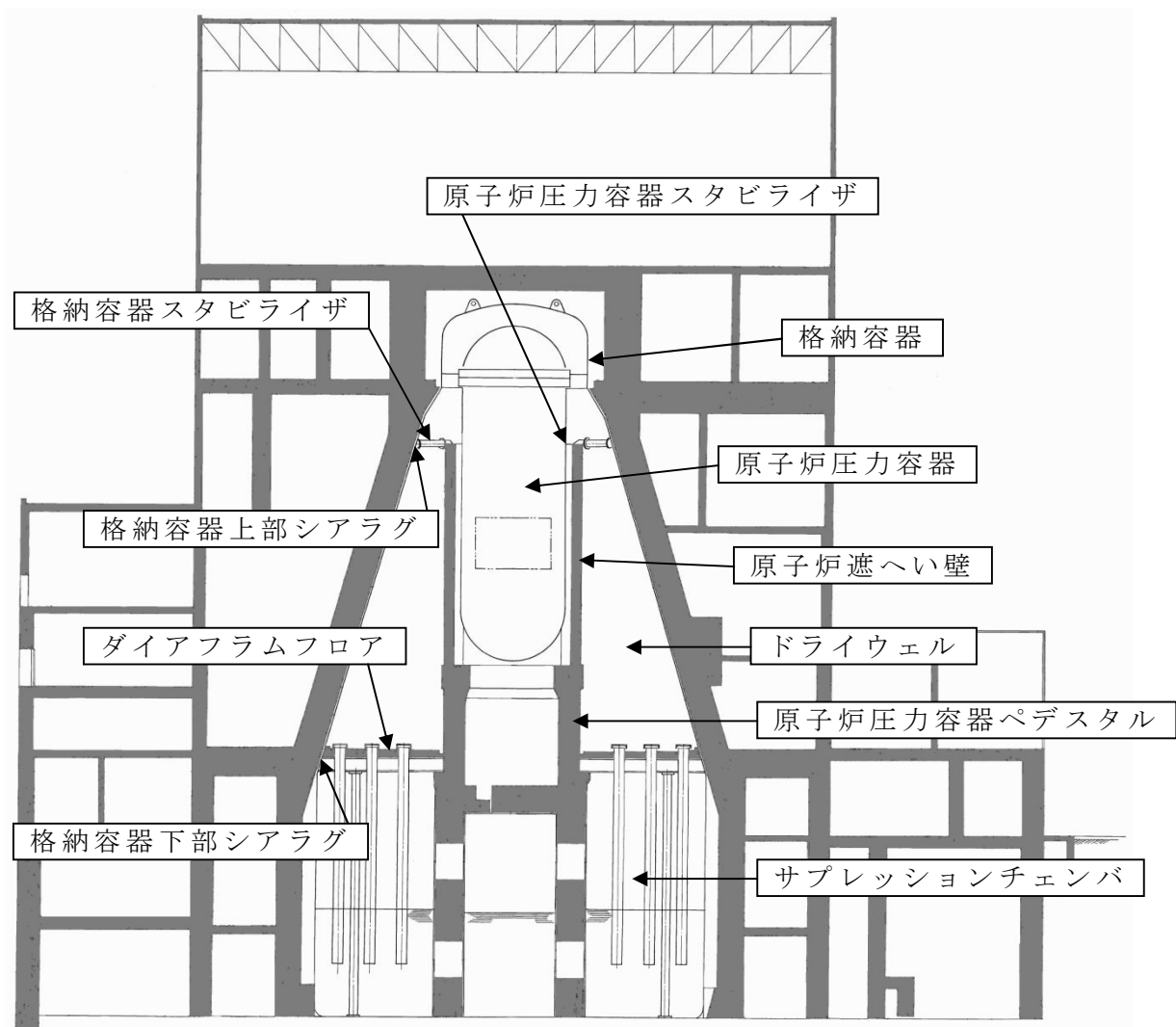
【参考文献】

- [1] (財)原子力発電技術機構“原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書，配管系終局強度”，平成 10 年度～平成 15 年度

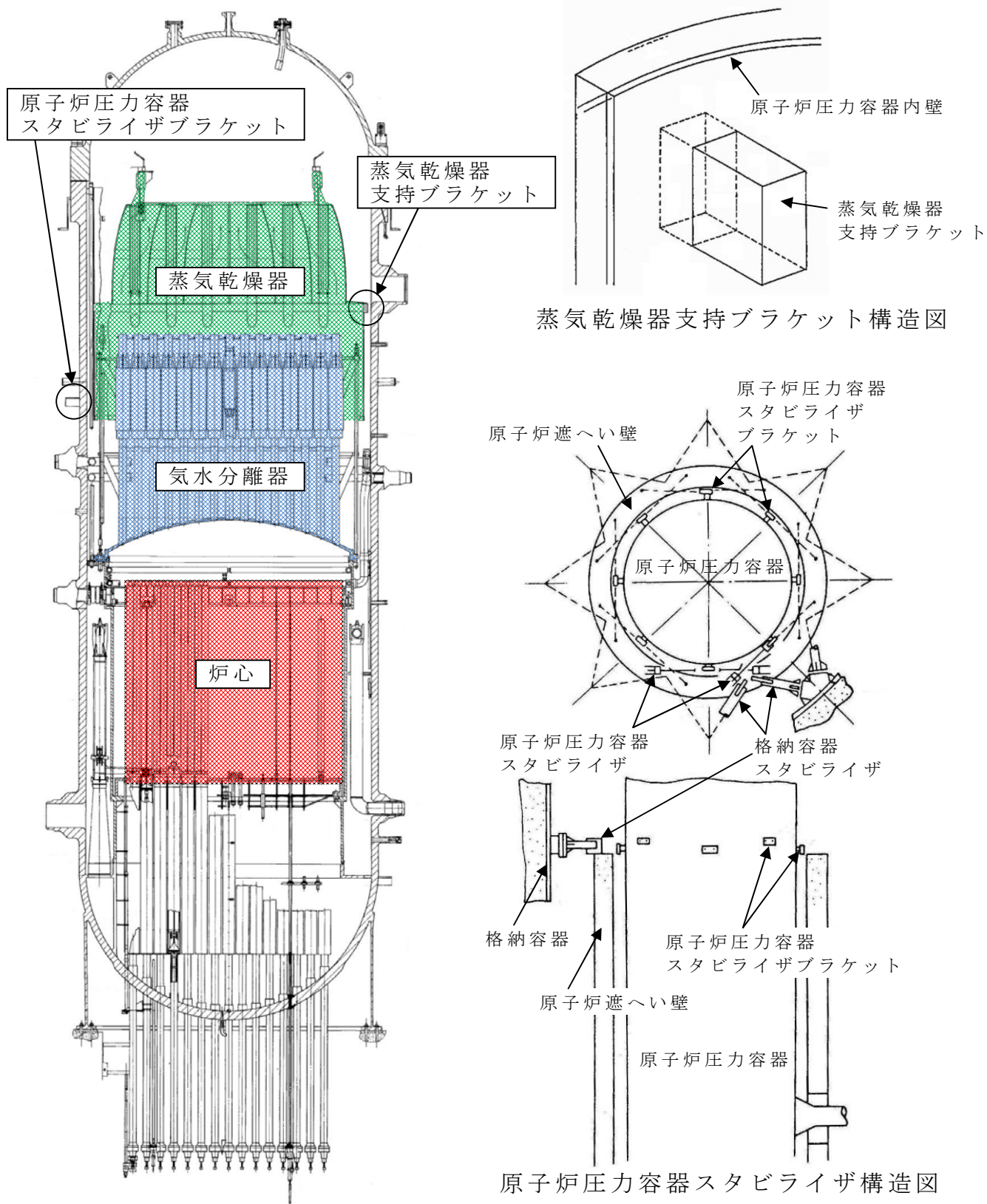
第1表 F V 重要度

事故シナリオ	起 因 事 象 / 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	H C L P F (G)	F V 重要度
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器	構造損傷	蒸気乾燥器支持 ブラケット付根部	1.29	1.4E-02
		原子炉圧力容器スタビ ライザ	構造損傷	ロッド	1.59	1.4E-03
		原子炉遮へい壁	構造損傷	開口集中部	1.81	2.8E-04
格納容器バイパス	格納容器バイパス	主蒸気ドレン弁（外側）	機能損傷	—	1.15	1.5E-04
		原子炉隔離時冷却系配 管	構造損傷	配管本体	2.63	3.4E-05
		給水逆止弁	機能損傷	—	1.47	2.4E-05
		主蒸気隔離弁	機能損傷	—	2.99	3.2E-06
		原子炉冷却材浄化系配 管	構造損傷	配管本体	3.58	1.1E-06
		主蒸気系配管	構造損傷	配管本体	3.75	7.0E-07
		給水配管	構造損傷	配管本体	5.47	1.0E-09
		主蒸気ドレン弁（内側）	機能損傷	—	5.35	4.6E-10
		原子炉隔離時冷却系蒸 気隔離弁	機能損傷	—	3.96	<1.0E-16
		原子炉冷却材浄化系隔 離弁	機能損傷	—	6.81	<1.0E-16
		主蒸気ドレン配管（内 側）	構造損傷	配管本体	7.00	<1.0E-16

※ 鉛直方向のフラジリティを水平方向に換算した値



第 1 図 格納容器（格納容器スタビライザ，下部シアラグ）の概要図



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

諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について

1. 調査方法

諸外国（米国及び欧州）の既設プラントにおいて整備している先進的な炉心損傷防止対策について、以下の書類等から調査を実施した。

- ・原子力規制機関（米国NRC、ドイツBMU等）の規制要求文書
- ・米国における最終安全解析書（FSAR）等の事業者文書
- ・欧州におけるストレステスト報告書

また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である国外コンサルティング機関から得られる情報、国外原子力関係者を招いたセミナーでの情報、国外原子力プラントの視察情報等についても調査を実施した（図1参照）。

2. 調査結果

調査可能な範囲内で得られた国外既設プラントにおける炉心損傷防止対策について、東海第二発電所の対策と比較した結果を表1に示す。なお、表1では事故シーケンスグループごとに対策を整理しているが、国外既設プラントにおける炉心損傷防止対策については、各対策のサポート系等の詳細な情報が一部公開されていないため、各事故シーケンスグループの条件下で使用可能か判断できない対策については使用可能と仮定して記載している。

表1のとおり、東海第二発電所の対策は、全ての事故シーケンスグループにおいて、国外既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。

なお、「LOCA時注水機能喪失」の事故シーケンスグループについては、諸外国においても全ての破断面積に対して炉心損傷を防止できるような設備対策はとられていないことを確認した。

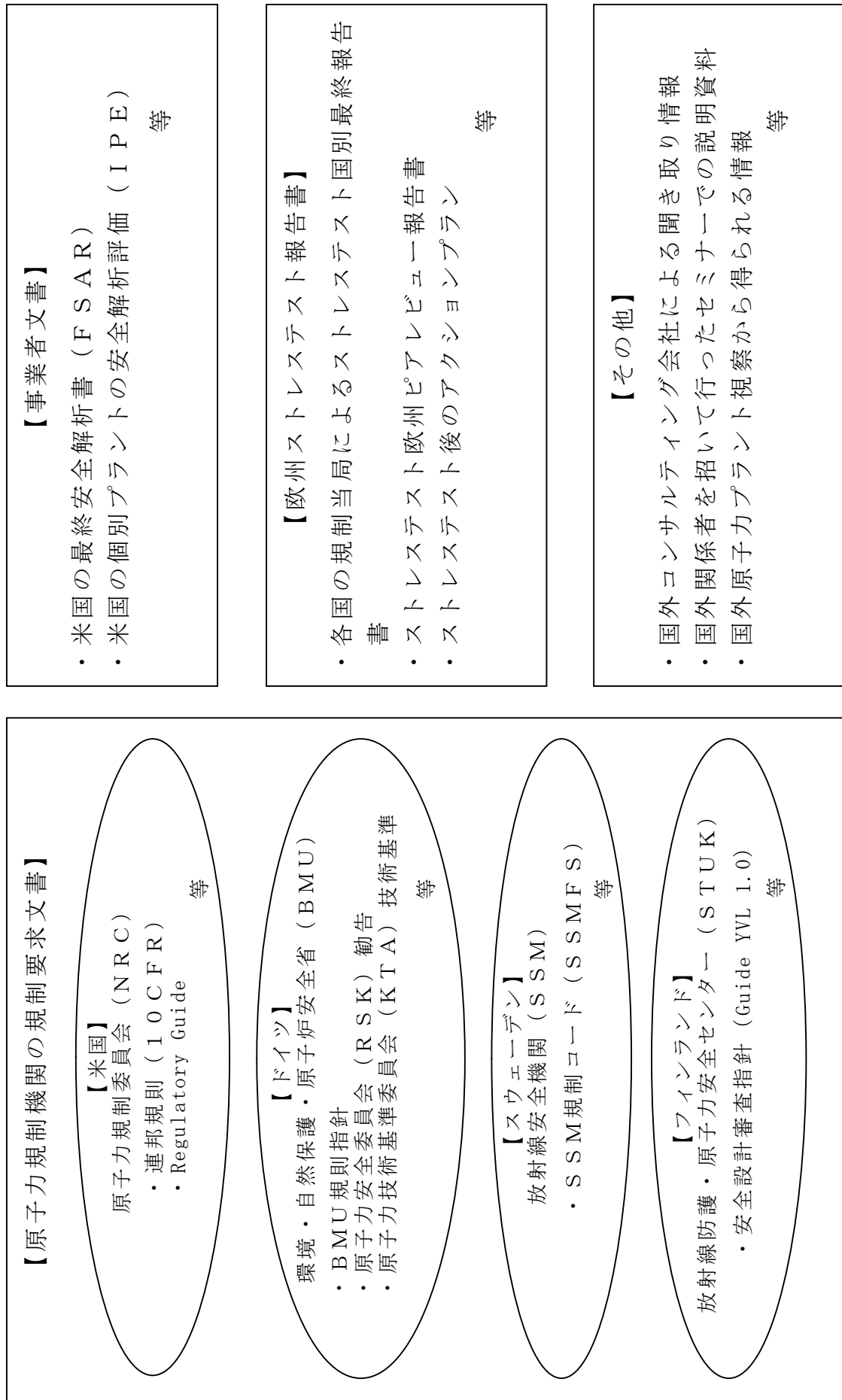


図 1 諸外国における炉心損傷防止対策の調査対象

表 1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較 (1/6)

分類	事故シナリオ グループ	機能	炉心損傷防止対策に係る設備又は操作				対策の概要	
			東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン		フィンランド
1	高圧・低圧注水 機能喪失	炉心冷却	・常設低圧代替注水ポンプ ・常設高圧代替注水ポンプ ・代替循環冷却ポンプ ・復水ポンプ ・電動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・復水移送ポンプ ・制御棒駆動水圧系ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ	・ディーゼル駆動消火ポンプ (RHR 経由) ・高圧サーベイス水系 (RHR 経由) ・RHRSW (RHR 経由) ・制御棒駆動機構ポンプ ・復水ポンプ	・独立非常用系の中圧注入ポンプ ・サーベイス水系 (RHR 経由) ・復水ポンプ (給水ポンプバイパスライン追設) ・インターナルポンプ・シール水系ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ ・制御棒駆動水系ポンプ ・サブプレッションプールドレンポンプ (RHR 経由) ・1 次系満水ポンプ	—	・火災用ポンプ、ブースターポンプ (専用電源有り)	欧米では、既設又は追設する常設ポンプ及び可搬型ポンプによる多様な代替炉心冷却手段を整備している。 東海第二発電所においても、既設、追設する常設ポンプ及び可搬型ポンプによる代替炉心冷却手段を対策としている。
		給水源	・代替淡水貯槽 ・復水貯蔵タンク ・淡水貯水池 ・ろ過水貯蔵タンク ・純水貯蔵タンク ・原水タンク ・海水 ・代替淡水貯槽への補給 ・淡水貯水池、海水等	・防火用水タンク ・飲料水系 ・復水貯蔵タンクへの補給 ・脱塩水貯蔵タンク、復水器 H/W、燃料プールの、他ユニット貯蔵タンク ・消火用水系、公共の消火水、水道水等	・河川水 ・復水貯蔵タンクへの補給 ・消火用水 ・ほう酸溶液タンクへの補給 ・消火用水	・脱塩水タンクへの補給 ・脱塩水系 ・消火系への補給 ・消火系 (重力による移送)	・脱塩水タンクへの補給 ・消火系 ・消火系への補給 ・原水池	欧米では、既設タンクへの補給手段の確保や河川水等の給水源を整備している。 東海第二発電所においては、耐震性のあるタンクの追設、タンクへの補給手段及び複数の代替給水源を整備することとしている。
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。					
2	高圧注水・減圧 機能喪失	原子炉減圧	・過渡時自動減圧機能 ・原子炉減圧機能の信頼性向上 ・非常用蓄電池の増強 ・予備の高圧窒素ガスボンベ ・窒素発生装置	・過渡時の減圧自動化ロジック ・自動減圧機能の信頼性向上 ・追加直流電源 ・追加の窒素供給系 ・ケーブル性能の確保³⁾	・多様化炉容器減圧系 (11 個の逃がし安全弁のうち 3 個に電動弁によるバイパスラインを追設)	・過渡時の減圧自動化ロジック	・減圧機能の信頼性向上 ・バックアップ用窒素ボンベ ・消火系からの水圧による開	欧米では、過渡時自動減圧ロジックの追加や自動減圧機能の信頼性向上対策を整備している。また、米国ではシビアアクシデント時の温度環境下において、減圧機能に必要なケーブルが機能を維持できることを評価している 東海第二発電所においても、過渡時自動減圧機能の追加及び原子炉減圧機能の信頼性向上対策を整備することとしている。また、シビアアクシデント時の減圧機能に必要なケーブルについては、過酷な条件下で機能維持可能であるよう対応することとしている。
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。					

下線部：有効性評価において有効性を確認する対策

注：本件は、米国において NRC の要請によって実施された、内部事象に対する個別プラント評価 (IPE) に関連して、NRC により出された Generic Letter 88-20 追補 1 の添付 2 より抽出したもの

表 1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較 (2/6)

分類	事故シナリオグループ	機能	炉心損傷防止対策に係る設備又は操作				対策の概要
			東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド
3	全交流動力電源喪失	電源設備 (交流電源)	・常設代替高圧電源装置	・非常用ディーゼル発電機の追加設置 ・ガスタタービン発電機	・独立非常用系ディーゼル発電機	・ガスタタービン発電機	・非常用ディーゼル発電機の信頼性向上 →起動用バッテリー追設 →燃料タンクの配備 →除熱系を2系統(海水、空冷)設置 ・非常用ディーゼル発電機の追加 ・ガスタタービン発電機 ・可搬型発電機
			・可搬型代替低圧電源車	・可搬型ディーゼル発電機	・可搬型ディーゼル発電機	・可搬型ディーゼル発電機	・ユニット間の交流電源クロスタイ ・近隣発電所からの受電 ・地域電力会社からの受電
		電源設備 (直流電源)	・高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機から非常用母線への電源融通	・ユニット間の交流電源クロスタイ ・水力発電ユニット	・隣接ユニット間での交流電源の接続 ・第3の送電線(地中埋設)	・小型可搬型ディーゼル発電機(サイト外)	・東海第二発電所においても、常設及び可搬型の代替直流電源設備を整備することとしており、常設の非常用蓄電池については、容量増加及び負荷の切り離しにより給電可能時間を延長させる対策を整備している。
		炉心冷却 (交流電源復旧前)	・非常用蓄電池の給電時間延長 →バッテリー容量増加 →負荷の切り離し ・緊急用蓄電池 ・代替交流電源による非常用直流電源の確保 →常設代替高圧電源装置、高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機からの電源融通 ・代替交流電源による緊急用直流電源の確保 →エンジン発電機による給電 ・可搬型代替直流電源設備(可搬型整流器及び可搬型代替低圧電源車)	・非常用バッテリーの給電時間延長 →バッテリー容量増加 →不要負荷の切り離し →非安全関連バッテリーの設置(非常用バッテリーの負荷軽減)	・バッテリー容量の増加 ・独立非常用系バッテリー	・不要負荷の切り離しによるバッテリー容量保持	・東海第二発電所においても、常設及び可搬型の代替直流電源設備を整備することとしており、常設の非常用蓄電池については、容量増加及び負荷の切り離しにより給電可能時間を延長させる対策を整備することとしている。また、代替の交流電源から充電器を介した直流電源の給電方法を整備することとしている。
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・常設高圧代替注水ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ	・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・SBOの影響を受けないポンプ(サービス水系給水系經由の注水)(水源：河川、湖、貯水池、海など)	・原子炉隔離時冷却系ポンプ	・蒸気タービン駆動の高圧注入系	・東海第二発電所においても、交流電源に依存しない常設及び可搬型ポンプによる代替炉心冷却手段を整備することとしている。
			・可搬型代替注水中型ポンプ	・可搬型ポンプ	・可搬型消火ポンプ(サービス水系-RIR經由)	—	・可搬型ポンプ

下線部：有効性評価において有効性を確認する対策

表 1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較 (3/6)

分類	事故シナリオグループ	機能	炉心損傷防止対策に係る設備又は操作					対策の概要
			東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
3	全交流動力電源喪失	炉心冷却（交流電源復旧後）	・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・常設高圧代替注水ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・常設低圧代替注水ポンプ	・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・SBO の影響を受けないポンプ（サービス水系 - 給水系経由の注水） （水源：河川、湖、貯水池、海など）	・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・独立非常用系の中圧注入口ポンプ	・蒸気タービン駆動の高圧注入口系	・火災用ポンプ、ブースターポンプ（専用電源有り）	ドイツ及びフィンランドでは、専用の電源により動作可能なポンプを整備している。 東海第二発電所においても、代替交流電源により動作可能な常設低圧代替注水ポンプを整備することとしている。
			・可搬型代替注水中型ポンプ	・可搬型ポンプ	・可搬型消火ポンプ（サービス水系-RHR 経由）	－	・可搬型ポンプ	
		最終ヒートシンク	・格納容器圧力逃がし装置（手動操作可能） ・耐圧強化ベント系（手動操作可能）	・耐圧強化ベント系（手動操作可能） ・原子炉冷却材浄化系（S/P 除熱）	・フィルタベント系（手動操作可能） ・独立非常用系（ヒートシンク：冷却塔、地下水、河川） ・必須サービス水系（ヒートシンク：河川）	・フィルタベント系（ラプチャダイスクによる自動起動）	・フィルタベント系（ラプチャダイスク） ・フィルタを経由しない大容量圧力逃がし装置（ラプチャダイスク） ・代替最終ヒートシンク（冷却塔及び既存ポンプの利用）	欧米では、交流電源がなくても動作可能なフィルタベント系や耐圧強化ベント系を整備しており、大気を最終ヒートシンクとする対策をとっている。また、代替交流電源により動作可能な最終ヒートシンクを整備している。 東海第二発電所においても、交流電源がなくても動作可能な格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を整備することとしており、大気を最終ヒートシンクとする対策としている。また、代替残留熱除去系海水系として可搬型ポンプを整備することとしている。
			・代替残留熱除去系海水系 －可搬型代替注水中型ポンプ －（残留熱除去系又は代替循環冷却系を利用するため、交流電源の復旧が必要）	－	－	－	－	
		格納容器注水	・代替格納容器スプレイ －ディーゼル駆動消火ポンプ －常設低圧代替注水ポンプ（交流電源の復旧が必要） －代替循環冷却ポンプ（交流電源の復旧が必要）	・代替格納容器スプレイ －ディーゼル駆動消火ポンプ	－	・代替格納容器スプレイ －火災防護系ポンプ（専用 DG 有）	欧米では、交流電源に依存しない常設又は可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を整備している。また、専用電源を持つポンプによる代替格納容器スプレイ手段を整備している。 東海第二発電所においても、交流電源に依存しない常設及び可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を整備することとしている。また、代替電源から給電する低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を対策としている。	
		給水源	・代替格納容器スプレイ －可搬型代替注水中型ポンプ	・代替格納容器スプレイ －可搬型ポンプ	・S/P への注水 －可搬型消火ポンプ（サービス水系-RHR 経由）	・代替格納容器スプレイ －可搬型ポンプ	－	
		1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。					

下線部：有効性評価において有効性を確認する対策

表 1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較 (4/6)

分類	事故シナリオ グループ	機能	炉心損傷防止対策に係る設備又は操作				対策の概要
			東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド
4-1	崩壊熱除去機能 喪失（取水機能 喪失）	最終ヒートシンク	・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系 ・ドライウェル内ガス冷却装置	3 と同様	3 と同様	3 と同様	3 と同様
			・代替残留熱除去系海水系 -可搬型代替注水中型ポンプ				欧米では、フィルタベント系や耐圧強化ベント系を整備しており、大気を最終ヒートシンクとする対策をとっている。また、冷却塔等の代替最終ヒートシンクを整備している。 東海第二発電所においても、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を整備することとしており、大気を最終ヒートシンクとする対策としている。また、代替残留熱除去系海水系として可搬型ポンプを整備することとしている。
		炉心冷却	・常設低圧代替注水ポンプ ・代替循環冷却ポンプ ・常設高圧代替注水ポンプ ・電動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・復水移送ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	1 と同様*	1 と同様*	1 と同様*	1 と同様
		格納容器注水	・代替格納容器スプレイ -常設低圧代替注水ポンプ -代替循環冷却ポンプ -電動消火ポンプ -ディーゼル駆動消火ポンプ -復水移送ポンプ ・代替格納容器スプレイ -可搬型代替注水中型ポンプ	・代替格納容器スプレイ -ディーゼル駆動消火ポンプ	・D/W, W/W スプレイ -サービスイ系	・代替格納容器スプレイ -火災防護系のディーゼル駆動ポンプ	※取水機能の喪失により動作できないものは除く。 欧米では、常設又は可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を整備しており、格納容器スプレイ機能を多様化している。 東海第二発電所においても、常設及び可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を整備することとしており、格納容器スプレイ機能の多様化を対策としている。
		給水源	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。				

下線部：有効性評価において有効性を確認する対策

表 1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較 (5/6)

分類	事故シナリオグループ	機能	炉心損傷防止対策に係る設備又は操作					対策の概要	
			東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド		
4-2	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失)	最終ヒートシンク	・格納容器圧力速がし装置 ・耐圧強化ベント系 ・ドライウェル内ガス冷却装置	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	欧米では、フィルタベント系や耐圧強化ベント系を整備しており、大気を最終ヒートシンクとする対策をとっている。また、冷却塔等の代替最終ヒートシンクを整備している。 東海第二発電所においても、格納容器圧力速がし装置及び耐圧強化ベント系を整備することとしており、大気を最終ヒートシンクとする対策としている。	
		炉心注水	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	
		格納容器注水	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	
		給水源	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。						
5	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	・ほう酸水注入系 (手動) ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・代替制御棒挿入機能	・ほう酸水注入系 (自動) ・ほう酸水注入系のほう酸濃度の増加 ・CRD 系、原子炉冷却材浄化系によるほう酸水注入 ・代替制御棒挿入回路 ・ATWS 原子炉再循環ポンプトリップ ・MSIV 閉後 ATWS 時の炉圧高で給水ポンプトリップロジック追加	・緊急ほう酸水注入系 (手動)	・ほう酸水注入系 (手動又は自動) ・バックアップスクラム回路 (制御棒の電動挿入、再循環ポンプ減速)	・ほう酸水注入系 (自動)	欧米では、代替制御棒挿入回路及び原子炉再循環ポンプトリップ回路の導入や、ほう酸水注入系を整備している。 東海第二発電所においても、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び代替制御棒挿入機能を導入することとしている。また、ほう酸水注入系を整備している。	
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。						
6	LOCA 時注水機能喪失	炉心冷却	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		原子炉減圧	2 と同様	2 と同様	2 と同様	2 と同様	2 と同様	2 と同様	2 と同様
		最終ヒートシンク	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様
		格納容器注水	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様	4-1 と同様
		給水源	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。 なお、「LOCA 時注水機能喪失」において、炉心損傷を防止するためには、LOCA の破断面積によっては大容量のポンプが自動的に動作する必要があるが、そのような対策は確認できなかったことから、諸外国においても全ての破断面積の大きさに対応できるような設備対策は取られていないことを確認した。						

下線部：有効性評価において有効性を確認する対策

表 1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較 (6/6)

分類	事故シナリオグループ	機能	炉心損傷防止対策に係る設備又は操作				対策の概要
			東海第二発電所	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド
7	インターフェースシステム LOCA	炉心冷却	・健全な原子炉注水設備で対応	・既存設備で対応	—	—	—
		格納容器 バイパス 防止等	・破損個所の検出、隔離 (既設の計装) ・原子炉減圧、水位制御	・破損個所の検出、隔離 (既設の計装) ・原子炉の減圧 (破断口 からの流出量低減)	・隔離弁の自動閉止又は 代替隔離弁の閉止に よる格納容器隔離機 能の確保	—	—
		まとめ	上述の調査結果より、東海第二発電所の対策は、諸外国の既設プラントで整備されている対策と同等であることを確認した。				

下線部：有効性評価において有効性を確認する対策

T B Wシーケンスの炉心損傷防止対策及び着眼点に基づく評価

を踏まえた重要事故シーケンスの選定について

T B Wシーケンスは、高圧炉心スプレイ冷却系による炉心冷却に成功するが、非常用電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至るシーケンスである。東海第二発電所の出力運転時内部事象レベル 1 P R A では、T B WシーケンスはT Wシーケンスの一部として整理している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に分類されるT B Wシーケンス(電源喪失による崩壊熱除去機能喪失)に対する炉心損傷防止対策、及び着眼点に基づく評価を踏まえた重要事故シーケンスの選定について以下に示す。

1. T B Wシーケンスの炉心損傷頻度

T B Wシーケンスの炉心損傷頻度を表 1 に示す。表 1 に示すとおり、T B Wシーケンスは事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」のドミナントシーケンスとはならないが、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して約 12.4%の寄与を持っている。

表 1 T B Wシーケンスの炉心損傷頻度

		炉心損傷頻度 (C D F) (／炉年)	全C D F への 寄与割合	事故シーケンス グループ別C D F への寄与割合
T W		3.7E-05	99.7%	100%
	T B W	4.6E-06	12.3%	12.4%
	T B W (S R V 再閉鎖失敗)	2.4E-08	<0.1%	<0.1%

2. 「崩壊熱除去機能喪失」に対応する炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対応する炉心損傷防止対策については、「残留熱除去系が故障した場合」及び「取水機能が喪失した場合」を想定し、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認している。

「残留熱除去系が故障した場合」:

- ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント

「取水機能が喪失した場合」:

