

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成 30 年 5 月

東北電力株式会社

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 1.1 概要
- 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 1.3 評価に当たって考慮する事項
- 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 1.6 解析の実施
- 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
- 1.8 必要な要員及び資源の評価方針

本日ご提出範囲

付録1 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ついて

付録2 原子炉格納容器の限界温度・圧力

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再開失敗+HPCS失敗
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.5 原子炉停止機能喪失
- 2.6 LOCA時注水機能喪失
- 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

3. 運転中の原子炉における重大事故

- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
- 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

- 3.4 水素燃焼
- 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

- 4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 4.1 想定事故 1
 - 4.2 想定事故 2

- 5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 5.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入

- 6. 必要な要員及び資源の評価
 - 6.1 必要な要員及び資源の評価条件
 - 6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
 - 6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

添付資料 目次

- 添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要
- 添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について
- 添付資料 1.5.1 女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
- 添付資料 1.5.2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
- 添付資料 1.5.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について
- 添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー

- 添付資料 2.1.1 安定状態について
- 添付資料 2.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料 2.1.3 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 2.1.4 7 日間における水源、燃料評価結果について（高圧・低圧注水機能喪失）

- 添付資料 2.2.1 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転実績について
- 添付資料 2.2.2 安定状態について
- 添付資料 2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料 2.2.4 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系作動台数の考え方について
- 添付資料 2.2.5 7 日間における燃料評価結果について（高圧注水・減圧機能喪失）

- 添付資料 2.3.1.1 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料 2.3.1.2 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料 2.3.1.3 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について
- 添付資料 2.3.1.4 安定状態について
- 添付資料 2.3.1.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋HPCS 失敗）
- 添付資料 2.3.1.6 7 日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流

動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗）

- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失時における高圧代替注水系の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料 2.3.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）
- 添付資料 2.3.3.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）
- 添付資料 2.3.3.2 7 日間における燃料，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）
- 添付資料 2.3.4.1 安定状態について
- 添付資料 2.3.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）
- 添付資料 2.3.4.3 減圧・注水開始時間の時間余裕について
- 添付資料 2.3.4.4 7 日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）
- 添付資料 2.4.1.1 安定状態について
- 添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料 2.4.1.3 7 日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料 2.4.2.1 安定状態について
- 添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源，燃料評価結果について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性
- 添付資料 2.5.2 安定状態について
- 添付資料 2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 2.5.4 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響

- 添付資料 2.5.5 外部電源喪失を想定した場合の感度解析
- 添付資料 2.5.6 注水温度に関する感度解析
- 添付資料 2.5.7 ほう酸水注入系のほう酸水濃度に関する感度解析
- 添付資料 2.5.8 SLC 起動を手動起動としていることについての整理
- 添付資料 2.5.9 7 日間における水源, 燃料評価結果について (原子炉停止機能喪失)
- 添付資料 2.5.10 格納容器除熱に関する感度解析

- 添付資料 2.6.1 中小破断 L O C A の事象想定について
- 添付資料 2.6.2 敷地境界の実効線量評価について
- 添付資料 2.6.3 安定状態について
- 添付資料 2.6.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (L O C A 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.5 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について (L O C A 時注水機能喪失)

- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境について
- 添付資料 2.7.2 安定状態について
- 添付資料 2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))
- 添付資料 2.7.4 7 日間における燃料評価結果について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))

- 添付資料 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について
- 添付資料 3.1.2.2 安定状態について (代替循環冷却系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.3 格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について
- 添付資料 3.1.2.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 3.1.2.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合))
- 添付資料 3.1.2.7 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A に対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 3.1.2.8 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合))

- 添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について
- 添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について
- 添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使用できない場合における原子炉格納容器フィルタベント系からの Cs-137 放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.3.5 安定状態について(代替循環冷却系を使用できない場合)
- 添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))
- 添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.3.8 7日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))

- 添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
- 添付資料 3.2.2 格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」及び「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け
- 添付資料 3.2.3 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.5 7日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理
- 添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価
- 添付資料 3.3.3 格納容器下部への水張り実施の適切性
- 添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)
- 添付資料 3.3.5 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧力スパイクへの影響

- 添付資料 3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響
- 添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.3 安定状態について
- 添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(水素燃焼)

- 添付資料 3.5.1 安定状態について

- 添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(溶融炉心・コンクリート相互作用)
- 添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合並びに格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価
- 添付資料 4.1.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の評価について
- 添付資料 4.1.3 安定状態について
- 添付資料 4.1.4 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)
- 添付資料 4.1.6 7日間における水源, 燃料評価結果について(想定事故1)
- 添付資料 4.2.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.2.2 想定事故2における破断の想定について
- 添付資料 4.2.3 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔について
- 添付資料 4.2.4 安定状態について
- 添付資料 4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)
- 添付資料 4.2.6 7日間における水源, 燃料評価結果について(想定事故2)
- 添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について
- 添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定
- 添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方
- 添付資料 5.1.4 安定状態について
- 添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について
- 添付資料 5.1.6 原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について
- 添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)
- 添付資料 5.1.8 7日間における燃料評価結果について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

- 添付資料 5.2.1 安定状態について
- 添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 全交流動力電源喪失）
- 添付資料 5.2.3 7日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（運転停止中 全交流動力電源喪失）

- 添付資料 5.3.1 原子炉冷却材の流出における運転停止中の線量率評価について
- 添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価におけるPOS選定の考え方
- 添付資料 5.3.3 安定状態について
- 添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）
- 添付資料 5.3.5 7日間における燃料評価結果について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

- 添付資料 5.4.1 反応度誤投入事象の代表性について
- 添付資料 5.4.2 安定状態について
- 添付資料 5.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 反応度誤投入）
- 添付資料 5.4.4 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて

- 添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について
- 添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保について
- 添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について

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ついて

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 事故シーケンスグループの分析について
 - 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出, 整理
 - 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
 - 1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応
 - 1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討
 - 1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理
 - 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて
 - 1.3 重要事故シーケンスの選定について
 - 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方
 - 1.3.2 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分析について
 - 2.1.1 格納容器破損モードの抽出, 整理
 - 2.1.2 内部事象運転時レベル1.5 PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討
 - 2.2 評価事故シーケンスの選定について
 - 2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定
 - 2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果
 - 2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性
 - 2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策
- 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について
 - 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について
 - 3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理
 - 3.2 重要事故シーケンスの選定について
 - 3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方
 - 3.2.2 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 PRAの対象とした主な設備・系統
- 第 1-2 表 内部事象運転時レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
- 第 1-3 表 地震レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
- 第 1-4 表 津波高さ別の発生頻度
- 第 1-5 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス
- 第 1-6 表 PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
- 第 1-7 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震，津波PRA）
- 第 1-8 表 重要事故シーケンス等の選定について

- 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（PDS）の定義
- 第 2-3 表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について
- 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について

- 第 3-1 表 内部事象停止時レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
- 第 3-2 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 3-3 表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について
- 第 3-4 表 炉心損傷までの余裕時間について

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 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー
- 第 1-3 図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー
- 第 1-4 図(1) 地震レベル1 PRAイベントツリー（外部電源喪失）
- 第 1-4 図(2) 地震レベル1 PRAイベントツリー（全交流動力電源喪失）
- 第 1-5 図 津波レベル1 PRAイベントツリー
- 第 1-6 図 プラント全体の炉心損傷頻度
- 第 1-7 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合
- 第 2-1 図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
- 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 格納容器イベントツリー
- 第 2-4 図 内部事象運転時レベル1.5 PRAの定量化結果（格納容器破損モード

別の寄与割合)

- 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及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 3-2 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
- 第 3-3 図 POS の分類及び定期検査工程
- 第 3-4 図 内部事象停止時レベル 1 P R A イベントツリー
- 第 3-5 図 起因事象別の寄与割合
- 第 3-6 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合

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おける外部事象の考慮について
- 2 外部事象に特有の事故シーケンスについて
- 3 諸外国の重大事故対策に係る設備例について
- 4 T B W シーケンスを重要事故シーケンスに選定しない考え方について
- 5 女川 2 号炉 P R A における主要なカットセットと F V 重要度に照らした重大事故防止対策の対応状況
- 6 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等について
- 7 水素燃焼および格納容器直接接触 (シェルアタック) の除外理由について
- 8 格納容器隔離の想定について
- 9 F C I の知見について
- 10 熔融炉心・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
- 11 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について (補足)
- 12 女川 2 号炉 P R A ピアレビュー実施結果について
- 13 「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)」への女川原子力発電所 2 号炉 P R A の対応状況

別添

女川原子力発電所 2 号炉 確率論的リスク評価 (P R A) 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（PRA）を活用している。

当社は従来から定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象レベル 1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル 1.5 PRA（出力運転時）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、外部事象としては現段階で PRA 手法を適用可能な事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA を対象とし、これらの外部事象 PRA から抽出される建屋・構築物及び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ーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

今回実施する PRA の目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下、「AM 策」という。）や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として PRA モデルを構築した。

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

< 今回の PRA 評価対象 >

対象	許認可対象	モデル化採否
設計基準対象施設	対象	モデル化する ^{※1}
AM 策 （平成 4 年計画以前）	対象外	「設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作」、「常用系である給復水系（通常停止時）」 ^{※2} 、「外部電源復旧」 ^{※2} 等はモデル化する。
AM 策 （平成 4 年計画・整備）	対象外	モデル化しない
緊急安全対策	対象外	モデル化しない
重大事故等対処施設	現在申請中	モデル化しない

※1 地震及び津波の PRA については、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。

※2 地震・津波 PRA では考慮しない。

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おいて想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第1-1図に示す。本プロセスに従い、各検討ステップにおける実施内容を整理した。

【概要】

- ① 内部事象運転時レベル1 P R A，外部事象レベル1 P R A（適用可能なものとして地震，津波を選定）及びP R Aを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。
- ③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難なものは，格納容器防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。
- ④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ毎に，「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 事故シーケンスグループの分析について

解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係わる事故シーケンスグループの、個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。

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
- ・ L O C A 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 L O C A）

(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（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 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、P R A の適用可能な外部事象については日本原子力学会における P R A 実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、内部事象運転時レベル 1 P R A、地震レベル 1 P R A 及び津波レベル 1 P R A を実施し、事故シーケンスグループを評価した。実施した各 P R A の詳細は「女川原子力発電所 2 号炉 確率論的リスク評価（P R A）について」に示す。

また、P R A の適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。

実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を以下に示す。

1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) PRAに基づく整理

内部事象運転時レベル1 PRAでは、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手段等の成功及び失敗の組合せを評価し、第1-2図のイベントツリーを用いて網羅的に分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。PRAの対象とした女川原子力発電所2号炉の主な設備系統を第1-1表に示す。また、選定した起因事象及びその発生頻度を第1-2表に示す。

外部事象に関しては、PRAが適用可能な事象として地震レベル1 PRAや津波レベル1 PRAを実施し、内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を行い、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第1-3図に地震レベル1 PRAの階層イベントツリーを、第1-4図に地震レベル1 PRAのイベントツリーを、第1-5図に津波レベル1 PRAのイベントツリーを示す。地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第1-3表に、津波高さとして発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第1-4表に示す。

地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同様である。また、地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAでは、内部事象運転時レベル1 PRAでは想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも扱っている。

具体的には、地震レベル1 PRAでは、建屋の損傷や原子炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、計測・制御系喪失によって原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出しており、これらは直接的に炉心損傷に至る事象として扱っている。

津波レベル1 PRAでは、防潮堤を越える津波により敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、非常用炉心冷却系(以下、「ECCS」という。)等、広範な緩和設備が喪失するため、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出しており、直接的に炉心損傷に至る事象として取り扱っている。

各PRAにより抽出した事故シーケンスを第1-5表に、評価結果を第1-6図及び第1-7図に示す。

(2) PRAに代わる検討に基づく整理

PRAの適用が困難な地震・津波以外の外部事象(以下、「その他外部事象」という。)については、その他外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では、同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、外部電源喪失や全給水喪失等の起

因事象の発生が想定される。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地すべり、火山の影響、生物学的事象、森林火災、人為事象等において想定される事象は、いずれも内部事象運転時レベル1 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に追加すべき事故シーケンスグループ等は抽出されないと推定した。（別紙1）

1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

今回実施したレベル1 P R Aにより抽出した各事故シーケンス（第1-5表参照）を、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と、解釈の1-1(a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループとの関係及び解釈の1-2に示されている要件との関係等を第1-6表に整理した。また、整理の内容1.1.2.1~1.1.2.3に示す。

1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

今回実施したレベル1 P R Aにより抽出した各事故シーケンス（第1-5表参照）について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。喪失した緩和機能が同一であれば対策は基本的に同じであるため、各事故シーケンスのグループ化を行い、解釈で想定する7つの事故シーケンスグループとの関係について以下のとおり整理した。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失（T Q U V）

事象発生後、高圧注水機能や低圧注水機能が喪失した場合、炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては、「高圧・低圧注水機能喪失」に該当し、対策としては低圧代替注水系（常設）等が考えられる。

(b) 高圧注水・減圧機能喪失（T Q U X）

事象発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉の減圧に失敗した場合には、低圧注水機能が使用できないため、炉心への注水ができずに炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては、「高圧注水・減圧機能喪失」に該当し、対策としては代替自動減圧機能等が考えられる。

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

外部電源が喪失する過渡事象時に、非常用電源などの電源の確保に失敗し、炉心損傷に至る。

なお、P R Aでは電源喪失のシーケンスを長期T B，T B D，T B P及びT B Uに詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に該当し、対策としては常設代替交流電源設備等が考えられる。

(d) 崩壊熱除去機能喪失（T W）

原子炉の注水に成功した場合においても、格納容器熱除去機能が喪失した場合

には、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損し、その後、炉心損傷に至る。

事故シーケンスグループとしては、「崩壊熱除去機能喪失」に該当し、対策としては原子炉格納容器フィルタベント系等が考えられる。

(e) 原子炉停止機能喪失 (TC)

原子炉を臨界状態から未臨界状態にし、原子炉を安全な状態に移行する。この機能が喪失した場合、原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷に至る。

事故シーケンスグループとしては、「原子炉停止機能喪失」に該当し、対策としてはほう酸水注入系+代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等が考えられる。

(f) LOCA時注水機能喪失 (AE, S1E, S2E)

LOCA時注水機能喪失は、LOCAが発生した後、高圧注水機能と低圧注水機能が喪失し、炉心損傷に至る。

LOCA時注水機能喪失は、破断口径の大きさに応じて、AE (大破断LOCA)、S1E (中破断LOCA) 及びS2E (小破断LOCA) に分類しており、炉心損傷回避可能な緩和系、原子炉の状態が異なる。

LOCA時注水機能喪失において炉心損傷回避が可能なLOCAの範囲は、原子炉隔離時冷却系による炉心損傷回避が可能な範囲であり、対策としては、高圧代替注水系、又は、原子炉減圧及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水が考えられる。

また、中破断LOCAの規模を超えるLOCAが発生した場合には、炉心損傷を回避するためにECCS相当の容量の注水設備がシーケンシャルに動作することが必要であり、国内外の先進的な対策を考慮しても、全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難である。このため、炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策の有効性を確認することとしている。

(g) 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (ISLOCA)

冷却材が格納容器外に漏えいする格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) については、漏えい防止に失敗することで炉心損傷に至る。

事故シーケンスグループとしては、「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」に該当し、対策としては原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所の隔離、原子炉減圧による原子炉冷却材の漏えいの抑制等が考えられる。

1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討

第1-5表に整理した各事故シーケンスのうち、外部事象である地震・津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして、以下に示す9つの事故シーケンスが抽出された。

○ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA)

大規模な地震では、原子炉格納容器内の一次冷却材圧力バウンダリにおいて、

大破断LOCAを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失（E-LOCA）が発生する可能性がある。具体的には、S/R弁の開失敗による原子炉圧力上昇または地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内配管、RPVノズル、核計装それぞれの地震耐力が最も小さいものが破断に至るシナリオを想定している。大規模な地震においてLOCAが発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSの注水機能の全喪失や、使用可能なECCSの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、使用可能な緩和設備の状況によっては、格納容器の除熱に失敗する等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため、保守的にE-LOCA相当のLOCAが発生するものとし、炉心損傷に直結する事象として抽出した。

なお、後述するシーケンス選定の結果、大破断LOCAおよび中破断LOCAについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして格納容器の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。

○原子炉建屋損傷

大規模な地震では、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全ての機器、配管が大規模な損傷を受ける可能性がある。大規模な地震において原子炉建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

○制御建屋損傷

大規模な地震では、制御建屋の損傷により非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失もしくは、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷を受ける可能性がある。大規模な地震において制御建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の制御建屋の損傷の規模や緩和機能の状態に

は不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

○格納容器損傷

大規模な地震では、格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において格納容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、格納容器の損傷に伴い、ECCSの注水配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和設備の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

○圧力容器損傷

大規模な地震では、原子炉圧力容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において原子炉圧力容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉圧力容器の損傷に伴い、ECCSの注水配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる。また、原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の除熱に失敗する等の原因により、格納容器破損に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉圧力容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和設備の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

○計測・制御系喪失

大規模な地震の発生により、計測・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。計測・制御機能を喪失した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSが起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、RHRが起動不能になること等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震による計測・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく、計測・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

○制御建屋空調系喪失

大規模な地震では、制御建屋空調系の損傷が発生し、直流電源および中央制御盤が機能喪失する可能性がある。制御建屋空調系を喪失した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSが起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、RHRが起動不能になること等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震による制御建屋空調系の喪失の規模には不確かさが大きく、制御建屋空調系が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

○格納容器バイパス（地震による配管の格納容器外での破損と隔離弁の閉失敗の重畳）

大規模な地震では、格納容器外で配管破断等が発生し、格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステムLOCAとバイパス破断に細分化され、バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建屋内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく、配管破断の程度や破断箇所の特定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

○複数の緩和機能喪失

大規模な津波では、敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS等、広範な緩和設備が喪失する可能性がある。大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、複数の緩和機能喪失が発生した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な津波発生後の緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

ここで、「格納容器損傷」および「格納容器バイパス」については、炉心損傷後

の格納容器の機能に期待できない事象として炉心損傷防止対策の有効性を確認している解釈の記載 1-2 (b) に分類されるものの、有効な炉心損傷防止対策を確保できない事故シーケンスである。

また、「原子炉建屋損傷」、「制御建屋損傷」、「圧力容器損傷」、「計測・制御系喪失」、「制御建屋空調系喪失」、「複数の緩和機能喪失」についても、炉心損傷後の格納容器の機能には必ずしも期待できるとは言えない事故シーケンスとなる。

これらの各事故シーケンスには炉心損傷に直結するような大規模な事象から炉心損傷防止対策等により炉心損傷を回避、格納容器機能を維持できる可能性のある小規模な事象まで多様なケースが想定される。一方、地震、津波が発生した場合の損傷状態及び機能喪失する機器やその割合を特定することは困難であることから、これらの様々な規模の事象を含む事故シーケンス全体を 1 つの外部事象特有の事故シーケンスグループと考え、解釈で必ず想定するとされている事故シーケンスグループと異なる新たな事故シーケンスグループとしての設定要否について検討を実施した。(別紙 2)