- ・代替残留熱除去系海水系（常設代替高圧電源装置による給電）

このうち、「残留熱除去系が故障した場合」を想定して有効性を確認している格納容器圧力逃がし装置については、系統構成に必要な電動弁等は常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して給電可能な設計としており、現場での手動開操作も可能であることから、外部電源及び非常用電源（区分Ⅰ，Ⅱ）が喪失しているTBWシーケンスにおいても有効な対策である。また、耐圧強化ベントについても、常設代替高圧電源装置からの電源融通による非常用母線の受電操作又は現場での手動開操作を行うことにより、同じくTBWシーケンスにおいても有効な対策となる。

「取水機能が喪失した場合」を想定して有効性を確認している代替残留熱除去系海水系については、常設代替高圧電源装置からの電源融通による非常用母線の受電及び代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による対応の有効性を確認しており、TBWシーケンスにおいても有効な対策である。

さらに、TBWシーケンスについては、常設代替高圧電源装置からの電源融通による非常用母線の受電により、代替残留熱除去系海水系を用いずとも、残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による対応にも期待できる。

3. 審査ガイド記載の着眼点に基づく評価

T B Wシーケンスの審査ガイド記載の着眼点に対する評価について、重要事故シーケンスとして選定したTWシーケンス（過渡事象＋R H R失敗）と比較した結果を表2に示す。また、T B Wシーケンスの各着眼点に対する考え方について以下に示す。

a. 共通原因故障，系統間依存性の観点

H P C S用電源（区分Ⅲ）は健全だが，非常用電源の喪失により電源を必要とする設備（区分Ⅰ，Ⅱ）が機能喪失することから「高」とした。

b. 余裕時間の観点

外部電源喪失により原子炉が自動停止するため，原子炉を手動停止させるシーケンスと比較して事象進展が早いことから「高」とした。

c. 設備容量の観点

事象進展が早く余裕時間が短い場合，崩壊熱が高く，必要な設備容量が大きくなることから，着眼点b.と同様に「高」とした。

d. 代表性の観点

T B Wシーケンスの炉心損傷頻度は $4.6\text{E-}06$ ／炉年程度であり，崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループの炉心損傷頻度($3.7\text{E-}05$ ／炉年)に対して1%以上の寄与があるため，「中」とした。

表 2 着眼点に基づく整理

シーケンス	対応する主要な 炉心損傷防止対策	着眼点				備考
		a	b	c	d	
T W	・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント ・代替残留熱除去系海水系	低	高	高	高	「過渡事象＋RHR 失敗」 における評価のとおり
T B W	以下はT B Wに有効な対策 ・常設代替高圧電源装置 ＋残留熱除去系	高	高	高	中	上記 3. に記載のとおり

表 2 に示すとおり、T WとT B Wを区別した場合、審査ガイドに記載の着眼点の「高」の数はT WとT B Wで同じとなるが、「中」の数が多いのはT B Wとなる。

ただし、2. で示したとおり、有効性を確認する主要な炉心損傷防止対策はT B Wシーケンスに対しても有効となっており、「取水機能が喪失した場合」の有効性評価では、取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失を仮定した評価を行うことでT B Wを包絡した評価を行っている。また、崩壊熱除去機能喪失に対する対策の有効性を確認する観点からは、非常用電源の喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失するT B Wシーケンスより、崩壊熱除去機能そのものが機能喪失するT Wシーケンスを想定して評価することが適切であると考ええる。

これらのことを考慮すると、崩壊熱除去機能喪失における重要事故シーケンスはT B Wシーケンスに対する対策の有効性も確認可能なシーケンスを選定しており、選定した重要事故シーケンスは妥当なものと考えている。

重大事故等対処設備の津波からの防護について

1. はじめに

東海第二発電所では、基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地に遡上する津波」という。）に起因する事故シーケンスが抽出される。これらの事故シーケンスに対する重大事故等対処設備の津波からの防護について説明する。

2. 防護対象とする重大事故等対処設備

（1）敷地に遡上する津波への対応に関する基本方針

敷地に遡上する津波に起因する事故シーケンスに対しては、津波による可搬型重大事故等対処設備のアクセス性への影響を考慮し、常設重大事故等対処設備による対応を基本方針とする。また、可搬型重大事故等対処設備は、敷地に遡上する津波がアクセス時間に与える影響を考慮しても対応可能な時間余裕がある場合に使用する。

（2）防護対象設備の選定

敷地に遡上する津波に対する防護対象設備として、この津波に起因する事故シーケンスへの対応に必要な安全機能を有する常設重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備を選定する。また、重大事故等対処設備による事故対応を実施する上で必要となる機能を有する設備についても防護対象設備として選定する。選定した防護対象設備を表 1 に示す。

3. 敷地に遡上する津波からの防護対策

（1）津波高さの設定

重大事故等対処設備の防護設計において想定する津波高さは、防潮堤の高

さ（T.P. +20m）の 1.5 倍に当たる T.P. +30m^{※1}を設定する。なお，この津波の年超過確率は約 6.2×10^{-7} / 年に相当する。

※1：津波高さ（T.P. +30m）は，仮想的に防潮堤位置に鉛直無限壁を設定した場合の防潮堤位置の最高水位である。

（2）敷地に遡上する津波からの防護対策

防護対象設備は，津波防護を実施した施設（以下「津波防護施設」という。）内に設置するか又は高所に設置することにより，敷地に遡上する津波から防護し，必要な機能を維持する。

津波防護施設で防護する場合は，解析上の不確かさを考慮して保守的に防潮堤がない条件で実施した津波遡上解析の結果を踏まえ，津波波力及び漂流物衝突荷重に対して津波防護施設の防護機能が損なわれない設計とする。

また，高所に設置する場合は，津波遡上解析の結果を踏まえ，津波が遡上しない場所に設置する。

表 1 必要な安全機能及び防護対象設備

必要な安全機能	防護対象設備	
	常設重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備
原子炉注水	・逃がし安全弁 ・低圧代替注水系（常設）	—
格納容器注水／除熱	・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器下部注水系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置 ・代替循環冷却系 ・残留熱除去系	・代替残留熱除去系海水系
使用済燃料プール注水／除熱	・代替燃料プール注水系（常設） ・代替燃料プール冷却系	・代替残留熱除去系海水系
電 源	・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備	—
水 源	・代替淡水貯槽 ・サプレッション・プール ・計装設備	—
事故対応を実施する上で必要となる機能	・中央制御室及び居住性確保に必要な設備 ・緊急時対策所及び居住性確保に必要な設備 ・通信連絡設備	—

内部事象 P R A における主要なカットセット及び F V 重要度
に照らした重大事故等防止対策の有効性について

各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷又は格納容器破損に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度又は格納容器破損頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対して重大事故等対処設備が有効であるか確認した。

また、事故シーケンスグループごとに F V 重要度を評価し、F V 重要度が高い基事象に対する重大事故防止対策が有効であるか確認した。

以下に、内部事象出力運転時レベル 1 P R A、内部事象出力運転時レベル 1.5 P R A 及び内部事象停止時レベル 1 P R A のカットセットの分析結果及び内部事象出力運転時レベル 1 P R A、内部事象停止時レベル 1 P R A において F V 重要度が高い基事象に対して重大事故等対処設備が有効であるか確認した結果を示す。

1. 内部事象出力運転時レベル 1 P R A

1-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等対処設備の有効性

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため、ここでは以下の基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・炉心損傷頻度が 10^{-7} / 炉年以上
- ・事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度への寄与が 1% 以上

また、上記の条件を満たさないカットセットについても、各事象シーケンスにおける上位 3 位までのカットセットを抽出し、重大事故等対処設備が有効であるか確認した。

確認結果を第 1-1 表～第 1-8 表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第 1-1 表～第 1-8 表に示したとおり、一部に炉心損傷防止が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開しても、整備する炉心損傷防止対策により炉心損傷を防止できることを確認した。

一方、事故シーケンスグループのうち、「L O C A 時注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスでは、故障モード又は L O C A の破断面積の大きさによっては有効性で考慮した対策では対応できない場合があることを確認した。

(3) カットセットを踏まえた事故シーケンスへの対策の対応性

今回の分析では、各事故シーケンスグループのうち、主要な事故シーケンスそれぞれについて支配的なカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に考察した。なお、支配的なカットセット

であっても、事故シーケンスグループ全体の炉心損傷頻度に対しては小さな割合となる場合もあり、今回確認したカットセットの炉心損傷頻度の合計が事故シーケンスグループの炉心損傷頻度に占める割合は事故シーケンスグループによって異なる。全炉心損傷頻度から見ると、「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループが約 99.6%を占めており、「崩壊熱除去機能喪失」については、炉心損傷頻度の約 74%のカットセットを確認したことから、全炉心損傷頻度に対しても、約 74%のカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に確認したものと整理できる。

また、「崩壊熱除去機能喪失」は除熱機能の喪失によって格納容器が先行破損し、炉心損傷に至ることから、対策としては除熱機能の多重化及び多様化が有効であると考えられる。除熱機能については、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ベント及び格納容器圧力逃がし装置を設置し、その機能を多様化している。耐圧強化ベント及び格納容器圧力逃がし装置は残留熱除去系等に対して独立した系統であり、共通原因による機能喪失のリスクを可能な限り低減している。このことから、全炉心損傷頻度の約 99.6%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては炉心損傷頻度のほとんどの割合に対して、有効性評価で考慮した対策での対応が有効なものであると考えられる。

(2)で述べた有効性評価で考慮した対策では対応できない場合について、全炉心損傷頻度から見た場合は非常に小さい寄与ではあるが、「L O C A 時注水機能喪失」において中 L O C A を起因とするカットセットが抽出されており、L O C A については破断面積の大きさが一定の範囲を超えるような場合は、炉心損傷を防

止することができないシーケンスとして整理している。これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しないカットセットについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認することとしている。また、「LOCA＋高压炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」のカットセットとして抽出されている、計装系の故障及び人的過誤（注水不能認知失敗）が重畳するカットセットについては、認知に失敗したまま長時間気づかないことは現実的には考え難く、これら認知失敗が含まれるカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっているものの、発生した場合は有効性評価で考慮した対応が困難である。

上記のとおり、LOCA時注水機能喪失の非常に頻度の小さなカットセットにおいて、有効性評価で考慮した対策では対応できない場合が考えられるものの、有効性評価で考慮した対策と設計基準設備の共用部分（注入弁等）の故障を伴うようなカットセットは、支配的なカットセットとして抽出されていない。有効性評価で考慮した対策は、基本的に設計基準設備に対して多様化された、独立系統機能の追加であることから、これらの共用部分の故障を伴うカットセットが抽出されていない以上、有効性で考慮した対策はほとんどのシーケンスに対して有効であると考えられる。また、全炉心損傷頻度の約 99.6%を占める「崩壊熱除去機能喪失」についても、今回考慮した除熱機能である残留熱除去系に対して、独立かつ多様化された系統である格納容器圧力逃がし装置等を設けることから、全炉心損傷頻度のほとんど割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。

【高圧・低圧注水機能喪失】

いずれの事故シーケンスにおいても，機器故障又は保守点検のための待機除外により電源，補機冷却系等のサポート系の機能喪失が重畳し，それに伴い高圧・低圧注水機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，補機冷却が不要であり，また，代替電源である代替高圧電源装置からの給電が可能な低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である。

なお，区分Ⅱ直流母線喪失時に高圧・低圧注水機能喪失により炉心損傷に至るカットセットに対しては，中央制御室からの低圧代替注水系（常設）注入弁の遠隔操作が不可となるが，これらのカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっており，また，その場合においても現場での注入弁開操作により炉心損傷防止が可能である。

第 1-1 表 「高圧・低圧注水機能喪失」におけるカットセット

事故シーケンス			CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
高圧・低圧注水機能喪失	T Q U V	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.7E-10	①外部電源喪失+DG-2C運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテナンス	8.2E-12	0.3%		○
				②外部電源喪失+DG-2C起動失敗+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテナンス	5.6E-12	0.2%		○
				③外部電源喪失+DG-2C運転継続失敗+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナンス	5.6E-12	0.2%		○
		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	1.8E-10	①逃がし安全弁誤開放+HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	5.7E-12	0.2%		○
				②非隔離事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	5.1E-12	0.2%		○
				③逃がし安全弁誤開放+HPCS-DGS Wメンテナンス+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	4.7E-12	0.2%		○
		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	3.5E-10	①交流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DGS Wメンテナンス+RHR S-Bメンテナンス	1.5E-11	0.5%		○
				②交流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DGS W海水ストレーナ閉塞+RHR S-Bメンテナンス	7.3E-12	0.2%		○
				③交流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DGS Wポンプ起動失敗+RHR S-Bメンテナンス	5.7E-12	0.2%		○
		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	3.7E-11	①計画外停止+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS入口逆止弁(S/P側)開失敗+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	1.3E-12	<0.1%		○
				②計画外停止+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS-DGS Wメンテナンス+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	1.0E-12	<0.1%		○
				③計画外停止+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS-DGS W海水ストレーナ閉塞+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	5.0E-13	<0.1%		○
		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	2.2E-09	①直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテナンス	2.4E-10	7.9%	・ 低圧代替注水系(常設)	○
				②直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナンス	1.6E-10	5.3%		○
				③直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DGメンテナンス+RHR S-Bメンテナンス	1.0E-10	3.4%		○
				④直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-B海水ストレーナ閉塞	8.2E-11	2.7%		○
				⑤直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG起動失敗+RHR S-B海水ストレーナ閉塞	5.5E-11	1.8%		○
				⑥直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-B熱交入口弁開け忘れ	4.1E-11	1.3%		○
				⑦直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-B熱交出口弁開け忘れ	4.1E-11	1.3%		○
				⑧直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-B放出ライン隔離弁開け忘れ	4.1E-11	1.3%		○
				⑨直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-B放出ライン排水弁開け忘れ	4.1E-11	1.3%		○
				⑩直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DGメンテナンス+RHR S-B海水ストレーナ閉塞	3.5E-11	1.2%		○
				⑪直流電源故障(区分Ⅰ)+HPCS-DG運転継続失敗+LPCI-B/C起動信号共通原因故障+LPCI-B/C起動操作失敗	3.4E-11	1.1%		○
		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	2.6E-11	①直流電源故障(区分Ⅰ)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテナンス	1.3E-12	<0.1%		○
				①直流電源故障(区分Ⅱ)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Aメンテナンス	1.3E-12	<0.1%		○※1
				③直流電源故障(区分Ⅰ)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナンス	8.5E-13	<0.1%		○
				③直流電源故障(区分Ⅱ)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Aメンテナンス	8.5E-13	<0.1%		○※1

※1：区分Ⅱ直流母線喪失時には中央制御室からの低圧代替注水系(常設)注入弁の遠隔操作が不可となるが、現場での注入弁開操作により炉心損傷防止可能

【高圧注水・減圧機能喪失】

いずれの事故シーケンスにおいても，注水不能認知失敗のヒューマンエラー，原子炉減圧失敗のヒューマンエラーにより減圧機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，過渡時自動減圧機能による原子炉減圧が有効である。

第 1-2 表 「高圧注水・減圧機能喪失」における主要なカットセット

事故シーケンス			C D F (／炉年)	主要なカットセット	C D F (／炉年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
高圧注水・減圧機能喪失	T Q U X	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	5. 2E-09	①非隔離事象+H P C S-D G S Wメンテナ ナンス+R C I C ポンプ起動失敗+原子炉 手動減圧失敗	9. 4E-11	0. 8%	・ 過渡時自動減圧回路	○
				②非隔離事象+H P C S-D G S Wメンテナ ナンス+R C I C ポンプ起動失敗+注水不 能認知失敗	5. 3E-11	0. 5%		○
				①非隔離事象+H P C S-D G S Wスト レーナ閉塞+R C I C ポンプ起動失敗+原 子炉手動減圧失敗	4. 5E-11	0. 4%		○
		手動停止／サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	1. 4E-09	①交流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G S Wメンテナナンス+原子炉手動減圧失敗	5. 6E-11	0. 5%		○
				②交流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G S Wメンテナナンス+注水不能認知失敗	3. 2E-11	0. 3%		○
				③交流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G S W海水ストレーナ閉塞+原子炉手動減 圧失敗	2. 7E-11	0. 2%		○
		サポート系喪失 (自動停 止) + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	5. 0E-09	①直流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G 運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗	8. 8E-10	7. 6%		○
				②直流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G 起動失敗+原子炉手動減圧失敗	6. 0E-10	5. 2%		○
				③直流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G 運転継続失敗+注水不能認知失敗	5. 0E-10	4. 3%		○
				④直流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G メンテナナンス+原子炉手動減圧失敗	3. 8E-10	3. 3%		○
				⑤直流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G 起動失敗+注水不能認知失敗	3. 4E-10	2. 9%		○
				⑥直流電源故障 (区分 I) + H P C S-D G メンテナナンス+注水不能認知失敗	2. 2E-10	1. 9%		○

【全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）】

いずれの事故シーケンスにおいても，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の故障が重畳して全交流動力電源喪失に至るカットセット及び軽油貯蔵タンク閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットが含まれる事故シーケンスは，全交流動力電源喪失後，蓄電池枯渇により原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却が十分に行われず炉心損傷に至る事故シーケンスとなる。そのため，これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，早期の電源復旧に期待しない場合，原子炉隔離時冷却系の運転が継続している間に電源が不要となる代替注水手段を確保することが有効である。

第 1-3 表 「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」における
主要なカットセット

事故シーケンス			C D F (／炉年)	主要なカットセット	C D F (／炉年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合 ^{※1}	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
全交流動力電源喪失	長期 ＴＢ	外部電源喪失 ＋ＤＧ失敗 ＋ＨＰＣＳ失敗（ＲＣＩＣ 成功）	5. 7E-08	①外部電源喪失＋軽油貯蔵タンク閉塞	4. 8E-08	63. 3%	・ 低圧代替注水系（可搬型）	○
				②外部電源喪失＋軽油貯蔵タンク破損	3. 2E-09	4. 2%		○
				③外部電源喪失＋ＤＧ－２Ｃ／２Ｄ運転継続失敗共通要因故障＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	4. 6E-10	0. 6%		○
		サポート系喪失（直流電源故障） ＋ＤＧ失敗 ＋ＨＰＣＳ失敗（ＲＣＩＣ 成功）	1. 9E-08	①直流電源故障（区分Ⅱ）＋軽油貯蔵タンク閉塞	3. 2E-09	4. 2%		○
				②直流電源故障（区分Ⅱ）＋ＤＧ－２Ｃ運転継続失敗＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	1. 4E-09	1. 9%		○
				③直流電源故障（区分Ⅱ）＋ＤＧ－２Ｃ運転継続失敗＋ＨＰＣＳ－ＤＧ起動失敗	9. 8E-10	1. 3%		○
				④直流電源故障（区分Ⅱ）＋ＤＧ－２Ｃ起動失敗＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	9. 8E-10	1. 3%		○

※ 1：全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）のＣＤＦに対する寄与割合を示す

【全交流動力電源喪失（T B U，T B P，T B D）】

○ T B U

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の故障の重畳又は軽油貯蔵タンク閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至り，ポンプ故障，保守点検のための待機除外，流量制御器故障，直流電源喪失等が要因となって原子炉隔離時冷却系が機能喪失するカットセットが上位に抽出されている。

○ T B P

T B Uと同様の要因により全交流電源喪失に至り，逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉隔離時冷却系が機能喪失するカットセットが上位に抽出されている。

○ T B D

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障又は保守点検による待機除外と蓄電池の故障が重畳し，全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，代替電源である常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置からの給電が可能な低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である。

なお，カットセットとして抽出されている軽油貯蔵タンクの閉塞／破損については，常設代替高圧電源装置と非常用ディーゼル発電機とで共用の軽油貯蔵タンクを使用するが，今後設置予定である2基の軽油貯蔵タンクのうち1基が閉塞／破損により使用不能となった場合においても，軽油貯蔵タンク1基で常設代替高圧電源装置による電源供給に必要な燃料分を確保可能であることを確認している。

第 1-4 表 「全交流動力電源喪失（T B U，T B P，T B D）」
における主要なカットセット

事故シーケンス			C D F (/炉年)	主要なカットセット	C D F (/炉年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合 ^{※1}	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
全交流動力電源喪失	T B U	外部電源喪失 + D G 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	2. 0E-10	①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+ R C I C ポンプ起動失敗	7. 1E-11	0. 4%	・ 低圧代替注水系（常設） ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 常設代替直流電源設備	○
				②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+ R C I C メンテナンス	4. 6E-11	0. 2%		○
				③外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+ R C I C 流量制御器故障	7. 7E-12	<0. 1%		○
		サポート系喪失（直流電源故障） + D G 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	1. 9E-08	①直流電源故障（区分Ⅰ）+ 軽油貯蔵タンク閉塞	3. 2E-09	16. 0%		○
				②直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D 運転継続失敗+ H P C S - D G 運転継続失敗	1. 4E-09	7. 2%		○
				③直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D 運転継続失敗+ H P C S - D G 起動失敗	9. 8E-10	4. 9%		○
				④直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D 起動失敗+ H P C S - D G 運転継続失敗	9. 8E-10	4. 9%		○
				⑤直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D 起動失敗+ H P C S - D G 起動失敗	6. 7E-10	3. 3%		○
				⑥直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D メンテナンス+ H P C S - D G 運転継続失敗	6. 3E-10	3. 1%		○
				⑦直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D 運転継続失敗+ H P C S - D G メンテナンス	6. 3E-10	3. 1%		○
				⑧直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D メンテナンス+ H P C S - D G 起動失敗	4. 3E-10	2. 1%		○
				⑨直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D 起動失敗+ H P C S - D G メンテナンス	4. 3E-10	2. 1%		○
				⑩直流電源故障（区分Ⅰ）+ 軽油貯蔵タンク破損	2. 1E-10	1. 1%		○
	T B P	外部電源喪失 + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗	3. 0E-10	①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+ 逃がし安全弁再閉鎖失敗	2. 5E-10	1. 3%		○
				②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損+ 逃がし安全弁再閉鎖失敗	1. 7E-11	<0. 1%		○
				③外部電源喪失+ D G - 2 C / 2 D 運転継続失敗共通要因故障+ 逃がし安全弁再閉鎖失敗+ H P C S - D G 運転継続失敗	2. 4E-12	<0. 1%		○
		サポート系喪失（直流電源故障） + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗	2. 1E-10	①直流電源故障（区分Ⅰ）+ 軽油貯蔵タンク閉塞+ 逃がし安全弁再閉鎖失敗	1. 7E-11	<0. 1%		○
				①直流電源故障（区分Ⅱ）+ 軽油貯蔵タンク閉塞+ 逃がし安全弁再閉鎖失敗	1. 7E-11	<0. 1%		○
				③直流電源故障（区分Ⅰ）+ D G - 2 D 運転継続失敗+ H P C S - D G 運転継続失敗+ 逃がし安全弁再閉鎖失敗	7. 6E-12	<0. 1%		○
				③直流電源故障（区分Ⅱ）+ D G - 2 C 運転継続失敗+ H P C S - D G 運転継続失敗+ 逃がし安全弁再閉鎖失敗	7. 6E-12	<0. 1%		○
	T B D	外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗	5. 7E-12	①外部電源喪失+蓄電池-A/B 給電失敗共通要因故障+ H P C S - D G 運転継続失敗	1. 6E-12	<0. 1%		○
				②外部電源喪失+蓄電池-A/B 給電失敗共通要因故障+ H P C S - D G 起動失敗	1. 1E-12	<0. 1%		○
				③外部電源喪失+蓄電池-A/B 給電失敗共通要因故障+ H P C S - D G メンテナンス	6. 8E-13	<0. 1%		○

※1：全交流動力電源喪失（T B U，T B P，T B D）の C D F に対する寄与割合を示す

【崩壊熱除去機能喪失】

いずれの事故シーケンスにおいても、ポンプ故障、弁故障、ストレーナ閉塞、点検のための待機除外等の要因により、残留熱除去系又はそのサポート系である残留熱除去系海水系が機能喪失することにより崩壊熱除去機能が喪失するカットセット及び残留熱除去系操作失敗のヒューマンエラーにより崩壊熱除去機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。

また、その他に外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障が重畳する等、交流電源の喪失に伴い崩壊熱除去機能喪失に至るカットセットも抽出されている（T B W）。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策として、残留熱除去系海水系が機能喪失している場合は、代替残留熱除去系海水系及び残留熱除去系を用いた除熱又は格納容器圧力逃がし装置若しくは耐圧強化ベントによる除熱が有効である。残留熱除去系が機能喪失している場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントによる除熱が有効である。また、これらの対策による対応は非常用ディーゼル発電機の故障等による電源喪失時においても、常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置による給電により対応可能であるため、T B Wに対する対策としても有効である。

第 1-5 表 「崩壊熱除去機能喪失」における主要なカットセット (1/2)

事故シーケンス			CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
崩壊熱除去機能喪失	T W ・ T B W	過渡事象 + RHR 失敗	2.5E-05	①非隔離事象 + RHR 系操作失敗	7.4E-06	20.0%	[RHR 故障時] ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント [取水機能喪失時] ・代替残留熱除去系海水系	○
				②非隔離事象 + RHR S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2.9E-06	7.9%		○
				③原子炉緊急停止系誤動作等 + RHR 系操作失敗	2.4E-06	6.5%		○
				④隔離事象 + RHR 系操作失敗	1.2E-06	3.2%		○
				④水位低下事象 + RHR 系操作失敗	1.2E-06	3.2%		○
				⑥原子炉緊急停止系誤動作等 + RHR S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	9.4E-07	2.5%		○
				⑦非隔離事象 + RHR S - A / B 流量調整弁開失敗共通要因故障	6.1E-07	1.6%		○
				⑧隔離事象 + RHR S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	4.6E-07	1.2%		○
				⑧水位低下事象 + RHR S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	4.6E-07	1.2%		○
				⑩全給水喪失 + RHR 系操作失敗	4.4E-07	1.2%		○
				⑪非隔離事象 + RHR - A / B 熱交バイパス弁閉失敗共通要因故障	3.8E-07	1.0%		○
				⑫非隔離事象 + RHR S - A / B / C / D ポンプ起動失敗共通要因故障	3.5E-07	0.9%		○
				⑬非隔離事象 + RHR - A / B ポンプ起動失敗共通要因故障	3.1E-07	0.8%		○
				⑬非隔離事象 + RHR - A / B ポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	3.1E-07	0.8%		○
				⑬外部電源喪失 + DG - 2 C / 2 D 運転継続失敗共通要因故障	2.0E-07	0.5%		○
				⑭原子炉緊急停止系誤動作等 + RHR S - A / B 流量調整弁開失敗共通要因故障	2.0E-07	0.5%		○
				⑬外部電源喪失 + RHR 系操作失敗	1.8E-07	0.5%		○
				⑬非隔離事象 + RHR - A / B ポンプ運転継続失敗共通要因故障	1.7E-07	0.5%		○
				⑬全給水喪失 + RHR S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	1.7E-07	0.5%		○
				⑭非隔離事象 + RHR - A / B / C ポンプ起動失敗共通要因故障	1.6E-07	0.4%		○
				⑭非隔離事象 + RHR - A / B / C ポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	1.6E-07	0.4%		○
				⑭外部電源喪失 + DG - 2 C / 2 D 起動失敗共通要因故障	1.3E-07	0.4%		○
				⑭原子炉緊急停止系誤動作等 + RHR - A / B 熱交バイパス弁閉失敗共通要因故障	1.2E-07	0.3%		○
				⑭原子炉緊急停止系誤動作等 + RHR S - A / B / C / D ポンプ起動失敗共通要因故障	1.1E-07	0.3%		○
				⑭原子炉緊急停止系誤動作等 + RHR - A / B ポンプ起動失敗共通要因故障	1.0E-07	0.3%		○
				⑭原子炉緊急停止系誤動作等 + RHR - A / B ポンプ室空調ファン起動失敗共通要因故障	1.0E-07	0.3%		○
		過渡事象 + S / R 弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	2.1E-07	①逃がし安全弁誤開放 + RHR 系操作失敗	4.4E-08	0.1%		○
				②非隔離事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 系操作失敗	3.9E-08	0.1%		○
				③逃がし安全弁誤開放 + RHR S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	1.7E-08	<0.1%		○

第 1-5 表 「崩壊熱除去機能喪失」における主要なカットセット (2/2)

事故シーケンス			CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
崩壊熱除去機能喪失	T W , T B W	手動停止／サポート系喪失 (手動停止) + RHR 失敗	6.7E-06	①計画外停止 + RHR 系操作失敗	1.9E-06	5.1%	[RHR 故障時] ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント [取水機能喪失時] ・代替残留熱除去系海水系	○
				②計画外停止 + RHR S-A/B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	7.4E-07	2.0%		○
				③残留熱除去系海水系故障 (区分Ⅰ) + RHR S-B メンテナンス	2.7E-07	0.7%		○
				④残留熱除去系海水系故障 (区分Ⅱ) + RHR S-A メンテナンス	2.7E-07	0.7%		○
				⑤計画外停止 + RHR S-A/B 流量調整弁開失敗共通要因故障	1.5E-07	0.4%		○
		手動停止／サポート系喪失 (手動停止) + S/R 弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	3.5E-08	①計画外停止 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 系操作失敗	9.8E-09	<0.1%		○
				②計画外停止 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR S-A/B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	3.9E-09	<0.1%		○
				③残留熱除去系海水系故障 (区分Ⅰ) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR S-B メンテナンス	1.4E-09	<0.1%		○
				④残留熱除去系海水系故障 (区分Ⅱ) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR S-A メンテナンス	1.4E-09	<0.1%		○
		サポート系喪失 (自動停止) + RHR 失敗	5.4E-06	①直流電源故障 (区分Ⅰ) + DG-2D 運転継続失敗	6.3E-07	1.7%		○
				②直流電源故障 (区分Ⅱ) + DG-2C 運転継続失敗	6.3E-07	1.7%		○
				③直流電源故障 (区分Ⅰ) + DG-2D 起動失敗	4.3E-07	1.2%		○
				④直流電源故障 (区分Ⅱ) + DG-2C 起動失敗	4.3E-07	1.2%		○
				⑤直流電源故障 (区分Ⅰ) + DG-2D メンテナンス	2.7E-07	0.7%		○
				⑥直流電源故障 (区分Ⅱ) + DG-2C メンテナンス	2.7E-07	0.7%		○
				⑦直流電源故障 (区分Ⅰ) + RHR S-B メンテナンス	1.0E-07	0.3%		○
				⑧直流電源故障 (区分Ⅱ) + RHR S-A メンテナンス	1.0E-07	0.3%		○
		サポート系喪失 (自動停止) + S/R 弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	2.8E-08	①直流電源故障 (区分Ⅰ) + DG-2D 運転継続失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%		○
				②直流電源故障 (区分Ⅱ) + DG-2C 運転継続失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	3.3E-09	<0.1%		○
				③直流電源故障 (区分Ⅰ) + DG-2D 起動失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	2.2E-09	<0.1%		○
				④直流電源故障 (区分Ⅱ) + DG-2C 起動失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	2.2E-09	<0.1%		○
		LOCA + RHR 失敗	4.3E-08	①小 LOCA + RHR 系操作失敗	1.3E-08	<0.1%		○
				②中 LOCA + RHR 系操作失敗	8.8E-09	<0.1%		○
				③小 LOCA + RHR S-A/B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	5.2E-09	<0.1%		○