(頻度の観点)

これらの各事故シーケンスグループについて炉心損傷頻度の確認を行った結果、炉心損傷頻度が最も大きい事故シーケンスグループである「複数の緩和機能喪失」においては、炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (7.4×10^{-5} / 炉年) に対して 0.98% 程度であるため、本事故シーケンスグループの全炉心損傷頻度に占める割合は小さいと考えられ、解釈で必ず想定される事故シーケンスグループよりも小さい炉心損傷頻度と推定できる。

この他の外部事象に特有の事故シーケンスグループについても、全炉心損傷頻度 (7.4×10^{-5} / 炉年) に対して 1.0% 以下の寄与であり、本事故シーケンスグループの全炉心損傷頻度に占める割合は小さいと考えられ、解釈で必ず想定される事故シーケンスグループよりも小さい炉心損傷頻度と推定できる。

また、これらの各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでいる。別紙 2 のとおり、これらの事故シーケンスグループは評価方法にかなりの保守性を有している。また、地震動及び防潮堤を越える津波の建屋内への浸水について詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には地震動及び防潮堤を越える津波の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下ようになる。

- (1) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合
- (2) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の

防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合

(3) 緩和機能の有無に関わらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合

(1)～(3)の整理のとおり、(1)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで上記の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また、機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、そのランダム故障により炉心損傷に至る場合のシーケンスは、内部事象運転時レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものとする。これらの事故シーケンスグループに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震PRA及び津波PRAの精度を上げることが望ましいと考える。

(影響の観点)

これらの各事故シーケンスグループが発生した際の事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震及び津波と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。

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を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく。

上記の通り、頻度及び影響の観点から総合的に判断し、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はないものと判断した。

これらを除くその他の事故シーケンスについては、第1-6表に示す通りPRAで抽出された事故シーケンスが解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループのいずれかに整理できることを確認できている。PRAの知見等を踏まえ、解釈に基づき必ず想定する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新たに抽出されないことを確認した。

また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震、津波を受けた場合であっ

ても、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震、津波を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。

1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理

内的事象運転時レベル1 P R A， P R Aが適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1 P R Aを実施し，地震，津波以外の外部事象についてはP R Aに代わる方法で概略評価を実施した結果，追加すべき新たな事故シーケンスグループは無いことを確認した。

従って，女川2号炉の有効性評価で想定する事故シーケンスグループは，解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループのみとなる。これについて，以下に示す解釈1-2の要件に基づいて整理し，各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。

1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは，以下に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては，炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており，かつ，その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等）にあつては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

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なものが講じられていることをいう。

整理の結果は以下のとおり。

○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

○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LOCA）

1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

事故シーケンスグループ別に事故シーケンス，炉心損傷防止対策等について整理した結果を第1-7表に示す。

解釈1-2(a)に分類される事故シーケンスに対しては，「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」とされているが，第1-7表に整理した事故シーケンスには国内外の先進的な対策を考慮しても，全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスとして，以下のシーケンスが抽出されている。

- ① 中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗*
- ② 中小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗*
- ③ 大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗
- ④ 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗+原子炉停止失敗

※中小破断LOCAのうち一定程度以上の破断面積のLOCAについては，炉心損傷防止対策を講ずることが困難である。

①，②，③においては，炉心損傷を回避するためには，ECCS相当の容量の注水設備がシーケンシャルに動作することが必要であり，国内外の先進的な対策を考慮しても，全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスに該当する。

なお，国内外の先進的な対策と女川原子力発電所2号炉の対策の比較を別紙3に示す。

④の事故シーケンスは，原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが，全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では，原子炉停止機能について，ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから，このシーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。

④の事故シーケンスは地震レベル1PRAから抽出された事故シーケンスである。原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として，カットセットの分析結果（別紙5）からは，地震による炉内構造物の損傷等が抽出される。今回の地震レベル1PRAでは，事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが，事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて，実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率（5%損傷確率）であることが高い信頼度

(95%信頼度)で推定できる地震加速度(以下、「HCLPF」という。)は「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり、実際に大規模な地震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また、地震レベル1 P R Aでは機器の損傷を完全相関としていることから、例えば1本のみの制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。評価の詳細は別紙2に示す。

以上のとおり、④の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが、現実的に想定すると、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シーケンスは炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認する事故シーケンスから除外している。

なお、P R Aの定量化結果(第1-6表及び第1-7表)から、全炉心損傷頻度の約94.7%を占める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。

これを踏まえ、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シーケンスについては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器フィルタベント系によるベント等による格納容器破損防止対策の有効性を確認することとし、これらを除く事故シーケンスを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象となる事故シーケンスの選定を実施することとした。

なお、これらの事故シーケンスに対しても、炉心への注水の継続による炉心損傷の拡大抑制など影響を緩和できる可能性があり、状況に応じて可能な対応を実施していく。

1.3 重要事故シーケンスの選定について

1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方

設置変更許可申請における重大事故等対処設備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選定にあたっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シーケンスの選定にあたっての具体的な検討内容は以下のとおりであり、選定結果を第1-8表に示す。

【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，系統間依存性の観点

共通原因故障についてはフォールトツリーのモデル化の際に考慮している。系統間の機能の依存性について，例えば，安全機能のサポート機能喪失（「外部電源喪失」）は，それらを必要とする機器が使用できないものとして系統間依存性が大きいと評価した（第1-8表中「高」で記載）。

また，「高圧・低圧注水機能喪失」，「高圧注水・減圧機能喪失」，「崩壊熱除去機能喪失」におけるサポート系喪失事象では，喪失したサポート系を必要とする安全機能が使えないものの，その他の安全機能は使用できることから，系統間依存性があるものの，系統間依存性は小さいと評価した（第1-8表中「中」で記載）。

⇒ 該当シーケンスを第1-8表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】

サポート系喪失時には，喪失した系統をサポート系として必要とする機器（E C C S ポンプ）を使用できないものとして考慮。

b. 余裕時間の観点

重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間を厳しくするため，事象が早く進展し，炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-8表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(b) 高圧注水・減圧機能喪失】

事象進展が早い過渡事象は，重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。

c. 設備容量の観点

炉心損傷防止対策として原子炉減圧の際に必要な弁容量や冷却の際に必要な注水量といった設備容量にかかる要求が大きくなるシーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-8表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】

事象進展が早い過渡事象は，炉心損傷防止のために要求される設備容量が大きくなる。

d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

各事故シーケンスグループにおいて，当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして，炉心損傷頻度が大きく，事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選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-8表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

選定の着眼点を踏まえ、重要事故シーケンスの選定に当たっては、着眼点a, b, c, dについて、「高」と「中」の数が多いシーケンスを選定した。また、同等とみなせるシーケンスが複数ある場合には、その対応の厳しさを重視し、着眼点b及びcの評価が高いシーケンスを選定した。選定理由を第1-8表に示す。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失

①事故シーケンス

- ・ 過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗
- ・ 過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗
- ・ 手動停止＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗
- ・ 手動停止＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗
- ・ サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗
- ・ サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗

②選定理由

着眼点a, b, c, dの評価結果より、「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定し、過渡事象としては、原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定する。

本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因として選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

さらに、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスは、逃がし安全弁の再閉鎖に成功する事故シーケンスに比べて事象発生初期から原子炉圧力が低下するため、原子炉手動減圧時に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始されるタイミングが早くなることを考慮し、原子炉手動減圧操作の開始まで高圧状態が維持される事故シーケンスは、他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

③選定結果

- ・ 過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉冷却

(b) 高圧注水・減圧機能喪失

①事故シーケンス

- ・ 過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗
- ・ 手動停止＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗
- ・ サポート系喪失＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗

②選定理由

着眼点a, b, c, dの評価結果より、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定し、過渡事象としては、原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定する。

本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因として選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

③選定結果

- ・ 過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 代替自動減圧機能による原子炉減圧

(c) 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異なるシーケンスが抽出されたため、4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

4つの事故シーケンスは、PRAから抽出された電源喪失の事故シーケンスである、長期TB, TBD, TBPおよびTBUと一致することから、この名称で事故シーケンスグループを詳細化した。

また、第1-4図に示すとおり、地震PRAからは、全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出される。最終ヒートシンクの機能を有する設備も全交流動力電源喪失によって機能喪失に至るため、最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後には、最終ヒートシンクの機能を有する設備の損傷の有無が最終ヒートシンク復旧可否の観点で対応に違いが表れると考えられる。ただし、設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても原子炉格納容器フィルタベント系による除熱が可能である。さらに、最終ヒートシンクの機能を有する設備が損傷していない場合には、交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能であり、また、原子炉補機代替冷却水系も期待することができる。これを考慮し、重要事故シーケンスには、設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。

a) 長期TB

①事故シーケンス

- ・ 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗

②選定理由

抽出されたシーケンスが1つであることからこれを選定した。

③選定結果

- ・ 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗（蓄電池枯渇

後R C I C停止)

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却
- ・原子炉補機代替冷却水系による崩壊熱除去
- ・所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給
- ・常設代替交流電源設備による電源供給

b) T B U

①事故シーケンス

- ・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+ D G 失敗) + 高圧注水失敗

②選定理由

抽出されたシーケンスが1つであることからこれを選定した。

③選定結果

- ・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+ D G 失敗) + 高圧注水失敗 (R C I C 本体の機能喪失)

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・高圧代替注水系による原子炉冷却
- ・常設代替交流電源設備による電源供給

c) T B P

①事故シーケンス

- ・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+ D G 失敗) + S R V 再閉失敗+ H P C S 失敗

②選定理由

抽出されたシーケンスが1つであることからこれを選定した。

③選定結果

- ・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+ D G 失敗) + S R V 再閉失敗+ H P C S 失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却（動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間）
- ・直流駆動低圧注水系による原子炉冷却
- ・常設代替交流電源設備による電源供給

d) T B D

①事故シーケンス

- ・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+ D G 失敗) + 直流電源喪失+ H P C S 失敗

②選定理由

抽出されたシーケンスが1つであることからこれを選定した。

③選定結果

- ・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗

④炉心損傷防止対策(有効性評価で考慮)

- ・高圧代替注水系による原子炉冷却
- ・直流駆動低圧注水系による原子炉冷却
- ・常設代替交流電源設備による電源供給

(d)崩壊熱除去機能喪失

①事故シーケンス

- ・過渡事象+崩壊熱除去失敗
- ・過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗
- ・手動停止+崩壊熱除去失敗
- ・手動停止+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗
- ・サポート系喪失+崩壊熱除去失敗
- ・サポート系喪失+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗
- ・中小破断LOCA+崩壊熱除去失敗
- ・大破断LOCA+崩壊熱除去失敗

②選定理由

「中小破断LOCA」及び「大破断LOCA」については、LOCAを起因とする事故シーケンスグループにおいて評価するものとし、「SRV再閉失敗」については、中小破断LOCA相当の漏えい量を想定している。

着眼点a, b, c, dの評価結果より、「過渡事象+崩壊熱除去失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

なお、TBWシーケンスについてはTBWシーケンスに包絡されることから重要事故シーケンスとして選定しない。(別紙4)

崩壊熱除去機能喪失としては、審査ガイドに従い、「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」を選定する。

本事故シーケンスグループにはLOCAを起因とする事故シーケンスが含まれており、いずれも格納容器の圧力の上昇が早く、圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳しいことから、着眼点bの観点では「中」、着眼点cの観点では「高」に分類しているが、これらはLOCAを起因とするシーケンスである。LOCAを起因とするシーケンスについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて「LOCA時注水機能喪失」において評価することから、これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスの選定対象から除外した。

本事故シーケンスグループに含まれる主な炉心損傷防止対策の電源を代替電

源とすることにより、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因として選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

③選定結果

- ・過渡事象＋崩壊熱除去失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

（取水機能が喪失した場合）

- ・原子炉補機代替冷却水系による崩壊熱除去
- ・常設代替交流電源設備による電源供給

（残留熱除去系が故障した場合）

- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器雰囲気冷却
- ・原子炉格納容器フィルタベント系による崩壊熱除去

(e) 原子炉停止機能喪失

①事故シーケンス

- ・過渡事象＋原子炉停止失敗
- ・中小破断LOCA＋原子炉停止失敗
- ・大破断LOCA＋原子炉停止失敗

②選定理由

着眼点a, b, c, dの評価結果より、「過渡事象＋原子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定し、事象の厳しさの観点から、反応度投入の点で最も厳しい事象である主蒸気隔離弁の誤閉止を起因事象として選定する。

なお、LOCAを起因とする事故シーケンスについては、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、代替制御棒挿入機能に期待することにより対応可能であり、炉心損傷頻度も極めて小さい。また、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、選定した重要事故シーケンスは包絡性を有している。

③選定結果

- ・過渡事象＋原子炉停止失敗（重大事故対策である代替制御棒挿入機能については、保守的に作動しないものと仮定）

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による未臨界確保
- ・ほう酸水注入系による未臨界確保
- ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による自動減圧系作動阻止

(f) L O C A時注水機能喪失

①事故シーケンス

- ・ 中小破断 L O C A + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗
- ・ 中小破断 L O C A + 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗

②選定理由

中小破断 L O C Aのうち、炉心損傷防止が可能である小破断 L O C Aを対象とした。

着眼点 a, b, c, d の評価結果より、「中小破断 L O C A + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

審査ガイド記載の解析条件（「低圧注水機能として低圧 E C C S の機能喪失を仮定する」）、また、原子炉自動減圧失敗及び崩壊熱除去機能喪失の重畳を考慮し、有効性評価においては、「中小破断 L O C A + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗 + 原子炉自動減圧失敗 + 崩壊熱除去機能喪失」について対策の有効性を確認する。（大破断 L O C A については、炉心損傷防止対策を有効に実施することはできないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認する。）

③選定結果

- ・ 中小破断 L O C A + 高圧注水失敗 + 低圧 E C C S 失敗
（破断面積約 6 cm^2 を想定）

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 高圧代替注水系による原子炉冷却
- ・ 逃がし安全弁による手動減圧
- ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉冷却

(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）

①事故シーケンス

- ・ インターフェイスシステム L O C A

②選定理由

格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）に係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」のみである。

代表性の観点から、運転中に弁の開閉試験を実施する系統である高圧炉心スプレイ系の吸込配管の破断を起因事象として選定する。

③選定結果

- ・ インターフェイスシステム L O C A

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 逃がし安全弁による手動減圧
- ・ 発生箇所の隔離

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、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等を概ね確認している。（別紙5）

また、地震レベル1 P R A及び津波レベル1 P R Aにおいては、新規制基準でなされた外部事象に係る設計基準の大幅な引き上げに応じた設計基準対象施設を評価している。したがって、地震、津波の主要な事故シーケンスのうち、地震、津波特有の事象以外については、外部事象に対して大幅に強化されたプラントを評価対象としていること、及び、炉心損傷防止対策が地震及び津波に対して耐性を有し、内部事象と同様な炉心損傷防止対策が有効なことから、事故シーケンスは同等と評価することは妥当と考えている。（別紙6）

第1-1表 P R Aの対象とした主な設備・系統

系統設備	概要
制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム系)	原子炉保護系 (RPS) 1 out of 2 × 2 制御棒 137本
高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1070m ³ /h/台
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m ³ /h/台
自動減圧系 (ADS)	弁数6弁
低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1070m ³ /h/台
残留熱除去系 (RHR)	電動ポンプ3台，熱交換器2基 ポンプ容量：約1160m ³ /h/台
非常用ディーゼル発電機 (D/G)	非常用発電機 2台 発電容量：約7600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3750kVA/台
直流電源設備 (DC)	所内蓄電池 2組 容量 約4000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組
原子炉補機冷却水系 (RCW)	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1400m ³ /h/台
原子炉補機冷却海水系 (RSW)	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1900m ³ /h/台
HPCS補機冷却水系 (HPCW)	電動ポンプ1台 容量 約240m ³ /h/台
HPCS補機冷却海水系 (HPSW)	電動ポンプ1台 容量 約250m ³ /h/台
復水補給水系 (MUWC)	電動ポンプ3台 容量 約100m ³ /h/台

第1-2表 内部事象運転時レベル1 P R Aにおける起回事象と発生頻度

区分	起回事象グループ	発生頻度 (/炉年)	備考
過渡事象	非隔離事象	1.7×10^{-1}	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンバイパス弁が正常に作動することから、事象初期から継続して給復水系が使用できる。
	隔離事象	2.7×10^{-2}	MSIV 閉等により、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。主復水器のホットウェルが隔離されていることにより給復水系の運転に支障が生ずる。
	全給水喪失	1.0×10^{-2}	タービンからの給水流量が全喪失する事象。
	水位低下事象	2.7×10^{-2}	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することで原子炉スクラムに至る事象。給復水系の機能は低下するものの、事象初期から利用可能である。
	RPS 誤動作等	5.5×10^{-2}	原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となる事象及びプラント異常によるスクラム事象等。RPS が起因となることから ATWS 事象は対象外である。
	外部電源喪失	4.2×10^{-3}	外部電源が喪失し、所内の電源が喪失する事象。事象発生後、非常用電源の確保が必要となる。
	S/R 弁誤開放	1.0×10^{-3}	原子炉運転中に S/R 弁が誤開放する事象。原子炉冷却材の流出を伴う。S/R 弁が開放されているため、圧力制御は不要である。
LOCA	小破断 LOCA	3.0×10^{-4}	タービン駆動の RCIC で注水可能な範囲の冷却材流出である事象。
	中破断 LOCA	2.0×10^{-4}	小破断 LOCA と大破断 LOCA の中間範囲の冷却材流出である事象。流出量が大きいため、RCIC による注水には期待できない。
	大破断 LOCA	2.0×10^{-5}	事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲の冷却材流出である事象。
従属性を有する起回事象	原子炉補機冷却系故障(区分Ⅰ)	7.2×10^{-4}	区分Ⅰの原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。
	原子炉補機冷却系故障(区分Ⅱ)	7.2×10^{-4}	区分Ⅱの原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。
	交流電源故障(区分Ⅰ)	1.5×10^{-4}	区分Ⅰの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。
	交流電源故障(区分Ⅱ)	1.5×10^{-4}	区分Ⅱの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。
	直流電源故障(区分Ⅰ)	2.8×10^{-4}	区分Ⅰの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。
	直流電源故障(区分Ⅱ)	2.8×10^{-4}	区分Ⅱの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。
	タービン・サポート系故障	7.2×10^{-4}	タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態での手動停止。
通常停止	通常停止	1.7×10^0	定期検査など前もって計画されているプラント停止の他、機器からの漏えいなど比較的軽微な故障による計画されないプラント停止を含めた手動停止。
ISLOCA	ISLOCA	9.4×10^{-8}	原子炉冷却材圧力バウンダリ、及びそれと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系にはたらき発生する LOCA。

第 1-3 表 地震レベル 1 P R Aにおける起因事象と発生頻度

起因事象	発生頻度(/年)
外部電源喪失	1.5×10^{-2}
原子炉建屋損傷	2.1×10^{-8}
格納容器損傷	3.1×10^{-7}
圧力容器損傷	3.1×10^{-7}
E-LOCA	5.6×10^{-7}
隔離失敗	8.0×10^{-8}
制御建屋損傷	3.1×10^{-7}
計測・制御系喪失	3.1×10^{-7}
制御建屋空調系喪失	5.9×10^{-7}
直流電源喪失	6.0×10^{-7}
交流電源・原子炉補機冷却系喪失	7.7×10^{-6}

第 1-4 表 津波高さ別の発生頻度

津波分類	津波高さ	発生頻度(/年)
A	0. P. 29m～33.9m	3.8×10^{-6}
B	0. P. 33.9m～	7.3×10^{-7}

第1-5表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス(1/2)

起因事象	イベントツリーより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
過渡事象	過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	○	—	(1)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	○	—	(2)
	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	○	—	(3)
	過渡事象+除熱失敗	○	○	—	(4)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+除熱失敗	○	○	—	(5)
	過渡事象+原子炉停止失敗	○	○	—	(6)
外部電源 喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗) +HPCS 失敗	○	○	—	(7)
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗) +SRV 再閉失敗+HPCS 失敗	○	○	—	(8)
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗) +高圧注水失敗	○	○	—	(9)
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗) +直流電源喪失+HPCS 失敗	○	○	—	(10)
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗) +HPCS 失敗+原子炉停止失敗	—	○	—	(11)
通常停止 ／サポート 系喪失	手動停止+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(12)
	手動停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(13)
	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(14)
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗 +低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(15)
	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(16)
	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(17)
	手動停止+除熱失敗	○	—	—	(18)
	手動停止+SRV 再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(19)
	サポート系喪失+除熱失敗	○	—	—	(20)
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(21)

第 1-5 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス (2/2)

起回事象	イベントツリーより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
冷却材喪失 事象	中小破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(22)
	大破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(23)
	中小破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(24)
	大破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(25)
	中小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(26)
	中小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減 圧失敗	○	—	—	(27)
	大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(28)
ISLOCA	ISLOCA	○	—	—	(29)
地震起回事象	原子炉建屋損傷	—	○	—	(30)
	制御建屋損傷	—	○	—	(31)
	格納容器損傷	—	○	—	(32)
	圧力容器損傷	—	○	—	(33)
	ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダ リ喪失(E-LOCA)	—	○	—	(34)
	計測・制御系喪失	—	○	—	(35)
	制御建屋空調系喪失	—	○	—	(36)
	格納容器バイパス	—	○	—	(37)
津波起回事象	複数の緩和機能喪失	—	—	○	(38)

第1-6表 P R A結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケンス No.	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(/炉年)				全炉心損傷頻度に対する割合	炉心損傷に至る主要因	グループ別炉心損傷頻度(/炉年)	全炉心損傷頻度に対する割合	解釈1-1(a)の事故シーケンスグループ	規則解釈	
		内部事象	地震	津波	合計							
1	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(1)	1.5E-11	2.2E-08	-	2.2E-08	原子炉注水に失敗	2.2E-08	<0.1%	高圧・低圧注水機能喪失	1-2(a)	
	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(2)	5.4E-12		-							
	手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(12)	4.6E-13	-	4.6E-13	<0.1%						
	手動停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(13)	2.1E-13	-	2.1E-13	<0.1%						
	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(14)	7.7E-12	-	7.7E-12	<0.1%						
	サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(15)	3.1E-13	-	3.1E-13	<0.1%						
2	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(3)	1.8E-07	7.9E-07	-	9.7E-07	原子炉減圧に失敗	9.8E-07	1.3%	高圧注水・減圧機能喪失	1-2(a)	
	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(16)	8.5E-09	-	-	8.5E-09						<0.1%
	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(17)	1.7E-09	-	-	1.7E-09						<0.1%
3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	(7)	6.1E-11	6.9E-06	-	6.9E-06	サポート機能(電源機能)の喪失	7.7E-06	10.4%	全交流動力電源喪失	1-2(a)	
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	(8)	9.3E-13	2.3E-08	-	2.3E-08						<0.1%
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	(9)	1.3E-12	2.3E-07	-	2.3E-07						0.3%
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	(10)	4.5E-12	6.0E-07	-	6.0E-07						0.8%
4	過渡事象+除熱失敗	(4)	5.1E-05	5.6E-06	-	5.6E-05	格納容器からの除熱に失敗	6.1E-05	82.3%	崩壊熱除去機能喪失	1-2(b)	
	過渡事象+SRV再閉失敗+除熱失敗	(5)	1.4E-07		-							
	手動停止+除熱失敗	(18)	2.7E-06	-	2.7E-06	3.6%						
	手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗	(19)	7.2E-09	-	7.2E-09	<0.1%						
	サポート系喪失+除熱失敗	(20)	1.7E-06	-	1.7E-06	2.3%						
	サポート系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗	(21)	4.3E-09	-	4.3E-09	<0.1%						
	中小破断LOCA+除熱失敗	(22)	8.6E-08	-	8.6E-08	0.1%						
大破断LOCA+除熱失敗	(23)	3.4E-09	-	3.4E-09	<0.1%							
5	過渡事象+原子炉停止失敗	(6)	3.9E-09	4.5E-07	-	4.5E-07	反応度抑制に失敗	9.5E-07	1.3%	原子炉停止機能喪失	1-2(b)	
	中小破断LOCA+原子炉停止失敗	(24)	8.3E-12	-	8.3E-12	<0.1%						
	大破断LOCA+原子炉停止失敗	(25)	3.3E-13	-	3.3E-13	<0.1%						
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗+原子炉停止失敗 ^{※1}	(11)	-	5.0E-07	-	5.0E-07						0.7%
6	中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(26)	4.3E-13	-	-	4.3E-13	原子炉冷却材の喪失	7.2E-07	0.98%	LOCA時注水機能喪失	1-2(a)	
	中小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗	(27)	2.9E-12	-	-	2.9E-12						<0.1%
	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗	(28)	4.2E-14	-	-	4.2E-14						<0.1%
	E-LOCA ^{※2}	(34)	-	7.2E-07	-	7.2E-07						0.98%
7	インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)	(29)	2.4E-09	-	-	2.4E-09	格納容器貫通配管からの漏洩	2.4E-09	<0.1%	格納容器バイパス(ISLOCA)	1-2(b)	
8	原子炉建屋損傷 ^{※2}	(30)	-	2.1E-08	-	2.1E-08	外部事象による大規模な損傷	2.1E-08	<0.1%	該当なし		
	制御建屋損傷 ^{※2}	(31)	-	3.1E-07	-	3.1E-07						0.4%
	格納容器損傷 ^{※2}	(32)	-	3.1E-07	-	3.1E-07						0.4%
	圧力容器損傷 ^{※2}	(33)	-	3.1E-07	-	3.1E-07						0.4%
	計測・制御系喪失 ^{※2}	(35)	-	3.1E-07	-	3.1E-07						0.4%
	制御建屋空調系喪失 ^{※2}	(36)	-	5.9E-07	-	5.9E-07						0.8%
	格納容器バイパス ^{※2}	(37)	-	8.0E-08	-	8.0E-08						0.1%
	複数の緩和機能喪失 ^{※2}	(38)	-	-	7.3E-07	7.3E-07						0.98%
合計		5.5E-05	1.8E-05	7.3E-07	7.4E-05	-	-	7.4E-05	-	-		

ハッチング：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの

※1：地震発生と同時に最大の加速度を受けるものとして評価している地震レベル1PRAの設定上抽出されたものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信され、炉内構造物が損傷する加速度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシーケンス

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

第1-7表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震，津波 P R A）

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	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(/炉年)				全炉心損傷頻度 に対する割合	グループ別 炉心損傷頻度 (/炉年)	全炉心損傷頻度 に対する割合	備考	
			内部事象	地震	津波	合計					
1	高圧・低圧注水 機能喪失	・低圧代替注水系（常設）	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	1.5E-11	2.2E-08	-	2.2E-08	2.2E-08	<0.1%		
			過渡事象+SRV再開失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	5.4E-12		-					
			手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	4.6E-13	-	-	4.6E-13				<0.1%
			手動停止+SRV再開失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	2.1E-13	-	-	2.1E-13				<0.1%
			サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	7.7E-12	-	-	7.7E-12				<0.1%
			サポート系喪失+SRV再開失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	3.1E-13	-	-	3.1E-13				<0.1%
2	高圧注水・減圧 機能喪失	・代替自動減圧機能	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	1.8E-07	7.9E-07	-	9.7E-07	9.8E-07	1.3%		
			手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	8.5E-09	-	-	8.5E-09				<0.1%
			サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	1.7E-09	-	-	1.7E-09				<0.1%
3	全交流動力電源 喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉補機代替冷却水系 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・手動減圧 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却 	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	6.1E-11	6.9E-06	-	6.9E-06	9.3%	7.7E-06	10.4%	
			全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再開失敗+HPCS失敗	9.3E-13	2.3E-08	-	2.3E-08	<0.1%			
			全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	1.3E-12	2.3E-07	-	2.3E-07	0.3%			
			全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失+HPCS失敗	4.5E-12	6.0E-07	-	6.0E-07	0.8%			
4	崩壊熱除去 機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器フィルタベント系 	過渡事象+除熱失敗	5.1E-05	5.6E-06	-	5.6E-05	6.1E-05	82.3%		
			過渡事象+SRV再開失敗+除熱失敗	1.4E-07		-					
			手動停止+除熱失敗	2.7E-06	-	-	2.7E-06				3.6%
			手動停止+SRV再開失敗+除熱失敗	7.2E-09	-	-	7.2E-09				<0.1%
			サポート系喪失+除熱失敗	1.7E-06	-	-	1.7E-06				2.3%
			サポート系喪失+SRV再開失敗+除熱失敗	4.3E-09	-	-	4.3E-09				<0.1%
			中小破断LOCA+除熱失敗	8.6E-08	-	-	8.6E-08				0.1%
			大破断LOCA+除熱失敗	3.4E-09	-	-	3.4E-09				<0.1%
5	原子炉停止 機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 	過渡事象+原子炉停止失敗	3.9E-09	4.5E-07	-	4.5E-07	9.5E-07	1.3%		
			中小破断LOCA+原子炉停止失敗	8.3E-12	-	-	8.3E-12				<0.1%
			大破断LOCA+原子炉停止失敗	3.3E-13	-	-	3.3E-13				<0.1%
			全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗+原子炉停止失敗 ※2	-	5.0E-07	-	5.0E-07				0.7%
6	LOCA時注水 機能喪失	※4	中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗 ※3	4.3E-13	-	-	4.3E-13	7.2E-07	1.0%		
			中小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗 ※3	2.9E-12	-	-	2.9E-12				<0.1%
			大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗	4.2E-14	-	-	4.2E-14				<0.1%
7	格納容器バイパス (ISLOCA)	・減圧による漏えい低減 ・隔離操作	インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA)	2.4E-09	-	-	2.4E-09	2.4E-09	<0.1%	<0.1%	
合計			5.5E-05	1.8E-05	-	7.4E-05	100% ※5	7.4E-05	100% ※5		

※1：事象進展の時間余裕の観点から、炉心損傷防止の成否には不確かさが残るが、影響緩和に期待できる設備

※2：地震発生と同時に最大の加速度を受けるものとして評価している地震レベル 1PRA の設定上抽出されたものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信され、炉内構造物が損傷する加速度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシーケンス

※3：小破断 LOCA については、炉心損傷回避が可能であるが、中小破断 LOCA として分類。

※4：格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器フィルタベント系等に期待できる。

※5：100%には第1-6表で除外した事故シーケンスの炉心損傷頻度も含む。

ハッチング：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ケンス。原子炉への注水により影響を緩和できる場合がある。

全炉心損傷頻度の約94.7%を炉心損傷防止対策でカバー

第1-8表 重要事故シーケンス等の選定について (1/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由	
			a	b	c	d		
高圧・低圧注水機能喪失	◎ ① 過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系 ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系 	低	高	高	高	<p><aの観点> 「サポート系喪失」が発生した場合、共通原因故障又は系統間の機能喪失の依存性があるため、「中」とした。また、「過渡事象」及び「手動停止」については、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。</p> <p><bの観点> 「過渡事象(全給水喪失)」は原子炉水位低(レベル3)が起点となり、事象進展が早いことから、「高」とした。一方、「手動停止」及び「サポート系喪失」については、通常水位から原子炉停止に至るため、過渡事象より事象進展が遅いことから、「低」とした。</p> <p><cの観点> SRV再閉失敗を含む場合は、SRVにより一定程度減圧されるため、再閉成功時よりも速やかに低圧状態に移行し、原子炉減圧を必要とせず低圧系による注水を開始できることから「低」とし、SRV再閉失敗を含まない場合を「高」とした。</p> <p><dの観点> 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。</p>	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早い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。 また、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する②、④、⑥の事故シーケンスは、逃がし安全弁の再閉鎖に成功する①、③、⑤の事故シーケンスに比べて事象発生初期から原子炉圧力が低下するため、原子炉手動減圧時に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水が開始されるタイミングが早くなるため、原子炉手動減圧操作の開始まで高圧状態が維持される①、③、⑤の事故シーケンスは、②、④、⑥の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p>
	② 過渡事象＋SRV再閉失敗 ＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		低	高	低	中		
	③ 手動停止＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		低	低	高	低		
	④ 手動停止＋SRV再閉失敗 ＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		低	低	低	低		
	⑤ サポート系喪失＋高圧注水失敗 ＋低圧ECCS失敗		中	低	高	低		
	⑥ サポート系喪失＋SRV再閉失敗 ＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		中	低	低	低		

第1-8表 重要事故シーケンス等の選定について (2/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ① 過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗	・ 高圧代替注水系 ・ 代替自動減圧機能	低	高	中	高	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗」 を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早い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。</p>
	② 手動停止＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗		低	低	中	低	
	③ サポート系喪失＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗		中	低	中	低	

備考 (a: 系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表シーケンス)

<aの観点>
 「サポート系喪失」が発生した場合、共通原因故障又は系統間の機能喪失の依存性があるため、「中」とした。また、「過渡事象」及び「手動停止」については、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。

<bの観点>
 「過渡事象(全給水喪失)」は原子炉水位低(レベル3)が起点となり、事象進展が早いことから、「高」とした。一方、「手動停止」及び「サポート系喪失」については、通常水位から原子炉停止に至るため、過渡事象より事象進展が遅いことから、「低」とした。

<cの観点>
 設備容量としては、いずれのシーケンスにおいても、新たな減圧手段を必要とするため「中」とした。

<dの観点>
 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。

第1-8表 重要事故シーケンス等の選定について (3/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由		
			a	b	c	d			
全交流動力電源喪失	◎ ①全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 手動減圧 高圧代替注水系 低圧代替注水系 (常設) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗 (蓄電池枯渇後RCIC停止) ※1を重要事故シーケンスとして選定。	各重要事故シーケンスそれぞれに対し、地震PRAからは、全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが、最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震による損傷の有無に係らず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが現れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。但し、設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても原子炉格納容器フィルタベント系による除熱が可能であり、交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には、これに加えて原子炉補機代替冷却水系の有効性を確認することができる。
	◎ ①全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> 手動減圧 高圧代替注水系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 低圧代替注水系 (常設) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗 (RCIC本体の機能喪失) ※1を重要事故シーケンスとして選定。	
	◎ ①全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) 手動減圧 高圧代替注水系 (動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) (所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 直流駆動低圧注水系 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗 ※1を重要事故シーケンスとして選定。	
	◎ ①全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 可搬型代替直流電源設備 手動減圧 低圧代替注水系 (常設) 直流駆動低圧注水系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗 ※1を重要事故シーケンスとして選定。	

※1 : PRA の結果抽出した事故シーケンスの名称に対し、機器の表記の変更、機能喪失の状態の付記等を行い、重要事故シーケンスの名称とした。

第1-8表 重要事故シーケンス等の選定について (4/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ① 過渡事象+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起回事象を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器代替 ・スプレイ冷却系 ・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器 ・フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備 	高	中	高	高	<p><aの観点> 「外部電源喪失」が発生した場合、安全機能のサポート機能が喪失し、それらを必要とする機器が使用できないため、「高」とした。「サポート系喪失」が発生した場合、共通原因故障又は系統間の機能喪失の依存性があるため、「中」とした。また、「手動停止」及び「LOCA」については、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。</p> <p><bの観点> 「手動停止」及び「サポート系喪失」については、通常水位から原子炉停止に至るため、過渡事象よりも事象進展が遅いことから、「低」とした。</p> <p><cの観点> 「手動停止」、「サポート系喪失」については、原子炉出力がある程度低下するまでの期間常用系で除熱ができるため、「低」とした。「過渡事象」及びLOCAについては、常用系による除熱ができず、必要な除熱量が大きくなるため「高」とした。</p> <p><dの観点> 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。</p>
	② 過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起回事象を含む)		高	中	高	低	
	③ 手動停止+崩壊熱除去失敗		低	低	低	低	
	④ 手動停止+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗		低	低	低	低	
	⑤ サポート系喪失+崩壊熱除去失敗		中	低	低	低	
	⑥ サポート系喪失+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗		中	低	低	低	
	⑦ 中小破断LOCA+崩壊熱除去失敗		低	中	高	低	
	⑧ 大LOCA+崩壊熱除去失敗		低	中	高	低	

【重要事故シーケンスの選定】
着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、
①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」
を重要事故シーケンスとして選定した。

なお、崩壊熱除去機能喪失としては、審査ガイドに従い、「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」を想定することとした。

【重要事故シーケンスの包絡性】
LOCAを起因とする⑦、⑧の事故シーケンスについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて「LOCA時注水機能喪失」において評価することから、これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスの選定対象から除外した。
交流電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失している事故シーケンスが含まれるものの、主要な炉心損傷防止対策の電源を常設代替交流電源とする場合、有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早い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。

第1-8表 重要事故シーケンス等の選定について (5/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
原子炉 停止機能喪失	◎ ①過渡事象+原子炉停止失敗		低	高	中	高	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より, ①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから, ①「過渡事象+原子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 LOCAを起因とする②, ③の事故シーケンスの場合, ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが, 代替制御棒挿入機能に期待することにより対応可能であり, その炉心損傷頻度は極めて小さい。本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため, 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。</p>
	②中小破断LOCA+原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による自動減圧系作動阻止 ・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱除去系 ・代替制御棒挿入機能 	低	高	高	低	
	③大LOCA+原子炉停止失敗		低	高	低	低	

第1-8表 重要事故シーケンス等の選定について (6/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
LOCA時 注水機能喪失	◎ ① 中小破断LOCA+ 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 手動減圧 低圧代替注水系 (常設) 	低	高	高	中	<p>【重要事故シーケンスの選定】</p> <p>着眼点a, b, c, dの評価結果より, ①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから,</p> <p>①「中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお, 以上に加え, 審査ガイド記載の解析条件(「低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を仮定する」), また, 原子炉自動減圧失敗及び崩壊熱除去機能喪失の重畳を考慮し, 有効性評価においては,</p> <p>①「中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」+原子炉自動減圧失敗+崩壊熱除去機能喪失について対策の有効性を確認する。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】</p> <p>・②の事故シーケンスについては, 原子炉自動減圧に失敗している点が, ①の事故シーケンスと異なる。「原子炉自動減圧失敗」については, 重要事故シーケンスにおいて重畳を考慮しているため, 重要事故シーケンスに包絡されている。</p>
	◎ ② 中小破断LOCA+ 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗		低	中	中	高	
格納容器 バイパス (ISLOCA)	◎ ① ISLOCA	<ul style="list-style-type: none"> 減圧による漏えい低減 隔離操作 原子炉隔離時冷却系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系 	-	-	-	-	<p>①「ISLOCA」を重要事故シーケンスとして選定。</p> <p>格納容器バイパスに至る事故シーケンスは①のシーケンスのみであり, 対策により炉心損傷防止が期待できる。</p>