【原子炉停止機能喪失】

いずれの事故シーケンスにおいても、電氣的故障としてスクラムコンタクタの故障を原子炉停止機能喪失の要因とするカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及びほう酸水注入系による対応が有効である。

なお、直流電源故障（区分Ⅰ，Ⅱ）時は当該区分の代替再循環ポンプトリップ回路が機能しないが、これらのカットセットの寄与は全CDF，事故シーケンスグループ別CDFに対して非常に小さくなっており、また、その場合においても代替再循環ポンプの手動停止に期待でき、ほう酸水注入系も健全であることから炉心損傷防止が可能である。

また、LOCA起因の原子炉停止失敗時には、原子炉冷却材の流出により、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、これらのカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっており、また、その場合においても代替制御棒挿入による反応度制御により対応可能である。

第 1-6 表 「原子炉停止機能喪失」における主要なカットセット

事故シーケンス			C D F (/炉年)	主要なカットセット	C D F (/炉年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
原子炉停止機能喪失	T C	過渡事象 + 原子炉停止失敗	2. 5E-08	①非隔離事象+スクラムコンタクトA/C 作動失敗共通要因故障	4. 6E-09	18. 0%	- 代替制御棒挿入機能 - 代替原子炉再循環ポンプトリップ回路 - ほう酸水注入系	○
				①非隔離事象+スクラムコンタクトB/D 作動失敗共通要因故障	4. 6E-09	18. 0%		○
				①非隔離事象+スクラムコンタクトE/G 作動失敗共通要因故障	4. 6E-09	18. 0%		○
				①非隔離事象+スクラムコンタクトF/H 作動失敗共通要因故障	4. 6E-09	18. 0%		○
		サポート系喪失（自動停止） + 原子炉停止失敗	3. 8E-11	①直流電源故障（区分Ⅰ）+スクラムコンタクトB/D作動失敗共通要因故障	7. 6E-12	<0. 1%		○ ^{*1}
				①直流電源故障（区分Ⅰ）+スクラムコンタクトF/H作動失敗共通要因故障	7. 6E-12	<0. 1%		○ ^{*1}
				①直流電源故障（区分Ⅱ）+スクラムコンタクトA/C作動失敗共通要因故障	7. 6E-12	<0. 1%		○ ^{*1}
				①直流電源故障（区分Ⅱ）+スクラムコンタクトE/G作動失敗共通要因故障	7. 6E-12	<0. 1%		○ ^{*1}
		L O C A + 原子炉停止失敗	5. 6E-11	①小L O C A+スクラムコンタクトA/C作動失敗共通要因故障	8. 1E-12	<0. 1%		○ ^{*2}
				①小L O C A+スクラムコンタクトB/D作動失敗共通要因故障	8. 1E-12	<0. 1%		○ ^{*2}
				①小L O C A+スクラムコンタクトE/G作動失敗共通要因故障	8. 1E-12	<0. 1%		○ ^{*2}
				①小L O C A+スクラムコンタクトF/H作動失敗共通要因故障	8. 1E-12	<0. 1%		○ ^{*2}

※ 1 : 直流電源故障（区分Ⅰ，Ⅱ）時は当該区分の代替再循環ポンプトリップ回路が機能しないが，代替再循環ポンプの手動停止に期待することが可能であり，ほう酸水注入系も健全であることから炉心損傷防止可能

※ 2 : L O C Aを時は原子炉冷却材の流出によりほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが，代替制御棒挿入による反応度制御に期待することで炉心損傷を防止可能

【ＬＯＣＡ時注水機能喪失】

○ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗

高圧注水機能が喪失する主要な要因として高圧炉心スプレイ系の弁の故障，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のメンテナンス／ストレーナ閉塞が，低圧注水機能が喪失する要因としてサポート系である残留熱除去系海水系のストレーナ閉塞がカットセット上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，低圧代替注水系（常設）の注水容量の及ぶ範囲の破断面積までであれば，原子炉手動減圧後の低圧代替注水系（常設）による注水が有効である。

○ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗

高圧注水機能が喪失する主要な要因として高圧炉心スプレイ系の弁の故障，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のメンテナンス／ストレーナ閉塞が，減圧機能が喪失する要因として水位トランスミッタの故障と認知失敗の重畳がカットセット上位に抽出されている。

ＬＯＣＡ時における減圧操作に対する認知失敗については，発生した場合は炉心損傷を防止することができないが，ＬＯＣＡが発生しているにもかかわらず，認知に失敗したまま長時間気づかないことは現実的には考え難く，これら認知失敗が含まれるカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっている。また，上位のカットセットには含まれていないが自動減圧回路の機能喪失要因が格納容器圧力高信号を発信する機器の故障等であれば，過渡時自動減圧回路による原子炉減圧にも期待できる。

なお，いずれのカットセットにおいても，ＬＯＣＡの破断面積の大

きさが一定の範囲を超えるような場合は、炉心損傷を防止することができないが、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しないカットセットについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認することとしている。

第 1-7 表 「L O C A 時注水機能喪失」における主要なカットセット

事故シーケンス			CDF (/ 炉年)	主要なカットセット	CDF (/ 炉年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
L O C A 時注水機能喪失	A E ・ S I E ・ S 2 E	L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	1. 5E-11	①中 L O C A + H P C S 入口逆止弁 (S / P 側) 開失敗 + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	1. 1E-12	5. 9%		△ ^{※1}
				②中 L O C A + H P C S - D G S W メンテナンス + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	9. 3E-13	4. 8%		△ ^{※1}
				③中 L O C A + H P C S - D G S W 海水ストレーナ閉塞 + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	4. 5E-13	2. 3%		△ ^{※1}
				④中 L O C A + H P C S - D G S W ポンプ起動失敗 + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	3. 5E-13	1. 8%		△ ^{※1}
				⑤中 L O C A + H P C S メンテナンス + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	3. 4E-13	1. 7%		△ ^{※1}
				⑥中 L O C A + H P C S - D G 軽油ストレーナ閉塞 + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 9E-13	1. 5%		△ ^{※1}
				⑦中 L O C A + 復水貯蔵タンク A 真空逃がし弁作動失敗 + H P C S 水源切替操作失敗 + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 6E-13	1. 3%		△ ^{※1}
				⑦中 L O C A + 復水貯蔵タンク B 真空逃がし弁作動失敗 + H P C S 水源切替操作失敗 + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 6E-13	1. 3%		△ ^{※1}
				⑨中 L O C A + H P C S 入口逆止弁 (S / P 側) 開失敗 + R H R S - 流量調整弁開失敗共通要因故障	2. 4E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S クーラ入口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S メカシールクーラ入口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S クーラ出口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S ポンプ室空調 1 冷却水入口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S ポンプ室空調 1 冷却水出口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S ポンプ室空調 2 冷却水入口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%	・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系 (常設)	△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S ポンプ室空調 2 冷却水出口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S ポンプ室空調くーら元弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S - D G S W ポンプ出口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S - D G S W 放出ライン隔離弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S - D G S W 放出ライン排水弁 1 開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S - D G S W 放出ライン排水弁 2 開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S - D G S W エンジンエアクーラ入口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S - D G S W エンジンエアクーラ入口弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑩中 L O C A + H P C S - D G S W 系統出口隔離弁開け忘れ + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	2. 2E-13	1. 2%		△ ^{※1}
				⑫中 L O C A + H P C S - D G S W メンテナンス + R H R S - A / B 流量調整弁開失敗共通要因故障	1. 9E-13	1. 0%		△ ^{※1}
		L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	4. 0E-12	①中 L O C A + H P C S 入口逆止弁 (S / P 側) 開失敗 + 原子炉水位トランスミッタ (L - 1) - A / B / C / D 作動失敗共通要因故障 + 注水不能認知失敗	1. 3E-13	0. 7%		△ ^{※1}
				②中 L O C A + H P C S 入口逆止弁 (S / P 側) 開失敗 + 原子炉水位トランスミッタ (L - 3) - A / B 作動失敗共通要因故障 + 注水不能認知失敗	1. 3E-13	0. 7%		△ ^{※1}
				③中 L O C A + H P C S - D G S W メンテナンス + 原子炉水位トランスミッタ (L - 1) - A / B / C / D 作動失敗共通要因故障 + 注水不能認知失敗	1. 0E-13	0. 5%		△ ^{※1}

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

【格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）】

いずれの事故シーケンスにおいても，原子炉冷却材圧力バウンダリにおける複数の隔離弁が，定期検査時の通常状態への復旧失敗や機械的故障が重畳することで同時に機能喪失し，低圧設計配管が過圧され破断するカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）が発生した系統以外の高圧注水機能又は低圧注水機能（原子炉を減圧した後に使用）を用いた原子炉注水が有効である。その後は，隔離弁の再閉操作等，破断箇所の隔離を試みるとともに，使用可能な緩和設備による水位維持，除熱を行うことで，炉心を安定状態とすることが可能である。

第 1-8 表 「格納容器バイパス」における主要なカットセット

事故シーケンス			C D F (/ 年)	主要なカットセット	C D F (/ 年)	事故シーケンスグループに対する 寄与割合	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
格納容器バイパス	I S L O C A	インターフェイス システム L O C A	4. 1E-10	① R H R - A テスタブル逆止弁定期試験 + R H R - A 注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 + R H R - A テスタブル逆止弁閉失敗 + R H R - A 吐出配管破断	1. 2E-10	28. 9%	・ 破断系統の隔離操作 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 低圧 E C C S ・ 低圧代替注水系（常設）	○
				① R H R - B テスタブル逆止弁定期試験 + R H R - B 注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 + R H R - B テスタブル逆止弁閉失敗 + R H R - B 吐出配管破断	1. 2E-10	28. 9%		○
				③ R H R - C テスタブル逆止弁定期試験 + R H R - C 注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 + R H R - C テスタブル逆止弁閉失敗 + R H R - C 吐出配管破断	4. 7E-11	11. 5%		○
				④ R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器外隔離弁内部リーク + R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器内隔離弁内部リーク + R H R 低圧配管破断	1. 7E-11	4. 3%		○
				④ R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器内隔離弁内部リーク + R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器外隔離弁内部リーク + R H R 低圧配管破断	1. 7E-11	4. 3%		○
				⑥ R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器外隔離弁誤開 + R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器内隔離弁内部リーク + R H R 低圧配管破断	1. 1E-11	2. 6%		○
				⑥ R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器内隔離弁誤開 + R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器外隔離弁内部リーク + R H R 低圧配管破断	1. 1E-11	2. 6%		○
				⑥ R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器外隔離弁内部リーク + R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器内隔離弁誤開 + R H R 低圧配管破断	1. 1E-11	2. 6%		○
				⑥ R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器内隔離弁内部リーク + R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器外隔離弁誤開 + R H R 低圧配管破断	1. 1E-11	2. 6%		○
				⑩ H P C S テスタブル逆止弁定期試験 + H P C S 注入弁内部リーク + H P C S ポンプ出口逆止弁内部リーク + H P C S 低圧配管破断	8. 6E-12	2. 1%		○
				⑪ R H R - A テスタブル逆止弁定期試験 + R H R - A 注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 + R H R - A 逆止弁操作スイッチ開失敗 + R H R - A 吐出配管破断	6. 6E-12	1. 6%		○
				⑪ R H R - B テスタブル逆止弁定期試験 + R H R - B 注入弁定期試験時の通常状態への復旧失敗 + R H R - B 逆止弁操作スイッチ開失敗 + R H R - B 吐出配管破断	6. 6E-12	1. 6%		○
				⑫ R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器外隔離弁誤開 + R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器内隔離弁誤開 + R H R 低圧配管破断	6. 5E-12	1. 6%		○
				⑫ R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器内隔離弁誤開 + R H R 停止時冷却ライン（吸込）格納容器外隔離弁誤開 + R H R 低圧配管破断	6. 5E-12	1. 6%		○

1-2. F V 重要度に照らした重大事故等対処設備の有効性

(1) 実施内容

F V 重要度の高い基事象に対し，その基事象の発生に伴って生じる系統機能の喪失に重大事故等防止対策が有効であるか定性的に分析した。

なお，今回の整理は定量的に評価した F V 重要度に対し対策の有効性の観点で定性的な考察を加えたものであり，あくまで定性的な分析である。対策の有効性を定量的に把握する観点では，新たに講じた対策をモデル化した上で P R A を実施し，その結果を比較することが望ましいが，今回はプラント運転時の内部事象出力運転時レベル 1 P R A のもを定量的な検討材料として分析することとし，この確認を実施した。

(2) 選定条件

事故シーケンスグループ別に F V 重要度を分析し，その値が 10^{-3} を超える基事象について，重大事故等防止対策が有効であるか確認することとした。F V 重要度が小さい基事象は，重大事故等防止対策による対応が可能であったとしても，炉心損傷頻度の低減効果が小さいことから，事故シーケンスグループの支配的なリスク要因を網羅的に確認する範囲として， 10^{-3} を基準とすることとし， 10^{-3} 未満の基事象については確認対象外とした。

(3) 確認結果

F V 重要度が 10^{-3} を超える基事象を確認したところ，「高圧・低圧注水機能喪失」，「高圧注水・減圧機能喪失」，「全交流動力電源喪失」，「崩壊熱除去機能喪失」，「原子炉停止機能喪失」，「インターフェイスシステム L O C A」については，抽出された全ての

基事象に対して、定性的には何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。また、「L O C A時注水機能喪失」については、L O C Aの破断面積が大きい場合には、抽出された一部の基事象に対して、定性的には有効な重大事故等対策が確認されなかった。

今回の内部事象出力運転時レベル1 P R Aでは、「崩壊熱除去機能喪失」が炉心損傷頻度のほぼ100%を占めており、「崩壊熱除去機能喪失」に対してはF V重要度が 10^{-3} を超える全ての基事象に重大事故等対処設備（具体的には格納容器圧力逃がし装置等による除熱機能の代替）が有効であることを確認した。このことから、重大事故等対処設備によって、プラント運転開始時の内部事象レベル1 P R Aの全炉心損傷頻度は 10^{-3} 程度低減されるものと考えられる。また、重大事故等対処設備による内部事象を起因した炉心損傷リスクへの対策の網羅性は99%以上と整理できる。

事故シーケンスグループ別の確認結果については以下に示すとおり。

【高圧・低圧注水機能喪失】

F V重要度が 10^{-3} を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び残留熱除去系海水系の故障、点検のための待機除外等が抽出されたが、これらに対しては低圧代替注水系（常設）による原子炉注水によって対応することが可能である、

【高圧注水・減圧機能喪失】

F V 重要度が 10^{-3} を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、原子炉手動減圧失敗及び注水不能認知失敗等のヒューマンエラーが抽出されたが、これらに対しては過渡時自動減圧機能による原子炉減圧が有効であり、その後の低圧炉心冷却によって対応することが可能である。

【全交流動力電源喪失（長期 T B，T B U，T B P，T B D）】

F V 重要度が 10^{-3} を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、非常用ディーゼル発電機、非常用蓄電池の故障等が抽出されたが、これらに対しては常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置による電源復旧によって対応することが可能である。また、長期 T B の場合については、原子炉隔離時冷却系の運転継続中に電源が不要となる低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を確保することによって対応することも可能である。

【崩壊熱除去機能喪失】

F V 重要度が 10^{-3} を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、残留熱除去系操作失敗のヒューマンエラー及び残留熱除去系、残留熱除去系海水系の故障等が抽出されたが、これらに対しては耐圧強化ベント又は格納容器圧力逃がし装置によって対応することが可能である。また、残留熱除去系海水系が故障した場合については、代替残留熱除去系海水系によって対応することも可能である。

【原子炉停止機能喪失】

F V 重要度が 10^{-3} を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、スクラムコンタクタの故障が抽出されているが、これらに対しては代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及びほう酸水注入系によって対応することが可能である。

【L O C A 時注水機能喪失】

L O C A 時注水機能喪失については、L O C A の破断面積が大きい場合には炉心損傷防止が困難となるが、破断面積が一定の範囲内であれば、何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、残留熱除去系海水系、高圧炉心スプレイ系の故障等が抽出されたが、これらに対しては低圧代替注水系（常設）による原子炉注水によって対応することが可能である。また、この他に支配的な基事象として、注水不能認知失敗、原子炉手動減圧失敗等のヒューマンエラーが抽出されたが、これらに対しては低圧 E C C S が健全な状況であれば、過渡時自動減圧回路による減圧によって対応することも可能である。

【格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）】

F V 重要度が 10^{-3} を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、I S L O C A 発生の起因となる配管破損及び隔離弁の閉め忘れ、故障等が抽出されたが、これらに対しては減圧による漏えい低減や発生個所の隔離によって対応することが可能である。

2. 内部事象運転時レベル1. 5 P R A

2-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等対処設備の有効性

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため，ここでは，各事象シーケンスについて以下の基準を基に主要なカットセットを抽出した。なお，格納容器先行破損シーケンスについては，炉心損傷防止対策の有効性を確認しているため，カットセットの分析対象から除外した。

- ・格納容器破損モードの各 P D S の中で上位 3 位までのカットセット

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び格納容器破損防止対策の確認結果を第 2-1 表～第 2-4 表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第 2-1 表～第 2-4 表に示したとおり，主要なカットセットレベルまで展開しても，格納容器破損防止対策により格納容器破損を防止できることを確認した。

【雰囲気圧力温度による静的負荷（過圧破損）】

最も支配的な事故シーケンスは、T Q U Xによって炉心損傷に至った後に過圧破損に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源（区分Ⅰ）が故障し、H P C S－D Gの運転継続、原子炉減圧及びR H R スプレーに失敗することにより過圧破損に至る事象が抽出されている。

本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、常設代替高圧電源装置及び常設代替直流電源設備による電源供給の対策に加え、低圧代替注水系（常設）による損傷炉心への注水、代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による除熱が有効である。

【雰囲気圧力温度による静的負荷（過温破損）】

最も支配的な事故シーケンスは、長期T Bによって炉心損傷に至った後に過温破損に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、外部電源喪失が発生し、軽油貯蔵タンク閉塞／破損やD G及びH P C S－D Gの故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、過温破損に至る事象が抽出されている。

本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、常設代替高圧電源装置による電源供給の対策に加え、低圧代替注水系（常設）による損傷炉心への注水、代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による除熱が有効である。

第 2-1 表 「雰囲気圧力温度による静的負荷」における
主要なカットセット

格納容器破損モード	プラント 損傷状態 (PDS)	C F F (/炉年)	主要なカットセット	C F F (/炉年)	事故シーケ ンスに対す る寄与割合	主な対策	対策 有効性
雰囲気圧力温度による静的負荷 (過圧破損)	T Q U X	1. 1E-09	①直流電源故障 (区分 I) + H P C S - D G 運転継 続失敗 + 原子炉手動減圧失敗 + R H R スプレイ失敗	8. 2E-11	7. 4%	- 常設代替高圧電源装置 - 常設代替直流電源設備 - 低圧代替注水系 (常設) - 代替格納容器スプレイ冷却系 (常 設) - 代替循環冷却系又は格納容器圧力 逃がし装置	○
			②直流電源故障 (区分 I) + H P C S - D G 起動失 敗 + 原子炉手動減圧失敗 + R H R スプレイ失敗	5. 6E-11	5. 0%		○
			③直流電源故障 (区分 I) + H P C S - D G 運転継 続失敗 + 注水不能認知失敗 + R H R スプレイ失敗	4. 6E-11	4. 2%		○
雰囲気圧力温度による静的負荷 (過温破損)	T Q U X	2. 3E-09	①直流電源故障 (区分 I) + H P C S - D G 運転継 続失敗 + 原子炉手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉手 動減圧失敗	1. 2E-10	5. 4%		○
			②直流電源故障 (区分 I) + H P C S - D G 起動失 敗 + 原子炉手動減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉手動 減圧失敗	9. 4E-11	4. 1%		○
			③直流電源故障 (区分 I) + H P C S - D G 運転継 続失敗 + 注水不能認知失敗 + 炉心損傷後の原子炉手 動減圧失敗	8. 4E-11	3. 6%		○
	長期 T B	6. 7E-08	①外部電源喪失 + 燃料貯蔵タンク閉塞	4. 3E-08	63. 7%		○
			②外部電源喪失 + 燃料貯蔵タンク破損	2. 8E-09	4. 2%		○
			③外部電源喪失 + D G - 2 C , 2 D 運転継続失敗 + H P C S - D G 運転継続失敗	4. 1E-10	0. 6%		○
	T B U	2. 8E-09	①直流電源故障 (区分 I) + 軽油貯蔵タンク閉塞 + 原子炉手動減圧失敗	4. 5E-10	16. 0%		○
			②直流電源故障 (区分 I) + D G - 2 D 運転継続失 敗 + H P C S - D G 運転継続失敗 + 原子炉手動減圧 失敗	2. 0E-10	7. 2%		○
			③直流電源故障 (区分 I) + D G - 2 D 運転継続失 敗 + H P C S - D G 起動失敗 + 原子炉手動減圧失敗	1. 4E-10	4. 9%		○
			④直流電源故障 (区分 I) + D G - 2 D 起動失敗 + H P C S - D G 運転継続失敗 + 原子炉手動減圧失敗	1. 4E-10	4. 9%		○
	T B D	5. 6E-12	①外部電源喪失 + 蓄電池 - A / B 給電失敗共通要因 故障 + H P C S - D G 運転継続失敗	1. 6E-12	28. 1%		○
			②外部電源喪失 + 蓄電池 - A / B 給電失敗共通要因 故障 + H P C S - D G 起動失敗	1. 1E-12	19. 1%		○
			③外部電源喪失 + 蓄電池 - A / B 給電失敗共通要因 故障 + H P C S - D G メンテナンス	6. 8E-13	12. 2%		○
	L O C A	1. 9E-11	①中 L O C A + H P C S 入口逆止弁 (S / P 側) 開 失敗 + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要 因故障	1. 1E-13	0. 6%		○
			②中 L O C A + H P C S - D G S W メンテナンス + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要因故障	9. 3E-14	0. 5%		○
			③中 L O C A + H P C S - D G S W 海水ストレーナ 閉塞 + R H R S - A / B 海水ストレーナ閉塞共通要 因故障	4. 5E-14	0. 2%		○

【高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱】

最も支配的な事故シーケンスは、長期 T B によって炉心損傷に至った後に格納容器雰囲気直接加熱に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、外部電源喪失が発生し、軽油貯蔵タンク閉塞／破損や D G 及び H P C S - D G の故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、原子炉圧力容器が高圧状態で破損し、格納容器雰囲気直接加熱により格納容器破損に至る事象が抽出されている。

本破損モードについては、交流電源が喪失しても原子炉圧力容器の減圧操作は可能であることから、格納容器破損を防止することが可能である。

なお、ヒューマンエラーによる原子炉の減圧失敗については、発生した場合は格納容器破損を防止することができないが、認知に失敗したまま長時間気づかない場合や、操作に失敗したにも係わらずその後の対応をとらないことは現実的には考え難く、これらのカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっている。

第 2-2 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における
主要なカットセット

格納容器破損モード	プラント 損傷状態 (PDS)	CFF (/炉年)	主要なカットセット	CFF (/炉年)	事故シーケ ンスに対す る寄与割合	主な対策	対策 有効性
高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	TQUX	8.5E-12	①直流電源故障（区分Ⅰ）＋HPCS－DG運転継続失敗＋原子炉手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗＋DCHによるPCV破損	4.6E-13	5.4%	・ 原子炉圧力容器破損までに逃がし 安全弁による手動減圧	－
			②直流電源故障（区分Ⅰ）＋HPCS－DG起動失敗＋原子炉手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗＋DCHによるPCV破損	3.5E-13	4.1%		－
			③直流電源故障（区分Ⅰ）＋HPCS－DG運転継続失敗＋注水不能認知失敗＋炉心損傷後の原子炉手動減圧失敗＋DCHによるPCV破損	3.1E-13	3.7%		－
	長期TB	8.3E-09	①外部電源喪失＋燃料貯蔵タンク閉塞＋DCHによるPCV破損	5.3E-09	63.5%		○
			②外部電源喪失＋燃料貯蔵タンク破損＋DCHによるPCV破損	3.5E-10	4.2%		○
			③外部電源喪失＋DG－2C、2D運転継続失敗＋HPCS－DG運転継続失敗＋DCHによるPCV破損	5.0E-11	0.6%		○
	TBU	1.0E-11	①直流電源故障（区分Ⅰ）＋軽油貯蔵タンク閉塞＋原子炉手動減圧失敗＋DCHによるPCV破損	1.7E-12	16.6%		－
			②直流電源故障（区分Ⅰ）＋DG－2D運転継続失敗＋HPCS－DG運転継続失敗＋原子炉手動減圧失敗＋DCHによるPCV破損	7.5E-13	7.5%		－
			③直流電源故障（区分Ⅰ）＋DG－2D運転継続失敗＋HPCS－DG起動失敗＋原子炉手動減圧失敗＋DCHによるPCV破損	5.1E-13	5.1%		－
			④直流電源故障（区分Ⅰ）＋DG－2D起動失敗＋HPCS－DG運転継続失敗＋原子炉手動減圧失敗＋DCHによるPCV破損	5.1E-13	5.1%		－
	TBD	2.1E-14	①外部電源喪失＋蓄電池－A／B給電失敗共通要因故障＋HPCS－DG運転継続失敗＋DCHによるPCV破損	5.8E-15	27.8%		○
			②外部電源喪失＋蓄電池－A／B給電失敗共通要因故障＋HPCS－DG起動失敗＋DCHによるPCV破損	4.0E-15	18.9%		○
			③外部電源喪失＋蓄電池－A／B給電失敗共通要因故障＋HPCS－DGメンテナンス＋DCHによるPCV破損	2.5E-15	12.1%		○

【原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用】

最も支配的な事故シーケンスは、T Q U Xによって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が損傷し、ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融物と水との接触に伴い、溶融物の持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることで格納容器が破損するシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源（区分Ⅰ）が故障した後、H P C S－D Gの運転及び原子炉減圧に失敗することにより、ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融物と冷却材との相互作用によって格納容器破損に至る事象が抽出されている。

本破損モードに対しては、仮に発生した場合においても格納容器圧力バウンダリの機能喪失に至らないことを確認しており、対策は講じていない。

第 2-3 表 「原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用」における
主要なカットセット

格納容器破損モード	プラント 損傷状態 (PDS)	C F F (/炉年)	主要なカットセット	C F F (/炉年)	事故シーケ ンスに対す る寄与割合	主な対策	対策 有効性
原子炉圧力容器外 溶融燃料－冷却材相互作用	T Q U X	1. 5E-14	直流電源故障（区分Ⅰ）＋H P C S－D G運転継続 失敗＋原子炉手動減圧失敗＋I V R失敗＋水蒸気爆 発（ペデスタル）	8. 2E-16	5. 6%	なし （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷 却材相互作用が発生しても格納容器 圧力バウンダリの機能喪失に至らな いことを確認する）	○
			直流電源故障（区分Ⅰ）＋H P C S－D G起動失敗 ＋原子炉手動減圧失敗＋I V R失敗＋水蒸気爆発 （ペデスタル）	5. 6E-16	3. 8%		○
			直流電源故障（区分Ⅰ）＋H P C S－D G運転継続 失敗＋注水不能認知失敗＋I V R失敗＋水蒸気爆発 （ペデスタル）	4. 6E-16	3. 2%		○
	L O C A	2. 5E-20	①中 L O C A＋H P C S入口逆止弁（S／P側）開 失敗＋R H R S－A／B海水ストレーナ閉塞共通要 因故障＋水蒸気爆発（ペデスタル）	2. 3E-23	0. 1%		○
			②中 L O C A＋H P C S－D G S Wメンテナンス＋ R H R S－A／B海水ストレーナ閉塞共通要因故障 ＋水蒸気爆発（ペデスタル）	1. 8E-23	0. 1%		○
			③中 L O C A＋H P C S－D G S W海水ストレーナ 閉塞＋R H R S－A／B海水ストレーナ閉塞共通要 因故障＋水蒸気爆発（ペデスタル）	1. 3E-23	0. 1%		○

【溶融炉心・コンクリート相互作用】

最も支配的な事故シーケンスは、T B Uによって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が損傷し、ペDESTAL（ドライウェル部）床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続するシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源（区分Ⅰ）が故障し、軽油貯蔵タンク閉塞／破損やD G及びH P C S－D Gの故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、ペDESTAL（ドライウェル部）床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続して格納容器破損に至る事象が抽出されている。

本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水が有効である。

第 2-4 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」における
主要なカットセット

格納容器破損モード	プラント 損傷状態 (PDS)	CFF (/年)	主要なカットセット	CFF (/年)	事故シーケ ンスに対す る寄与割合	主な対策	対策 有効性
溶融炉心・コンクリート相互作用	TQUV	2.9E-09	①直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS-DG運転継続失敗+RHR S-Bメンテナンス	2.1E-10	7.3%	・ 常設代替高圧電源装置 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 格納容器下部注水系（常設）	○
			②直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS-DG起動失敗+RHR S-Bメンテナンス+HPCS-DG運転継続失敗	1.4E-10	4.9%		○
			③直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS-DGメンテナンス+RHR S-Bメンテナンス+HPCS-DG運転継続失敗	9.2E-11	3.2%		○
	TQUX	3.9E-10	①直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS-DG運転継続失敗+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+RHRスプレイ失敗+ベデスタル注水失敗	8.2E-11	21.0%		○
			②直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS-DG起動失敗+原子炉手動減圧失敗+IVR失敗+RHRスプレイ失敗+ベデスタル注水失敗	5.6E-11	14.2%		○
			③直流電源故障（区分Ⅰ）+HPCS-DG運転継続失敗+注水不能認知失敗+IVR失敗+RHRスプレイ失敗+ベデスタル注水失敗	4.6E-11	11.8%		○
	TBU	1.7E-08	①直流電源故障（区分Ⅰ）+燃料貯蔵タンク閉塞	2.4E-09	16.7%		○
			②直流電源故障（区分Ⅰ）+DG-2D運転継続失敗+HPCS-DG運転継続失敗	1.1E-09	7.5%		○
			③直流電源故障（区分Ⅰ）+DG-2D起動失敗+HPCS-DG運転継続失敗	7.5E-10	5.1%		○
	TBP	5.1E-10	①外部電源喪失+燃料貯蔵タンク閉塞+SRV再閉鎖失敗	2.2E-10	43.7%		○
			②外部電源喪失+燃料貯蔵タンク破損+SRV再閉鎖失敗	1.5E-11	2.9%		○
			③外部電源喪失+DG-2C, 2D運転継続失敗+SRV再閉鎖失敗+HPCS-DG運転継続失敗	2.1E-12	0.4%		○
	LOCA	6.1E-16	①中LOCA+HPCS入口逆止弁（S/P側）開失敗+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障+デブリ冷却失敗（S/P）	2.9E-20	0.0%		○
			②中LOCA+HPCS-DG SWメンテナンス+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障+デブリ冷却失敗（S/P）	2.3E-20	0.0%		○
			③中LOCA+HPCS-DG SW海水ストレーナ閉塞+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障+デブリ冷却失敗（S/P）	1.6E-20	0.0%		○