個別プラント評価により抽出するもの
(解釈1-1(b)の事故シーケンスグループ)

<個別プラントの確率論的リスク評価(PRA)>

- ・内部事象
- ・外部事象(適用可能なもの)
- ⇒ 地震, 津波

<PRAに代わる方法による評価>

その他の外部事象
⇒火災, 溢水, 洪水, 風(台風),
竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 人為事象 等
⇒これらの外部事象により誘発される起因事象
について検討することで概略評価を実施

<事故シーケンス抽出・炉心損傷頻度算出結果>

事故シーケンス	シーケンス No.	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(1/年)			
		内部事象	地震	津波	合計
過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(1)	1.5E-11	2.2E-09	-	2.2E-09
過渡事象+SRV閉閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(2)	8.4E-12	-	-	8.4E-12
1 手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(12)	4.0E-13	-	-	4.0E-13
手動停止+SRV閉閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(13)	2.1E-13	-	-	2.1E-13
サボ→系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(14)	7.7E-12	-	-	7.7E-12
サボ→系喪失+SRV閉閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(15)	3.1E-13	-	-	3.1E-13
2 過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(3)	1.8E-07	7.9E-07	-	9.7E-07
手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(16)	8.5E-08	-	-	8.5E-08
サボ→系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(17)	1.7E-09	-	-	1.7E-09
3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV閉閉失敗+HPCS失敗	(7)	6.1E-11	6.9E-06	-	6.9E-06
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV閉閉失敗+HPCS失敗	(8)	9.3E-11	2.3E-08	-	2.3E-08
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	(9)	1.3E-12	2.3E-07	-	2.3E-07
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗+直成電源喪失+HPCS失敗	(10)	4.5E-12	8.0E-07	-	8.0E-07
4 過渡事象+除熱失敗	(4)	5.1E-05	-	-	5.1E-05
過渡事象+SRV閉閉失敗+除熱失敗	(5)	1.4E-07	5.6E-06	-	5.6E-06
手動停止+除熱失敗	(18)	2.7E-08	-	-	2.7E-08
手動停止+SRV閉閉失敗+除熱失敗	(19)	7.2E-09	-	-	7.2E-09
5 サボ→系喪失+除熱失敗	(20)	1.7E-08	-	-	1.7E-08
サボ→系喪失+SRV閉閉失敗+除熱失敗	(21)	4.3E-09	-	-	4.3E-09
6 中小破断LOCA+除熱失敗	(22)	8.6E-08	-	-	8.6E-08
大破断LOCA+除熱失敗	(23)	3.4E-09	-	-	3.4E-09

必ず想定する事故シーケンスグループ
(解釈1-1(a)の事故シーケンスグループ)

解釈1-2(a)を適用するもの

- ・高圧・低圧注水機能喪失
- ・高圧注水・減圧機能喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・LOCA 時注水機能喪失

国内外の先進的な対策を考慮しても
炉心損傷防止が困難な事故シーケンス
・LOCA時注水機能喪失

解釈1-2(b)を適用するもの

- ・崩壊熱除去機能喪失
- ・原子炉停止機能喪失
- ・格納容器バイパス
(インターフェイスシステムLOCA)

解釈1-1(a)以外の事故シーケンスグループ

- ・ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力
バウンダリ喪失(E-LOCA)
- ・原子炉建屋損傷 ・制御建屋損傷
- ・格納容器損傷 ・圧力容器損傷
- ・計測・制御系喪失 ・制御建屋空調系喪失
- ・格納容器バイパス ・複数の緩和機能喪失

<重要事故シーケンス選定>
審査ガイドに従い, 事故シーケンスグループ毎に重要事故シーケンスを選定し, 炉心損傷防止対策の有効性を確認

炉心損傷防止対策
の有効性評価へ

<格納容器破損防止を図るシーケンスの確認>
国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事象であっても格納容器破損防止対策に期待できることを確認

格納容器破損防止対策
の有効性評価へ

大規模損壊発生時の対策も含め,
発電所内において使用可能な設備・機器を活用して影響の緩和を図る

<新たな事故シーケンスグループとして追加の要否確認>

「解釈1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断」

- ・評価を詳細化すれば必ずしも炉心損傷直結ではなく, 必ず想定する事故シーケンスグループに包絡される事故シーケンスともなり得る。
- ・損傷の程度によっては, 有効性評価で想定した影響緩和策に期待できる可能性, 或いは可搬型の機器等を用いて臨機応変に, 炉心損傷防止のための対応をとることができる可能性が考えられる。

以上の理由により, 新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断

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

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 グループ	シーケンス No.
							炉心損傷なし (d)	(4)
							炉心損傷なし (d)	(4)
							(a)	(1)
							(b)	(3)
							炉心損傷なし (d)	(5)
							炉心損傷なし (d)	(5)
							(a)	(2)
							(e)	(6)

外部電源 喪失	原子炉停止	直流電源 (区分Ⅰ, Ⅱ)	交流電源 (区分Ⅰ, Ⅱ)	圧力 バウンダリ 健全性	高圧炉心 スプレイ系	原子炉 隔離時 冷却系	外部電源 復旧	崩壊熱除去	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
									過渡事象へ	
									炉心損傷なし (d)	(4)
									炉心損傷なし (d)	(4)
									(c)	(7)
									(c)	(9)
									炉心損傷なし (d)	(5)
									(c)	(8)
									(d)	(4)
									(c)	(10)
									(e)	(6)

- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失
(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失

第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー (1/3)

通常停止/ サポート系 喪失※	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 グループ	シーケンス No.
						炉心損傷なし (d)	(18), (20)
						炉心損傷なし (d)	(18), (20)
						(a)	(12), (14)
						(b)	(16), (17)
						炉心損傷なし (d)	(19), (21)
						炉心損傷なし (d)	(19), (21)
						(a)	(13), (15)

(a) 高圧・低圧注水機能喪失

(b) 高圧注水・減圧機能喪失

(d) 崩壊熱除去機能喪失

※「通常停止」及び「サポート系喪失」の2つの起因事象を含む

第1-2図 内部事象運転時レベル1 P R A イベントツリー (2/3)

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	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
						炉心損傷なし (d)	(22), (23)
						炉心損傷なし (d)	(22), (23)
						(f)	(26), (28)
						(f)	(27)
						(e)	(24), (25)

インターフェイスシステムLOCA						事故シーケンス グループ	シーケンス No.
						(g)	(29)

(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA時注水機能喪失

(g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

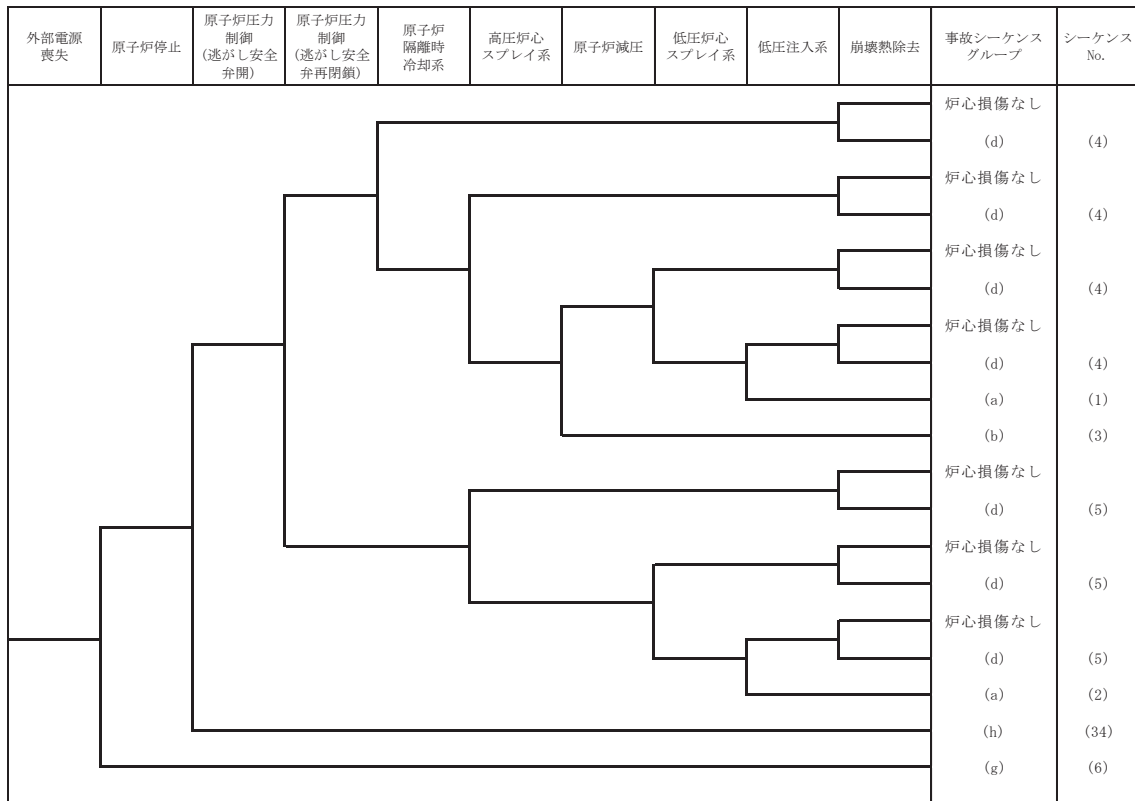
※「大破断LOCA」, 「中小破断LOCA」の2つの起因事象を含む

第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー(3/3)

地震	外部電源	原子炉建屋	原子炉格納容器	原子炉圧力容器	原子炉冷却材圧力バウンダリ	隔離	制御建屋	計測・制御系	制御建屋空調系	直流電源(区分Ⅰ・Ⅱ)	交流電源・補機冷却系	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.	
												内部事象 PRAの範疇		
												外部電源 喪失へ		
												全交流動力 電源喪失へ		
												(c)		(10)
												(h)		(36)
												(h)		(35)
												(h)		(31)
												(h)		(37)
(h)	(34)													
(h)	(33)													
(h)	(32)													
(h)	(30)													

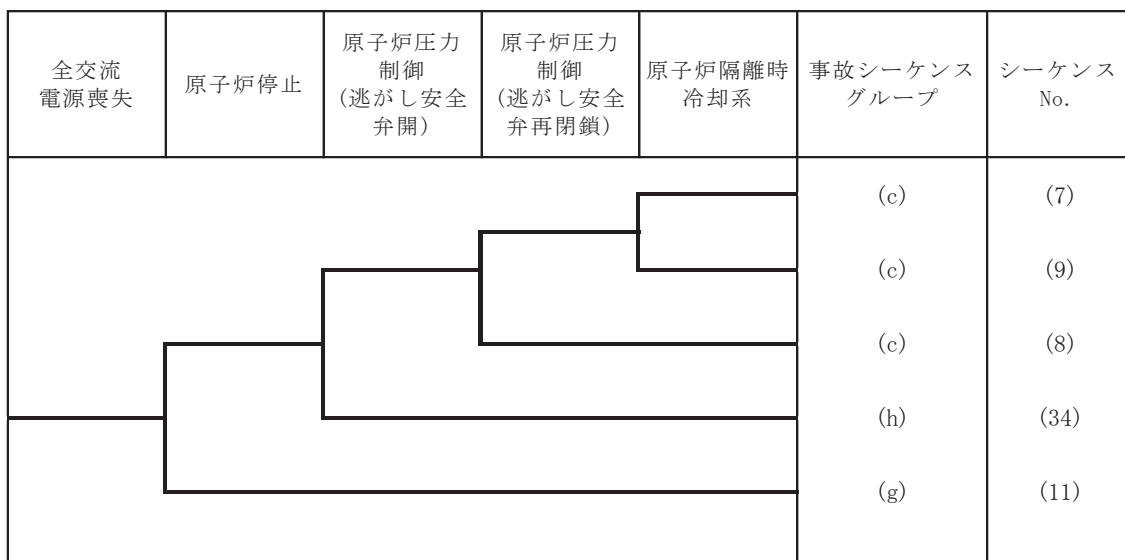
- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失
(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) LOCA時注水機能喪失 (f) 格納容器バイパス
(h) 炉心損傷直結シーケンス

第1-3図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー



- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失
 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) L O C A時注水機能喪失
 (g) 原子炉停止機能喪失 (h) 炉心損傷直結シーケンス

第1-4図(1) 地震レベル1 P R Aイベントツリー (外部電源喪失)



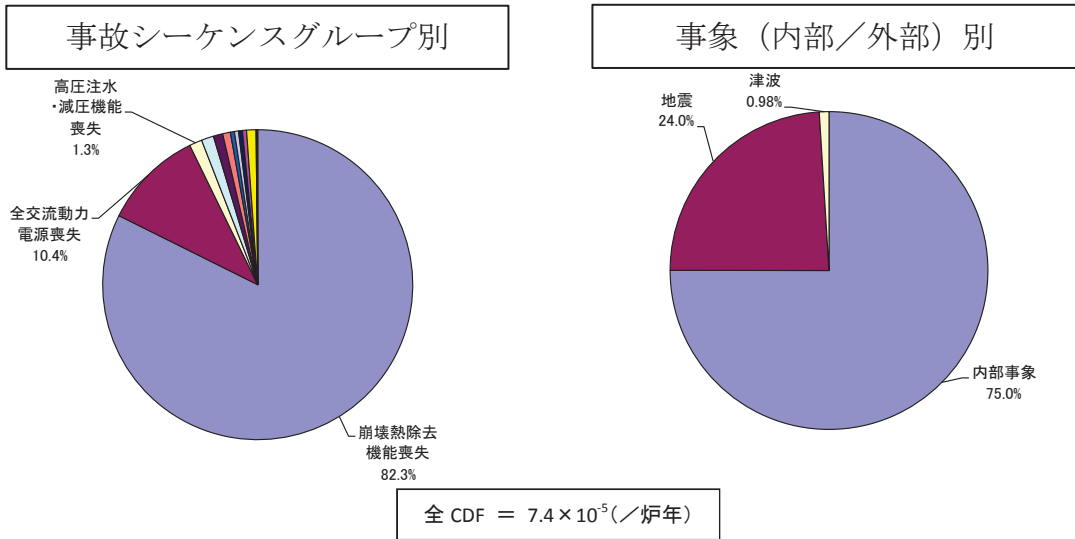
- (c) 全交流動力電源喪失 (g) 原子炉停止機能喪失 (h) 炉心損傷直結シーケンス

第1-4図(2) 地震レベル1 P R Aイベントツリー (全交流動力電源喪失)

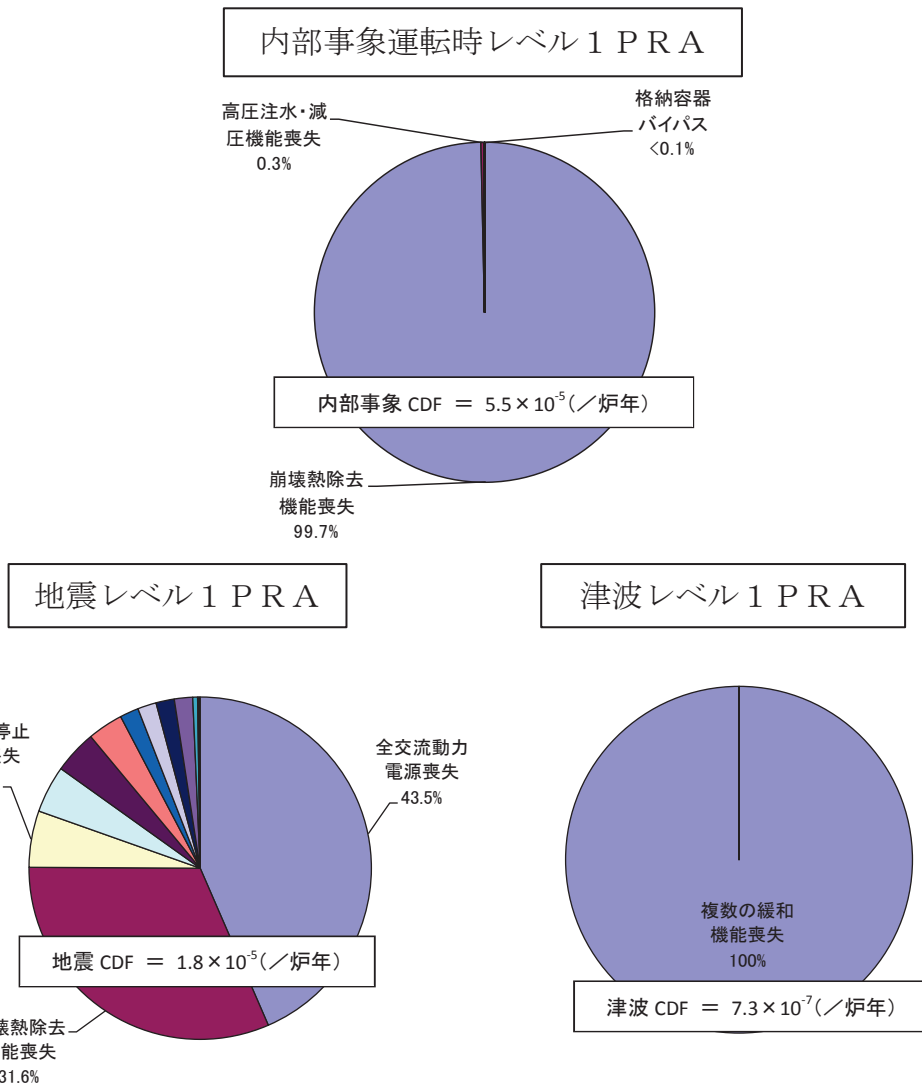
津波	原子炉建屋又は制御 建屋内への浸水 (O. P. 33. 9m～)	タービン建屋内への浸水 (O. P. 29m～O. P. 33. 9m)	発生する起回事象	事故 シーケンス グループ	シーケンス No.
		なし	—	内部事象 P R A の範疇	
	なし	あり	外部電源喪失	—*	
	あり		敷地及び建屋内浸水	複数の緩和機能喪失	(38)

※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。

第1-5図 津波レベル1 P R A イベントツリー



第1-6図 プラント全体の炉心損傷頻度



第1-7図 事故シーケンスグループ別の寄与割合

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の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは第2-1図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ① 内部事象運転時レベル1. 5 P R A及びP R Aを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を行った。
- ② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で格納容器機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈に基づき、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。
- ③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。
- ④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生観点で厳しいプラント損傷状態（P D S）を選定し、その中でさらに厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。

2.1 格納容器破損モードの分析について

解釈において、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の選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

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）
- ・ 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の熔融燃料－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）
- ・ 熔融炉心・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。

これを踏まえ、女川2号炉を対象としたP R Aの知見等を活用して、格納容器破

損モードの分析を実施している。

具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、重大事故対策設備の有効性評価を行う格納容器破損モードの選定という今回の設置変更許可申請での位置付けを考慮し、従来より整備してきたアクシデントマネジメント策や緊急安全対等を考慮しない仮想的な条件でプラント状態としてのPRAモデルで内部事象運転時レベル1.5 PRA評価を実施している。

また、外部事象については、地震レベル1.5 PRAは格納容器本体、原子炉建屋、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な段階であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用可能でないものと判断した。

PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施することとした。

実施した内部事象運転時レベル1.5 PRAの詳細は「女川原子力発電所2号炉確率論的リスク評価（PRA）について」に示す。

実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を以下に示す。

2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) PRAに基づく整理

内部事象運転時レベル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の分析から、格納容器破損モードの抽出を行っている。

具体的には、第2-2図のとおり炉心損傷前、原子炉圧力容器破損前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷の種類から格納容器破損モードを抽出し、また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮した格納容器イベントツリーを作成し、第2-3図に示すとおり格納容器破損に至る格納容器破損モードを抽出し整理している。これらの各破損モードにおける内部事象運転時レベル1.5 PRAの定量化結果を第2-1表及び第2-4図に示す。

① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）

格納容器内に高温デブリが存在する場合、格納容器雰囲気がゆっくりと加熱され、格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって格納容器破損に至る破損モードである。

② 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（長期冷却失敗））

炉心損傷後にデブリの冷却が達成される中で、損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によってサプレッションプール水温が上昇し、格納容器圧力が上昇する破損モードである。

③ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗））

崩壊熱除去失敗のシーケンスにおいて、炉心冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的にサプレッションプールに放出され、格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき、格納容器から除熱ができなければ、水蒸気によって格納容器内は加圧され、格納容器破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態TWに対応する。

④ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗））

原子炉停止失敗のシーケンスにおいて、炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、格納容器が過圧破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態TCに対応する。

⑤ 格納容器雰囲気直接加熱

高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、デブリが格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する可能性がある。このときの急激な加熱・加圧で格納容器破損に至る破損モードである。

⑥ 水蒸気爆発

溶融物が原子炉ペDESTALの冷却水中に落下した場合、また、格納容器内に放出されたデブリに対して、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却などによる注水を実施した場合に、水蒸気爆発が発生して格納容器破損に至る破損モードである。

⑦ 溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器破損後に、格納容器内に放出されたデブリが冷却できないと、デブリ・コンクリート相互作用（MCCI）によって、コンクリート侵食が継続し、ペDESTAL破損に伴い格納容器破損に至る破損モードである。

⑧ 水素燃焼

水-Zr反応あるいは水の放射線分解により発生した水素の爆発により格納容器破損に至る破損モードである。

⑨ 溶融物直接接触

原子炉圧力容器破損後にペDESTALへ落下した溶融デブリが、ペDESTAL床からドライウェル床に拡がった場合、高温のデブリがドライウェル壁に接触し、ドライウェル壁の一部が溶融貫通する破損モードである。

⑩ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

インターフェイスシステムLOCAから炉心損傷に至った場合には、放射性物質が格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態ISLOCAに対応する。

⑪ 格納容器隔離失敗（隔離失敗）

炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗している破損モードである。

(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、地震時には建屋損傷等の炉心損傷直結事象が発生した場合の格納容器破損への影響が想定されるが、これは地震レベル1 P R Aの知見からも損傷モードとして抽出されており、今回、内部事象運転時レベル1.5 P R Aから選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと考えられる。

津波やその他の自然現象においても格納容器及び内部構造物が直接破損する可能性は低く、新たに追加すべき格納容器破損モードは発生しないものと推定される。(別紙1)

2.1.2 内部事象運転時レベル1.5 P R Aの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討

第2-1表に示す格納容器破損モードについて、2.1.1項に示す内部事象運転時レベル1.5 P R Aから抽出された格納容器破損モードと解釈に基づき必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。

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)
- ・ 高压溶融物放出/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

その結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして設定する必要性について検討を実施した。

必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触 (シェルアタック) については、格納容器下部床とドライウェル床とが同一レベルに構成されるBWRマークI型の格納容器に特有の事象とみなされている。マークI改良型格納容器においては、溶融炉心は原子炉格納容器バウンダリには直接接触することはない構造であることから、格納容器破損モードとして考慮しない。(別紙7)

また、女川2号炉では、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いるため、水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分小さい。このため、水素燃焼は内部事象運転時レベル1.5 P R Aの定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方、格納容器内の窒素置換が水素燃焼の発生防止対策であることを踏まえ、窒素置換対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるよ

うな重大事故時においても格納容器内雰囲気の水素の可燃限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して4%以下又は酸素濃度5%以下)に維持できることを確認する必要があると考える。よって、水素燃焼については、有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙7)

(1) 過圧破損 (崩壊熱除去失敗)

本破損モードは内部事象運転時レベル1.5 PRA評価上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス, 格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により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 (未臨界確保失敗)

本破損モードは内部事象運転時レベル1.5 PRA評価上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス, 格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(以下「CFF」という。)(3.9×10^{-9} /炉年)の全CFFに対する寄与割合は0.1%未満である。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により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LOCA)

本破損モードは内部事象運転時レベル1.5 PRA評価上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス, 格納容器バイパス等)にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により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。

(4) 格納容器隔離失敗 (隔離失敗)

本破損モードは事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗する事象を想定したものである。格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時に偶然に原子炉格納容器の隔離に失敗していることを示している。格納容器隔離失敗としては、アクセス部からの漏えい、格納容器バウンダリからの漏えい等の機械的な破損や、漏えい試験配管のフランジ閉め忘れ等の人的過誤による弁・フランジの復旧忘れが考えられる。(別紙8)

これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期検査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、BWRにおいては出力運転中に格納容器雰囲気窒素置換しており、格納容器からのリークが存在する場合は、窒素ガス圧力の低下等によって検知できると考えられる。

今回の内部事象運転時レベル1.5 PRAでは、国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離失敗実績に基づき、当該破損モードのCFF (9.4×10^{-10} /炉年、全CFFに対する寄与割合0.1%未満)を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードのCFFはさらに小さくなると推測される。

したがって、格納容器隔離失敗シーケンスについては、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、すべての炉心損傷防止対策が有効であることから、当該破損モードを個別プラント評価により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。

(5) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発

本破損モードについては、国際的な専門家会議の工学的議論から、BWR体系の炉内FCIは格納容器破損の脅威にならないことが結論付けられている。(別紙9)

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により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、PRAの知見等を踏まえ、解釈で必ず想定する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新たに追加されないことを確認した。

2.2 評価事故シーケンスの選定について

原子炉設置変更許可申請における重大事故等対処設備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の選定を実施している。

評価事故シーケンス選定にあたっては、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として、以下のとおり評価事故

シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から当該破損モード発生の観点で厳しい評価事故シーケンスを選定することとされている。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

事象進展が早く，過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。また，炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。

(2) 格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードの発生により格納容器破損に至る確率が極めて小さいことから，工学的な判断として格納容器破損頻度を0として扱っているが，評価事故シーケンスとしては当該の事象発生に至る可能性のある格納容器破損シーケンスのうち，原子炉圧力が高く維持され，原子炉減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－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格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多く，原子炉圧力容器破損を生じさせるため原子炉注水に失敗する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。BWRでは格納容器内を窒素置換しているため，酸素濃度を低く管理していることから，本事象が発生する可能性をほとんど無視できるものとして，内部事象運転時レベル1.5 P R Aの定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが，評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の格納容器内の酸素濃度が大きくなるように，水素発生量が少な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

溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多く，原子炉圧力容器破損を生じさせるため原子炉注水に失敗するシーケンスを選定する。

これに基づき，内部事象運転時レベル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方法として，第一ステップとして格納容器破損モードごとに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，第二ステップにて選定されたP D Sの中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損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。

2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定

内部事象運転時レベル1.5 PRAでは、内部事象運転時レベル1 PRAで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について定量評価を行うが、その際には格納容器内事象進展を把握するために以下に示す4種類の属性を用いて炉心損傷時のPDSを定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。

- a. 格納容器破損時期
- b. 原子炉圧力
- c. 炉心損傷時期
- d. 電源有無

上記のPDSの分類に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、PDSの占める割合を整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDSの検討を行い、評価対象とするPDSの選定を実施した。選定結果を第2-3表に示す。（別紙10）

なお、第2-2表において、格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているTW, TC, ISLOCAについては、格納容器先行破損の事故シーケンスであることから、解釈の要求事項を踏まえ、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。したがって、これらのPDSは、第2-3表に示す評価対象とするPDSの選定では考慮していない。

2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果

前項で格納容器破損モードごとに選定した評価対象PDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、以下の通り評価事故シーケンスの選定を実施した。結果を第2-4表及びその補足説明資料を別紙11に示す。

なお、重大事故対処設備により、「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のシーケンスを除いた評価事故シーケンスに至るシナリオは全て防止できるため、有効性評価においては重大事故対処設備に期待せず、「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のシーケンスを除いた評価事故シーケンスにおいて炉心損傷に至る状況を仮定している。

また、格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認している。（別紙5）

2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンス及び該当するPDSは以下のとおり。以下の事故シーケンスは、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである。

(1.2項参照)

- ・大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗
- ・中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗*
- ・中小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗*

※これらの事故シーケンスのうち、小破断LOCAについては炉心損傷回避が可能であるが、中小破断LOCAに分類している。

2.2.1項のPDS選定では、上記のPDSを含めて格納容器破損モードごとに厳しいPDSを選定している。従って、炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても、今回整備した格納容器破損防止対策により、格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。

2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策

1.1.2.2項において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては、炉心損傷後の格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により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大規模損傷が生じた場合は、可搬型設備(大容量送水ポンプ(タイプI)、電源車等)による対応や放射性物質の拡散を低減する対策(放水砲、シルトフェンス等)により敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事故の影響緩和を図る。

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器の状態	想定される破損モード	主に寄与するプラント損傷状態	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	解釈で想定する格納容器破損モード	備考
格納容器物理的破損	過温破損	TQUX	9.4×10^{-13}	<0.1 (<0.1)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	—
	過圧破損 (長期冷却失敗)	TQUX	1.3×10^{-9}	<0.1 (54.3)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	—
	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	TW	5.5×10^{-5}	約100	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「崩壊熱除去機能喪失」
	過圧破損 (未臨界確保失敗)	TC	3.9×10^{-9}	<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」
	格納容器雰囲気直接加熱 ^{※1}	—	—	—	高温溶融物/格納容器雰囲気直接加熱	本格納容器破損モードの発生により格納容器破損に至る確率が極めて小さいことから、工学的な判断として格納容器破損頻度を0として扱っている。
	原子炉圧力容器内での水蒸気爆発 ^{※1}	—	—	—	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価 (別紙9)
	原子炉圧力容器外での水蒸気爆発	TQUX S1E	5.0×10^{-15}	<0.1 (<0.1)	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	—
	溶融炉心・コンクリート相互作用	長期TB TQUV	1.1×10^{-10}	<0.1 (4.9)	溶融炉心・コンクリート相互作用	—
	水素燃焼 ^{※1}	—	—	—	水素燃焼	女川原子力発電所2号炉では、運転中、格納容器内を窒素ガスで置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素ガス置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。
	溶融物直接接触 ^{※1}	—	—	—	格納容器直接接触 (シエルアタック)	BWR MARK I 改良型格納容器である女川原子力発電所2号炉では構造的に発生する可能性はない格納容器破損モードであることから、有効性評価の対象から除外した。
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	ISLOCA	2.4×10^{-9}	<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」
格納容器隔離失敗	隔離失敗	TQUX	9.4×10^{-10}	<0.1 (40.7)	なし	格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること及び、すべての炉心損傷防止対策が有効であることから、本破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加不要と判断

ハッチング：内部事象運転時レベル1. 5 PRAで抽出された格納容器破損モードのうち、解釈に基づき必ず想定するものに含まれない格納容器破損モード

()：格納容器先行破損に至るシーケンスを除いた場合の寄与割合

※1：BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、女川原子力発電所2号炉では想定されないことから、定量化の対象から除外した格納容器破損モード。

第2-2表 プラント損傷状態（PDS）の定義

PDS	PCV 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無（電源確保）
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	直流／交流電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	直流／交流電源有
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無 ^{※1} 交流電源無
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無
TW	炉心損傷前	—	後期	—
TC	炉心損傷前	—	早期	—
AE	炉心損傷後	低圧	早期	直流／交流電源有
S1E	炉心損傷後	低圧	早期	直流／交流電源有
S2E	炉心損傷後	高圧	早期	直流／交流電源有
ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—

※1：蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、プラント損傷状態では直流電源が機能喪失している。

注：ハッチングは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSを示す。

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について(1/3)

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合(%)	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と選定したPDS
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	1. 3E-09	TQUV	0. 0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> LOCA は一次系冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いいため、緩和操作のための時間余裕が短い。 これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失 (SBO) を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。 またこのことにより、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。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> LOCA は破断口から格納容器ドライウェルへ直接冷却材のブローダウンが起こるため、圧力上昇が厳しい。 また、炉心水位の低下・炉心露出が早いいため、早期のジルコニウム-水反応による大量の水素発生により、圧力上昇が厳しい。 <p>なお、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX であり、寄与割合は約 100%であるが、LOCA と比較して圧力上昇が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。なお、TQUX については、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードに対して厳しく、評価対象として選定している。</p> <p>以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスである AE に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え、過圧への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	AE+SBO
		TQUX	100. 0%		
		長期 TB	0. 0%		
		TBD	0. 0%		
		TBU	<0. 1%		
		TBP	<0. 1%		
		AE	0. 0%		
		S1E	0. 0%		
		S2E	0. 0%		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	9. 4E-13	TQUV	0. 0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いいため、緩和操作のための時間余裕が短い。 これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失 (SBO) を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。 またこのことにより、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。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> LOCA は炉心損傷に伴って発生する高温のガスが、破断口より直接格納容器に放出されるため、温度上昇が厳しい。 <p>なお、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX、TBU 及び TBP である。TQUX の寄与割合が 97.7%と高いが、LOCA と比較して温度上昇が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスである AE に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え、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。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	AE+SBO
		TQUX	97. 7%		
		長期 TB	0. 0%		
		TBD	0. 0%		
		TBU	1. 1%		
		TBP	1. 1%		
		AE	0. 0%		
		S1E	0. 0%		
		S2E	0. 0%		

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について(2/3)

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合 (%)	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	TQUV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉が高圧の状態での炉心損傷に至るシーケンスは、長期 TB, TBU, TBD, S2E 及び TQUX である。 事象初期において RCIC による冷却が有効な長期 TB と比べ、原子炉減圧までの時間余裕の観点で TBU, TBD, S2E 及び TQUX が厳しい。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU 及び S2E に PDS 選定上の有意な違いは無い。 <p>なお、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードについては、格納容器圧力と格納容器破損確率のフラジリティの設定、確率密度関数を与えたパラメータのモンテカルロサンプリング、パラメータと格納容器圧力ピーク値との因果関係から格納容器ピーク圧力を求め、格納容器フラジリティを参照することで評価している。評価の結果、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損確率は、極めて低いため、本評価においては、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」は発生しないものとしている。</p> <p>以上より、事象進展が早く、炉心損傷時の圧力が高く厳しい事故シーケンスである TQUX を代表として選定する。原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、原子炉減圧後の低圧注水機能喪失を考慮する。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	TQUX
		TQUX	0.0%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	0.0%		
		TBP	0.0%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		
原子炉圧力容器外の溶融燃料／冷却材相互作用	5.0E-15	TQUV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> FCI については、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で対応が厳しいシーケンスとなる。 TQUV は、事象進展が早く、対応時間の余裕が少なくかつ大量の溶融炉心がペDESTALに落下する。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> FCI による発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きくなるが、溶融炉心の重量及び保有エネルギーが大きくなるのは、低圧シーケンス (TQUV, LOCA, TBP) となる。 LOCA は、一次冷却材流出を伴い発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧シーケンスより小さくなり、溶融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。 また、FCI は低水温でより厳しくなるが、LOCA においては、破断水 (飽和水) がペDESTAL部に滞留することから事象は厳しくならないと考えられる。 TBP については、事象初期の RCIC による一時的な注水を考慮すると、TQUV に比べて水位低下が遅く、事象進展が遅い。 <p>なお、「原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX 及び S1E である。TQUX の寄与割合が 75.5%と高いが、高圧シーケンスであり溶融炉心の重量及び保有エネルギーが小さくなると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。S1E の寄与割合が 22.1%と高いが、ペDESTAL部に破断水の滞留が生じると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。また、TQUV については RHR 格納容器スプレイ冷却モードによる注水ができないため、格納容器下部に冷却材がなく、冷却材中に溶融炉心が落下する事象が発生しないことから、FCI 破損モード内 CFF に対する割合は 0%となる。有効性評価においては、原子炉格納容器下部注水系 (常設) が機能し、格納容器下部に水張りが実施されることを前提とした上で、厳しい PDS として TQUV を考慮する。</p> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	TQUV
		TQUX	75.5%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	0.9%		
		TBP	0.9%		
		AE	0.3%		
		S1E	22.1%		
		S2E	0.3%		

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について(3/3)

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合 (%)	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.1E-10	TQUV	25.7%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> MCCI については、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で対応が厳しいシーケンスとなる。 TQUV は、事象進展が早く、対応時間の余裕が少なくかつ大量の溶融炉心がベDESTAL に落下する。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> MCCI の観点からは、格納容器下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ーケンスが厳しい。 この観点から、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD, TBU, 長期 TB は、厳しくならないことから選定対象から除外した。 原子炉圧力容器が低圧破損に至る事象として、TQUV (TQUX における炉心損傷後の手動減圧を含む)、中破断 LOCA (S1E) 及び大破断 LOCA (AE) が抽出される。 LOCA はベDESTAL への冷却材の流入の可能性があり、MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から外した。 <p>なお、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、長期 TB, TQUV 及び TQUX である。長期 TB の寄与割合が 53.3% と高いが、事象進展が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。TQUX の寄与割合が 13.1% と高いが、高圧シーケンスであり溶融炉心の重量及び保有エネルギーが小さくなると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	TQUV
		TQUX	13.1%		
		長期 TB	53.3%		
		TBD	4.0%		
		TBU	0.6%		
		TBP	0.4%		
		AE	<0.1%		
		S1E	2.8%		
		S2E	<0.1%		
水素燃焼	0.0E+00	—	—	<p>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 審査ガイド 3.2.3(4)b.(a) では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、女川 2 号炉は格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、可燃限界への到達が早いと考えられるシーケンスを考慮した。 <p>【事象の厳しさ(酸素濃度の上昇の早さ)の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。なお、「水素燃焼」発生判断基準は、格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol% 以上かつ酸素濃度が 5vol% 以上である。 酸素濃度を厳しく見積もる観点では、水素発生量が少ない(相対的に酸素濃度が大きくなる)シーケンスが厳しい。また、BWR の格納容器内における酸素の発生源は、水の放射線分解により発生する分のみであるため、これ以外の要因により酸素以外の気体が格納容器内に発生した場合、相対的に酸素濃度が低下することとなる。このため、RPV 破損シーケンスにおいては、MCCI による非凝縮性ガスの発生により酸素濃度が低下することとなる。 LOCA では、炉内での蒸気の発生状況の差異から、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧シーケンスより小さく、水素発生量が小さい。 <p>以上より、AE に電源の復旧等、格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しくする観点から全交流動力電源喪失(SBO)を加えた PDS とする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	AE+SBO