3. 内部事象停止時レベル 1 P R A

3-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等対処設備の有効性

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため,ここでは,各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・ 炉心損傷頻度が 10^{-7} / 炉年以上のカットセット
- ・ 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度への寄与が 1% 以上

また,上記の条件を満たさないカットセットについても,各事故シーケンスにおける上位 3 位までのカットセットを抽出し,重大事故等対処設備が有効であるか確認した。

確認結果を第 3-1～第 3-3 表に示す。また,主要なカットセットのうち,各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が最上位であるシーケンスを第 3-1～第 3-3 図に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第 3-1～第 3-3 表に示したとおり,全ての事故シーケンスに対しては,主要なカットセットまで展開した場合においても,整備する燃料損傷防止対策により燃料損傷を防止できることを確認した。

【崩壊熱除去機能喪失】

○崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

P O S－B 1～B 3においては、使用可能である除熱・注水設備が残留熱除去系 1 系統及び復水移送系 1 系統のみとなる。そのため、当該 P O S において、残留熱除去系の故障の発生後、復水移送系の水源である復水貯蔵タンクの真空逃がし弁作動失敗により、崩壊熱除去機能喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

○外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

P O S－B 1～B 3においては、使用可能である除熱・注水設備が残留熱除去系 1 系統及び復水移送系 1 系統のみとなる。そのため、当該 P O S において、外部電源喪失の発生により復水移送系が機能喪失し、残留熱除去系のポンプや弁の手動操作失敗により崩壊熱除去機能喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

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

第 3-1 表 「崩壊熱除去機能喪失」におけるカットセット

事故シーケンス		CDF (/定検)	主要なカットセット	POS	CDF (/POS)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合	主な対策	対策の 有効性
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障 (RHR喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	9.9E-07	① RHR 喪失 + 復水貯蔵タンク A 真空逃がし弁作動失敗	B3	3.0E-07	23.4%	・ 注水設備の多様化 (低圧代替注水 (常設), 低圧代替注水系 (可搬 型), 消火系等)	○
			① RHR 喪失 + 復水貯蔵タンク B 真空逃がし弁作動失敗	B3	3.0E-07	23.4%		○
			③ RHR 喪失 + 復水貯蔵タンク A 真空逃がし弁作動失敗	B1	1.1E-07	8.3%		○
			③ RHR 喪失 + 復水貯蔵タンク B 真空逃がし弁作動失敗	B1	1.1E-07	8.3%		○
			⑤ RHR 喪失 + 復水貯蔵タンク A 真空逃がし弁作動失敗	B2	6.4E-08	5.0%		○
			⑤ RHR 喪失 + 復水貯蔵タンク B 真空逃がし弁作動失敗	B2	6.4E-08	5.0%		○
			⑦ RHR 喪失 + CST-B ポンプ運転継続失敗	B3	2.1E-08	1.6%		○
	残留熱除去系の故障 (RHR S 喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.2E-07	① RHR S 喪失 + 復水貯蔵タンク A 真空逃がし弁作動失敗	B3	3.7E-08	2.9%		○
			① RHR S 喪失 + 復水貯蔵タンク B 真空逃がし弁作動失敗	B3	3.7E-08	2.9%		○
			③ RHR S 喪失 + 復水貯蔵タンク A 真空逃がし弁作動失敗	B1	1.3E-08	1.0%		○
			③ RHR S 喪失 + 復水貯蔵タンク B 真空逃がし弁作動失敗	B1	1.3E-08	1.0%		○
	外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.6E-07	① 外部電源喪失 + RHR-B ポンプ手動操作失敗	B2	3.3E-08	2.6%		○
			① 外部電源喪失 + L P C I-B 注入弁手動操作失敗	B2	3.3E-08	2.6%		○
			① 外部電源喪失 + RHR-B ポンプ入口弁 (サブプレッ ション・プール) 手動操作失敗	B2	3.3E-08	2.6%		○

RHR喪失 (POS-B3)	待機RHR起動	待機LPCI起動	LPCS	LPCI-G	HPCS	MUWC	No.	最終状態	備考
ERH	RHR	LPCI	LPCS	LPCIC	HPCS	MUWC			
							1	-	
							2	-	
							3	-	
							4	-	
							5	-	
							6	-	
							7	TW	
								合計値	

✕：プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備

第 3-1 図 「崩壊熱除去機能喪失」における主要なシーケンス
 (POS-B3 残留熱除去系の故障(RHR喪失))

【全交流動力電源喪失】

○外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却喪失

P O S－B 1～B 3 においては，待機状態の非常用 D G が 1 台のみとなる。そのため，当該 P O S において，外部電源喪失の発生後，待機状態の非常用 D G の起動失敗や運転継続失敗により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

○外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却喪失

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

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

第 3-2 表 「全交流動力電源喪失」におけるカットセット

事故シーケンス		C D F (/定検)	主要なカットセット	P O S	C D F (/P O S)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合	主な対策	対策の 有効性
全交 流動 力電 源喪 失	外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3. 4E-06	①外部電源喪失 + D G 2 D 運転継続失敗	B 3	8. 2E-07	24. 1%	・ 常設代替直流電源設備 ・ 常設高圧代替電源装置 ・ 注水設備の多様化	○
			②外部電源喪失 + D G 2 D 起動失敗	B 3	5. 6E-07	16. 4%		○
			③外部電源喪失 + D G 2 C 運転継続失敗	B 1	3. 0E-07	8. 7%		○
			④外部電源喪失 + D G 2 C 起動失敗	B 1	2. 0E-07	5. 9%		○
			⑤外部電源喪失 + D G 2 D 運転継続失敗	B 2	1. 8E-07	5. 2%		○
			⑥外部電源喪失 + D G 2 D 起動失敗	B 2	1. 2E-07	3. 5%		○
			⑤外部電源喪失 + D G 2 D 遮断器開失敗	B 3	7. 6E-08	2. 2%		○
			⑥外部電源喪失 + D G 2 D 関連信号故障	B 3	7. 6E-08	2. 2%		○
			⑦外部電源喪失 + D G S W - 2 D 海水ストレーナ閉塞	B 3	4. 7E-08	1. 4%		○
			⑧外部電源喪失 + D G S W - 2 D ポンプ継続運転失敗	B 3	3. 6E-08	1. 1%		○
	外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1. 3E-10	①外部電源喪失 + 蓄電池 - A / B 給電失敗共通要因故障	B 3	6. 0E-11	<0. 1%		○
			②外部電源喪失 + 蓄電池 - A / B 給電失敗共通要因故障	C 2	3. 8E-11	<0. 1%		○
			③外部電源喪失 + 蓄電池 - A / B 給電失敗共通要因故障	B 1	2. 2E-11	<0. 1%		○

外部電源喪失 (POS-B3)	DC喪失 BT- CCF	DG-HPCSから の受電失敗	D/G-2C起動	D/G-2D起動	No.	最終状態	備考
ELOP	DC	DGH	DGC	DGD			
					1 - 9	TE2へ	
					10 - 15	TE3へ	
					16 - 21	TE4へ	
					22 - 23	TE5へ	
					24 - 25	TE6へ	
					26	TB	
						合計値	

ACなし (POS-B3)	HPCS	No.	最終状態	備考
TE5	HPCS			
		22	-	
		23	TB	
			合計値	

×：プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備

第 3-2 図 「全交流動力電源喪失」における主要なシーケンス
(POS-B3 外部電源喪失)

【原子炉冷却材の流出】

○原子炉冷却材の流出（RHR切替時／CUWブロー時のLOCA）

＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

RHR切替時又はCUWブロー時における原子炉冷却材流出の発生後、運転員によるLOCAの認知失敗により、燃料損傷に至るカットセットが上位に抽出されている。

○原子炉冷却材の流出（CRD点検時のLOCA）

＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

CRD点検時における大規模な原子炉冷却材流出の発生後、隔離操作に失敗し、残留熱除去系のポンプ、弁等の手動操作失敗により燃料損傷に至るカットセットが上位に抽出されている。

○原子炉冷却材の流出（LPRM点検時のLOCA）

＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

LPRM点検時における原子炉冷却材流出の発生後、隔離操作に失敗し、残留熱除去系のポンプ、弁等の手動操作失敗及び復水貯蔵タンクの真空逃がし弁作動失敗が重畳することにより、燃料損傷に至るカットセットが上位に抽出されている。

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

運転員によるLOCAの認知失敗に関しては、認知に成功しないことには燃料損傷を防止することができないが、LOCAの発生の可能性がある作業では、以下のとおり対策をとった上で実施しており、L

ＯＣＡが発生しているにも関わらず，複数の運転員が認知に失敗したまま長時間気づかないことは現実的には考え難い。

(R H R 切替時の L O C A)

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

(C U W ブロー時の L O C A)

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

また，今後も L O C A の発生可能性がある作業を実施する場合には，作業開始前に注意喚起を実施し， L O C A の発生防止を努めるとともに， L O C A が発生した場合の対応手順を予め確認することにより，今後も継続的にリスク低減に努めていく。

第 3-3 表 「原子炉冷却材の流出」におけるカットセット

事故シーケンス		CDF (/定検)	主要なカットセット	POS	CDF (/POS)	事故シーケンス グループに対する 寄与割合	主な対策	対策の 有効性
原子炉冷却材の流出	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	1.1E-10	①RHR切替時のLOCA +運転員の認知失敗	C2	3.2E-11	16.8%		—
			①RHR切替時のLOCA +運転員の認知失敗	D	3.2E-11	16.8%		—
			③RHR切替時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ手動操作失敗 +復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	1.3E-14	<0.1%		○
			③RHR切替時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ手動操作失敗 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	1.3E-14	<0.1%		○
			③RHR切替時のLOCA +隔離失敗 +LPCI-B注入弁手動操作失敗 +復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	1.3E-14	<0.1%		○
			③RHR切替時のLOCA +隔離失敗 +LPCI-B注入弁手動操作失敗 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	1.3E-14	<0.1%		○
			③RHR切替時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ入口弁（サブプレッショ ン・プール）手動操作失敗 +復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	1.3E-14	<0.1%		○
			③RHR切替時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ入口弁（サブプレッショ ン・プール）手動操作失敗 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	1.3E-14	<0.1%		○
			③CUWブロー時のLOCA +運転員の認知失敗	C1	2.0E-11	10.3%		—
	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	6.4E-11	③CUWブロー時のLOCA +運転員の認知失敗	D	2.0E-11	10.3%		—
			③CUWブロー時のLOCA +隔離失敗 +軽油貯蔵タンク閉塞 +外部電源喪失	C1	1.1E-17	<0.1%	・運転員への注意喚起 ・注水設備の多様化 （低圧代替注水（常設）、 低圧代替注水系（可搬 型）、消火系等）	○
			③CUWブロー時のLOCA +隔離失敗 +軽油貯蔵タンク閉塞 +外部電源喪失	D	1.1E-17	<0.1%		○
	原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.1E-11	①CRD点検時のLOCA（大規模流出） +隔離失敗 +RHR-Bポンプ手動操作失敗	B2	2.2E-12	1.2%		○
			①CRD点検時のLOCA（大規模流出） +隔離失敗 +LPCI-B注入弁手動操作失敗	B2	2.2E-12	1.2%		○
			①CRD点検時のLOCA（大規模流出） +隔離失敗 +RHR-Bポンプ入口弁（サブプレッショ ン・プール）手動操作失敗	B2	2.2E-12	1.2%		○
			①LPRM点検時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ手動操作失敗 +復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	2.4E-15	<0.1%		○
	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	2.6E-14	①LPRM点検時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ手動操作失敗 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	2.4E-15	<0.1%		○
			①LPRM点検時のLOCA +隔離失敗 +LPCI-B注入弁手動操作失敗 +復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	2.4E-15	<0.1%		○
			①LPRM点検時のLOCA +隔離失敗 +LPCI-B注入弁手動操作失敗 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	2.4E-15	<0.1%		○
			①LPRM点検時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ入口弁（サブプレッショ ン・プール）手動操作失敗 +復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	B2	2.4E-15	<0.1%		○
			①LPRM点検時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ入口弁（サブプレッショ ン・プール）手動操作失敗 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	2.4E-15	<0.1%		○
			①LPRM点検時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ入口弁（サブプレッショ ン・プール）手動操作失敗 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	2.4E-15	<0.1%		○
			①LPRM点検時のLOCA +隔離失敗 +RHR-Bポンプ入口弁（サブプレッショ ン・プール）手動操作失敗 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	B2	2.4E-15	<0.1%		○

RHR切替時の 冷却材流出 (POS-C2)	水位降下 認知	漏洩箇所 隔離	LPCS	LPCI-A	LPCI-B	LPCI-C	HPCS	MUWC	No.	最終状態	備考
ELCR	HB	IS	LPCS	LPCIA	LPCIB	LPCIC	HPCS	MUWC			
									1	-	
									2	-	
									3	-	
									4	-	
									5	-	
									6	-	
									7	-	
									8	LOCA	
									9	LOCA	
										合計値	

RHR切替時の 冷却材流出 (POS-D)	水位降下 認知	漏洩箇所 隔離	LPCS	LPCI-A	LPCI-B	LPCI-C	HPCS	MUWC	No.	最終状態	備考
ELCR	HB	IS	LPCS	LPCIA	LPCIB	LPCIC	HPCS	MUWC			
									1	-	
									2	-	
									3	-	
									4	-	
									5	-	
									6	-	
									7	-	
									8	LOCA	
									9	LOCA	
										合計値	

第 3-3 図 「原子炉冷却材流出」における主要なシナシエンス

(POS-C2, POS-D RHR切替時の冷却材流出)

3-2. F V 重要度に照らした重大事故等対処設備の有効性

停止時における F V 重要度は、個々の事故シーケンスの事象進展や対策に大きな差異がないことから、全炉心損傷頻度に対する分析を実施することとした。その際、全炉心損傷頻度に対する個々の事故シーケンスグループの寄与割合も考慮し、出力運転時レベル 1 P R A より 1 桁小さい 1.0×10^{-4} を基準としてそれを超える基事象を抽出し、重大事故等防止対策が有効か否か定性的に考察した。

その結果、F V 重要度が 10^{-4} を超える基事象として抽出された全ての基事象（ディーゼル発電機の故障、復水貯蔵タンク 真空逃がし安全弁の故障 等）に対して、重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置による電源復旧、注水設備の多様化（低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系等）による対応が有効であることを確認した。

地震 P R A，津波 P R Aにおける主要な事故シーケンスの
対策について

地震 P R A，津波 P R Aにおける主要な事故シーケンスについて，炉心損傷又は格納容器破損に至る要因をカットセットレベルまで展開し，主要なカットセットに対して重大事故等対処設備が有効であるか確認した。

1. 地震レベル 1 P R A

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため，ここでは，各事故シーケンスグループについて以下の基準を基に主要なカットセットを抽出し，整備する炉心損傷防止対策で対応可能であることを確認した。

- ・ 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度への寄与が 1% 以上
確認結果を第 1-1 表～第 1-8 表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第 1-1 表～第 1-8 表に示したとおり，「原子炉停止機能喪失」に含まれるカットセットの一部に炉心損傷防止が困難なカットセットが存在するものの，主要なカットセットレベルまで展開しても，大半のカットセットについては整備された重大事故等対処設備により炉心損傷を防止できることを確認した。なお，地震により重大事故等対処設備の機能が失われる可能性もあるが，その場合は機能喪失を免れた設備等を用いて事象の緩和に努めることとなる。

炉心損傷防止が困難なカットセットとしては、「原子炉停止機能喪失」に含まれるカットセットにおいて、原子炉スクラムの失敗（シュラウドサポート損傷）と交流電源の喪失又は直流電源の喪失が重畳する場合、代替の原子炉停止手段であるほう酸水注入系が交流電源又は直流電源の喪失によって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。

ただし、シュラウドサポートのHCLPFは「地震加速度大」のスクラム信号が発信される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、地震によるシュラウドサポートの損傷が生じる前にスクラム信号発信及び制御棒挿入がされるものと考えられる（別紙2）。このため、現実的に想定するとこれらのカットセットによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいものと考えられる。

【高圧・低圧注水機能喪失（T Q U V）】

地震による残留熱除去系（R H R）又は残留熱除去系海水系（R H R S）の損傷に伴い低圧注水機能が喪失する事象が上位に抽出されている。なお，高圧注水機能である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系については，地震 P R A の評価上の仮定として，基準地震動 S_s を超えるような高加速度領域では水源切替操作に失敗し，期待できないものとしている。この仮定は，他の事故シーケンスグループにおいても同様の扱いである。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である。

第 1-1 表 「高圧・低圧注水機能喪失」におけるカットセット

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
1	1.5~1.6	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR Sポンプ損傷＋水源切替操作失敗	4.5E-08	7.6	・低圧代替注水系（常設）	○
2	1.4~1.5		4.3E-08	7.3		○
3	1.3~1.4		3.1E-08	5.3		○
4	1.3~1.4	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR S配管損傷＋水源切替操作失敗	3.0E-08	5.0		○
5	1.6~1.7	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR Sポンプ損傷＋水源切替操作失敗	3.0E-08	5.0		○
6	1.0~1.1	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR S配管損傷＋水源切替操作失敗	2.7E-08	4.5		○
7	1.1~1.2		2.7E-08	4.5		○
8	1.2~1.3		2.6E-08	4.4		○
9	1.4~1.5		2.4E-08	4.0		○
10	1.7~1.8	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR Sポンプ損傷＋水源切替操作失敗	2.0E-08	3.3		○
11	1.2~1.3		1.8E-08	3.0		○
12	1.5~1.6	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR S配管損傷＋水源切替操作失敗	1.7E-08	2.9		○
13	0.9~1.0		1.6E-08	2.8		○
14	1.6~1.7		1.1E-08	1.8		○
15	1.3~1.4	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR熱交換器損傷＋水源切替操作失敗	1.1E-08	1.8		○
16	1.8~1.9	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR Sポンプ損傷＋水源切替操作失敗	9.9E-09	1.7		○
17	1.4~1.5	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR熱交換器損傷＋水源切替操作失敗	9.8E-09	1.7		○
18	1.1~1.2	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR Sポンプ損傷＋水源切替操作失敗	9.2E-09	1.6		○
19	1.1~1.2	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR熱交換器損傷＋水源切替操作失敗	8.9E-09	1.5		○
20	0.8~0.9	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR S配管損傷＋水源切替操作失敗	8.4E-09	1.4		○
21	1.2~1.3	③地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるRHR熱交換器損傷＋水源切替操作失敗	8.2E-09	1.4		○
22	1.5~1.6		7.6E-09	1.3		○

【高圧注水・減圧機能喪失（T Q U X）】

ヒューマンエラーにより減圧機能が喪失する事象が上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，過渡時自動減圧機能による原子炉減圧が有効である。

第 1-2 表 「高圧注水・減圧機能喪失」における主要なカットセット

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の有効性
1	0.7～0.8	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.4E-07	16.9	・過渡時自動減圧回路	○
2	0.8～0.9		8.7E-08	10.8		○
3	0.7～0.8	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	8.7E-08	10.7		○
4	0.7～0.8	③過渡事象＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	8.4E-08	10.4		○
5	0.8～0.9	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	5.5E-08	6.8		○
6	0.9～1.0	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	5.4E-08	6.6		○
7	0.7～0.8	④過渡事象＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	5.3E-08	6.6		○
8	0.9～1.0	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	3.4E-08	4.2		○
9	0.8～0.9	③過渡事象＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	3.3E-08	4.1		○
10	1.0～1.1	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	3.2E-08	4.0		○
11	0.8～0.9	④過渡事象＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	2.1E-08	2.6		○
12	1.0～1.1	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	2.1E-08	2.5		○
13	1.1～1.2	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.9E-08	2.3		○
14	0.9～1.0	③過渡事象＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.3E-08	1.6		○
15	1.1～1.2	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	1.2E-08	1.5		○
16	1.2～1.3	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋水源切替操作失敗＋手動減圧操作失敗	1.0E-08	1.2		○
17	0.9～1.0	④過渡事象＋水源切替操作失敗＋注水不能認知失敗	8.3E-09	1.0		○

【全交流動力電源喪失（長期 T B）】

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の故障が重畳して全交流動力電源喪失に至るカットセット及び軽油貯蔵タンク閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。これらは，全交流動力電源喪失後，蓄電池枯渇により原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却が十分に行われず炉心損傷に至る事象となる。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，早期の電源復旧に期待しない場合，原子炉隔離時冷却系の運転が継続している間に電源が不要となる代替注水手段を確保することが有効となる。

第 1-3 表 「全交流動力電源喪失（長期 T B）」における
主要なカットセット

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
1	0.4～0.5	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋軽油貯蔵タンク閉塞	1.1E-09	19.9	・低圧代替注水系（可搬型）	○
2	0.5～0.6		9.6E-10	17.8		○
3	0.3～0.4		9.6E-10	17.7		○
4	0.6～0.7		7.0E-10	13.0		○
5	0.2～0.3		5.6E-10	10.4		○
6	0.16～0.2		1.0E-10	1.9		○
7	0.4～0.5	②地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋軽油貯蔵タンク破損	7.2E-11	1.3		○
8	0.5～0.6		6.4E-11	1.2		○
9	0.3～0.4		6.4E-11	1.2		○

【全交流動力電源喪失（T B D， T B P， T B U）】

T B Dでは，地震によるケーブルトレイの損傷により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

T B U及びT B Pでは，地震による交流電源設備（D G S Wポンプ，非常用パワーセンタ）の損傷により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては，代替電源である常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置からの給電が可能な低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である（T B Dのカットセットに含まれる地震によるケーブルトレイ損傷についても，非常用直流母線，非常用交流母線とは独立した緊急用母線を通じて，常設代替直流電源設備及び常設代替高圧電源装置からの給電による対応が有効である）。

第 1-4 表 「全交流動力電源喪失（T B D）」における
主要なカットセット

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
1	1.1～1.2	①地震によるケーブルトレイ損傷	3.4E-07	13.5	・低圧代替注水系（常設） ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	○
2	1.0～1.1		3.2E-07	12.8		○
3	1.2～1.3		2.9E-07	11.6		○
4	1.3～1.4		2.8E-07	11.0		○
5	0.9～1.0		2.7E-07	10.6		○
6	0.8～0.9		2.2E-07	8.8		○
7	1.4～1.5		2.1E-07	8.2		○
8	1.5～1.6		1.6E-07	6.4		○
9	1.6～1.7		1.0E-07	4.0		○
10	0.7～0.8		9.8E-08	3.9		○
11	1.7～1.8		5.9E-08	2.3		○
12	0.6～0.7		5.0E-08	2.0		○
13	1.8～1.9		3.6E-08	1.4		○

第 1-5 表 「全交流動力電源喪失（T B P）」における
主要なカットセット

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (／炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
1	1.5～1.6		2.6E-10	8.5		○
2	1.4～1.5	①地震によるDG SWポンプ損傷＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗	2.4E-10	7.9		○
3	1.6～1.7		2.1E-10	6.9		○
4	1.3～1.4	②地震による非常用パワーセンタ損傷＋逃がし安全弁 再閉鎖失敗	2.1E-10	6.8		○
5	1.3～1.4	①地震によるDG SWポンプ損傷＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗	2.0E-10	6.6		○
6	1.2～1.3		1.9E-10	6.4		○
7	1.4～1.5	②地震による非常用パワーセンタ損傷＋逃がし安全弁 再閉鎖失敗	1.9E-10	6.4		○
8	1.0～1.1		1.7E-10	5.7		○
9	1.1～1.2		1.7E-10	5.7		○
10	1.7～1.8	①地震によるDG SWポンプ損傷＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗	1.5E-10	4.9	・低圧代替注水系（常設） ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	○
11	1.5～1.6	②地震による非常用パワーセンタ損傷＋逃がし安全弁 再閉鎖失敗	1.5E-10	4.8		○
12	1.2～1.3	①地震によるDG SWポンプ損傷＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗	1.1E-10	3.6		○
13	1.8～1.9		1.0E-10	3.4		○
14	1.6～1.7		1.0E-10	3.3		○
15	0.9～1.0	②地震による非常用パワーセンタ損傷＋逃がし安全弁 再閉鎖失敗	8.0E-11	2.7		○
16	0.8～0.9		6.6E-11	2.2		○
17	1.7～1.8		6.4E-11	2.1		○
18	1.9～2.0	①地震によるDG SWポンプ損傷＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗	6.3E-11	2.1		○
19	1.1～1.2		5.4E-11	1.8		○
20	1.8～1.9	②地震による非常用パワーセンタ損傷＋逃がし安全弁 再閉鎖失敗	3.8E-11	1.3		○
21	2.0～3.0	①地震によるDG SWポンプ損傷＋逃がし安全弁再閉 鎖失敗	3.1E-11	1.0		○

第 1-6 表 「全交流動力電源喪失（T B U）」における
主要なカットセット

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
1	1.5～1.6	①地震によるDG SWポンプ損傷+水源切替操作失敗	4.9E-08	8.6	・低圧代替注水系（常設） ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	○
2	1.4～1.5		4.6E-08	8.0		○
3	1.6～1.7		4.0E-08	6.9		○
4	1.3～1.4	②地震による非常用パワーセンタ損傷+水源切替操作失敗	3.9E-08	6.9		○
5	1.3～1.4	①地震によるDG SWポンプ損傷+水源切替操作失敗	3.8E-08	6.6		○
6	1.2～1.3	②地震による非常用パワーセンタ損傷+水源切替操作失敗	3.7E-08	6.5		○
7	1.4～1.5		3.7E-08	6.4		○
8	1.0～1.1		3.3E-08	5.7		○
9	1.1～1.2		3.3E-08	5.7		○
10	1.7～1.8	①地震によるDG SWポンプ損傷+水源切替操作失敗	2.8E-08	4.9		○
11	1.5～1.6	②地震による非常用パワーセンタ損傷+水源切替操作失敗	2.8E-08	4.9		○
12	1.2～1.3	①地震によるDG SWポンプ損傷+水源切替操作失敗	2.1E-08	3.6		○
13	1.8～1.9		1.9E-08	3.4		○
14	1.6～1.7	②地震による非常用パワーセンタ損傷+水源切替操作失敗	1.9E-08	3.3		○
15	0.9～1.0		1.5E-08	2.7		○
16	0.8～0.9		1.3E-08	2.2		○
17	1.7～1.8		1.2E-08	2.2		○
18	1.9～2.0	①地震によるDG SWポンプ損傷+水源切替操作失敗	1.2E-08	2.1		○
19	1.1～1.2		1.0E-08	1.8		○
20	1.8～1.9	②地震による非常用パワーセンタ損傷+水源切替操作失敗	7.2E-09	1.3		○
21	2.0～3.0	①地震によるDG SWポンプ損傷+水源切替操作失敗	5.9E-09	1.0		○

【崩壊熱除去機能喪失（TW，TBW）】

低加速度領域（～0.5G）における主要なカットセットとして、ヒューマンエラー及び残留熱除去系海水系のランダム故障（弁、ストレーナ閉塞等）により崩壊熱除去機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。また、高加速度領域（1.0G～）における主要なカットセットとして、地震による残留熱除去系のゲート弁の損傷により崩壊熱除去機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策として、残留熱除去系海水系が機能喪失している場合は、代替残留熱除去系海水系及び残留熱除去系を用いた除熱や、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントによる除熱が有効である。また、残留熱除去系が機能喪失している場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントによる除熱が有効である。

第 1-7 表 「崩壊熱除去機能喪失」における主要なカットセット (1/2)

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
1	0.16~0.2	①過渡事象+RHR系操作失敗	5.4E-07	15.7	[RHR故障時] ・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント [取水機能喪失時] ・代替残留熱除去系海水系	○
2	0.2~0.3		3.4E-07	9.7		○
3	0.16~0.2	②過渡事象+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	1.0E-07	3.0		○
4	0.3~0.4	①過渡事象+RHR系操作失敗	9.6E-08	2.8		○
5	0.2~0.3	②過渡事象+RHR S-A/B海水ストレーナ閉塞共通要因故障	6.4E-08	1.9		○
6	1.1~1.2	③地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHRミニフローライン弁損傷	5.6E-08	1.6		○
7	1.1~1.2	④地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるLPCI注水ライン弁損傷	5.6E-08	1.6		○
8	1.1~1.2	⑤地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHRポンプ入口弁損傷	5.6E-08	1.6		○
9	1.1~1.2	⑥地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHR熱交換器入口弁損傷	5.5E-08	1.6		○
10	1.1~1.2	⑦地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHR熱交換器出口弁損傷	5.5E-08	1.6		○
11	1.3~1.4	③地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHRミニフローライン弁損傷	5.1E-08	1.5		○
12	1.3~1.4	④地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるLPCI注水ライン弁損傷	5.1E-08	1.5		○
13	1.3~1.4	⑤地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHRポンプ入口弁損傷	5.1E-08	1.5		○
14	1.3~1.4	⑥地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHR熱交換器入口弁損傷	4.9E-08	1.4		○
15	1.3~1.4	⑦地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHR熱交換器出口弁損傷	4.9E-08	1.4		○
16	1.2~1.3	③地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHRミニフローライン弁損傷	4.9E-08	1.4		○
17	1.2~1.3	④地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるLPCI注水ライン弁損傷	4.9E-08	1.4		○
18	1.2~1.3	⑤地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHRポンプ入口弁損傷	4.9E-08	1.4		○
19	1.2~1.3	⑥地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHR熱交換器入口弁損傷	4.9E-08	1.4		○
20	1.2~1.3	⑦地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHR熱交換器出口弁損傷	4.9E-08	1.4		○
21	1.0~1.1	③地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるRHRミニフローライン弁損傷	4.4E-08	1.3		○
22	1.0~1.1	④地震によるセラミックインシュレータ損傷(外部電源喪失)+地震によるLPCI注水ライン弁損傷	4.4E-08	1.3		○

第 1-7 表 「崩壊熱除去機能喪失」における主要なカットセット (2/2)