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

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について(1/2)

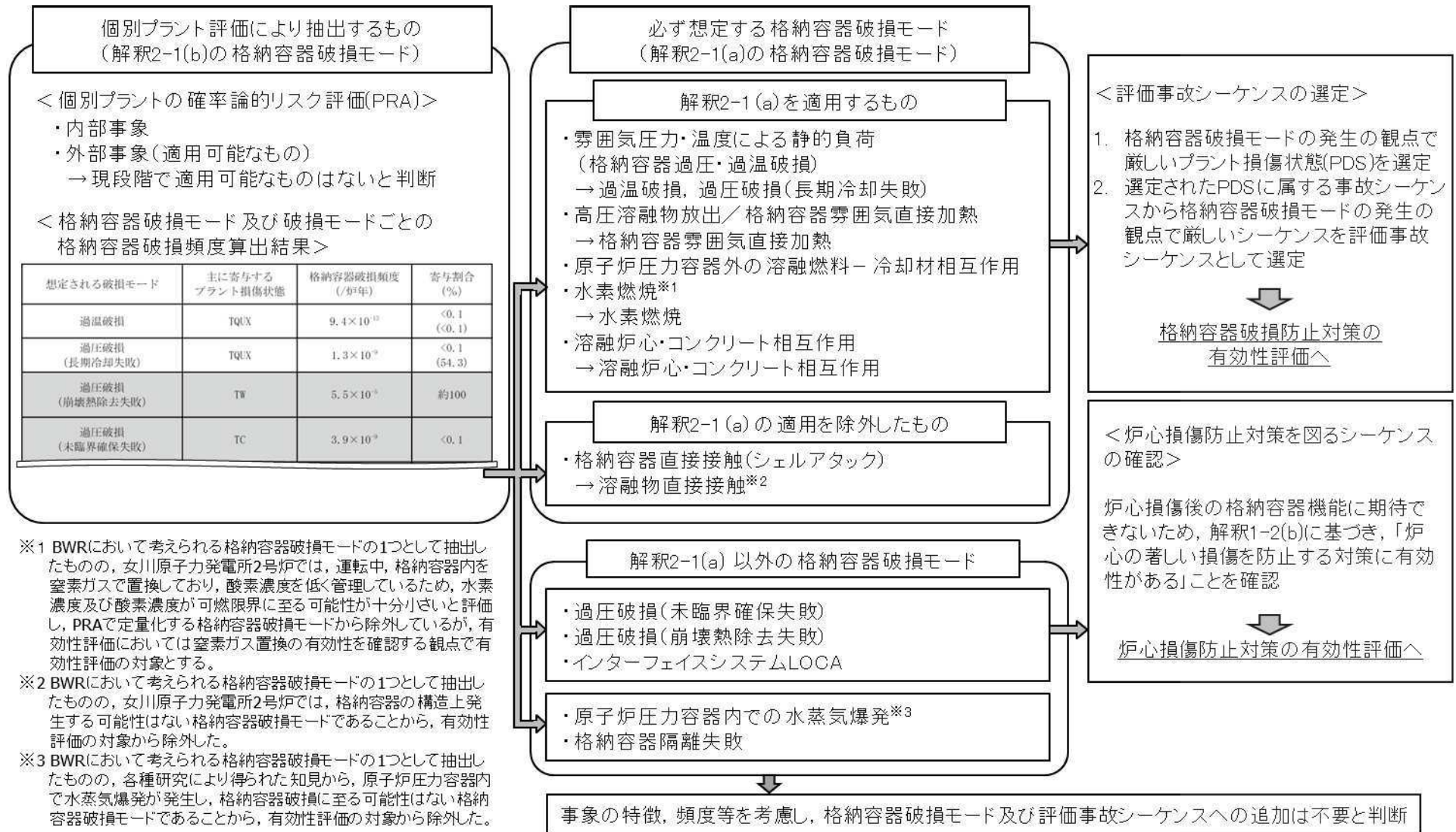
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス※		格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AE+SBO	<u>大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗</u> + (デブリ冷却成功) + 長期冷却失敗	○	・低圧代替注水系（常設） ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器フィルタベント系	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 - 【事象進展の厳しさの観点】 - 【対策の有効性の観点】 格納容器過圧・過温破損に対する対策とその有効性を確認する観点から、AEに全交流動力電源喪失を重量させることで、電源復旧、注水機能確保のための設備が多く、格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシーケンスを選定した。
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	AE+SBO	<u>大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗</u> + <u>格納容器注水失敗</u>	○		【事象進展緩和の余裕時間の観点】 対応時間が厳しいシナリオとして、過渡事象を選定する。 【事象進展の厳しさの観点】 原子炉圧力容器破損までの余裕時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、原子炉圧力容器が高压で維持されるSRV再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器が高压で維持されるシーケンスを選定した。
高压溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	TQUX	<u>過渡事象+高压注水失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+DCH発生</u>	○	・逃がし安全弁を用いた手動操作による原子炉減圧	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 対応時間が厳しいシナリオとして、過渡事象を選定する。 【事象進展の厳しさの観点】 原子炉圧力容器破損までの余裕時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、原子炉圧力容器が高压で維持されるSRV再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器が高压で維持されるシーケンスを選定した。
		<u>手動停止+高压注水失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+DCH発生</u>	-		
		<u>サポート系喪失+高压注水失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+DCH発生</u>	-		
原子炉圧力容器外の溶融燃料/ 冷却材相互作用	TQUV	<u>過渡事象+高压注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生</u>	○	実ウランを用いた種々の実験から、水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率はいくらか小さく、大規模な水蒸気爆発には至らないため、実機においても大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、解析により、圧力スパイクによる格納容器バウンダリの機能が喪失しないことを確認する。	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 原子炉圧力容器破損までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とする。 【事象進展の厳しさの観点】 SRV再閉失敗の成否の影響は小さいと考えられることから、発生頻度の観点からより大きいと考えられるSRV再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用による圧力上昇が厳しくなる場合においても、格納容器圧力バウンダリの健全性が維持されることを確認する観点から、重大事故等対策である低圧代替注水系（常設）等による原子炉注水は実施せず、原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張が実施されていることにより、ベドスタル床面に水が存在する状態で圧力容器破損に至るシーケンスを選定した。
		<u>過渡事象+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生</u>	-		
		<u>手動停止+高压注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生</u>	-		
		<u>手動停止+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生</u>	-		
		<u>サポート系喪失+高压注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生</u>	-		
		<u>サポート系喪失+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生</u>	-		

※○は選定した重要事故シーケンスを示す。また、各シーケンスにおいて下線で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す

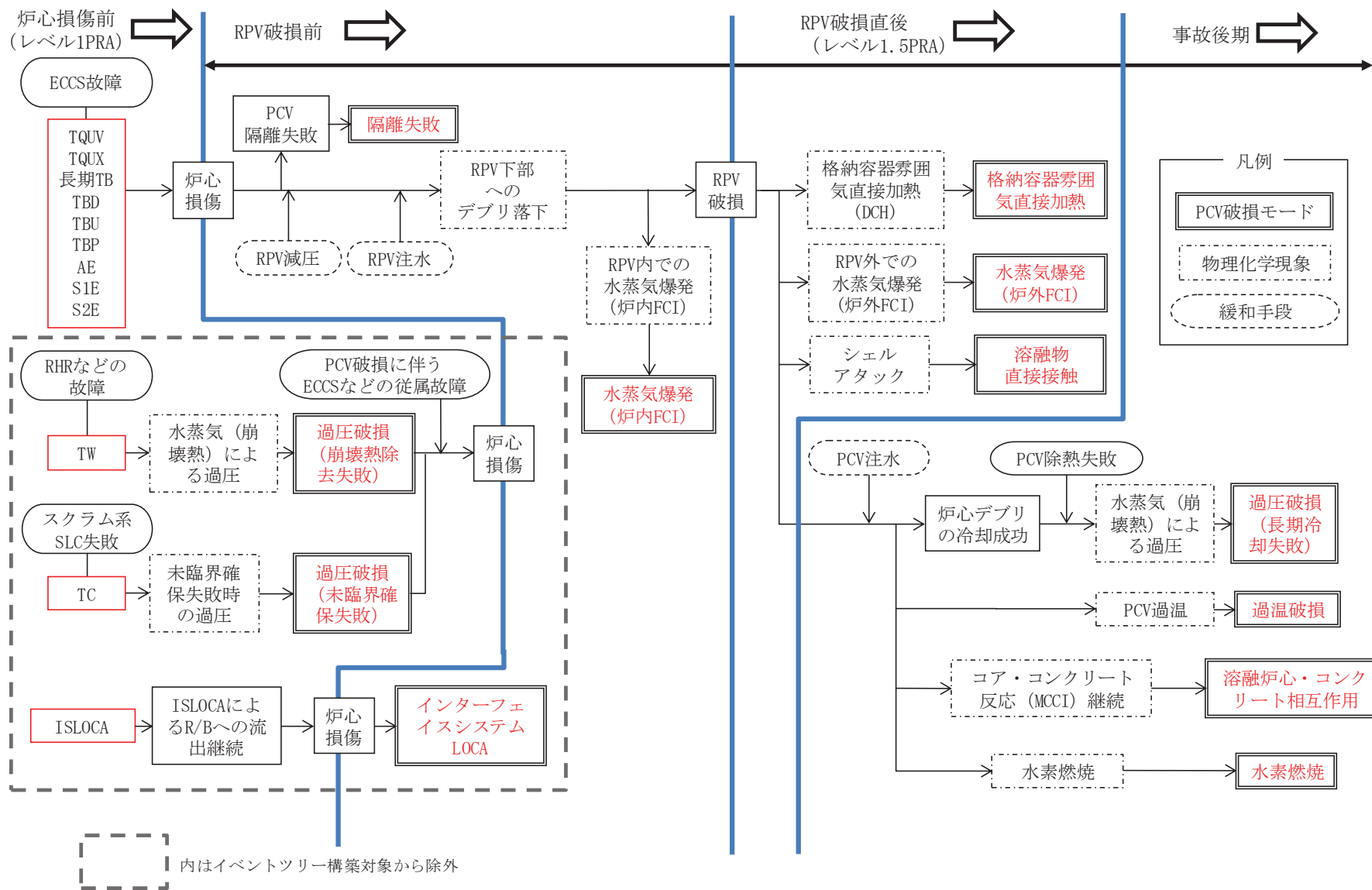
第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について(2/2)

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス※		格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
溶融炉心・コンクリート相互作用	TQUV	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗	○	・原子炉格納容器下部注水系（常設） （原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で、格納容器下部において溶融炉心の冷却に寄与する十分な水量及び水位の確保、かつ、溶融炉心の落下後に崩壊熱を上回る注水）	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 原子炉圧力容器破損までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とする。 【事象進展の厳しさの観点】 SRV再開失敗の成否の影響は小さいと考えられることから、発生頻度の観点からより大きいと考えられるSRV再開失敗を含まないシーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器下部注水系（常設）によるベデスタルへの水張の効果を確認するため、重大事故等対策である低圧代替注水系（常設）等による原子炉注水は実施しないものとして、ベデスタルへの水張により、ベデスタルの水位が確保された状態で原子炉圧力容器破損に至るシーケンスを選定した。
		過渡事象+SRV再開失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗	—		
		手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗	—		
		手動停止+SRV再開失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗	—		
		サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗	—		
		サポート系喪失+SRV再開失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗	—		
水素燃焼	AE+SBO	—	—	・窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化	【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点から、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化の効果を確認するため、水素発生量が少なく、相対的に酸素濃度が大きくなるシーケンスを選定した。また、原子炉格納容器のベントを実施する場合、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスが大気中に放出され、原子炉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、原子炉格納容器ベントを実施しないシナリオを評価するものとする。

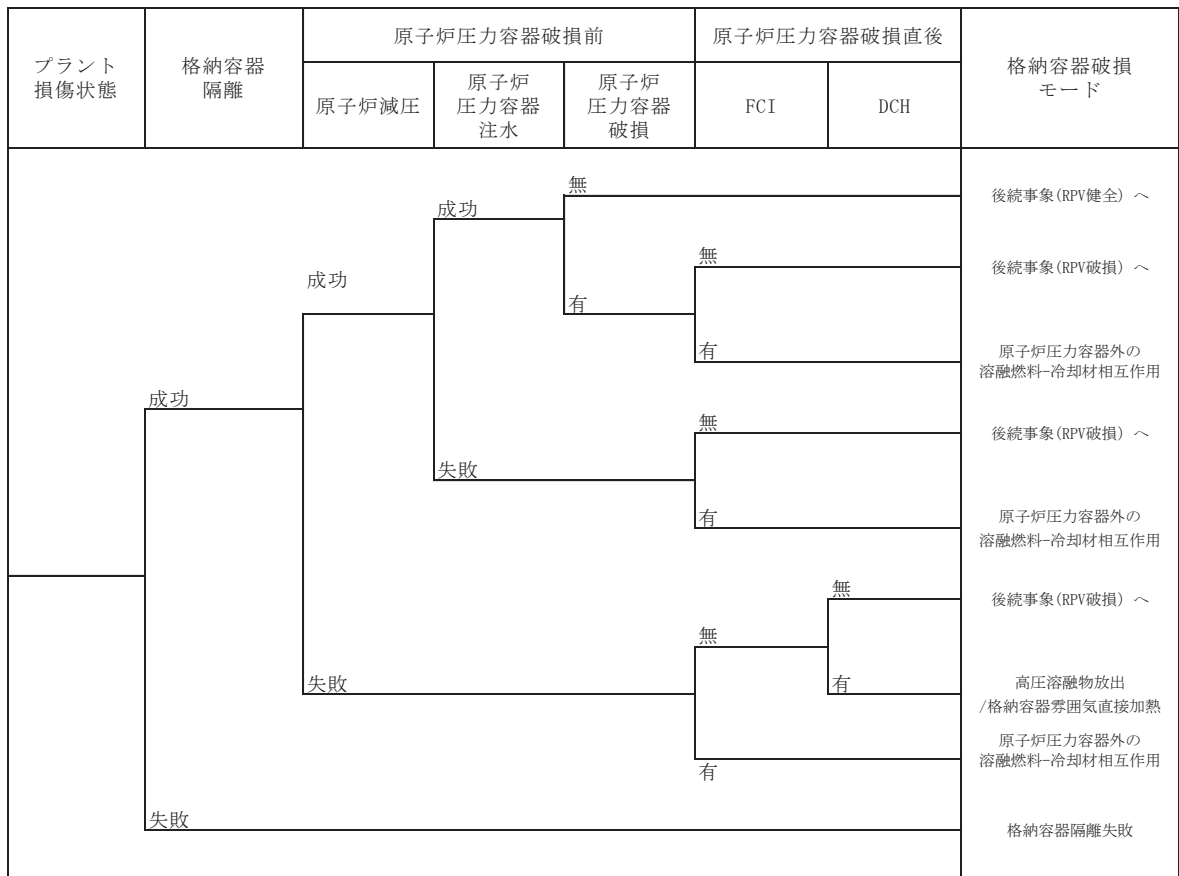
※○は選定した重要事故シーケンスを示す。また、各シーケンスにおいて下線で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す



第2-1図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス



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



DCH：格納容器雰囲気直接加熱

FCI：原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

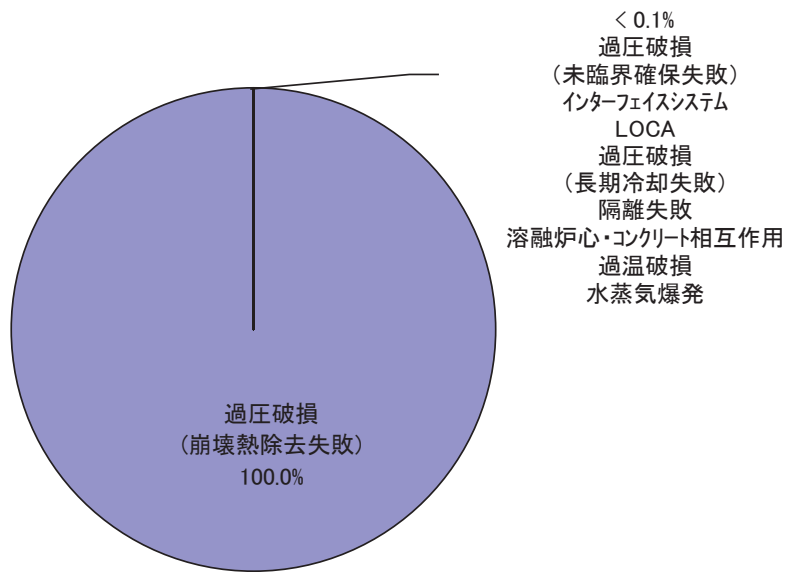
第2-3図 格納容器イベントツリー(1/2)

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 (ドライウエル)	長期冷却	
	成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
		失敗	
	失敗	成功	
		失敗	

事故後期					格納容器破損モード
後続事象 (原子炉圧力容器破損)	格納容器注水 (ドライウエル)	F C I	デブリ冷却	長期冷却	
	成功	有	成功	成功	格納容器内で事故収束 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損), 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相互作用 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損), 溶融炉心・コンクリート相互作用
				失敗	
				成功	
				失敗	
	失敗	無	失敗	成功	
				失敗	

FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

第2-3図 格納容器イベントツリー(2/2)



格納容器破損頻度 : 5.5×10^{-5} / 炉年

第2-4図 内部事象運転時レベル1. 5 P R Aの定量化結果
(格納容器破損モード別の寄与割合)

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の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3-1図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ① 内部事象停止時レベル1 P R A及びP R Aを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて、頻度、影響等を確認し、事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。
- ③ 有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、審査ガイドに記載の観点（余裕時間、設備容量、代表性）に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。

3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

解釈において、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

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

(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。

これを踏まえ、女川2号炉を対象に内部事象停止時レベル1 P R Aの知見等を活用して、運転停止中事故シーケンスグループの分析を実施している。

具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同

様に、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループの選定という今回の設置変更許可申請での位置付けを考慮し、従来より整備してきたアクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的な条件でP R Aモデルを構築し内部事象停止時レベル1 P R A評価を実施した。

3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理

プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。

- ・ 運転中の設備や待機・待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。
- ・ 原子炉内の保有水量が工程とともに変化する。
- ・ 炉心の崩壊熱が時間の経過とともに減少する。

このため、プラント状態について、原子炉冷却材のインベントリー（水位）、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、余裕時間に関する類似性の観点から、分類を行った。分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-2図に示す。また、P O Sごとの期間及び系統の待機状態を示した工程表を第3-3図に示す。

内部事象停止時レベル1 P R Aにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各プラント状態において炉心損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから炉心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し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。抽出した起因事象と発生頻度を第3-1表に示す。