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
23	1.0~1.1	⑤地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 地震によるRHRポンプ入口弁損傷	4.4E-08	1.3	[RHR故障時] ・格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント [取水機能喪失時] ・代替残留熱除去系海水系	○
24	1.0~1.1	⑥地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 地震によるRHR熱交換器入口弁損傷	4.4E-08	1.3		○
25	1.0~1.1	⑦地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 地震によるRHR熱交換器出口弁損傷	4.4E-08	1.3		○
26	1.4~1.5	③地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 地震によるRHRミニフローライン弁損傷	3.8E-08	1.1		○
27	1.4~1.5	④地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 地震によるLPCI注水ライン弁損傷	3.8E-08	1.1		○
28	1.4~1.5	⑤地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 地震によるRHRポンプ入口弁損傷	3.8E-08	1.1		○
29	0.4~0.5	①過渡事象+RHR系操作失敗	3.6E-08	1.1		○
30	1.4~1.5	⑥地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 地震によるRHR熱交換器入口弁損傷	3.6E-08	1.1		○
31	1.4~1.5	⑦地震によるセラミックインシュレータ損傷 (外部電源喪失) + 地震によるRHR熱交換器出口弁損傷	3.6E-08	1.1		○

【原子炉停止機能喪失（TC）】

地震によるスクラム系（シュラウドサポート）の損傷を要因とするカットセットが上位に抽出されている。

これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及びほう酸水注入系による対応が有効であるが、交流電源の喪失又は直流電源の喪失が重畳するカットセットについては、代替の原子炉停止手段であるほう酸水注入系が交流電源又は直流電源の喪失によって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。

ただし、シュラウドサポートのHCLPFは「地震加速度大」のスクラム信号が発信される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、地震によるシュラウドサポートの損傷が生じる前にスクラム信号発信及び制御棒挿入は完了しているものと考えられる（別紙2）。

第 1-8 表 「原子炉停止機能喪失」における主要なカットセット

No.	加速度区分 (G)	カットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(%)	有効性を確認する主な対策	対策の 有効性
1	1.4~1.5	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるシュラウドサポート損傷	1.7E-08	10.0	・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ回路 ・ほう酸水注入系	—
2	1.3~1.4		1.5E-08	9.1		—
3	1.5~1.6		1.5E-08	8.8		—
4	1.6~1.7		1.1E-08	6.6		—
5	1.2~1.3		1.0E-08	6.0		—
6	1.7~1.8		6.9E-09	4.1		—
7	1.1~1.2		6.5E-09	3.9		—
8	1.6~1.7	②地震によるケーブルトレイ損傷＋地震によるシュラウドサポート損傷	5.6E-09	3.3		—
9	1.7~1.8		5.3E-09	3.2		—
10	1.5~1.6		5.2E-09	3.1		—
11	1.8~1.9		4.8E-09	2.9		—
12	1.9~2.0		4.8E-09	2.9		—
13	2.0~3.0		4.4E-09	2.6		—
14	1.8~1.9	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるシュラウドサポート損傷	3.9E-09	2.3		—
15	1.0~1.1		3.7E-09	2.2		—
16	1.4~1.5	②地震によるケーブルトレイ損傷＋地震によるシュラウドサポート損傷	3.5E-09	2.1		—
17	1.8~1.9	③地震によるDG SWポンプ損傷＋地震によるシュラウドサポート損傷	2.6E-09	1.6		—
18	1.9~2.0		2.6E-09	1.5		—
19	1.7~1.8	③地震によるDG SWポンプ損傷＋地震によるシュラウドサポート損傷	2.5E-09	1.5		—
20	1.3~1.4	②地震によるケーブルトレイ損傷＋地震によるシュラウドサポート損傷	2.4E-09	1.4		—
21	1.9~2.0	①地震によるセラミックインシュレータ損傷（外部電源喪失）＋地震によるシュラウドサポート損傷	2.2E-09	1.3		—
22	1.6~1.7	③地震によるDG SWポンプ損傷＋地震によるシュラウドサポート損傷	2.2E-09	1.3		—
23	2.0~3.0		2.2E-09	1.3		—

2. 津波レベル 1 P R A

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するため，ここでは，各事象シーケンスについて以下の基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・ 事故シーケンスグループのうち，最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンスについて，上位 3 位まで

各事故シーケンスにおける主要なカットセットの抽出結果及び主要なカットセットに対して，整備する炉心損傷防止対策で対応可能であるかを確認した。確認結果を第 2-1 表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

津波 P R A より抽出されるシーケンスについては，津波に起因する事故シーケンスへの対応に必要な安全機能を有する常設重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備に対して津波防護対策を施すことにより，第 2-1 表に示したとおり主要なカットセットレベルまで展開しても，整備する炉心損傷防止対策により同様に炉心損傷を防止することが可能である。

表 2-1 津波 P R A における事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故シーケンス		津波区分※1	C D F (/ 年)	主要なカットセット	C D F (/ 年)	全 C D F に対する割合※1	有効性を確認する主な対策※2	対策の有効性
津波による注水機能喪失	最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗	T. P. +20m ～T. P. +23m	8. 1E-08	①最終ヒートシンク喪失+ R C I C ポンプ起動失敗	3. 5E-08	0. 1%	・ 津波防護対策 ・ 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） ・ 残留熱除去系 ・ 代替残留熱除去系海水系 ・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 常設代替直流電源設備	○
				②最終ヒートシンク喪失+ R C I C メンテナンス	2. 3E-08	<0. 1%		○
				③最終ヒートシンク喪失+ R C I C 流量制御器故障	4. 1E-09	<0. 1%		○
	最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	T. P. +20m ～T. P. +23m	1. 3E-07	①最終ヒートシンク喪失+ 逃がし安全弁再閉鎖失敗	1. 3E-07	0. 4%		○
	最終ヒートシンク喪失 (R C I C 成功)		2. 4E-05	①最終ヒートシンク喪失	2. 4E-05	68. 0%		○
	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失)	T. P. +23m～	1. 1E-05	①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	1. 1E-05	31. 4%		○

※1：防潮堤前面位置における津波高さ

※2：有効性を確認する主な対策等に対して必要な浸水防護対策を施すことにより炉心損傷防止が可能

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」

の想定及びその対策について

1. サプレッション・プールへの溶融物落下後に発生する格納容器破損モードに対する対策について

重大事故等対処設備を考慮しないレベル 1. 5 P R A に基づく格納容器破損モードの抽出では，図 1，2 に示すとおりペデスタルにおける溶融炉心・コンクリート相互作用の継続により溶融物がサプレッション・プールへ落下した後に発生する M a r k - II 型格納容器特有の負荷，物理現象についても分析し，格納容器破損モードを抽出している。

一方，重大事故等における格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点では，溶融物がサプレッション・プール中に落下することは，溶融物冷却の観点ではサプレッション・プールは大量の水を保有しているため有効であるが，以下に示すように悪影響も考えられるため，原子炉圧力容器が破損するような状況では，ペデスタル床上で溶融物を冷却保持することが有効と考える。

- ・ サプレッション・プール水を取り込む系統（残留熱除去系，代替循環冷却系 等）が機能喪失する恐れがある
- ・ ベントを実施する場合，サプレッション・プールにおけるスクラビング効果に期待できない
- ・ サプレッション・プールにおける溶融物によるライナーアタックにより，格納容器の閉じ込め機能の健全性が脅かされる恐れがある

2. 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」について

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」は、溶融炉心・コンクリート相互作用により格納容器の構造部材の支持機能が喪失する破損モードとして想定されているものとする。

ただし、サプレッション・プールへの溶融物落下後に発生する M a r k - II 型格納容器特有の破損モードについても、以下に示す観点を考慮して、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、ペDESTAL床における溶融炉心・コンクリート相互作用に対する防護対策の有効性を確認することが適切であるとする。

- ・ ペDESTAL床における溶融炉心・コンクリート相互作用に引き続いて発生する破損モードであること
- ・ サプレッション・プールへの溶融物落下後の格納容器破損モードの発生防止のためには、ペDESTAL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

3. まとめ

レベル 1 . 5 P R A より抽出した溶融物がサプレッション・プールへ落下した後に発生する格納容器破損モードについては、ペDESTAL（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」として整理する。

また，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価では，ペデスタル床（ドライウェル部）における溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器破損防止対策の有効性を確認し，原子炉圧力容器が破損するような状況においても，溶融物がペデスタル（ドライウェル部）内に保持可能であることを確認する。

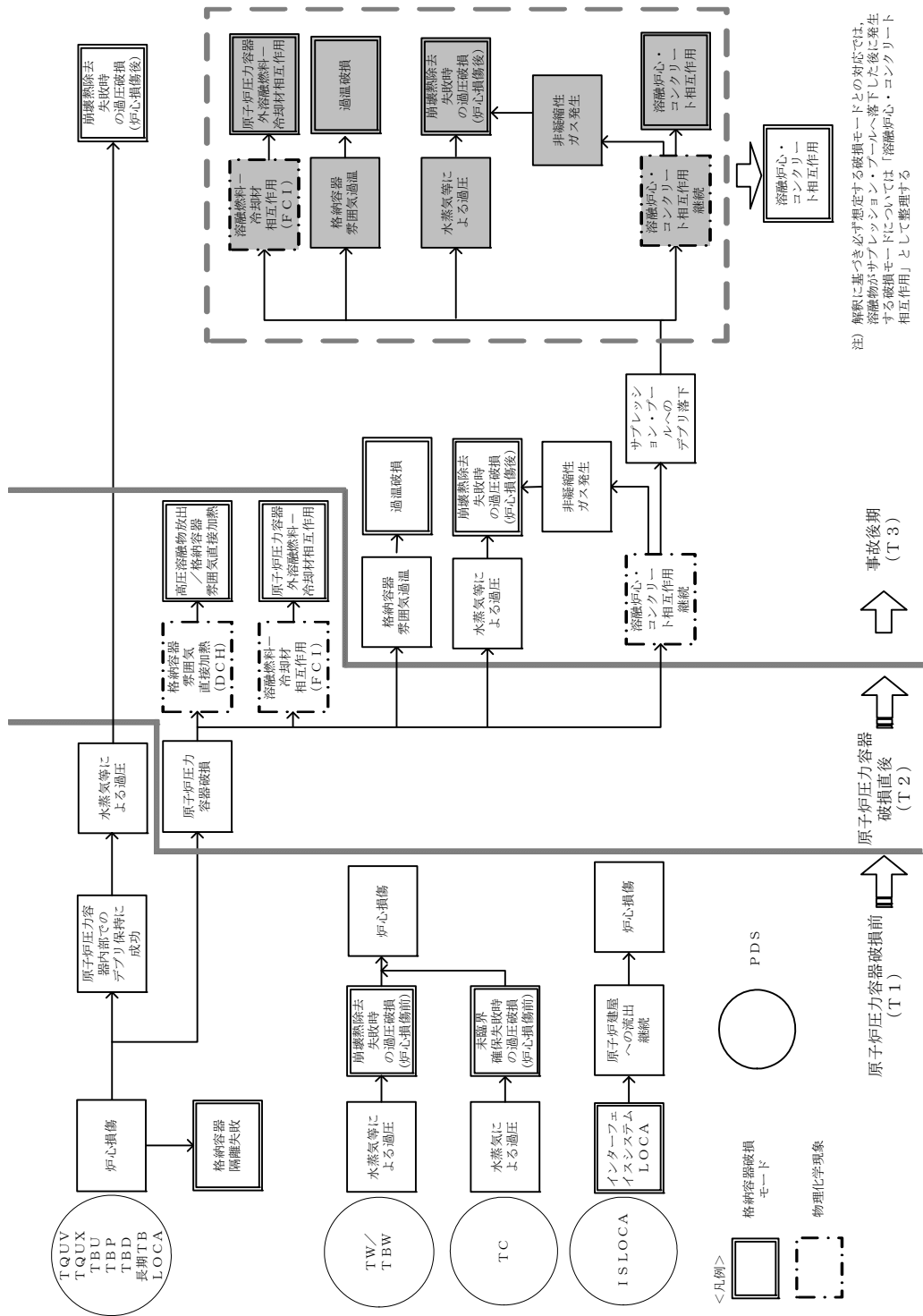


図1 PRAより抽出される格納容器破損モード

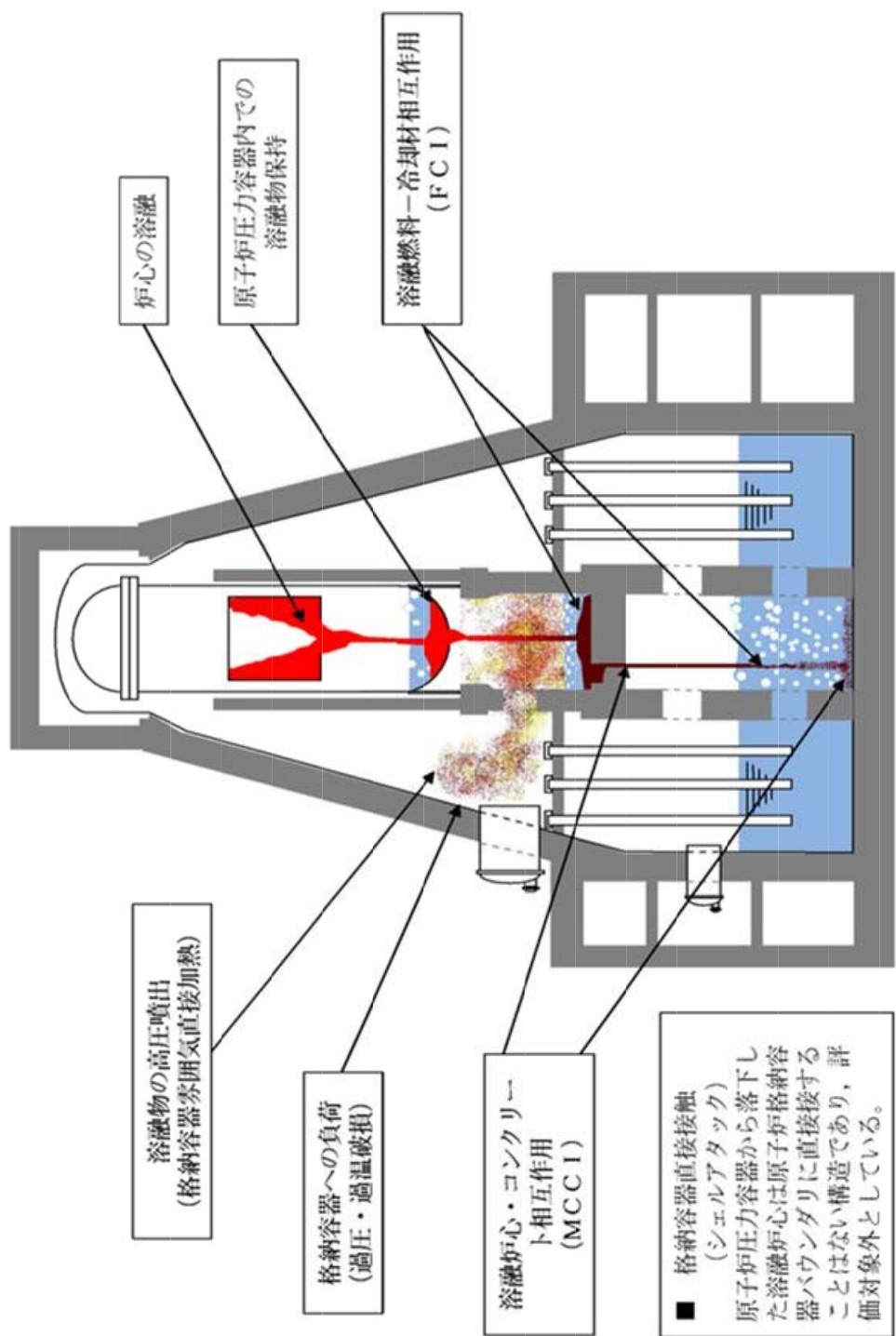


図2 Mark-II 格納容器の形状及び溶融デブリの移動経路の概略

格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器破損モードの

評価対象から除外する理由について

必ず想定する格納容器破損モードうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に次のように記載されている。

3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

a. 現象の概要

原子炉圧力容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、熔融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。

1. 格納容器直接接触（シェルアタック）

シェルアタックについては、NUREG/CR-6025^{〔1〕}において、BWR Mark-I 型格納容器に対する検討が実施されている。BWR Mark-I 型格納容器におけるシェルアタックのメカニズムは次の通り。

炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した熔融炉心はペDESTAL部に切れ込み（図 1）があるため、熔融炉心がペDESTAL床面に広がった場合、熔融炉心が切れ込みからペDESTAL部の外側に流出して格納容器の壁面（金属製ライナー部分）に接触する可能性（図 2）がある。

2. 格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由

シェルアタックは，BWR Mark-I 型格納容器に特有の事象であり，Mark-II 型格納容器では，格納容器の構造上，ペDESTAL（ドライウェル部）床に落下したデブリが直接格納容器バウンダリと接触することはない（図 3）。このため，熔融炉心が床面で拵がり格納容器の壁に接触する格納容器直接接触（シェルアタック）の発生の可能性はない。

よって，必ず想定する格納容器破損モードであるが，BWR MARK-II 型格納容器の構造上，発生の可能性がないため，東海第二発電所において想定する格納容器破損モードから除外した。

3. Mark-II 型格納容器におけるサプレッション・プール底部のライナープレート破損の扱いについて

(1) レベル 1. 5 PRA におけるライナープレート破損の考え方

レベル 1. 5 PRA においては，環境への放射性物質の大規模放出に至る可能性のある格納容器破損モードとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）等を考慮している。一方，格納容器直接接触（シェルアタック）については，Mark-I 型格納容器特有の破損モードであり，Mark-II 型格納容器においては，サプレッション・プール底部のライナープレートが破損したとしても，ライナープレートーコンクリート間の間隙から外部に放出されるような構造とはなっておらず，また，ベースマットのコンクリート厚さは十分な厚さを有していることから，工学的判断により放射性物質の大規模放出に至らないものとする。

このため、ライナープレートの破損を格納容器破損モードとして考慮していない。

(2) 有効性評価におけるライナープレート破損の考え方

有効性評価においては、P R Aより抽出された事故シーケンスについては、重大事故等対処設備に期待することにより、すべて原子炉圧力容器内で事象収束が可能であり、溶融炉心は原子炉圧力容器内で保持されることを確認している。また、仮に重大事故等対処設備の一部の機能に期待せず、溶融炉心が原子炉圧力容器外に放出されることを想定した場合においても、ペデスタル（ドライウェル部）における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することで、ライナープレートに接触することなくペデスタル（ドライウェル部）内で溶融炉心が適切に冷却されることを確認している。

(3) まとめ

M a r k - II型格納容器である東海第二発電所においては、ライナープレート-コンクリート間の間隙から外部に放出されるような構造とはなっておらず、また、コンクリート浸食に対してベースマットは十分な厚さを有していることから、工学的判断により大規模放出に至らないものとする。このため、ライナープレートの破損を格納容器破損モードとして考慮していない。

一方で、有効性評価においては、P R Aより抽出された事故シーケンスについては、重大事故等対処設備に期待することにより、すべて原子炉圧力容器内で事象収束が可能であり、溶融炉心は原子炉圧力容器内で保持されることを確認している。また、仮に重大事故等対処設備の一部の機能に期待せず、溶融炉心が原子炉圧

力容器外に放出されることを想定した場合においても，ペデスタル（ドライウェル部）における溶融炉心・コンクリート相互作用を防止することで，ライナープレートに接触することなくペデスタル（ドライウェル部）内で溶融炉心が適切に冷却されることを確認している。

参考文献

- [1] U.S. NRC, “The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner” NUREG/CR-6025, November 1993

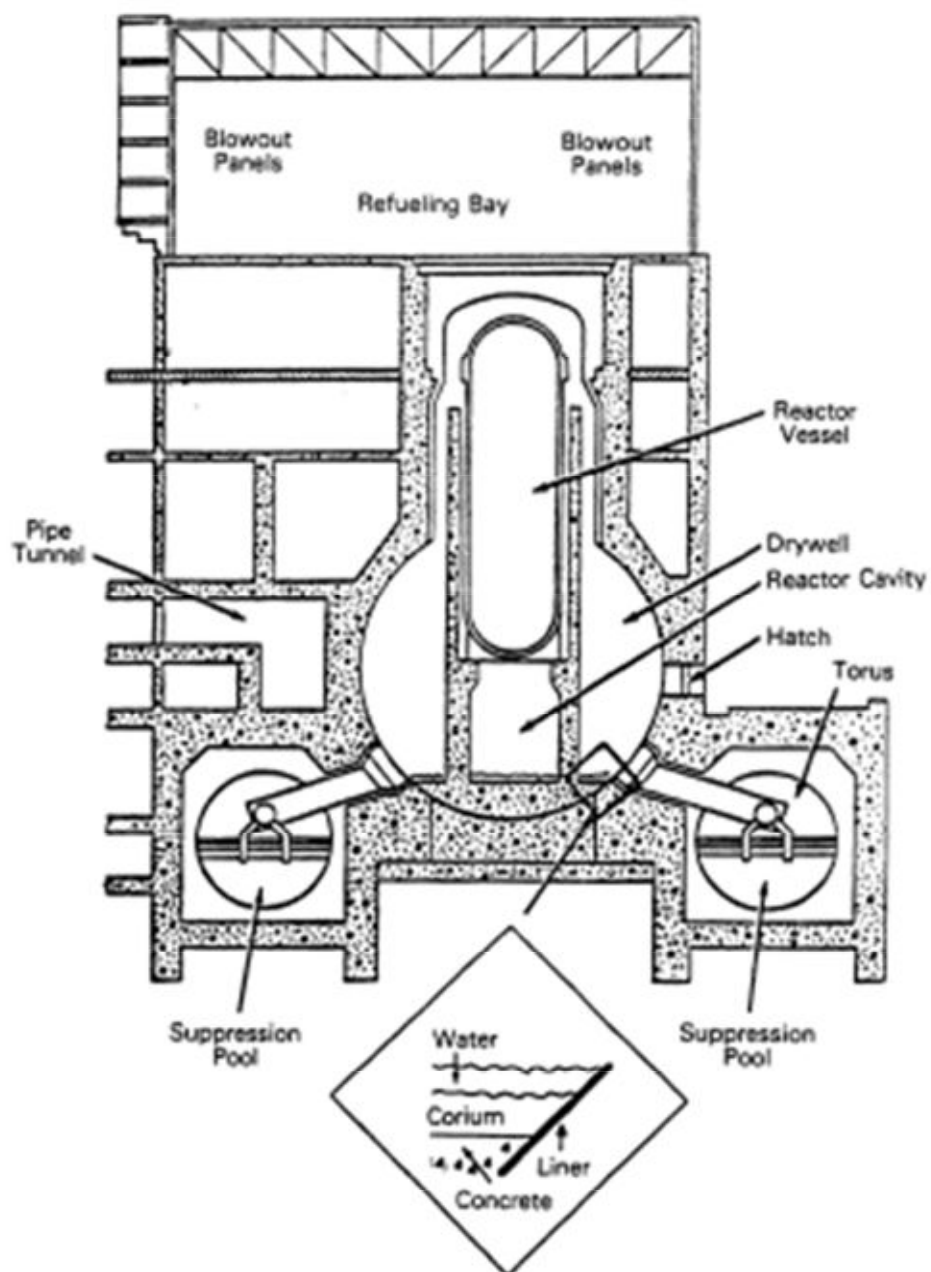


図 1 BWR MARK-I 型格納容器における格納容器直接接触^{〔1〕}

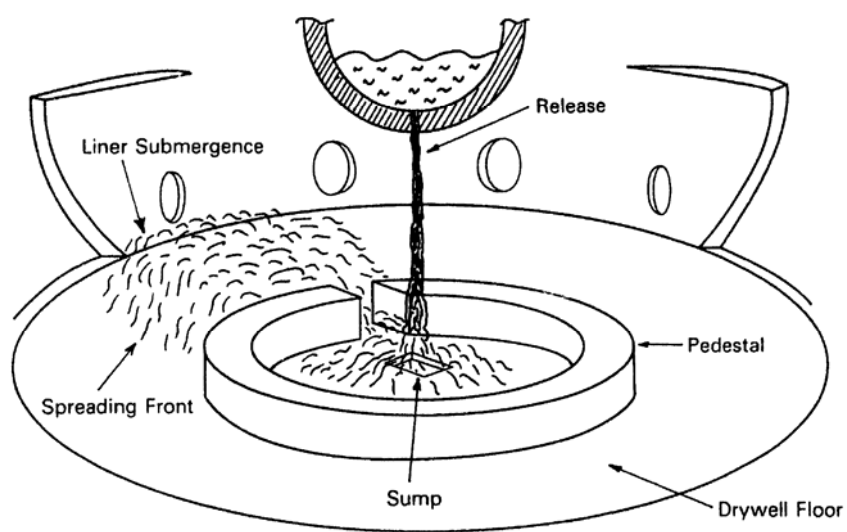


図 2 BWR MARK-I 型格納容器における
格納容器直接接触の物理現象図^{〔1〕}

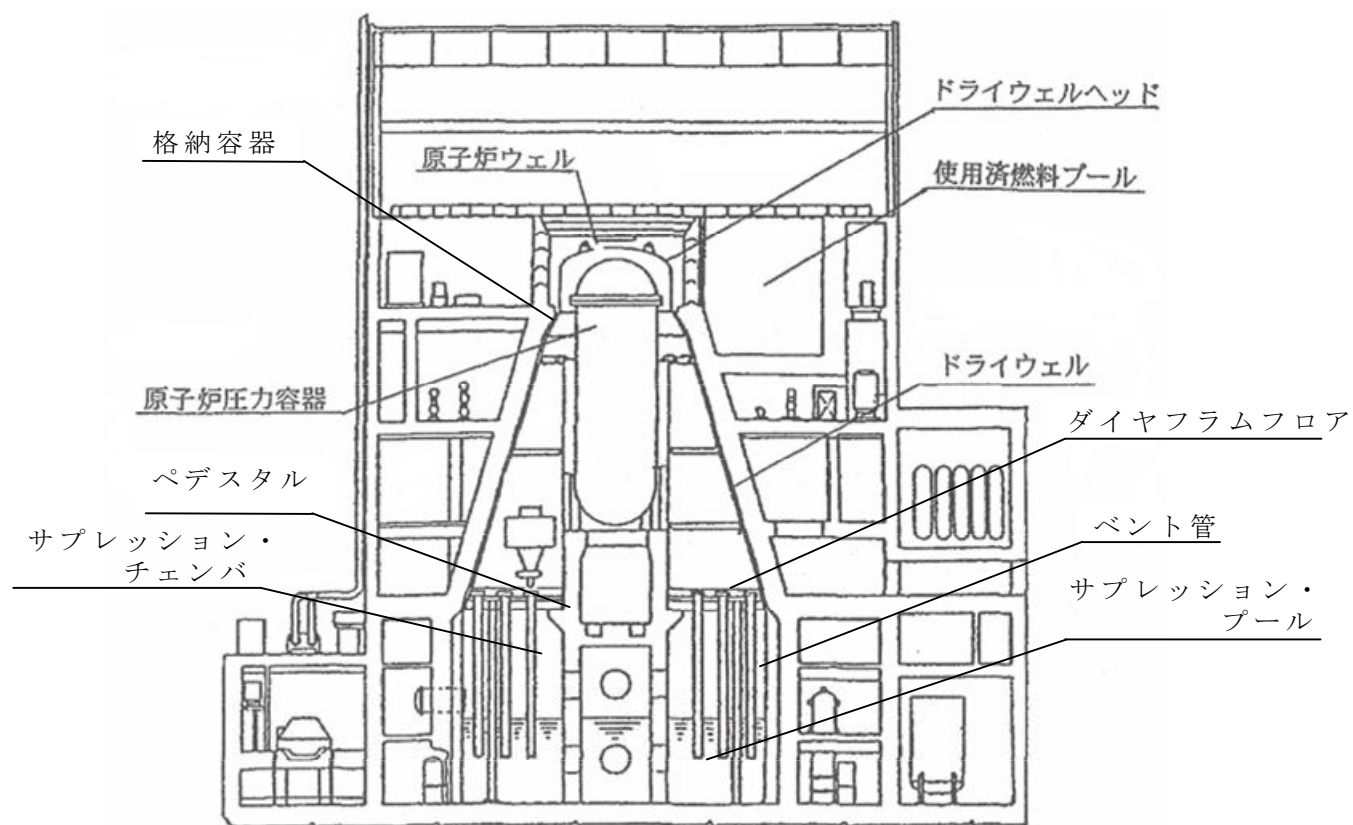


図 3 東海第二発電所（MARK-II 型）の格納容器概略図

格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠と
格納容器隔離失敗事象への対応について

1. 格納容器隔失敗の分岐確率の根拠

(1) 格納容器隔失敗の分岐確率の根拠

内部事象レベル 1. 5 P R Aにおける格納容器隔離失敗の分岐確率は，格納容器隔離失敗による大規模な漏えいを想定しており，N U R E G / C R - 4 2 2 0 ⁽¹⁾を基に $5.0E-3/d$ として設定している。N U R E G / C R - 4 2 2 0 では，米国の L E R (Licensee Event Reports) (1965 年～1984 年) を分析し，表 1 に示すとおり大規模漏えい事象 4 件を抽出，発生件数 4 件を運転炉年 (740 炉年) で除すことにより，格納容器隔離失敗の発生頻度を算出している。

なお，抽出された 4 件以外にもエアロック開放に関する事象が 75 件発生しているが，これらの事象は数時間以内の短時間であり，大規模な漏えい事象には至っていない。

表 1 大規模漏えいとして抽出された事象

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

また，上記の大規模漏えい事象はいずれも P W R で発生した事象であり，B W R においては，出力運転中は格納容器内を窒素置換し

管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考えられる。

(2) 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

レベル 1. 5 P R A では、1984 年までのデータを用いた N U R E G / C R - 4 2 2 0 を基に格納容器隔離失敗の分岐確率を設定している。最近の格納容器隔離失敗に関する報告としては、E P R I 報告書⁽²⁾がある。E P R I 報告書では、米国における 2007 年時点までの総合漏えい率試験（I L R T : Integrated Leak Rate Test）の実績が整理されており、大規模漏えいに至る事象としては設計漏えい率の 35 倍を基準としているが、発生実績は 0 件となっている。

大規模漏えいに至る事象実績 0 件（計算上 0.5 件としている）を I L R T 試験数 217 件で除して隔離機能喪失を以下のとおり算出した。

$$0.5 / 217 = 2.3E-3$$

大規模漏えいに至る事象実績※ : 0.5 件

I L R T 試験数 : 217 件

※ : 発生経験がないため、発生実績を 0.5 件と仮定。

この値は、N U R E G / C R - 4 2 2 0 で評価された格納容器隔離失敗確率の $5.0E-3/d$ よりも小さい値となっており、E P R I 報告書の結果を考慮しても N U R E G / C R - 4 2 2 0 の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

2. 格納容隔離失敗事象への対応

(1) 東海第二発電所で想定される格納容器隔離失敗の経路

東海第二発電所で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示すとおりである。

a. 機械的破損による隔離機能喪失

(a) 格納容器貫通部からの漏えい

格納容器の電気配線貫通部のシール材の劣化や配管貫通部の管台の割れ等がある場合には、格納容器内雰囲気は漏えいする可能性がある。

(b) 格納容器アクセス部からの漏えい

ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ、所員用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(c) 格納容器バウンダリからの漏えい

格納容器スプレイ配管、不活性ガス系、可燃性ガス濃度制御系等は格納容器雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

b. 人的過誤による隔離機能喪失

(a) 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 格納容隔離失敗事象への対応

(1)で挙げた格納容器隔離失敗事象に対する対応としては、重大事故等発生時に、万一にも格納容器の隔離機能が喪失していることのないよう、格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、定期試験時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考える。

参考文献

- (1) NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, U.S.NRC,
- (2) Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, EPRI, October 2008

溶融炉心・コンクリート相互作用の評価対象プラント損傷状態について

1. 溶融炉心・コンクリート相互作用のプラント損傷状態を選定する際の考慮

東海第二発電所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等の選定においては、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の評価対象プラント損傷状態（PDS）として、高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）を選定している。PDSを選定するに当たっては、TQUVとLOCAを定性的に比較し、LOCA時には破断口から流出した冷却材の一部がペデスタル（ドライウエル部）へ流入することで、MCCIへの対応が容易になる可能性があるため、評価対象PDSとしてはTQUVを選定している。

しかしながら、LOCA時に破断口から流出した冷却材のペデスタル（ドライウエル部）への流入は、格納容器の構造上、起こり得ると考えられる現象であるものの、定量的にその割合を設定することは困難であり、また、不確かさも大きいと考えられることから、有効性評価においてはその不確かさを考慮した扱いとしている。以降にその詳細を示す。

2. LOCA時の破断口から流出した冷却材の移行経路

関係する格納容器の構造を図1に示す。LOCAが発生し、ドライウエルに放出された冷却材は、ベント管を通してサブプレッション・チェンバに流入するとともに、床ドレン配管を通してペデスタル（ドライウエル部）に流入すると考えられる。

ただし、床ドレン配管の内径は と細く、LOCA時に保温材等の異物が床ドレン配管内に溜まることで、ペデスタル（ドライウエル部）への流入流量が少なくなることや、閉塞により流入しなくなることが考えられる。東海第二発電所では、床ドレン配管は2本敷設されており、これまで床ドレン配管

が閉塞した実績は無いこと、再循環系配管 1 本の両端破断である大 L O C A が発生した場合、再循環系配管と床ドレン配管流入口の位置関係から 2 本の床ドレン配管ともに異物により閉塞することは考えにくい※ことから、破断口から流出した冷却材は、少なくとも 1 本の床ドレン配管からペデスタル（ドライウェル部）へ流入する可能性が高いと考えられる。

※ ドライウェルに放出された冷却材は、ペデスタル（ドライウェル部）外壁 90° と 270° に位置する床ドレン配管流入口を通じてペデスタル（ドライウェル部）内に流入する。主要な再循環配管は A 系が 30° ～180° ， B 系が 210° ～0° に位置しており、片系の破断の場合、分散配置されている床ドレン配管が同時に閉塞することは考えにくい。

3. ペデスタル（ドライウェル部）への流入の不確かさを考慮した有効性評価での扱い

2. に記載のとおり、破断口から流出した冷却材は、少なくとも 1 本の床ドレン配管からペデスタル（ドライウェル部）へ流入する可能性が高いと考えられるが、2 本の床ドレン配管ともに閉塞することの不確かさも存在する。さらには、T Q U V と L O C A とを比較すると、L O C A の方が事象進展は早く、崩壊熱が高い状態で溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下することから、L O C A の方がコンクリート浸食量はやや大きくなることが考えられる。

このため、有効性評価においては、現状選定している T Q U V の他、ペデスタル（ドライウェル部）へ冷却材が流入しない状態での L O C A （大破断 L O C A + E C C S 注水機能喪失）を選定した場合の感度解析を実施し、この場合でも原子炉圧力容器の支持機能が維持できることを確認する。

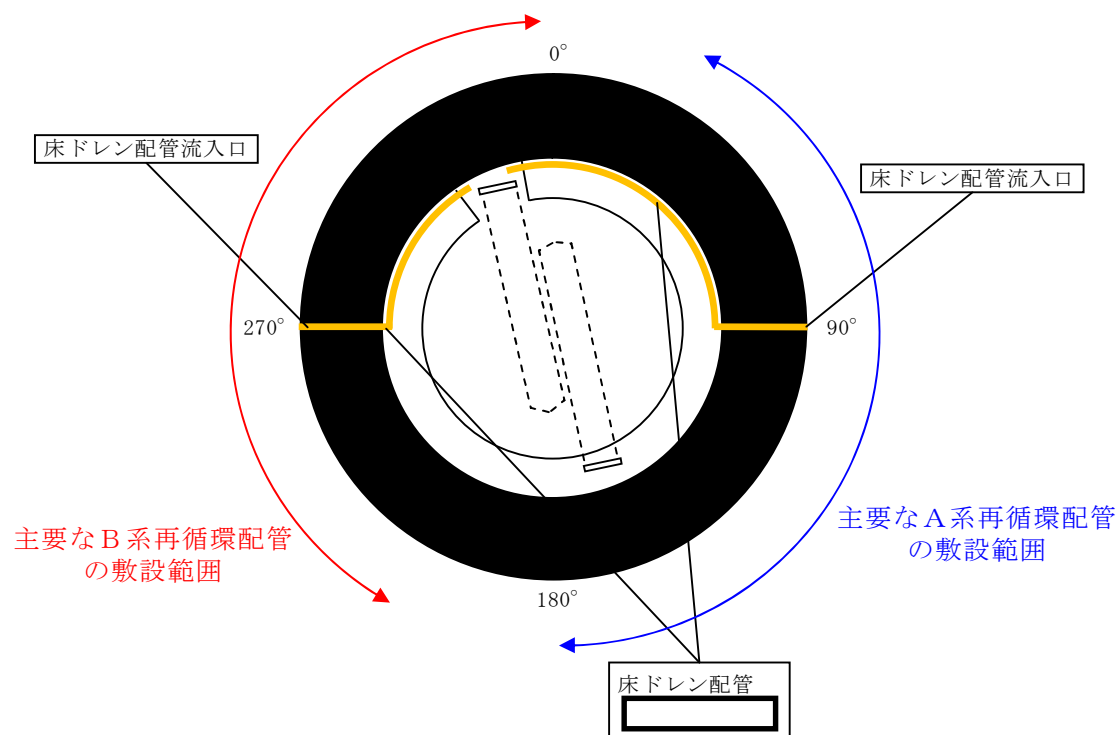
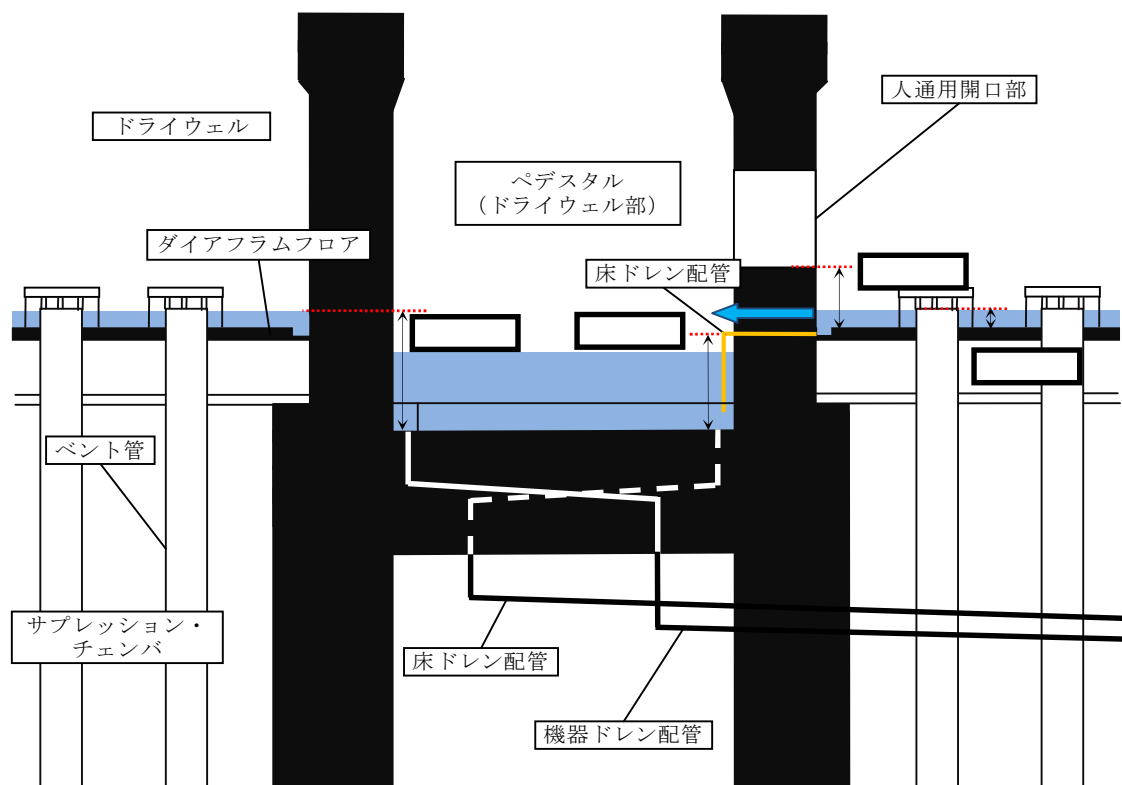


図1 格納容器の構造図

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
（はじめに） 本書は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）第3章第37条に基づき、原子炉設置（変更）許可申請者が、確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）に関し、審査のための説明に際し、参照すべき事項を示すものである。なお、申請者は、本書の整理によらない構成で説明することでもできるが、その際には本書の整理と異なる点について合理的とする理由についての説明とともに各項目に相当する内容について、申請者の説明責任として示す必要がある。	当社が事故シナシケンスグループ等の抽出に際して実施した各種PRAの報告資料については、「PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）」を参考に構成した。
1. 新規制基準適合性の審査において提示すべきPRAの実施内容に係る資料について 新規制基準では、「解釈第3章第37条（重大事故等の拡大の防止等）「1-1(a)及び(b)」,「2-1(a)及び(b)」及び「4-1(a)及び(b)」における事故シナシケンスグループ等の抽出においてPRAを活用することとが規定されており、その実施状況を確認する必要があるため、原子炉設置（変更）許可申請者においては、審査の過程において事故シナシケンスグループ等の抽出におけるPRAの実施状況を説明する必要がある。 本解釈における(b)には、「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。」とされており、外部事象に関しては、PRAの適用が可能なもの以外はそれに代わる方法について、評価条件や評価方法、評価のプロセスに関する説明（適切性の説明を含む）、評価の結果等評価結果を導くために必要と考えられる事項を整理し説明する必要がある。 そのため、ここでは、日本原子力学会標準等を参考に基本的に想定されるPRAの実施内容を踏まえて、説明に最低限必要な項目を列記した。なお、説明に当たっては、実施したPRAの内容を踏まえてここに記載している項目に加えて説明すべき事項を抽出し、説明性の観点から再構成するなど、申請者の説明責任として自ら十分検討すべきことを付言する。	従来から定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象レベル1 PRA（出力運転時、停止時）及びレベル1.5 PRAの評価を実施しており、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、評価等の実績を有する地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAを適用対象とし、建屋、構造物、大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シナシケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。 なお、PRAが適用可能では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。 （「1.事故シナシケンスグループ等の選定に係るPRAの実施範囲と評価対象について」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
2. PRA の評価対象 今回の原子炉等規制法改正後の初回設置（変更）許可時においては、これまででの許可実績を踏まえて、規制上の担保が得られている対策を基にPRAを実施するものであり、PRA の前提となっている設備状況等についてまず整理する必要があるが、評価対象を明示すること（例：下図の(B)までの設備について、既許可ECCSの機能を作動させるための手動起動措置を評価対象とすることはできないが、許可実績を踏まえてそれぞれ個別の評価対象についての整理が必要。）。	今回のPRAの目的は、設計基準事象を超えた重大事故に対する炉心損傷防止対策等の有効性評価を行うための事故シナリオグループ等の抽出であることから、設計基準事故対処設備による対応を基本とし、これまでに整備したアクシデントマネジメント策（通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備について」（平成4年7月）以前から整備しているアクシデントマネジメント策を含む）には期待しないことを前提に評価を行うこととした。ただし、「ECCS手動起動」、「原子炉手動減圧」、「残留熱除去系の手動起動」等の設計基準事故対処設備を作動させるための操作については、本評価においても期待することとした。なお、作動中である設計基準事故対処設備の機能維持に係る操作のうち、余裕時間が十分長い操作（「サブプレッショングループのバイパス操作」、「RCICタ排気圧高トリップインタローロックのバイパス操作」等）については、本評価において考慮するものとした。 （「1.事故シナリオグループ等の選定に係るPRAの実施範囲と評価対象について」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
3. レベル1 PRA 3. 1 内部事象（出力運転時） a. 対象プラント ① 対象とするプラントの説明 ● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ② 停止時のプラント状態の推移（停止時PRAのみ） ③ プラント状態分類（停止時PRAのみ） ● プラント状態分類の考え方 ● プラント状態の分類結果	① PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。 （「3.1.1.1 対象プラント（1）対象とするプラントの説明」） ② 停止時PRAで記載 ③ 停止時PRAで記載
b. 起回事象 ① 評価対象とした起回事象のリスト，説明及び発生頻度 ● 起回事象リスト，説明及び発生頻度 ● 起回事象の抽出の方法，グループ化している場合にはグループ化の考え方，発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起回事象と，対象外とした理由	① 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に至る可能性のある起回事象を選定し、発生頻度を評価した。 （「3.1.1.2 起回事象（1）評価対象とした起回事象について」） ● 起回事象の抽出に当たっては、国内外の評価事例やプラント設備の故障時の影響を分析し、プラント応答や必要となる緩和設備が同等であり、同一のイベントツリー及びフォールトツリーで扱える事象をグループ化した。起回事象発生頻度は、LOCAを除き、国内BWRプラントの運転実績に基づき評価し、発生実績のない事象については0.5件の発生を仮定した。LOCAについては、米国の評価方法を踏まえて発生頻度を評価した。 （「3.1.1.2 起回事象（1）評価対象とした起回事象について」） ● 発生頻度やプラントへの影響等の観点から、リスク評価上の重要性は低いと考え、評価対象から除外した。 ・ 出力運転時中の制御棒引き抜き ・ 原子炉冷却材流量の部分喪失及び原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 ・ 放射性気体廃棄物処理施設の破損 ・ 燃料集合体の落下事象 ・ 制御棒落下 ・ 主蒸気管破断 ・ 原子炉圧力容器破損（DBA超過LOCA） ・ 通常停止 （「3.1.1.2 起回事象（1）評価対象とした起回事象について」）

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

P R A の説明における参照事項（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
c. 成功基準 ① 成功基準の一覧表 ● 炉心損傷の定義 ● 起因事象ごとの成功基準の一覧表 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水解析等を実施した場合は使用した解析結果，及び使用した解析コードの検証性	① ● 燃料被覆管表面温度が 1200℃を超えると評価される状態 ● 燃料被覆管の酸化量が著しくなる前の被覆管厚さの 15%を超えると評価される状態 (「3.1.1.3 成功基準 (1)成功基準について」) ● 成功基準の一覧表は S A F E R コードによる成功基準解析結果を用いて起因事象ごとに整理した。 (「3.1.1.3 成功基準 (1)成功基準について」及び「別紙 3.1.1.3-1 成功基準解析及び事故進展解析について」) ● 運転員による緩和操作を対象として，それらを遂行するまでの余裕時間を M A A P コードによる事故進展解析結果等に基づき設定した。また，使命時間については，プラントを安定な状態に移行させることが可能であり，機能喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できることから，24時間と設定した。 (「3.1.1.3 成功基準 (1)成功基準について」) ● 成功基準解析に使用した S A F E R コードは，許認可解析で十分な実績を有しており，十分な検証が行われている。また，事故進展解析に使用した M A A P コードの検証性については，重大事故等防止対策の有効性評価の内容説明と合わせて提示する。 (「3.1.1.3 成功基準 (1)成功基準について」)
d. 事故シナリクス ① イベントツリー ● イベントツリー図 ● ヘドインング，事故進展及び最終状態の説明 ● イベントツリー作成上の主要な仮定	① 起因事象に対して，炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し，炉心損傷に至る事故シナリクスの最終状態をイベントツリーとして展開した。また，展開した事故シナリクスの最終状態又は成功状態のいずれかに分類した。イベントツリーによって展開した事故シナリクスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類している。炉心損傷状態については，「原子炉停止機能」，「炉心冷却機能」，「格納容器からの除熱機能」の各安全機能に着目し，起因事象及び緩和設備の成否等によって分類した。 (「3.1.1.4 事故シナリクス (1)イベントツリー」)
e. システム信頼性 ① 評価対象としたシステムとその説明 ● 評価対象システム一覧 ● システムの概要，機能，系統図，必要とするサポート系，試験，システム信頼性評価上の主要な仮定	① 評価対象としたシステムについては一覽表を作成し，それぞれのシステムごとに概要，機能，系統図，必要とするサポート系，試験，システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。 (「3.1.1.5 システム信頼性 (1)評価対象としたシステムとその説明」)

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
② システム信頼性評価手法 ③ システム信頼性評価の結果 ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカセット（FTを用いた場合） ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠	② システム信頼性解析では、フロントライン系とそのサポート系についてフールツリーを作成し、信頼性評価を行った。 （「3.1.1.5 システム信頼性 (2) システム信頼性評価手法」及び「別紙 3.1.1.5-1 サポート系が一部故障している場合の評価について」） ③ システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカセットの評価も実施した。 （「3.1.1.5 システム信頼性 (3) システム信頼性評価の結果」） ④ 制御棒挿入失敗確率についてシステム信頼性評価を実施せずに非信頼度を設定しており、その根拠を明確にした。 （「3.1.1.5 システム信頼性 (4)」）
f. 信頼性パラメータ ① 非信頼度を構成する要素と評価式 ② 機器故障率パラメータの一覧 ● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類、機器の境界、故障モードの分類等） ● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等） ● 機器故障率パラメータの不確かさ幅 ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 ④ 待機除外確率 ⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ	① 非信頼度を構成する要素としては、機器故障、共通要因故障、試験による待機除外、保守作業による待機除外、人的過誤等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。 （「3.1.1.6 信頼性パラメータ (1) 評価対象としたシステムとその説明」） ② NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21カ年49基データ）を基にした「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」（以下「21カ年データ」という。）に記載されているデータを使用した。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16カ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、（財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従った。 なお、21カ年データに記載のない機器の故障率については、類似性を考慮した工学的判断に基づき、21カ年データに記載された他の機器の故障率を使用した （「3.1.1.6 信頼性パラメータ (2) 機器故障確率」） ③ 故障した機器や外部電源の使命時間中の復旧には期待していない。 （「3.1.1.6 信頼性パラメータ (3) 機器復帰の取り扱い方法及び機器復帰失敗確率」） ④ 待機除外確率は保守点検作業による待機除外を考慮しており、機器の平均修復時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。 （「3.1.1.6 信頼性パラメータ (4) 待機除外確率」） ⑤ 冗長機能を有する機器を対象に、動的機器の動的故障モード及び一部の静的機器について共通要因故障を考慮した。また、共通要因故障パラメータについては、米国で公開されている文献に記載のデータを使用した。 （「3.1.1.6 信頼性パラメータ (5) 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容		東海第二発電所の対応状況
g. 人的過誤 ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類，人的操作に対する許容時間，過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価結果 ● 人的過誤評価用いた主要な仮定		① THERP手法を用いて人的過誤確率を評価した。 ● 人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後に分類した。起因事象発生前の人的過誤として，試験・保守作業の終了後の通常状態への復旧忘れ（手動弁の開閉忘れ等）を考慮した。起因事象発生後として，認知失敗及び操作失敗を考慮した。 ● 認知失敗確率の評価では，成功基準解析及び事故進展解析の結果を踏まえ，人的操作に対する許容時間を考慮した。また，当直長 ● 起因事象発生前及び起因事象発生後の人的過誤確率の評価結果を一覧表で整理した。 ● 各人的過誤の評価において評価上の仮定を整理した。（「3.1.1.7 人的過誤」）
h. 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ② 炉心損傷頻度 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ③ 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析		① 計算コード Safety Watcher を用いて，フォールトツリー結合法により事故シナリオを定量化し，炉心損傷頻度を算出した。（「3.1.1.8 炉心損傷頻度（1）炉心損傷頻度の算出に用いた方法」） ② 全炉心損傷頻度，起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオを整理し，結果の分析を行った（「3.1.1.8 炉心損傷頻度（2）炉心損傷頻度」） ③ 炉心損傷頻度に至る支配的な要因を確認する観点で，重要度解析を実施した。また，炉心損傷頻度の不確実さの幅を評価するため，不確実さ解析を実施した。感度解析は，給復水系を考慮した場合や個別プラントの起因事象発生頻度，機器故障率データを用いた場合の炉心損傷頻度を評価し，事故シナリオグループへの影響を検討した。（「3.1.1.8 炉心損傷頻度（3）重要度解析，不確実さ解析及び感度解析」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
3. レベル1 PRA 3. 1 内部事象（停止時） a. 対象プラント ① 対象とするプラントの説明 ● 設計基準事故対処設備であり，重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等，PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ② 停止時のプラント状態の推移（停止時PRAのみ） ③ プラント状態分類（停止時PRAのみ） ● プラント状態分類の考え方 ● プラント状態の分類結果	① PRAの中で考慮する設備を，プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。 （「3.1.2.1 対象プラント（1）対象とするプラントの説明」） ② 停止時のプラント状態の推移を図に整理した。 （「3.1.2.1 対象プラント（2）停止時のプラント状態の推移」） ③ プラント停止中は，プラントの状態の変化に伴って，崩壊熱除去等に対する成功基準，余裕時間，及び使用可能な設備の組み合わせが変化するため，プラント状態（POS）を分類した。また，定期検査工程の進捗に伴う使用可能な緩和設備の組み合わせの変化を考慮し，POS-B及びPOS-Cを，それぞれPOS-B1～B6及びPOS-C1，C2に細分化した。 （「3.1.2.1 対象プラント（3）プラント状態分類」）
b. 起回事象 ① 評価対象とした起回事象のリスト，説明及び発生頻度 ● 起回事象リスト，説明及び発生頻度 ● 起回事象の抽出の方法，グループ化している場合にはグループ化の考 え方，発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起回事象と，対象外とした理由	① 炉心損傷へ至る可能性のある事象を選定し，その事象の説明及び発生頻度を整理した。 （「3.1.2.2 起回事象（1）起回事象の選定」） ● 適用する起回事象について，以下の手法により，検討し選定した。 ・ マスターロジックダイアグラムに基づく分析 ● 起回事象発生頻度は，国内BWRプラントの運転実績やイベントツリー及びフォールトツリーを用いて評価した。なお，起回事象のグループ化は実施していない。 （「3.1.2.2 起回事象（1）起回事象の選定及び（3）起回事象のグループ化」） ● 発生頻度やプラントへの影響等の観点から，リスク評価上の重要性は低いと考え，評価対象から除外した。 ・ インターフェースシステムLOCA ・ 配管破断LOCA ・ 燃料集合体の落下事象 ・ 反応度投入事象 ・ RHR運転中のLOCA （「3.1.2.2 起回事象（2）評価対象外とした起回事象」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
c. 成功基準 ① 成功基準の一覧表 ● 炉心損傷の定義 ● 起因事象ごとの成功基準の一覧表 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性	① ● 炉心燃料の有効燃料長頂部（TAF）が露出した状態と設定した。（「3.1.2.3 成功基準（1）炉心損傷判定条件」） ● 炉心損傷防止に必要な緩和設備の観点から、成功基準の一覧表を起因事象ごとに整理した。 （「3.1.2.3 成功基準（2）起因事象ごとの成功基準の一覧表」） ● 余裕時間については、崩壊熱除去機能喪失に係る起因事象及び原子炉水位がウェルフル満水時に発生する可能性のある冷却材流出に係る起因事象に対しては、TAF露出までの時間が長いことを考慮し、設定していない。また、原子炉冷却材の流出に係る起因事象に対しては、原子炉水位が通常水位の場合に発生する可能性のある事象については、TAF露出までの時間を考慮した。使命時間については、24時間と設定した。 （「3.1.2.3 成功基準（3）対処設備作動までの余裕時間及び使命時間」） ● 熱水力解析を実施していない。 （「3.1.2.3 成功基準（4）熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性」）
d. 事故シナシケンス ① イベントツリー ● イベントツリー図 ● ヘデイング、事故進展及び最終状態の説明 ● イベントツリー作成上の主要な仮定	① 各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シナシケンスを展開した。また、展開した事故シナシケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。事故シナシケンスの最終状態については、炉心損傷に至る主要な要因の観点から区別するため、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉冷却材の流出」に分類した。 （「3.1.2.4 事故シナシケンス（1）イベントツリー」）
e. システム信頼性 ① 評価対象としたシステムとその説明 ● 評価対象システム一覧 ● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定 ② システム信頼性評価手法	① 評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステム信頼性に概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。 （「3.1.2.5 システム信頼性（1）評価対象としたシステムとその説明」） ② システム信頼性解析では、フロンティアイン系とサポート系についてフオルツリーを作成し、信頼性評価を行った。 フオルツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき(1)に示した緩和設備についてフオルツリーを作成し、定量化を実施した。 （「3.1.2.5 システム信頼性（2）システム信頼性評価手法」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
③ システム信頼性評価の結果 ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカセット（FTを用いた場合） ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠	③ システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカセットの評価も実施した。 （「3.1.2.5 システム信頼性（3）システム信頼性評価の結果」） ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。 （「3.1.2.5 システム信頼性」）
f. 信頼性パラメータ ① 非信頼度を構成する要素と評価式 ② 機器故障率パラメータの一覧 ● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類、機器の境界、故障モードの分類等） ● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等） ● 機器故障率パラメータの不確かさ幅 ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 ④ 待機除外確率 ⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ	① 非信頼度を構成する要素としては、機器故障、共通要因故障、人的過誤等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。 （「3.1.2.6 信頼性パラメータ（1）非信頼度を構成する要素と評価式」） ② 機器故障率は、原則として、NUC I Aで公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21カ年49基データ）を基にした「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」（以下「21カ年データ」という。）に記載されているデータを使用した。また、NUC I Aで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16カ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、（財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従った。 （「3.1.2.6 信頼性パラメータ（2）機器故障率」） ③ 故障した機器や外部電源の使命時間中の復旧には期待していない。 （「3.1.2.6 信頼性パラメータ（3）機器復帰の取り扱い方法及び機器復帰失敗確率」） ④ 機器の待機状態はPOS分類の中で直接考慮しているため、待機除外確率は使用していない。 （「3.1.2.6 信頼性パラメータ（4）待機除外確率」） ⑤ 冗長機能を有する機器を対象に、動的機器の動的故障モード及び一部の静的機器について共通要因故障を考慮した。また、共通要因故障パラメータについては、米国で公開されている文献に記載のデータを使用した。 （「3.1.2.6 信頼性パラメータ（5）共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
g. 人的過誤 ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価結果 ● 人的過誤評価用いた主要な仮定	① THERP手法を用いて人的過誤確率を評価した。 ● 人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後に分類した。起因事象発生前の人的過誤として、試験・保守作業の終了後の通常状態への復旧忘れ（手動弁の開閉忘れ等）を考慮した。起因事象発生後として、認知失敗及び操作失敗を考慮した。 ● 認知失敗確率の評価では、成功基準解析及び事故進展解析の結果を踏まえ、人的操作に対する許容時間を考慮した。また、当直長 ● 起因事象発生前及び起因事象発生後の人的過誤確率の評価結果を一覧表で整理した。 ● 各人的過誤の評価において評価上の仮定を整理した。 （「3.1.2.7 人的過誤」）
① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ② 炉心損傷頻度 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析	① 計算コード Safety Watcher を用いて、フォールトツリー結合法により事故シナリオを定量化し、炉心損傷頻度を算出した。 （「3.1.2.8 炉心損傷頻度（1）炉心損傷頻度の算出に用いた方法」） ② 全炉心損傷頻度、起因事象及びPOS別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。 なお、停止時においては、レベル1・5 PRAは実施しないため、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の評価は実施していない。 （「3.1.2.8 炉心損傷頻度（1）炉心損傷頻度」） ③ 炉心損傷頻度に至る支配的な要因を確認する観点で、重要度解析を実施した。また、炉心損傷頻度の不確実さの幅を評価するため、不確実さ解析を実施した。感度解析は、現行保安規定における運用管理のリスクへの影響を把握するための評価を実施した。 （「3.1.2.8 炉心損傷頻度（2）重要度解析、（3）不確実さ解析及び感度解析」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
3. 2 外部事象（地震） a. 対象プラントと事故シナリオ ① 対象とするプラントの説明 ● 地震PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 ② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析 ● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起因事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果	① 内部事象出力運転時レベル1PRAにおいて収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計では確認が難しいプラント情報を取得するべく、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、東海第二発電所においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。 ・ 耐震安全性の確認 ・ 二次的影響の確認 （「3.2.1.1 対象プラントと事故シナリオ（1）対象とするプラントの説明」） ② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。 ・ 原子炉建屋損傷 ・ 格納容器損傷 ・ 原子炉圧力容器器損傷 ・ 格納容器バイパス ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（ELOCA） ・ 計装・制御系喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 交流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 過渡事象 （「3.2.1.1 対象プラントと事故シナリオ（2）地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
b. 地震，津波ハザード ①地震ハザード評価の方法 ●新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード及び津波ハザード評価に用いた手法の説明 ②地震ハザード評価に当たったの主要な仮定 ●震源モデル，地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確定要因の分析結果の説明 ●不確定さ要因の分析結果に基づいて作成したたロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 ③地震ハザード評価結果 ●作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と，各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ●地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明	①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」の方法に基づき評価した。 （「3.2.1.2 確率論的地震ハザード（1）確率論的地震ハザード評価の方法」） ②震源モデルは，特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。それぞれの震源モデルにおいて，当社の調査結果等に基づき設定した震源モデル（以下，モデルAという）の他，地震調査研究推進本部の知見に基づき設定した震源モデル（以下，モデルBという）をロジックツリーで考慮した。 特定震源モデルのうち内陸地殻内地震の評価において，モデルAについては敷地周辺の耐震設計上考慮する活断層等の他，活断層研究会編（1991）に掲載されている活断層に基づいて評価した。モデルBについては地震調査研究推進本部（2009a）で考慮されている活断層を評価対象とした。特定震源モデルのうち海溝型地震の評価において，モデルAでは関東地震を，モデルBでは関東地震及び茨城県沖で発生する地震を特定震源として扱った。 領域震源モデルについては，内陸地殻内地震及び海溝型地震を考慮し，敷地から150km程度を評価対象とした。モデルAについては，垣見他（2003）を参照して領域区分し，各領域の最大マグニチュードを領域内の過去の地震の最大値を基に設定した。モデルBについては，地震調査研究推進本部（2009a）に基づいて領域区分し，各領域の最大マグニチュードを地震調査研究推進本部（2012）に基づき設定した。 地震動伝播モデルはNoda et al（2012）による距離減衰式を用いた。ロジックツリーは，震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において，地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因に基づいて作成した。震源モデルについては，モデルAとモデルBをロジックツリーで考慮した。 （「3.2.1.2 確率論的地震ハザード（2）確率論的地震ハザード評価に当たったの主要な仮定」） ③上記を踏まえ平均地震ハザード曲線及びフラクタイル地震ハザード曲線を作成した。また，基準地震動S_sの応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルを比較した。 フラジリティ評価用地震動は年超過確率10^{-5}の一様ハザードスペクトルに適合する模擬波とし，経時特性を基準地震動S_sの策定と同様にNoda et al.（2002）に基づき地震規模$M=7.6$，等価震源距離$X_{eq}=25.7\text{km}$とした。 （「3.2.1.2 確率論的地震ハザード（3）確率論的地震ハザード評価結果」）

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

P R A の説明における参照事項（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
c. 建屋・機器のフラジリティ ① 評価対象と損傷モードの設定 ② フラジリティの評価方法の選択 ③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等） ④ フラジリティ評価における耐力情報 ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 ⑤ フラジリティ評価における応答情報 ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 ⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果	①～⑥ 以下の手順でフラジリティ評価を実施した。 (1) 評価対象と損傷モードの設定 (2) 評価方法の選択 (3) 評価上の不確かさ、応答係数等の設定 (4) 現実的耐力の評価 (5) 現実的応答の評価 (6) フラジリティの評価 建屋フラジリティ及び屋外重要土木構造物のフラジリティは「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」、機器フラジリティは「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を評価方法として採用した。また、各機器に対する耐震評価結果、加振試験結果、文献値等を基に、現実的耐力と現実的応答を評価してフラジリティを算出した。なお、構造損傷モードについては、機器の損傷に支配的となる部位に着目して評価を行った。（「3.2.1.3-1 建屋のフラジリティ」、「3.2.1.3-2 屋外重要土木構造物のフラジリティ」、「3.2.1.3-3 機器のフラジリティ」）
d. 事故シナリオ (1) 起因事象 ① 評価対象とした起因事象のリスト，説明及び発生頻度 ● 地震により誘発される起因事象の選定方法とその結果 ● グループ化している場合にはグループ化の考え方，発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起因事象と，対象外とした理由 ● 地震固有の事象とその取扱い ② 階層イベントツリーとその説明 ● 起因事象の階層化の考え方，イベントツリーとその説明	① 事故シナリオの分析を踏まえ、地震 P R A における起因事象は以下を評価対象とした。 ・ 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（E L O C A） ・ 計装・制御系喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 交流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 過渡事象 ② 選定した起因事象を基に、地震により発生する起因事象の影響を考慮して階層イベントツリーを作成した。 「3.2.1.4 事故シナリオ（1）起因事象」

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
(2) 成功基準 ① 成功基準の一覧 ● 起因事象ごとの成功基準 ● 炉心損傷の定義 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性 (3) 事故シナケンス ① イベントツリー ● イベントツリー図 ● ヘディング，事故進展及び最終状態 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 (4) システム信頼性 ① 評価対象としたシステムとその説明 ● 評価対象システム一覧 ● システム図，必要とするサポート系，試験，システム信頼性評価上の主要な仮定 ● B及びCクラス機器の取扱い ② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い ③ システム信頼性評価結果 ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット（FTを用いた場合） ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 (5) 人的過誤 ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類，人的操作に対する許容時間，過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果	① 炉心損傷の定義，炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準並びに余裕時間は内部事象出力運転レベル1PRAと相違がない。ただし，同様のシステムは完全相関を仮定しているため，事故緩和に必要な系統数は考慮していない。また，緩和手段のない起因事象については成功基準を設定していない。使用時間については内部事象出力運転レベル1PRAと同様に24時間とし，地震動で損傷した機器の復旧は期待していない。 「3.2.1.4 事故シナケンス (2) 成功基準」 ① 起因事象の発生要因は地震と内部事象では異なるが，起因事象発生後の緩和設備は内部事象出力運転レベル1PRAと同様の設備に期待した。 「3.2.1.4 事故シナケンス (3) 事故シナケンス」 ① 内部事象出力運転レベル1PRAにおける検討内容及び事故シナリオの分析を踏まえて作成した建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象出力運転レベル1PRAと同様である。 なお，耐震重要度B及びCクラス機器については，地震の影響を考慮し，その機能は期待しない。ただし，安全設備の使用時間内の機能維持に必要なとなる燃料移送系設備は評価対象とした。 ② 冗長設備は基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されるため，同様の系統及び機器に対する機能喪失は，系統間及び機器間で完全に従属するものとした。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を想定した。 ③ 内部事象出力運転レベル1PRAと同様に，イベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について，フォールトツリーを作成し，信頼性を評価した。 ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。 「3.2.1.4 事故シナケンス (4) システム信頼性」 ① 地震PRAでは以下に示すように，内部事象出力運転レベル1PRAでの検討に基づいた人的過誤確率を使用した。起因事象発生前の人的過誤，起因事象発生後の人的過誤の起因が地震であっても変わることはないため，内部事象レベル1PRAでの検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は運転員操作に係る心的負担が大いことを考慮し，内部事象出力運転レベル1PRAでの検討結果に対して，人的過誤のストレスファクタを設定した。 「3.2.1.4 事故シナケンス (5) 人的過誤」

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

P R A の説明における参照事項（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
(6) 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ② 炉心損傷頻度結果 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析 ③ 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析	① 本評価では，条件付分岐確率イベントツリー法を用いた計算コード Risk Spectrum により炉心損傷頻度を評価した。 ② 上記のとおり評価手法により定量化し，事故シナリオ別の炉心損傷頻度，地震加速度区別炉心損傷頻度を算出し，主要な事故シナリオを確認した。 なお，後述するように地震レベル 1・5 P R A は今回実施しないため，プラント損傷状態別の分析評価は行っていない。 ③ 事故シナリオグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として，不確実さ解析を行った。 また，炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で，重要度解析を実施した。 また，対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定，データ等を選定し，感度解析を実施した。 「3.2.1.4 事故シナリオ (6) 炉心損傷頻度」

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
3. 2 外部事象（津波） a. 対象プラントと事故シナリオ ① 対象とするプラントの説明 ● 津波PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 ② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析 ● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起回事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果	① 内部事象出力運転時レベル1PRAにおいて収集したプラント構成・特性等に関する情報その他、配置関連設計により津波PRAに必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、東海第二発電所においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。 ・ 津波の影響 ・ 間接的被害の可能性 （「3.2.2.1 対象プラントと事故シナリオ（1）対象とするプラントの説明」） ② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起回事象を選定した。 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 また、津波PRAの評価対象設備を以下のように分類し、建物・機器リストを作成した。 ・ 津波防護施設及び浸水防止設備 ・ 起回事象を引き起こす設備 ・ 起回事象を緩和する設備 （「3.2.2.1 対象プラントと事故シナリオ（2）津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」）
b. 津波ハザード ① 津波ハザード評価の方法 ● 新規制基準（津波）にて策定された基準地震動及び基準津波の超過確率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明	① 基本津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザードは、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」，「確率論的津波ハザード解析の方法」（平成23年9月 社団法人 土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会），2011年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえ実施した。 （「3.2.2.2 確率論的津波ハザード（1）確率論的津波ハザード評価の方法」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
② 津波ハザード評価に当たった際の主要な仮定 ● 津波発生モデル、津波伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実さ要因の分析結果の説明 ● 不確実さ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 ③ 津波ハザード評価結果 ● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 津波ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動及び津波水位変動の作成方法の説明	● ② 認識論的不確実さとして、津波発生領域、波源モデル、発生パターン、地震規模、平均発生間隔等を考慮した。偶然的な不確実さとして、津波水位のばらつき分布を対数正規分布として考慮した。ロジックツリーの作成に当たっては、日本原子力学会標準（2011）、土木学会（2002、2009、2011）、原子力安全基盤機構（2014）、地震調査研究推進本部（2012a、2012b）を参考とし、2011年東北地方太平洋沖地震の知見を踏まえて分岐及び重みを設定した。 （「3.2.2.2 確率論的津波ハザード（2）確率論的津波ハザード評価に当たった際の主要な仮定」） ③ ロジックツリーを基にハザード曲線を算定した。最高水位及び最低水位の年超過確率は10^{-4}程度及び10^{-3}程度である。 （「3.2.2.2 確率論的津波ハザード（3）確率論的津波ハザード評価結果」）
c. 建屋・機器のフラジリティ ① 評価対象と損傷モードの設定 ② フラジリティの評価方法の選択 ③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等） ④ フラジリティ評価における耐力情報 ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 ⑤ フラジリティ評価における応答情報 ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準津波による波力等で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準津波による津波水位変動で被水・没水する評価部位の状況【機能損傷の場合】 ⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果	① ～⑥ 建屋・機器リストに基づき、評価対象設備の考慮すべき影響（損傷モード）ごとにフラジリティを検討した。その結果、津波防護施設及び浸水防止設備については波力を、また、起因事象を引き起こす設備及び起因事象を緩和する設備については没水、被水を津波による支配的な損傷モードとして抽出した。 - 抽出した評価対象設備に対する波力、没水、被水の損傷モードについては、津波が評価対象設備を損傷又は評価対象設備に到達する津波高さに達した時点で、当該設備が確率1.0で損傷すると仮定した。 （「3.2.2.3 建屋・機器フラジリティ」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
d. 事故シナケンス (1) 起因事象 ① 評価対象とした起因事象のリスト，説明及び発生頻度 ● 津波により誘発される起因事象の選定方法とその結果 ● グループ化している場合にはグループ化の考え方，発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起因事象と，対象外とした理由 ● 津波固有の事象とその取扱い ② 階層イベントツリーとその説明 ● 起因事象の階層化の考え方，イベントツリーとその説明 (2) 成功基準 ① 成功基準の一覧 ● 起因事象ごとの成功基準 ● 炉心損傷の定義 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果，及び使用した解析コードの検証性 (3) 事故シナケンス ① イベントツリー ● イベントツリー図 ● ヘディング，事故進展及び最終状態 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 ② システム信頼性 ① 評価対象としたシステムとその説明 ● 評価対象システム一覧 ● 系統図，必要とするサポート系，試験，システム信頼性評価上の主要な仮定 ● B及びCクラス機器の取扱い ② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い ③ システム信頼性評価結果 ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット（FTを用いた場合） ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠	① 津波PRAでは以下の起因事象を抽出した。 ・ 最終ヒートシンク喪失（T.P.+20m～T.P.+23m） ・ 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（T.P.+23m～） ② 選定した起因事象について，影響が大きい事故シナリオを考慮して階層イベントツリーを作成した。 （「3.2.2.4 事故シナケンス（1）起因事象」） ① 炉心損傷防止の成功基準は，内部事象出力運転時レベル1PRAと津波PRAでは相違がないため，内部事象出力運転時レベル1PRAで設定した成功基準を用いた。ただし，津波襲来までに原子炉は停止していることから，原子炉停止機能については，評価対象とはせず考慮していない。使命時間については内部事象出力運転時レベル1PRAと同様に24時間とし，津波で損傷した機器の復旧は期待していない。 （「3.2.2.4 事故シナケンス（2）成功基準」） ① 起因事象「最終ヒートシンク喪失」については，いずれのシナケンスも炉心損傷に至るが，圧力バウンダリの健全性及び高圧炉心冷却系であるRCICの成否により事故シナケンスが異なるため，イベントツリーを展開して評価した。 （「3.2.2.4 事故シナケンス（3）事故シナケンス」） ① システムの非信頼度は，内部事象出力運転時レベル1PRAと同じである。 ② フロントライン系及びそのサポート系の機器間の相関は内部事象出力運転時レベル1PRAと同じである。 ③ 起因事象を緩和する設備のシステム信頼性は，内部事象出力運転時レベル1PRAと同じである。津波の影響を受ける可能性のある設備は，建屋・機器フラジリティ評価の結果及び人的過誤を考慮して設備の信頼性評価を実施した。 ④ 本評価ではシステム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。 （「3.2.2.4 事故シナケンス（4）システム信頼性」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
(5) 人的過誤 ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果 (6) 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ② 炉心損傷頻度結果 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析 ③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析	① 起因事象発生前の人的過誤、起因事象発生後の人的過誤の起因が地震であつても変わることはないため、内部事象レベル1 PRAでの検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は運転員操作に係る心的負担が大きいことを考慮し、内部事象出力運転時レベル1 PRAでの検討結果に対して、人的過誤のストレスファクターを設定した。 （「3.2.2.4 事故シナリオ (5) 人的過誤」） ① 計算コード Risk Spectrum を用いてフォールトツリー結合法により炉心損傷頻度を評価した。 ② 上述した手順でモデルを定量化し、津波高さ別及びプラント損傷状態別の炉心損傷頻度を評価した。また、全炉心損傷頻度への寄与割合から主要な事故シナリオを抽出し、その内容を分析した。 ③ 津波ハザードやランダム故障確率に含まれる不確実さが炉心損傷頻度の分布に与える影響を評価するため、不確実さ解析を行った。重要度解析については、津波PRAの評価対象となる高さT.P.20m以上の津波では必ず炉心損傷に至ることから、有益な結果が得られないため実施していない。また、感度解析として、津波襲来前に地震により外部電源が喪失すると仮定した評価を実施した。 （「3.2.2.4 事故シナリオ (6) 炉心損傷頻度」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
4. レベル1.5 PRA 4.1 内部事象 a. プラントの構成・特性 ① 対象プラントに関する説明 ● 機器・系統配置，形状・設備容量，事故への対処操作，燃料及びデブリの移動経路など	① 対象プラントの機器・系統配置，形状・設備容量，事故の緩和と操作，燃料及びデブリの移動経路等を整理した。（「4.1.1.1 プラントの構成・特性（1）対象プラントに関する説明」）
b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度 ① プラント損傷状態の一覧 ● プラント損傷状態の考え方 ● プラント損傷状態の一覧 ● レベル1の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果 ● レベル1の結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合） ② プラント損傷状態ごとの発生頻度 ● プラント損傷状態ごとの発生頻度	① 内部事象出力運転時レベル1 PRAで得られた炉心損傷状態に至るすべての事故シナリオに対して，事故の進展及び緩和と操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）に分類し，一覧表で示した。（「4.1.1.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度（1）PDSの一覧」） ② プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。（「4.1.1.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度（1）PDS別の炉心損傷頻度」）
c. 格納容器破損モード ① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明 ● 格納容器破損モード分類の考え方 ● 格納容器破損モードの一覧 ● 各破損モードに関する説明	① 事故の進展を考慮して，格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して格納容器破損モードを分類した。また，格納容器破損モードの一覧において各格納容器破損モードの概要をまとめた。（「4.1.1.3 格納容器破損モード（1）格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明」）
d. 事故シナリオ ① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス ● 格納容器イベントツリー構築の考え方 ● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明 ② 格納容器イベントツリー ● 格納容器イベントツリーを構築するに当たって検討した，重要な物理化学現象，対処設備の作動・不動作，運転員操作（レベル1との整合性を含む），ヘディング間の従属性 ● 格納容器イベントツリー ● 格納容器イベントツリーの最終状態への健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け結果	① イベントツリーは，炉心損傷後の事象進展を考慮し，RPV破損前，RPV破損直後及び事故進展後長期の各フェーズにおける緩和設備の作動状況，発生する可能性のある格納容器破損モードを踏まえて展開した。（「4.1.1.4 事故シナリオ（1）格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス」） ② 事故死後院後の各フェーズにおける緩和手段の作動状況及び物理化学現象に基づき設定したヘディングに対して，ヘディング間の従属性を整理した。また，格納容器イベントツリーの構築に当たっては，最終状態が健全な場合も含めて格納容器破損モードを割り付けた。（「4.1.1.4 事故シナリオ（2）格納容器イベントツリー」）

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
e. 事故進展解析 ① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明 ● 事故シナリオ選定の考え方 ● 事故進展解析の解析条件 ● 解析対象とした事故シナリオ一覧 ● 対象事故シナリオの説明 ● 有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由 ② 事故シナリオの解析結果	① 事故進展解析の対象とした事故シナリオは、故進展の類似性、緩和設備の機能喪失状態の類似性を考慮して選定した。選定した事故シナリオは、選定理由とともに一覧表に整理した。また、事故進展解析の主要な解析条件を一覧表にまとめた。 (「4.1.1.5 事故進展解析 (1) 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明」) ② 選定した各事故シナリオについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び原子炉圧力容器内及び各事故シナリオの解析結果における特徴的な事故進展を記載した。 (「4.1.1.5 事故進展解析 (2) 事故シナリオの解析結果」)
f. 格納容器破損頻度 ① 格納容器破損頻度の評価方法 ② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 ● 分岐確率の算出方法 ● 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 ③ 格納容器破損頻度の評価結果 ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析 ● 起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析 ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析	① 格納容器破損頻度の定量化では、内部事象出力運転時レベル1 PRAの評価に用いている計算コードと同じ Safety Watcher を使用し、格納容器イベントツリーのヘディングに対する分岐確率を入力条件として、PDSごとの条件付き格納容器破損確率 (CCFP) 及び格納容器破損頻度 (CCFP) を算出した。 (「4.1.1.6 格納容器破損頻度 (1) 格納容器破損頻度の評価方法」) ② 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率は、緩和操作と物理化学現象に分類し、その分岐確率の算出方法を整理した。 (「4.1.1.6 格納容器破損頻度 (2) 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率」) ③ 全格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析、PDS別格納容器破損頻度、破損モード別格納容器破損頻度の分析結果を整理した。 (「4.1.1.6 格納容器破損頻度 (3) 格納容器破損頻度の評価結果」)
g. 不確実さ解析及び感度解析 ① 不確実解析結果 ② 感度解析結果	① 格納容器破損頻度の不確実さの幅を評価するため、不確実さ解析を実施した。その結果、格納容器破損モード別の点推定値は不確実さ分布内にあり、点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差がないことを確認した。 (「4.1.1.7 不確実さ解析及び感度解析 (1) 不確実解析」) ② Mark-II 型格納容器の特徴を把握するための感度解析を実施し、その結果をとりまとめた。 (「4.1.1.7 不確実さ解析及び感度解析 (2) 感度解析」)

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

P R A の 説 明 に お け る 参 照 事 項 （ 原 子 力 規 制 庁 平 成 2 5 年 9 月 ） の 記 載 内 容	東海第二発電所の対応状況
4． 2 外 部 事 象 （ 地 震 ） a. プ ラ ン ト の 構 成 ・ 特 性 ① 対 象 プ ラ ン ト に 関 す る 説 明 ● 機 器 ・ 系 統 配 置 ， 形 状 ・ 設 備 容 量 ， 事 故 へ の 対 処 操 作 ， 燃 料 及 び デ ギ ー の 移 動 経 路 な ど ● ウ オ ー ク ダ ウ ン 実 施 の 有 無 と ウ オ ー ク ダ ウ ン の 結 果 ② 地 震 に よ り 格 納 容 器 破 損 に 至 る 事 故 シ ナ リ オ ● 格 納 容 器 損 傷 及 び そ の 波 及 的 影 響 の シ ナ リ オ の 分 析 ・ 選 定 と ス ク リ ー ニ ン グ の 説 明 ● 事 故 シ ナ リ オ と 起 因 事 象 の 分 析 結 果 ● 建 物 ・ 機 器 リ ス ト の 作 成 結 果	地震レベル1.5 P R A については学会手順に一部手順が示されているの みであり，標準的なP R A手法が確立されていないことから，実施してい ない．なお，格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷する格納 容器破損モードが考えられるが，それ以外の事故シナケンスについては， 内部事象と同様の格納容器破損モードが考えられる。
b. 地 震 ハ ザ ー ド ① 地 震 ハ ザ ー ド 評 価 の 方 法 ● 新 規 制 基 準 （ 地 震 ， 津 波 ） に て 策 定 さ れ た 基 準 地 震 動 の 超 過 確 率 の 算 出 に 用 い た 地 震 ハ ザ ー ド 評 価 に 用 い た 手 法 ② 地 震 ハ ザ ー ド 評 価 に 当 た っ て の 主 要 な 仮 定 ● 震 源 モ デ ル ， 地 震 動 伝 播 モ デ ル の 設 定 と 各 モ デ ル の 設 定 根 拠 及 び 不 確 実 さ 要 因 の 分 析 結 果 の 説 明 ● 不 確 実 さ 要 因 の 分 析 結 果 に 基 づ い て 作 成 し た ロ ジ ッ ク ツ リ ー の 明 示 と ロ ジ ッ ク ツ リ ー の 各 分 岐 に お い て 設 定 し た 重 み の 根 拠 の 説 明 ③ 地 震 ハ ザ ー ド 評 価 結 果 ● 作 成 し た ロ ジ ッ ク ツ リ ー を 用 い た 地 震 ハ ザ ー ド 曲 線 群 の 算 出 と ， 地 震 ハ ザ ー ド 曲 線 群 か ら 求 め た 信 頼 度 別 ハ ザ ー ド 曲 線 や 平 均 ハ ザ ー ド 曲 線 の 説 明 ● 地 震 ハ ザ ー ド 評 価 結 果 に 基 づ く フ ラ ジ リ ティ 評 価 用 地 震 動 の 作 成 方 法 の 説 明	—

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

PRAの説明における参照事項（原子力規制庁 平成25年9月）の記載内容	東海第二発電所の対応状況
c. 建屋・機器のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの設定 ②フラジリティの評価方法の選択 ③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定，応答係数等） ④フラジリティ評価における耐力情報 ●評価部位，損傷モード及びその耐力値と確率分布 ●評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ●機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 ⑤フラジリティ評価における応答情報 ●評価部位，損傷モード及びその応答値と確率分布 ●基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ●基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 ●基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 ⑥建物・機器のフラジリティ評価結果	—
d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度 ①プラント損傷状態の一覧 ●プラント損傷状態の考え方 ●プラント損傷状態の一覧 ●レベル1の事故シナケンスに対するプラント損傷状態の分類結果 ●レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合） ②プラント損傷状態ごとの発生頻度	—
e. 格納容器破損モード ①格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明 ●格納容器破損モード分類の考え方 ●格納容器破損モードの一覧 ●各破損モードに関する説明	—

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

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

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

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

東海第二発電所 P R A ピアレビュー実施結果及び今後の対応方針 について

1. 目 的

事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施した P R A の妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外の P R A 専門家によるピアレビューを実施した。また、レビューにおいて指摘されたコメントについては、今後の対応方針を検討した。

2. ピアレビューの実施内容

2.1 内部事象 P R A

今回実施した以下に示す各 P R A を対象に、日本原子力学会標準との整合性、及び国内外の知見を踏まえた P R A 手法の妥当性について確認を行った。なお、本ピアレビューでは「P S A 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）」及び「原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013（2014 年 5 月 一般社団法人 日本原子力学会）」（以下「ガイドライン等」という。）を参考にレビューを行った。

(1) レビュー対象とした P R A

- ・ 内部事象出力運転時レベル 1 P R A
- ・ 内部事象停止時レベル 1 P R A
- ・ 内部事象出力運転時レベル 1 . 5 P R A

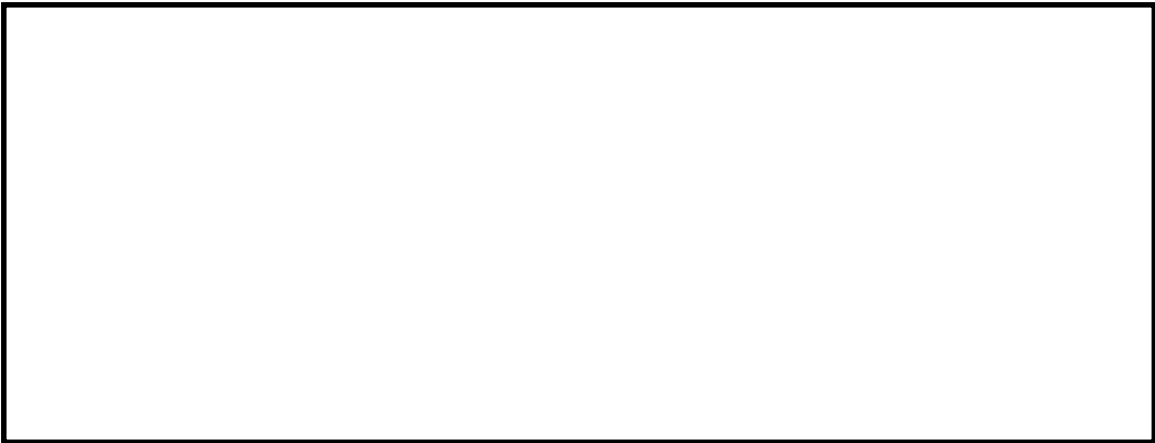
なお、地震レベル 1 P R A 及び津波レベル 1 P R A については、実施時期が異なるため、2.2 章に記載する。

(2) レビュー体制

レビューアの選定にあたっては、ガイドライン等に従い、専門

性，経験，独立性及び公正性の 4 つの要素を考慮して以下のとおり選定した。なお，レビューの実施にあたっては，多面的な視点で評価するため，各 P R A はレビューチームのうち複数のメンバー（主担当，副担当）がレビューを行うこととした。また，今回実施したレビュー実施方法を含め P R A 全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点で P R A の経験豊富な海外レビューアを招聘し，欧米での P R A 実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。レビュー体制のイメージを図 1 に示す。

●国内レビューア：7 名



●海外レビューア：1 名

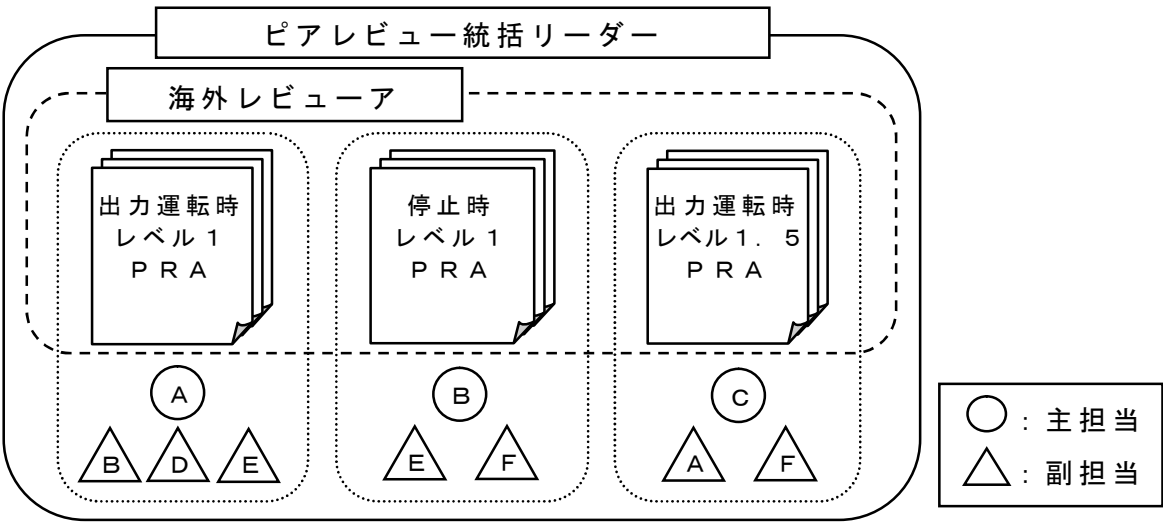


図 1 レビュー体制のイメージ

(3) 国内レビューアのレビュー方法及び内容

a. 事前準備（情報収集及び分析）：約 1 週間

オンサイトレビューを効率的かつ効果的に実施するために、事前に当社から国内レビューアへ P R A の概要資料を提示し、国内レビューアが全体の内容を把握するとともに、オンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目を抽出・整理する期間を設けた。

b. オンサイトレビュー：約 1 週間

国内レビューアは、各 P R A の実施内容について文書化された資料を基に、学会標準への適合性確認を主眼としてレビューを実施した。レビューを円滑に進めるため、P R A 実施者（当社社員、当社協力会社社員）と質疑応答の場を設け、事実関係を確認するとともに、国内レビューアとの質疑応答の内容については適宜文書化しながら進めた。

c. ピアレビュー結果報告書の作成：約 1 か月

国内レビューアは、オンサイトレビューにて抽出したコメントを以下の項目ごとに整理し、ピアレビューの実施結果を報告書として取りまとめた。

・指摘事項

P R A が学会標準に技術的に適合しないもの、又は評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題があるもの

・推奨事項

学会標準には適合しているものの、より品質の高い P R A の実施のために反映が推奨されるもの

- ・文書化における指摘事項

学会標準への適合性を示すための文書化が不足しているもの

- ・文書化における改善提案

学会標準への適合性を示すための文書化はされているものの、P R Aの説明性向上の観点から改善が望ましいもの

- ・良好事例

良好的な事例で、今後も継続した実施が望まれるもの

2.2 外部事象 P R A

今回実施した以下に示す各 P R A を対象に、日本原子力学会標準との整合性、及び国内外の知見を踏まえた P R A 手法の妥当性について確認を行った。なお、本ピアレビューでは「P S A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）」及び「原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013（2014 年 5 月 一般社団法人 日本原子力学会）」（以下「ガイドライン等」という。）を参考にレビューを行った。

(1) レビュー対象とした P R A

- ・地震レベル 1 P R A
- ・津波レベル 1 P R A

(2) レビュー体制

レビューアの選定にあたっては、ガイドライン等に従い、専門性、経験、独立性及び公正性の 4 つの要素を考慮して以下のとおり選定した。なお、レビューの実施にあたっては、多面的な視点で評価するため、各 P R A はレビューチームのうち複数のメンバー（主担当、副担当）がレビューを行うこととした。また、今回

実施したレビュー実施方法を含めP R A全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でP R Aの経験豊富な海外レビューアを招聘し，欧米でのP R A実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。レビュー体制のイメージを図2に示す。

●国内レビューア：5名



●海外レビューア：1名

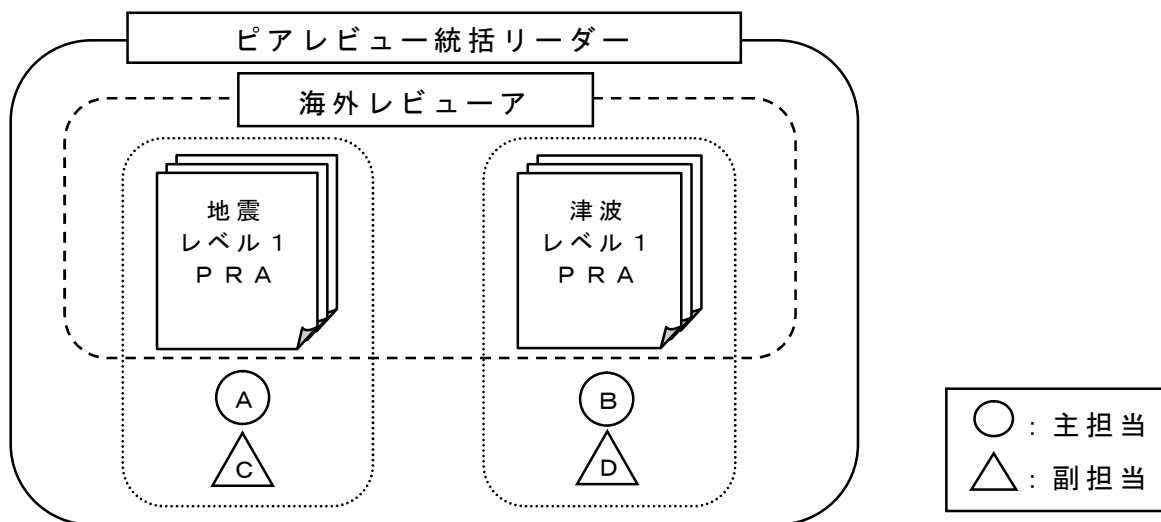


図2 レビュー体制のイメージ

(3) 国内レビューアのレビュー方法及び内容

a. 事前準備（情報収集及び分析）：約2週間

オンサイトレビューを効率的かつ効果的に実施するために，事前に当社から国内レビューアへP R Aの概要資料を提示し，国内レビューアが全体の内容を把握するとともに，オンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目を抽出・整理す

る期間を設けた。

b. オンサイトレビュー：約 1 週間

国内レビューアは、各 P R A の実施内容について文書化された資料を基に、学会標準への適合性確認を主眼としてレビューを実施した。レビューを円滑に進めるため、P R A 実施者（当社社員、当社協力会社社員）と質疑応答の場を設け、事実関係を確認するとともに、国内レビューアとの質疑応答の内容については適宜文書化しながら進めた。

c. ピアレビュー結果報告書の作成：約 1 か月

国内レビューアは、オンサイトレビューにて抽出したコメントを以下の項目ごとに整理し、ピアレビューの実施結果を報告書として取りまとめた。

・指摘事項

P R A が学会標準に技術的に適合しないもの、又は評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題があるもの

・推奨事項

学会標準には適合しているものの、より品質の高い P R A の実施のために反映が推奨されるもの

・文書化における指摘事項

学会標準への適合性を示すための文書化が不足しているもの

・文書化における改善提案

学会標準への適合性を示すための文書化はされているものの、P R A の説明性向上の観点から改善が望ましいもの

・良好事例

良好的な事例で，今後も継続した実施が望まれるもの

3. レビュー結果の概要及び今後の対応方針

(1) 国内レビューアからのコメント

国内レビューアによる東海第二発電所のP R Aに対するコメント件数を表1に，コメントの分類ごとの割合を図3に示す。

レビューの結果，指摘事項は0件であり，今回実施したP R Aが学会標準に技術的に適合していること，及び評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点はないことが確認された。

また，推奨事項は12件，文書化における指摘事項は10件，文書化における改善提案は97件，良好事例は32件であった。

国内レビューアによるレビュー結果の概要及び今後の対応方針について以下にまとめる。

表1 国内レビューアによるコメント件数

		出力運転時 レベル1 P R A	停止時 レベル1 P R A	出力運転時 レベル1. 5 P R A	地震 レベル1 P R A	津波 レベル1 P R A	合計
指摘事項		0	0	0	0	0	0
推奨事項		7	3	0	1	1	12
文書化	指摘事項	1	7	0	2	0	10
	改善提案	34	22	15	19	7	97
良好事例		14	7	5	5	1	32
合計		56	39	20	27	9	151

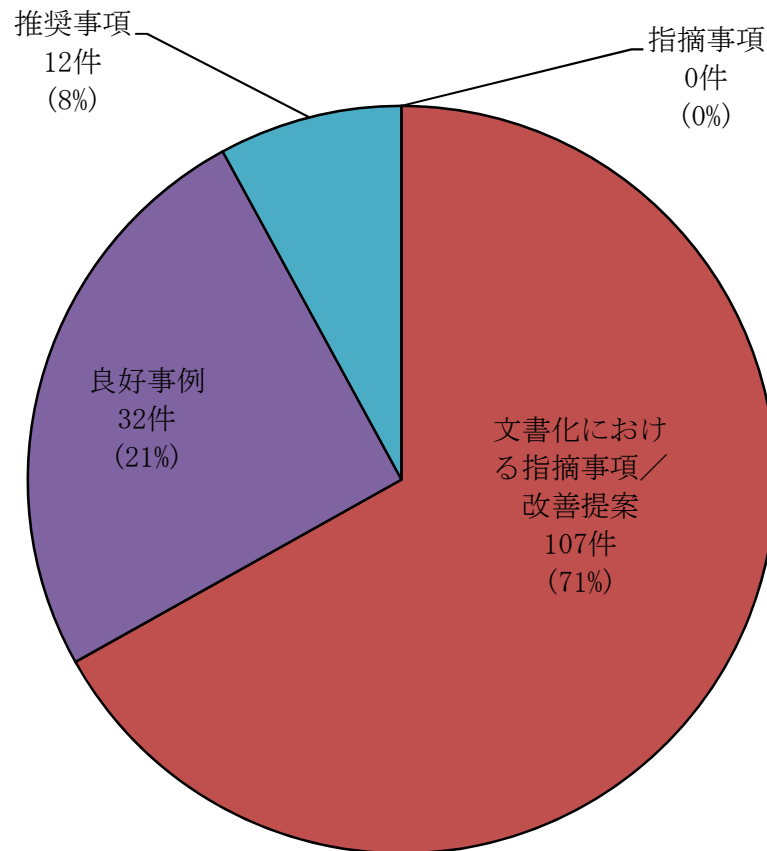


図 3 全コメントに対する各コメントの割合

a . 指摘事項

今回のピアレビューでは指摘事項は 0 件であり，学会標準に適合した P R A であること，及び評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題がないことが確認された。

b . 推奨事項

今回のピアレビューでは 12 件の推奨事項が挙げられた。推奨事項の内容を表 2 に示す。これらの推奨事項については，今後，評価手法改善に向けた調査・検討を実施していく。

c . 文書化における指摘事項及び改善提案

今回のピアレビューでは 10 件の指摘事項，97 件の改善提案が

挙げられており，モデル化された内容が詳細に文書化されていない事例が多く挙げられた。文書化については，実施した P R A モデルの内容を説明するうえで重要な要素であることから，今後文書化の際に改善を図っていく。文書化に関するコメントの一例を以下に示す。

＜文書化における指摘事項＞

- ・緩和操作と緩和設備との従属性について追記する必要がある。

（停止時レベル 1 P R A）

＜文書化における改善提案＞

- ・格納容器破損モードの設定における，I S L O C A の発生箇所及び破損規模の分析については，出力運転時レベル 1 P R A 説明資料にて分析されているため，該当箇所を参照しておくことが望ましい。（出力運転時レベル 1．5 P R A）

d．良好事例

今回のピアレビューでは 32 件の良好事例が挙げられた。今回良好事例として挙げられた項目については，今後も引き続き継続実施していくとともに，更なる品質向上に努めていく。良好事例の一例を以下に示す。

＜良好事例＞

- ・フォールトツリー集に，システムごとのフォールトツリーの作成内容が詳細かつ明確にまとめられている。（出力運転時レベル 1 P R A）
- ・他の研究機関において B W R 5 M a r k - II 型格納容器プラントを対象に実施された評価例も調査し，感度解析を実施している。（出力運転時レベル 1．5 P R A）

(2) 海外レビューアからのコメント

今回のピアレビューでは、海外レビューアから 21 件のコメントが挙げられた。海外レビューアからのコメントを表 3 に示す。今回実施した P R A は学会標準に適合した手法を用いて評価を実施しているが、海外レビューアからのコメントを踏まえ、今後、より品質の高い P R A の実施に向けて反映を検討していく。

4. ま と め

東海第二発電所の P R A を対象としたピアレビューの結果、国内レビューアからの指摘事項は無く、P R A が学会標準に技術的に適合していること、及び評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点はないことが確認された。しかしながら、より品質の高い P R A の実施に有益なものとして推奨事項、文書化における指摘事項及び改善提案が多く挙げられた。また、海外レビューアからも、海外の事例との相違点を踏まえたコメントが得られた。これらのコメントについては、今後、より品質の高い P R A の実施に向けて反映を検討していく。

表2 国内レビューアからのコメント内容及びそのコメントへの対応方針 (1/4)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
出力運転時レベル1	成功基準の設定	1	今回のPRAは設計基準ベースの評価であるため、許認可解析コードを用いている。しかし、今後アクシデントマネジメント策等を考慮した評価を行う場合には、リアリスティックな解析結果では成功基準を満足する条件に対しても、保守的な許認可解析コードを用いた場合には成功基準を満たさない結果を与えるおそれがある。したがって、リアリスティックな解析結果を与える詳細解析コードを評価に用いることを推奨する。	今回のPRAは設計基準事故対処設備のみに期待した評価であるが、今後実施する安全性向上評価は、重大事故等対処設備等のアクシデントマネジメント策に期待した評価であることから、現実的な成功基準を設定するため、必要に応じて詳細解析コードによる成功基準解析の実施を検討することとする。
		2	公表されている同型プラントのPRA（PSR等）により、成功基準の妥当性を確認することが望ましい。	今回のPRAでは、同型プラントの成功基準との比較は実施していたが、文書化を実施していなかった。 また、左記のコメントと合わせて、成功基準の妥当性確認に関する文書化における改善提案が出されている。 このため、今後、同型プラントとの比較について適切に文書化していくこととする。

表2 国内レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (2/4)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
出力運転時レベル1	人間信頼性解析	3, 4	人的過誤確率について、HRAツリーの各分岐で中央値とEFから平均値を算出し、それぞれの平均値を用いて人的過誤確率の平均値を評価し、EFをTHERPの基準により設定しているが、不確実さの伝播を適切に評価するために、モンテカルロ計算やNUREG/CR-1278のAppendix-Aに記載されている近似計算を実施することを推奨する。 (起因事象発生前、起因事象発生後)	今回のPRAにおける人的過誤確率の算出方法と比べて、Appendix-Aの手法では平均値は約1.2倍、EFは約0.4倍となり、モンテカルロ計算の手法では平均値は同等、EFは約0.2倍となる。また、Appendix-Aの数値を用いて感度解析を実施した結果、全炉心損傷頻度の平均値はベースケースに比べて約1.1倍となり、ベースケースの不確実さの幅の中に納まっていることを確認した。 今回のPRAの目的から、ベースケースを変更する必要はないと判断したが、今後の評価では、人的過誤の不確実さの伝播をより適切に評価するため、THERP以外の手法も含め、人的過誤確率の評価方法について検討していくこととする。
		5	今回のPRAでは、「ISLOCA起因事象発生頻度評価用の弁の開け忘れ／閉め忘れ」の人的過誤確率において、当直長等による過誤回復について、事象発生前の操作であり十分な時間余裕があるため、従属性を低従属として評価している。 この人的過誤があった場合、一連の作業の流れで起因事象が発生し、十分な時間余裕はないと思われるため、当直長等の過誤回復の取り方について再検討することを推奨する。	十分な時間余裕はないとして、過誤回復の従属性を中従属とした場合、人的過誤確率の平均値は約2.8倍となり、ISLOCAの起因事象発生頻度が約2.3倍となるが、ISLOCAのドミナントカットセットは変わらないことを確認した。 今回のPRAの目的から、ベースケースを変更する必要はないと判断したが、今後の評価では、当直長による過誤回復の取り方の見直しについて検討することとする。

表 2 国内レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (3/4)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
出力運転時レベル 1	事故シナリオの定量化	6	類似プラントの評価結果との比較については、公開資料から可能な範囲で何らかの比較を行うことにより、計算結果の妥当性を確認することを推奨する。	東海第二発電所は、補機冷却系の系統構成が、独立した系統による海水直接冷却型であるため、類似プラントの系統構成と異なることから、類似プラントの評価結果との比較による妥当性確認ではなく、事故シナリオのカットセットの分析等により妥当性を確認している。 系統構成の相違による評価結果への影響について評価・分析することは、プラントの特徴を把握するうえで有益であるため、今後の評価では、類似プラントの評価結果との比較を実施することとする。
	感度解析	7	ベイズ更新処理において、更新のためのエビデンス（東海第二実績データ）は事前分布（一般故障率算出のための実績データ）と重複しない実績データを使用することを推奨する。	今回の P R A では、ベイズ更新処理による感度解析を目的としていていることから、事前分布は一般データと見なして簡易的に評価している。 今後の評価では、ベイズケースにおいて個別プラントデータをを用いる場合、事前分布との重複に留意し、ベイズ更新処理を実施することとする。
停止時レベル 1	人間信頼性解析	8, 9	(出力運転時レベル 1 の番号 3, 4 と同様の内容)	(出力運転時レベル 1 の番号 3, 4 と同様の対応方針)
	事故シナリオの定量化	10	(出力運転時レベル 1 の番号 6 と同様の内容)	(出力運転時レベル 1 の番号 6 と同様の対応方針)

表2 国内レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (4/4)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
地震レベル 1	事故シナリオの定量化	11	本評価では、同様の系統及び機器の間の損傷を完全従属とした場合をベースケースとしたうえで、感度解析としてFV重要度上位の機器についてその相関がない場合の解析を実施しているが、それ以外の条件での解析は実施していない。機器の間の相関は冗長な同様の機器の間だけではなく、特に地震時の応答は様々な機器の間に相関があることから、それが炉心損傷頻度に及ぼす影響について検討することが望ましい。	今回のPRAは、冗長化された系統は完全相関、その他の系統は完全独立を仮定してモデル化している。また、相関の不確かさについては冗長化された系統のうち、FV重要度が上位のものを対象に完全独立を仮定して評価することでの影響の程度を確認している。 安全性向上評価へ向けた今後の評価では、相関の不確かさの影響を把握する観点から、冗長化された系統以外についても同種機器等の相関関係が疑われる機器については完全相関とした場合や完全独立とした場合の影響の程度を確認して評価を実施することを検討する。
津波レベル 1	システムのモデル化	12	保守による待機除外の組み合わせが存在しないケースについて、当該ミニマルカットセットを除く目的でイベントヘディングを設けている。今回のPRAにおいては定量的影響が非常に小さく問題はないが、今後のPRAの活用において、待機除外状態を模擬した評価等を実施する場合には、ミニマルカットセットを除外することによって成功分岐において過小評価とならないよう留意することが望ましい。	今回のPRAでは、保安規定に基づき運転上許容されない系統の待機除外の組み合わせを含むカットセットを除外するため、イベントツリーにヘディングを設けて、これらカットセットが含まれることがないよう評価している。これらの待機除外確率の組み合わせについては、定量的影響が非常に小さいため、評価結果に与える影響は無視できるものと考えている。 今後の評価においても、本手法による定量的影響が非常に小さくなることを確認し、評価結果に影響を及ぼすことがないよう留意する。

表3 海外レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (1/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
出力運転時レベル 1	起 因 事 象 の 選 定	1	発電所に関する起因事象の網羅性を担保するため、プラント内の全ての系統（安全系及び非安全系）に対して故障モード／影響解析（FMEA）を実施して東海第二発電所に特有の系統故障による起因事象が存在するかどうかについて確認することを推奨する。	今回のPRAでは、従属性を有する起因事象同定のため、原子炉設置許可申請書添付書類八に記載されている設備について主要な故障モードの影響を分析しており、FMEAを実施している。 しかし、全ての系統に対してはFMEAを実施できていないため、今後の評価において、全ての系統に対するFMEAの実施することとする。
		2	格納容器内及び格納容器外の主蒸気配管の破断（格納容器外主蒸気隔離弁（MSIV）の上流側）に関連する起因事象を考慮することを推奨する。 今回のPRAでは、MSIV下流側の破断は隔離事象又は格納容器バイパスとして考慮されているが、MSIV上流側の破断（PCV内での蒸気流出）については考慮されていない。	今回のPRAでは、MSIV上流側の破断をLOCAに分類している。ただし、LOCAについて液相部の破断と気相部の破断を区別していないが、実際は影響が違いため、成功基準が変わることも考えられる。 今後の評価では、起因事象分類の詳細化（主蒸気配管等の気相部の破断の考慮）について検討することとする。
		3	感度解析において大LOCAの発生位置が考慮されているが、ベースケースモデルにおいても大LOCAの発生位置を考慮することを推奨する。	今回のPRAでは、破断箇所が液相で、かつ配管径が最も大きい原子炉再循環配管の破断を想定し、大LOCAの評価を実施するとともに、ECCS配管破断時を想定した感度解析を実施し、破断箇所の違いによる影響を確認している。 今回のPRAの目的から、ベースケースを変更する必要はないと判断したが、今後の評価では、起因事象分類の詳細化（破断箇所の違いの考慮）について検討することとする。

表3 海外レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (2/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
出力運転時レベル1	起 因 事 象 発 生 頻 度 の 評 価	4	今回実施したPRAでは、サポート系故障の起 因 事 象 発 生 頻 度 の 算 出 に ” Jeffery Non-Informative Prior” 法を用いており、国内B WRプラントにおいて発生実績が0件の事象につ いては0.5件として計算している。系統／トレン 故障の起 因 事 象 発 生 頻 度 につ いて は、 フ ォ ー ル ト ツリーモデルを用いて評価することを推奨する。	学会標準では,” Jeffery Non-Informative Prior” 法、フォールトツリーを用いる方法のいずれも要求 を満足する手法とされている。フォールトツリーを 用いる方法はプラントの系統構成の特徴を考慮し た評価となる一方、評価に用いる機器故障率に依存 した評価となる。そのため、今後の評価では、個別 プラントの機器故障率データの採用時にフォール トツリーを用いる評価方法の採用について検討す ることとする。
		5	ベイズ更新処理した東海第二発電所特有の起 因 事 象 発 生 頻 度 を 用 い た 感 度 解 析 を 実 施 し て い る が、ベースケースモデルにおいて東海第二発電所 特有の起 因 事 象 発 生 頻 度 を 用 い る こ と を 推 奨 す る。	今回のPRAの目的から、ベースケースを変更す る必要はないと判断したが、東海第二発電所固有の 起 因 事 象 発 生 頻 度 を 用 い る こ と は、 プ ラ ン ト の 特 徴 を踏まえたPRAを実施するうえで重要であるた め、今後の評価では、ベースケースにおいてベイズ 更新処理した起 因 事 象 発 生 頻 度 を 用 い る こ と と す る。
	人 間 信 頼 性 解 析	6	今回のPRAでは、制御室内の別の運転員によ る過誤回復を考慮していると説明があったが、制 御室内の複数の運転員はプラントの過渡変化／事 故に対して個々の運転員がそれぞれ独立して別の 対応をするのではなく、一つのグループとして対 応するので、一つの単位／チームとして扱うこと を推奨する。	今回のPRAでは、認知については制御室内の運 転員を一つのグループとして扱っており、操作につ いては全体を指揮し操作の報告を受ける上位運転 員による過誤回復を考慮している。 これは学会標準においても認められた手法であ るが、学会標準は古い手法（THERP手法）を基 にしているため、今後の評価では、学会標準の改訂 状況や海外の最新知見等を踏まえて、具体的な人的 過誤確率の評価手法を検討することとする。

表3 海外レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (3/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
出力運転時レベル 1	感 度 解 析	7	NRCのCCFに関する報告書のデータを用いて感度解析を実施しているが、ベースケースモデルにおいてこのデータを用いることを推奨する。	今回のPRAでは、NRCのCCFに関する報告書「CCF Parameter Estimations」のデータを用いた感度解析を実施し、全炉心損傷頻度への影響が小さいこと、及び事故シナシスグループの全炉心損傷頻度への寄与割合は同様の傾向を示していることを確認している。 今回のPRAの目的から、ベースケースを変更する必要はないと判断したが、今後の安全性を評価するPRAでは、国内の検討状況も踏まえて、CCFの評価方法について検討することとする。
	重 要 度 解 析	8	重要度指標のRAWについて、冗長機器が関与する共通原因故障の重要度のRAWは示さず、個別機器のみに対して示すことを推奨する。 ある機器に対してRAWを示すことは、その機器を待機除外にすることを表しているため、共通原因故障のRAWを示すということは、全ての冗長性のある機器を待機除外にすることに等しい。	今回のPRAでは、当該機器の共通原因故障や人的過誤が評価結果に及ぼす影響を確認するため、共通原因故障や人的過誤を含めて重要度評価結果を示している。 今後の評価では、重要度評価の目的に応じて、個別機器のみを対象とした重要度評価を実施することとする。
停止時レベル 1	適 用 範 囲	9	移行期間（最大出力運転状態から真空中破壊まで、制御棒引き抜きから最大出力運転状態まで）におけるリスクを明示的に評価することを推奨する。	今回のPRAでは、学会標準に基づき、移行期間を出力運転時に含めて評価している。 ただし、低出力状態特有の運転操作に係る人的過誤を起因とする事象の発生の可能性があること等を考慮し、今後の評価では、移行期間中のリスク評価について検討することとする。

表 3 海外レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (4/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
停止レベル 1	起因事象発生頻度の評価	10	R H R 喪失及び R H R S 喪失の起因事象発生頻度の計算については、フォールトツリーモデルを用いて評価することを推奨する。	今回の P R A では、学会標準に基づき、R H R 喪失については国内 B W R プラントの停止時運転実績から得られた発生件数から算出しており、R H R S 喪失については発生実績がないため、Jeffery Non-Informative Prior 法を用いている。 フォールトツリーを用いる方法はプラントの系統構成の特徴を考慮した評価となる一方、評価に用いる機器故障率に依存した評価となる。そのため、今後の評価では、個別プラントの機器故障率データの採用時にフォールトツリーを用いる評価方法の採用について検討することとする。
		11	L O S P 喪失の起因事象発生頻度の計算については、日本の B W R プラント向けに策定された一般的なパラメータが使用されていた。日本の各原子力発電所はそれぞれ異なる L O S P 頻度を有していると考えられることから、L O S P の起因事象発生頻度は東海第二発電所特有のものとするこを推奨する (L O S P の起因事象は、東海第二発電所の停止時リスクによって支配的な寄与因子であることに注意すること。))。	今回の評価では、L O S P 喪失の発生頻度は、学会標準に基づき、国内 B W R プラントの停止時運転実績から得られた発生件数から算出している。 個別プラントの特徴を踏まえた起因事象発生頻度とするため、今後の評価では、ベイズ更新処理した評価等により、東海第二発電所固有の起因事象発生頻度を求めることとする。

表3 海外レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (5/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
停止時レベル1	P O S の 設 定	12	今回の停止時レベル1 P R A において選択した燃料交換停止の P O S の期間と、過去の実際の燃料交換停止の P O S との間に顕著な相違がないかどうかを検討すること、相違がある場合には、感度解析を実施して P O S の各期間の相違によるプラントリスクへの影響を評価することを推奨する。	今回の評価では、P R A の目的から代表的な定期検査工程を評価対象としており、通常は実施しない特殊工程（大規模な工事やトラブル等による点検工程）を含まない等の観点から選定している。 左記のコメントのとおり、定期検査工程により P O S の相違があり、プラント停止期間中のリスクはそれぞれ異なるため、今後の評価では、評価の目的に応じて P O S の影響を評価することとする。
	人間信頼性解析	13	R H R トレン間での切替操作時の L O C A では、切替後の R H R ラインにおける R P V への注水入弁の開け忘れが原因で、R H R ポンプミニフロ一弁が開くことで S / P へと冷却材が流出することとを想定している。 そこで、切替後に運転中の R H R を L P C I モードに切り替えて注水することに期待しているが、その操作中にミニフローラインからの漏えいを認識し、L O C A の収束させる措置を講じると考えるのがより妥当である。 よって、以下の1つをモデル化することを推奨する。 ・運転員による L O C A の診断及び収束操作を考慮する。 ・運転員が漏えい箇所を認識し、収束させることに失敗した場合、L P C I を用いた L O C A の緩和に期待しない。	今回の P R A では、冷却材流出の認知に成功した場合には漏えい箇所の隔離に期待しているが、その隔離に失敗しても、R H R 切替後に運転中の R H R の L P C I 注水操作にも期待する評価となっている。これは、冷却材流出箇所の特定期間中に失敗して隔離操作に失敗した場合でも、注水操作を実施することによって L O C A を収束させることが可能と判断したためである。 ただし、現実的な操作をモデル化すべきとのコメントの主旨を踏まえ、今後の評価ではより現実的な評価方法について検討することとする。

表3 海外レビューからのコメント内容及びそのコメントへの対応方針 (6/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
停止時レベル1	人間信頼性解析	14	(出力運転時レベル1の番号6と同様の内容)	(出力運転時レベル1の番号6と同様の対応方針)
	重要度解析	15	(出力運転時レベル1の番号8と同様の内容)	(出力運転時レベル1の番号8と同様の対応方針)
地震レベル1	システムのモデル化	16	RHRシステムの全ての配管を最も弱い（耐震性が最も低い）配管部位で代表させて評価している。RHRシステムのある配管部位を代表させるために、その最も弱い配管部位を使用する方法は保守的である。しかし、最も弱い配管部位を用いて、RHRシステムの全ての配管を代表させるのは非保守的である。 地震に起因するシステムの故障へのそれぞれの寄与度を考慮するために、系統に含まれるすべての配管について別々にモデル化することを推奨する。	東海第二発電所の配管のフラジリティは他の機器と比較して強く、配管を区画で分けてそれぞれをモデル化したとしても、地震PRA評価に与える影響は小さいと考えられる。 今回のPRAの目的から、評価結果に影響を与えるものではないと判断するが、米国事例の手法を取り入れることにより、配管系の影響の程度を正確に把握することが可能となることから、必要に応じてモデルの高度化を行っていく必要があると考えている。

表3 海外レビューアからのコメント内容及びその対応方針 (7/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
地震レベル1	フラジリティ評価	17	パワーセンタ及びメタルクラッドスイッチギアは、リレーチャタリングにより機能喪失する可能性がある。リレーチャタリングに対する耐力中央値は、機器本体の電氣的機能故障の中央値よりも低いと思われる。リレーチャタリングの影響を考慮していない場合、感度解析を推奨する。	電気・制御機器のフラジリティ評価において使用している機能維持確認加速度は、機器本体の機能喪失のみでなく、リレーチャタリングによる機能喪失を考慮した加速度であるため、今回の地震PRAは、リレーチャタリングの影響を取込んだ評価となっている。このため、感度解析は不要と考える。
	システムのモデル化	18	米国の一部の地震PRAで用いられるHRA手法では以下について考慮している。(1) 地震事象発生後の時間、(2) 運転員操作の場所（制御室内か制御室外か）、(3) 最大加速度に基づく地震過酷度。東海第二発電所の地震PRAモデルについて計算された人的過誤確率（HEP）は、すべての地震加速レベルに対して使用されている。高い加速レベルについては異なるHEPを使用することを推奨する。	今回のPRAでは、評価対象としている全ての地震加速度（0.16G～3.0G）で同じ人的過誤確率を用いて評価を行っている。高加速度領域においては、地震による機器損傷により直接炉心損傷に至るシナジェンスが支配的となるため、高加速度領域における人的過誤確率の増加が、評価結果に与える影響は小さいものと予想される。また、低加速度領域では人的過誤を含むランダム故障が支配的であるが、地震が人的過誤に及ぼす影響は小さいと考えられるため、人的過誤確率を高めに設定することにより保守的な評価となると考えられる。なお、今後、安全性向上評価へ向けて、地震PRAにおけるHRA手法については、国内外の最新知見等を必要に応じて反映することを検討する。

表3 海外レビューアからのコメント内容及びそのコメントへの対応方針 (8/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
地震レベル1	不確実さ解析	19	東海第二発電所の地震起因のCDFについての 不確実さ解析では、発電所敷地に関するパーセントイルハザード曲線に等しい重み付けをしている。不確実さ解析で用いるハザード曲線のフォーマットは、パーセントイル曲線ではなくグループの重み付けハザード曲線にすべきである。	不確実さ解析に関しては、今回の評価では既往の評価を参考にパーセントイルハザード曲線に等しい重み付けをして実施している。今回のPRAの目的から、不確実さ解析を変更する必要はないと考えるが、安全性向上評価へ向けた今後の評価では、左記コメントを踏まえ、不確実さ解析に係る国内外の最新知見等を収集し、必要に応じて反映することを検討する。
津波レベル1	事故シナリオのスクリーニング	20	漂流物の影響は衝突の他に取水構造物の取水スクリーンを詰まらせる影響も考えられる。また、取水スクリーンの閉塞による影響は、より高い年間頻度で発生する可能性がある。漂流物が取水スクリーンを閉塞させる影響を除外できかどうかを検討することとを推奨する。	大型の漂流物については、海水取水設備を閉塞させることが無いと判断しているが、藻のような小さな漂流物による海水取水設備の閉塞事象については、評価方法の具体的な知見がないことから、今後の課題と考えている。 また、防潮堤を越流すると、海水取水系が機能喪失するため、コメントの内容はT.P.+20m以下の区分での議論となる。津波PRAでは、T.P.+20m以下を評価対象外としており、当該区分における海水取水設備の機能喪失については、内部事象PRAにおいて考慮している。 このため、今回のPRAの目的から、海水取水設備への漂流物の影響は考慮不要と考えるが、今後は必要に応じてモデルの高度化を行っていく必要があると考えている。

表3 海外レビューからのコメント内容及びその対応方針 (9/9)

分類	項目	番号	コメント内容	対応方針
津波レベル1	システムのモデル化	21	SSCの損傷を伴わない津波起因のシナリオに 関して、事故（過渡事象）シークエンスモデルにお いて考慮する運転員操作のHEPへの津波影響を 評価するため、感度解析を実施することを推奨す る。	今回のPRAでは、SSCの損傷を伴わない津波 については、津波を起因とした事故シークエンスが発 生しないため、津波PRA学会標準に従い内部事象 PRAの評価範囲に含まれるものとして対象外と している。 なお、仮に人的過誤への津波影響を考慮した評価 を実施した場合、内部事象PRAよりも人的過誤確 率を高め設定しているため、内部事象PRAの評 価と比較して炉心損傷頻度が増加することが予想 される。ただし、その結果として新たな事故シーク エンスは抽出されることはないため、今回のPRAの 目的からベースケースの変更は必要ないと判断し た。 なお、今後の評価においては、内部事象PRAと 比較して人的過誤確率の差異が結果に影響を及ぼ す影響が大きいと判断した場合には、必要に応じて モデルの高度化を行っていく必要があると考えて いる。