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認すると共に、燃料損傷状態を分類した。事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第3-2表に示す。起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-5図に、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-6図に示す。

<選定した起因事象>

a. 崩壊熱除去機能喪失（RHRフロントライン系/サポート系機能喪失）

崩壊熱除去機能に関わる弁、ポンプ等の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事象。

b. 外部電源喪失

外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去機能が喪失する可能性がある。

c. 原子炉冷却材流出

配管破断又は運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。停止時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。

なお、反応度の誤投入については、以下の理由から起因事象から除外した。

- ・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、厳格な管理等により、制御棒駆動機構の点検等を行う場合でも1体ごとにしか行うことができない。
- ・万一、制御棒が誤引抜された場合でも、その影響は誤引抜された制御棒等の周辺のみに限られ、燃料に破損が生じたとしても、その影響は誤引抜された制御棒等の周辺のみに限られ、局所的な事象で収束し、過大な炉心の損傷には至ることはない。
- ・近年、BWRにおいて停止中に制御棒が誤って引き抜けた事象が発生したが、これを受けて、ノンリターン運転時のHCU隔離を行わない等の実効的な再発防止策がとられ、同様の事象発生は防止されている。（同事象発生確率：約 /回）

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理するとともに、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行った（第3-1表参照）。

その結果、解釈で想定する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新たに抽出されないことを確認した。

3.2 重要事故シーケンスの選定について

設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、3.1で抽出した3つの運転停止中事故シーケンスグループに、必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループである「反応度の誤投入」を追加した4つのグループについて重要事故シーケンスの選定を実施した。

3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方

重要事故シーケンス選定にあたっては、以下に示す審査ガイドに記載の3つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シーケンスの選定にあたっての具体的な検討内容を以下に示す（第3-3表参照）。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- 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

崩壊熱が高く、余裕時間や必要な注水量の観点で厳しくなる事故シーケンスを

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

選定している（第3-4表参照）。なお、原子炉冷却材の流出量に対して、対策の余裕時間は比較的長いとした。

⇒該当シーケンスを第3-3表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

b. 設備容量

炉心損傷防止対策に必要となる設備容量にかかる要求が大きくなるシーケンスを選定している。

⇒該当シーケンスを第3-2表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

c. 代表シーケンス

第3-1表の事故シーケンスの炉心損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内で支配的となるものとそうでないものに分類した。

⇒該当シーケンスを第3-2表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

(1) 崩壊熱除去機能喪失

①事故シーケンス

- ・崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- ・外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

②選定理由

崩壊熱の高いPOS-Sを含む可能性のある事故シーケンスについては、余裕時間や必要な注水量の観点で比較的厳しくなると考えられることから、着眼点aおよび着眼点bは「中」とした。一方、代表性の観点から、事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンスである「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

なお、対策実施の時間余裕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、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない原子炉停止1日後に、崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定した。

外部電源喪失を起因とするシーケンスについては、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において評価することから、重要事故シーケンスの選定対象から除外した。

③選定結果

- ・崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・待機中RHR（LPCIモード）

(2) 全交流動力電源喪失

①事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- ・外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- ・外部電源喪失＋直流電源喪失
- ・外部電源喪失＋交流電源喪失

②選定理由

崩壊熱の高いPOS-Sを含む可能性のある事故シーケンスについては、余裕時間や必要な注水量の観点で比較的厳しくなると考えられることから、着眼点aおよび着眼点bは「中」とし、HPCS失敗を含まないシーケンスはPOS-Sを含まず、崩壊熱量は最大でもPOS-Sの約半分であるため「低」とした。

着眼点aおよび着眼点bの結果から「外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」および「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について「中」が同数となったが、代表性の観点から炉心損傷頻度が高い「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却」を重要事故シーケンスとして選定した。

なお、「外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」及び「外部電源喪失＋直流電源喪失」については、選定したシーケンスにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで重要事故シーケンスに包絡される。

また、「外部電源喪失＋交流電源喪失」については、「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」と有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却」の事故シーケンスは包絡性を有している。

③選定結果

- ・外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・低圧代替注水系（常設）
- ・常設代替交流電源設備

(3) 原子炉冷却材の流出

①事故シーケンス

- ・原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- ・原子炉冷却材の流出（CUWブロー時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- ・原子炉冷却材の流出（CRD交換時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗
- ・原子炉冷却材の流出（LPRM交換時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

②選定理由

緩和措置の実施に必要な時間はいずれのシーケンスにおいても同程度であることから、「中」とした。原子炉冷却材の流出流量が大きい「CRD交換時の冷却材流出」は、約701m³/hの冷却材流出量であり、ECCSによる注水が必要であることから、設備容量の観点で、「中」とした。また、その他の事故シーケンスについては、「低」とした。事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンスの炉心損傷頻度に対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。

なお、「原子炉冷却材の流出(CUWブロー時の冷却材流出) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、炉心損傷頻度が比較的大きいものの、冷却材流出発生時には、ブロー水の排水先のRW設備の運転員による異常の認知にも期待でき、認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。

「原子炉冷却材の流出(CRD交換時の冷却材流出) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、必要な設備容量が大きいものの、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。

「原子炉冷却材の流出(LPRM交換時の冷却材流出) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、必要な設備容量が比較的小さく、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。

③選定結果

- ・原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出） + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・待機中RHR（LPCIモード）

(4) 反応度の誤投入

①事故シーケンス

- ・制御棒の誤引き抜き

②選定理由

代表性の観点から、停止中に実施される複数の制御棒引き抜きを伴う検査等において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事象を想定した。

③選定結果

- ・制御棒の誤引き抜き

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラム

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、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、燃料損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等を確認している。（別紙5）

第3-1表 内部事象停止時レベル1 P R Aにおける起因事象と発生頻度

起因事象	発生頻度	説明
RHRフロントライン系 機能喪失	5.7×10^{-5} / 日	プラント停止時の主要な除熱設備であるRHR(SHCモードで運転中の系統)が故障した場合の除熱失敗を想定。
RHRサポート系 機能喪失	7.1×10^{-6} / 日	RHRを待機設備として代替除熱設備(FPC, CUW)にて除熱する場合もあるため、これら設備の故障による除熱失敗を想定。
外部電源喪失	2.6×10^{-5} / 日	送電システムのトラブルにより駆動電源を喪失を除熱設備が運転停止する場合を想定。
RHR切替時のLOCA	2.4×10^{-4} / 回	RHRの切替, CRDの交換, LPRMの交換の際に作業又は操作誤り等により、冷却材が原子炉冷却材圧力バウンダリ外に漏えいする可能性があるため、各々を起因事象として選定。POS-B1およびPOS-B2において生じる作業。
CRD交換時のLOCA	5.5×10^{-6} / 定期検査	
LPRM交換時のLOCA	3.3×10^{-6} / 定期検査	
CUWブロー時のLOCA	8.1×10^{-5} / 回	原子炉ウェル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、CUWによる原子炉圧力容器の冷却材のブローが実施され、冷却材が系外である液体廃棄物処理系のLCW収集槽に移送される。CUWブローを終了させることを忘れた場合、燃料が露出する可能性があるため、起因事象として選定。POS-C1およびPOS-Dにおいて生じる作業。

第3-2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		シーケンス No.	シーケンス別 CDF (/定期検査)	炉心損傷に 至る主要因	グループ別 CDF (/定期検査)	全CDF への 寄与割合	運転停止中事 故シーケンス グループ	備考
1	崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(1)	9.0×10^{-7}	崩壊熱の 除去に失敗	9.3×10^{-7}	94.8%	崩壊熱除去 機能喪失	全炉心損 傷頻度の 100%を燃 料損傷防 止対策に てカバー
	外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(2)	3.2×10^{-8}					
2	外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(3)	2.2×10^{-13}	サポート機能 (電源機能) の喪失	5.1×10^{-8}	5.1%	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・炉心冷却失敗	(4)	1.7×10^{-12}					
	外部電源喪失+直流電源喪失	(5)	3.5×10^{-8}					
	外部電源喪失+交流電源喪失	(6)	1.6×10^{-8}					
3	原子炉冷却材の流出(RHR切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(7)	1.7×10^{-10} (1.7×10^{-10} /回)	原子炉冷却材 の喪失	3.5×10^{-10}	<0.1%	原子炉冷却材 の流出	
	原子炉冷却材の流出(CUWブロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(8)	1.7×10^{-10} (5.7×10^{-11} /回)					
	原子炉冷却材の流出(CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(9)	4.0×10^{-12} (4.0×10^{-12} /回)					
	原子炉冷却材の流出(LPRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(10)	2.3×10^{-12} (2.3×10^{-12} /回)					
合計			9.8×10^{-7}	—	9.8×10^{-7}	100.0%	—	

第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について（1/3）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)		重要事故シーケンスの選定の考え方（審査ガイドの着眼点に対応）			選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能 ^{※1}	— ^{※1}	中	中	高	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」 を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 ・②「外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、対応する時間余裕については、①の事故シーケンスと同等である。外部電源喪失を起因とするシーケンスについては、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において評価する。</p>
		原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> 待機中RHR(LPCIモード) 低圧代替注水系(常設) 				
	◎ ②外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 	中	中	低	
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	— ^{※1}				
		原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> 待機中RHR(LPCIモード) 低圧代替注水系(常設) 				
		原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 				

※1 停止時において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事で燃料損傷を防止できる。
(原子炉建屋（原子炉開放時）や格納容器（原子炉未開放時）へ崩壊熱を逃が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為に残留熱除去系等を復旧する)

第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について（2/3）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)		重要事故シーケンスの選定の考え方(審査ガイドの着眼点に対応)			選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
全交流動力 電源喪失	①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, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	中	中	低	【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より, ①と②の事故シーケンスがともに「中」の数と同じであるが, cの観点から相対的に②の方が①より頻度が高いことから, ◎「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。 【重要事故シーケンスの包絡性】 ・①③については, 選定したシーケンスにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで重要事故シーケンスに包絡されると考えられる。 ・有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため, 起回事象発生後の事象進展が早い②の事故シーケンスは, ④の事故シーケンスに対して包絡性を有している。
		原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な直流電源の復旧(D/G起動等の為)	・可搬型代替直流電源設備				
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) ・大容量送水ポンプ(タイプI)				
	◎ ②外部電源喪失 + 交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	中	中	低	
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) ・大容量送水ポンプ(タイプI)				
	③外部電源喪失 + 直流電源喪失	原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	高	
		原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な直流電源の復旧(D/G起動等の為)	・可搬型代替直流電源設備				
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) ・大容量送水ポンプ(タイプI)				
	④外部電源喪失 + 交流電源喪失	原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	中	
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) ・大容量送水ポンプ(タイプI)				

※1 停止時において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事で燃料損傷を防止できる。
(原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃が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為に残留熱除去系等を復旧する)

第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について（3/3）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)		重要事故シーケンスの選定の考え方（審査ガイドの着眼点に対応）				選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	備考（a:余裕時間, b:設備容量, c:代表シーケンス）	
原子炉冷却材の流出	◎ ①原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出） + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水機能	・待機中RHR(LPCIモード)	中	低	高	<aの観点> 緩和措置の実施に必要な時間はいずれのシーケンスにおいても同程度であることから、「中」とした。	【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」が多いことから、 ①「原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」 を重要事故シーケンスとして選定した。 【重要事故シーケンスの包絡性】 ・②「原子炉冷却材の流出（CUWブロー時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、CDFが比較的大きいものの、冷却材流出発生時には、ブロー水の排水先のRW設備の運転員による異常の認知にも期待でき、認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。 ・③「原子炉冷却材の流出（CRD交換時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、必要な設備容量が大きいものの、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。 ・④「原子炉冷却材の流出（LPRM交換時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、①に比べ必要な設備容量が小さく、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。
	中			低	中	<bの観点> 原子炉冷却材の流出流量が大きい「CRD交換時の冷却材流出」は、約701m ³ /hの冷却材流出量であり、ECCSによる注水が必要であることから、設備容量の観点で、「中」とした。また、その他の事故シーケンスについては、「低」とした。		
	中			中	低	<cの観点（1事象発生当たりの頻度）> 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。		
	中			低	低			
反応度の誤投入	◎ ①制御棒の誤引き抜き	安全保護系及び原子炉停止機能	・起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラム	-	-	-	<a, bの観点> 事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和設備実施までの余裕時間の考慮は不要であり、「-」とした。 <cの観点> PRAにおいて選定していない起因事象による事故シーケンスであるため、「-」とした。	①「 制御棒の誤引き抜き 」を重要事故シーケンスとして選定 代表性の観点から、停止余裕検査や停止時冷温臨界試験などの制御棒が2本以上引き抜ける試験時に、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、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した。

第3-4表 炉心損傷までの余裕時間について

(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起因事象とする場合

POS	炉心損傷までの余裕時間(h)
S	4
A1	6
A2	9
B1	81
B2	153
C1	35
C2	42
D	43

(b) 一次冷却材バウンダリ機能喪失を起因事象とする場合

冷却材流出事象	CRD 点検	LPRM 点検	RHR 切替	CUW ブロー
POS	B1	B1	B2	C1, D
炉心損傷に至る 流出量(m ³)				
冷却材流出量 (m ³ /h)				
炉心損傷までの 余裕時間(h)				

※1 CRD 口径(m)が破断した場合を想定

※2 LPRM口径(m)が破断した場合を想定

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

個別プラント評価により抽出するもの
(規則解釈4-1(b)の事故シーケンスグループ)

<個別プラントの確率論的リスク評価(PRA)>

- ・内部事象

<PRAに代わる方法による評価>

- ・地震, 津波
 - ・その他の外部事象
火災, 溢水, 洪水, 風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 人為事象 等
- これらの外部事象により誘発される起因事象について検討することで概略評価を実施

<事故シーケンス抽出・炉心損傷頻度算出結果>

事故シーケンス		シーケンス別 CDF (✓定期検査)	グループ別 CDF (✓定期検査)	全CDFへの寄与割合
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗	9.0E-07	9.3E-07	94.8%
	外部電源喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗	3.2E-08		
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗	2.2E-13	5.1E-08	5.1%
	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗	1.7E-12		
	外部電源喪失+直流電源喪失	3.5E-08		
	外部電源喪失+DG失敗	1.6E-08		
原子炉冷却材の流出	RHR 切替時の冷却材流出+崩壊熱除去失敗+注水系失敗	1.7E-10	3.5E-10	0.1%
	CLW フロー時の冷却材流出+崩壊熱除去失敗+注水系失敗	1.7E-10		
	CRD 交換時の冷却材流出+崩壊熱除去失敗+注水系失敗	2.3E-12		
	LPRM 交換時の冷却材流出+崩壊熱除去失敗+注水系失敗	4.0E-12		
合計		9.8E-07	9.8E-07	100.0%

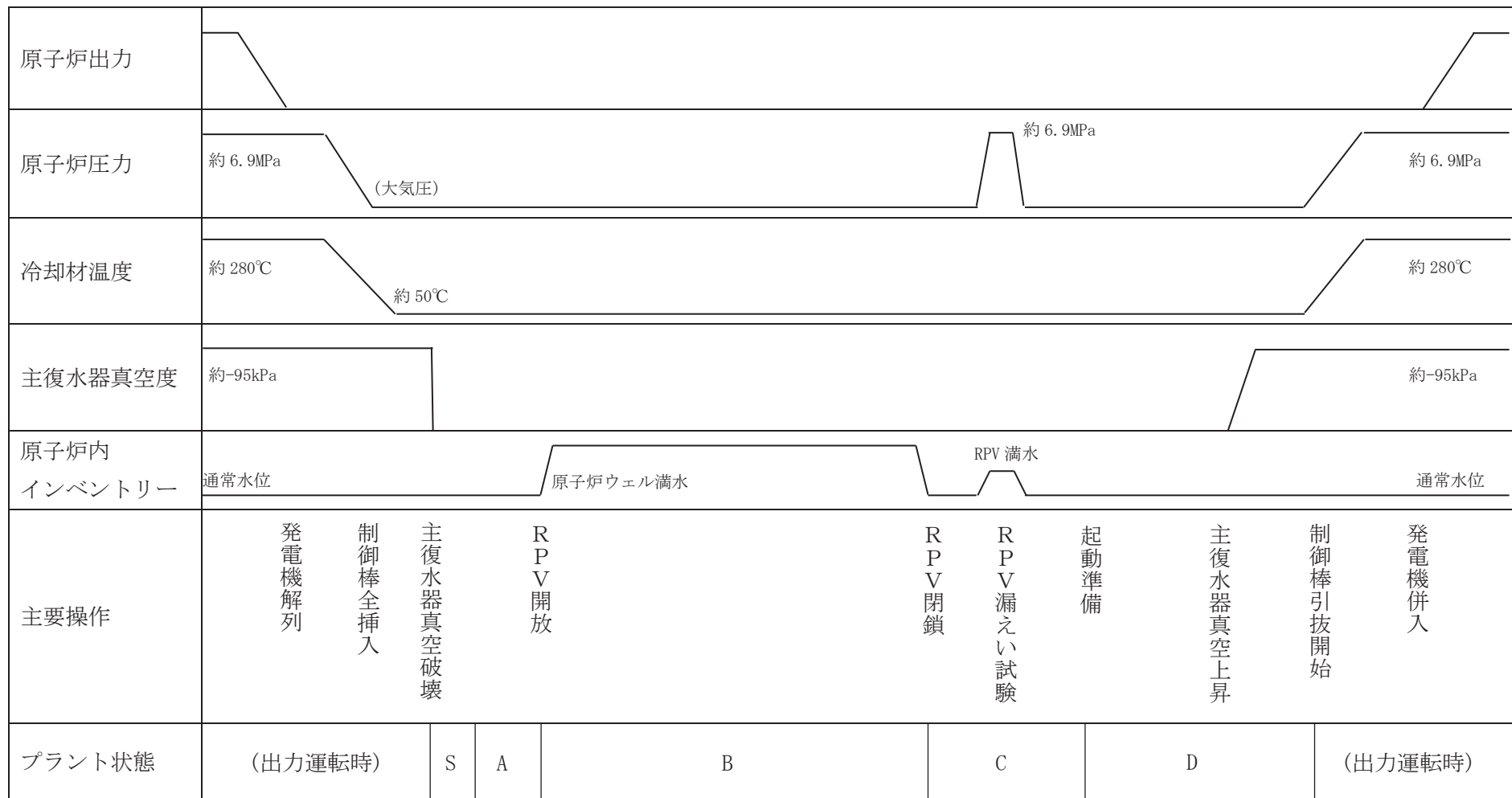
必ず想定する事故シーケンスグループ
(規則解釈4-1(a)の事故シーケンスグループ)

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

※ PRAでは評価対象外としている。

事故シーケンス毎に審査ガイドに従い重要事故シーケンスを選定

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及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス



第3-2図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

累積日数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47
POSの分類	S	A1	A2	B1																B2					C1										C2		D										
日数	1	2	2	16																5					13										2		6										
定期検査主要工程	原子炉開放			燃料移動	LPRM取替	CRD点検					燃料装荷					炉心確認、CRDベント機能試験					原子炉復旧					RPV漏洩試験	PCV復旧					PCV漏洩試験	起動前試験	系統構成													
代表水位	通常水位			原子炉ウエル満水																通常水位																											
崩壊熱除去	RHR-A	■																												■																	
	RHR-B	■																			■												■														
炉心注水	RCIC																													■																	
	HPCS	■																															■														
	LPCI-A	■																															■														
	LPCI-B	■																			■												■														
	LPCI-C	■																															■														
	LPCS	■																															■														
	MUWC(ポンプA)	■																															■														
	MUWC(ポンプB)	■																			■												■														
	MUWC(ポンプC)	■																															■														
サポート系	RCW/RSW-A	■																												■																	
	RCW/RSW-B	■																			■												■														
	HPCW/HPSW	■																															■														
	DG-A	■																															■														
	DG-B	■																			■												■														
	DG(HPCS)	■																															■														

■ : 運転中 □ : 待機状態

第3-3図 POSの分類及び定期検査工程

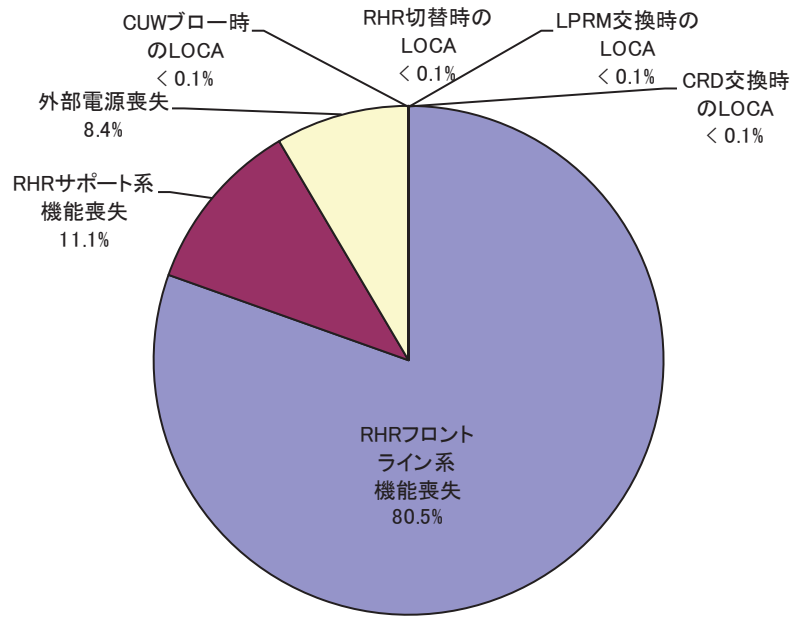
外部電源喪失	直流電源 (区分 I, II)	交流電源 ^{※1} (区分 I, II)	崩壊熱除去・ 炉心冷却 ^{※2,3}	事故シーケンス グループ	シーケンス No.	
				炉心損傷なし	(2)	
				崩壊熱除去機能喪失		(4), (6) ^{※7}
					炉心損傷なし	
				全交流動力電源喪失	炉心損傷なし	全交流動力電源喪失

崩壊熱除去機能喪失 ^{※4}	崩壊熱除去・炉心冷却 ^{※2}	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
		炉心損傷なし	(1)
		崩壊熱除去機能喪失	

原子炉冷却材の流出 ^{※5}	崩壊熱除去・炉心冷却 ^{※6}	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
		炉心損傷なし	(7), (8), (9), (10)
		原子炉冷却材の流出	

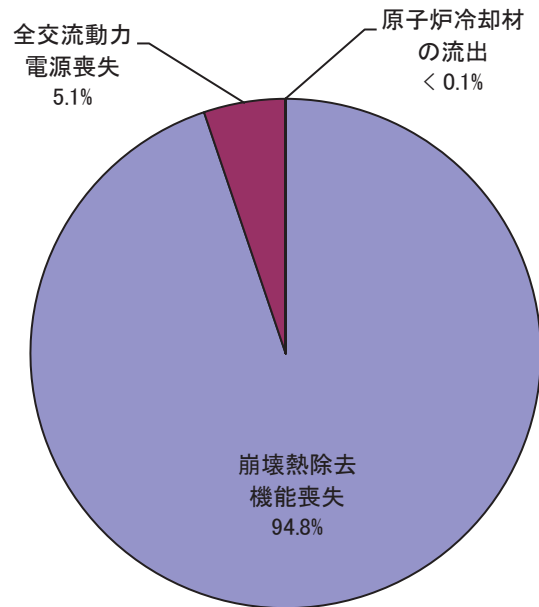
- ※1 D/G-A, Bが機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング
- ※2 除熱機能(RHR)及び注水機能(HPCS, LPCS, LPCI, MUWC)の確保に失敗するかどうかを示すヘディング
- ※3 直流電源喪失時または全交流動力電源喪失時において、RHR, LPCS, LPCIおよびMUWCの除熱・注水機能は期待できないが、HPCSは直流電源、交流電源ともに区分Ⅲであるため、その機能に期待できる。
- ※4 RHRフロントライン・サポート系機能喪失
- ※5 RHR切替時、CUWブロー時、CRD交換時、LPRM交換時の冷却材流出の4つの起因事象を含む
- ※6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR)には期待しない)
- ※7 HPCS待機除外のシーケンス

第3-4図 内部事象停止時レベル1 P R A イベントツリー



第3-5図 起因事象別の寄与割合

全炉心損傷頻度 : 9.8×10^{-7} (/ 定期検査)



第3-6図 事故シーケンスグループ別の寄与割合

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PRA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PRAの実施に際しては、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評価を実施した。

今回のPRAについて、評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人 日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」(平成21年6月 一般社団法人 日本原子力技術協会)を参考にした。その結果、今回実施したPRAにおいて、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。(別紙12)

また、各PRA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)への対応状況を確認した。(別紙13)

有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における
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等の選定に際しては、「実用発電用原子炉およ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」（以下、「解釈」という。）に「個別プラントの内部事象に関する P R A およ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すること。」と記載されている。

本設置変更許可申請においては，外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあるものとして地震，津波のレベル 1 P R A を対象に実施した。火災，溢水及びその他外部事象については，P R A 手法の確立に向けた検討を実施中であり，現時点では適用可能な段階ではないが，これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について検討及び整理した内容を以下に示す。

1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの選定に係る検討（レベル 1 P R A）

1.1 内部火災，内部溢水の影響

外部事象のうち，内部火災，内部溢水のレベル 1 P R A については，日本原子力学会標準（以下，「学会標準」という）が発行され，これらの検討内容を踏まえて想定される代表的な起因事象を整理した結果を表 1-1 に示す。

表 1-1 内部火災，内部溢水により発生する代表的な起因事象

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
非隔離事象	内部火災・内部溢水によるタービン廻り設備の機能喪失
隔離事象	内部火災・内部溢水による循環水ポンプ等の機能喪失によって主復水器真空度低
全給水喪失	内部火災・内部溢水による給復水ポンプ等の機能喪失
外部電源喪失	内部火災・内部溢水による常用母線等の機能喪失
S/R 弁誤開放	内部火災によるケーブル内の短絡による S/R 弁制御回路の誤動作
手動停止	内部火災・内部溢水による待機系設備の機能喪失（プラント自動停止に至らないケース）

表 1-1 で抽出された起因事象は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を有するが，これらは同機器の故障・誤操作を想定する

内部事象運転時レベル1 P R Aから得られる起因事象に含まれている。

内部火災、内部溢水の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性もあるが、設計基準対象施設により波及拡大に起因する広範囲における重畳的な事象発生を防止できることを考えると、定量化に際しては別途評価が必要であるものの、これらは内部事象運転時レベル1 P R Aから得られる事故シーケンスと同様の事象になるものと推定される。

1.2 その他外部事象の影響

その他外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象として、第8項に人為事象として具体的に以下が記載されている。

<自然現象>

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。

<人為現象>

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。

これらの外部事象に対して、原子力発電所における安全施設の大部分は、外殻となる建屋または構築物等により防護されると考えられるため、屋外に設置された設備への影響を主要な検討対象とする。検討結果を表 1-2、表 1-3 及び添付資料-1 に示す。

炉心損傷に至る可能性のある建屋外部の設備の機能喪失としては海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失、変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定されるが、これらはいずれも今回 P R A 実施により抽出した事故シーケンスとしても確認されている。

また、火山の影響では降下火砕物、森林火災ではばい煙の建屋開口部からの取り込みによる換気空調系機能への影響等は新たに考慮すべき可能性があるものと考えられるが、原子炉補機冷却機能喪失、全交流動力電源喪失発生時には同時に換気空調系機能喪失が想定されており、これらで想定される事故シーケンスと類似した事象になるものと推定される。

自然現象の重畳を考慮した場合でも、建屋外部に設置された設備への影響が個々の自然現象による影響に包絡されるか、又は、影響の程度が変わるのみであり、起因事象としては変わらないことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものとする。

人為事象についても、原子炉施設へ与える影響について評価した。評価対象事象のうち、飛来物（航空機落下）については、発生確率が十分に低いと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも大規模損壊対策による影響緩和が可能である。

その他の人為事象については、女川原子力発電所の敷地及び敷地周辺の地域特性を考慮すると発生のおそれはないと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも自然現象と同様に、建屋外部に設置された設備への影響を考慮すれば良いことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものとする。

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

2. 格納容器破損モード選定に係る検討（レベル1.5 PRA）

外部事象レベル1.5 PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないため、「それに代わる方法」として、以下のとおり定性的な検討を実施した。

2.1 地震の影響

地震特有の影響としては建屋損傷等の炉心損傷直結事象が発生した場合の格納容器破損への影響が想定されるが、地震動により建物が大規模に損壊するような場合に考えられる格納容器破損モードは、直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失と考えられることから、今回内部事象から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと推定される（添付資料-2参照）。

2.2 津波の影響

津波特有の影響として建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、格納容器及び内部構造物が直接破損することは想定し難く、格納容器破損モードの追加は必要ないものとする。

2.3 内部火災・内部溢水の影響

1.1 に示したレベル1 PRAにおける発生可能性のある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運転時レベル1 PRAに追加すべきものは発生しないものと推定しており、格納容器及び内部構造物が直接破損することも想定し難いことから、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象運転時レベル1.5 PRAで想定するものと同等と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないものとする。

2.4 その他外部事象の影響

1.2 に示したレベル1 PRAにおける検討からも、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運転時レベル1 PRAに追加すべきものは発生しないものと推

定しており、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象運転時レベル 1.5 PRA で想定するものと同等と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないと考える。

3. 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討

停止時レベル 1 PRA については、地震、津波、内部火災、内部溢水及びその他外部事象に関するレベル 1 PRA の標準的な PRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震、津波レベル 1 PRA の評価結果、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する整理、図 1-1 に示す内部事象停止時レベル 1 PRA のマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部火災、内部溢水及びその他外部事象によって発生する起因事象を以下の通り定性的に分析し、起因事象の抽出結果を表 1-4 にまとめた。

さらに、抽出した起因事象をもとに、内部事象停止時レベル 1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。

3.1 出力運転時と運転停止中のプラント状態等の差異

運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と運転停止中のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理にあたり、一般的な出力運転時と運転停止中の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シーケンスグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。

- ・崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力

運転停止中の崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ、小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シーケンスグループの抽出においては影響しない。

- ・燃料損傷防止に必要となる機能

運転停止中の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能、高圧注水機能等が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においてはこれらの差異について考慮する必要がある。

- ・原子炉水位，原子炉圧力容器・格納容器の状態

原子炉水位の変化は時間余裕へ影響するものの、事故シーケンスグループ抽出には影響しない。

運転停止中は原子炉压力容器・格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、運転停止中の必要な機能は変化しないため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。

- ・緩和設備・サポート系設備の状態

運転停止中において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も想定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は保安規定により担保されるものであり、また既に内部事象停止時レベル1 P R Aでこれら設備の点検又は試験により機能に期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。

- ・停止時特有の作業の影響

運転停止中において、出力運転時と異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生など現場の状態が異なることが考えられる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。

以上より、運転停止中における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にする際は「燃料損傷防止に必要となる機能」、「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。

3.2 地震の影響

個々の機器が地震を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却系及び外部電源が該当する。

地震により原子炉補機冷却系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、また、碍子、所内電源設備等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て燃料損傷に至る可能性があるが、事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象運転停止時レベル1PRAにて抽出されたものに含まれる。

地震特有の事象として、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、格納容器損傷、压力容器損傷、E-L O C A、計測・制御系喪失、制御建屋空調系喪失、格納容器バイパスの発生が挙げられるが、これらについては出力運転中を対象とした炉心損

傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応すべきものとする。

したがって、運転停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものとする。

3.3 津波による影響

停止時には点検等に伴い、運転時には無い開口が生じている可能性が考えられ、事故シーケンスの選定においては、この差異について考慮する必要がある。各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波レベル1 P R Aでは期待していないことから、停止時においても期待しないものとする。そのバックアップとなる非常用電源が重要となる。

津波により海水が敷地内に浸水すると、海水が機器の設置高さに到達した時点で、原子炉補機冷却海水系の機能喪失が発生し、「最終ヒートシンク喪失」の起因事象が発生する。ただし、これを起因とする事故シーケンスに対しては、内部事象停止時レベル1 P R Aから抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループと同様、常設代替交流電源設備、低圧代替注水系（常設）等により燃料損傷を防止できる。

津波特有の事象として「複数の緩和機能喪失」の発生が挙げられるが、これについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応すべきものとする。

以上より、停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 P R Aから抽出した事故シーケンスグループ以外に新たな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する。

なお、停止時は、常設代替交流電源設備等の重大事故等対処設備が点検に伴い待機除外となる場合もあるものの、燃料損傷防止対策が全て喪失するような複数

の同時点検等は実施しない運用とするとともに、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも 1 区分は機能維持可能な運用とする。

3.4 内部火災，内部溢水の影響

個々の機器が内部火災又は内部溢水の影響を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却系及び外部電源が該当する。

内部火災，内部溢水により原子炉補機冷却系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム要因による同系統の機能喪失を想定する内部事象運転停止時レベル 1 P R Aにて抽出された事故シーケンスに含まれている。

したがって、運転停止時の内部火災又は内部溢水の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル 1 P R Aにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

なお、停止時においても必要な火災，溢水の影響拡大防止対策を講じ、異なる区画等，広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失の発生を防止する。

3.5 その他外部事象の影響

地震，津波以外の自然現象及び人為事象について，出力運転時の整理（別紙 1（添付資料－1））を参考に起因事象が発生し得るかを確認した。確認の結果，出力運転時と運転停止中を比較し，プラント状態，必要な機能の違いが評価に影響しないことを確認した。

その他の自然現象の発生に伴う起因事象は，内部事象停止時レベル 1 P R Aにおいて抽出される起因事象に包絡されるため，内部事象停止時レベル 1 P R Aにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

4. 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 適用可能と判断した出力運転時地震レベル 1 P R A，出力運転時津波レベル 1 P R A 以外の外部事象について，定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生し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。

表 1-2 自然現象が原子炉施設へ与える影響

事象	原子炉施設へ与える影響
洪水	安全施設が設置される敷地内には河川が存在しないことから、敷地が洪水による被害を受けることはない。
風 (台風)	安全施設に対する風荷重は、建築基準法に基づき、既往最大値を上回るものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としている。なお、想定を超える強風による影響については竜巻の影響に包絡される。
竜巻	過大な風荷重、気圧差荷重、飛来物により構築物等が破損し、構築物等に直接的あるいは波及的影響を与える可能性があるが、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の最大風速及び竜巻最大風速のハザード曲線により算定した結果から設定した風速による風荷重及び気圧差荷重を想定しても安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、送変電設備の損傷による外部電源喪失が想定される。また、屋外設備の海水ポンプ等が飛来物により損傷した場合、原子炉補機冷却水機能喪失及び全交流動力電源喪失が想定される。なお、海水ポンプについては、飛来物への防護対策を講じることとしている。
凍結	屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて最低気温に適切な余裕を持った凍結防止対策を行い、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としている。ただし、軽油の凍結に伴う全交流動力電源喪失、着氷による送電線の相間短絡による外部電源喪失が想定される。
降水	発電所構内の降雨水は、構内排水路で集水し、海域へ排水することとし、安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計としている。なお、想定を超える降水による影響については溢水又は津波の影響に包絡される。
積雪	過大な積雪荷重により構築物等が破損する可能性があるが、過去記録された最大積雪量を想定しても、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない設計としている。ただし、着雪による送電線の相間短絡による外部電源喪失が想定される。
落雷	原子炉施設の雷害防止として避雷設備を設置するとともに、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行い、安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計としている。ただし、送電線の損傷による外部電源喪失、海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却系機能喪失、海水ポンプ等の損傷による全交流動力電源喪失が想定される。
地すべり	原子炉施設の設置位置及びその付近の地盤は、地形、地質・地質構造等から、原子炉施設の安全性に影響を及ぼすような地すべり等が生じることはない。
火山の 影響	降下火砕物による過大な積載荷重による構築物等の破損、降下火砕物による排気筒等の閉塞等の可能性があるが、想定される降下火砕物の厚さを考慮しても安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、送電網又は変圧器の相間短絡による外部電源喪失が想定される。
生物学的 事象	海生生物の襲来による海水ポンプの機能喪失、小動物等によるケーブル類の損傷が想定されるが、除塵装置及び小動物の進入防止対策により、安全施設の機能が損なわれることはない。
森林火災	森林火災については輻射熱による設備・建屋への影響が想定されるが、設計基準対象施設は、森林火災に対して、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、防火帯を設けていることから、安全性を損なうおそれはない。ただし、送変電設備の損傷による外部電源喪失が想定される。

表 1-3 人為事象が原子炉施設へ与える影響

事象	原子炉施設へ与える影響
飛来物 (航空機 落下)	航空機落下確率評価結果が防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉年を超えないため、航空機衝突による防護設計を必要としない。
ダムの崩壊	発電所周辺には、ダムの崩壊により発電所に影響を及ぼすような河川はないことから、ダムの崩壊を考慮する必要はない。
爆発	発電所周辺には、原子炉施設の安全性を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はないことから、爆発を考慮する必要はない。
近隣工場等の 火災	発電所周辺には、石油コンビナート等の石油工業関連施設はないことから、近隣工場等の火災を考慮する必要はない。
有毒ガス	発電所周辺には、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はない。また、発電所は、主要な幹線道路や航路から十分な離隔距離が確保されているため、陸上輸送等の可動施設の事故により発生する有毒ガスの影響はない。発電所敷地内に貯蔵している化学物質の漏えいによる有毒ガスの発生を想定した場合でも、換気空調設備等により中央制御室及び緊急時対策所の居住性が損なわれることはない。
船舶の衝突	原子炉施設は、主要な航路から十分離れていることから、船舶の衝突を考慮する必要はない。
電磁的障害	電磁波を発生する機器が中央制御室の計測制御設備へ与える影響については、予め試験で影響がないことを確認する等の措置を行うため、安全性が損なわれることはない。

表1-4 運転停止中における各外部事象で発生する起因事象及び事故シーケンスの抽出結果

外部事象 起因事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な炉心損傷防止対策
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系の損傷 残留熱除去系の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機海水系ポンプが没水し原子炉補機冷却海水系が機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系ポンプの機能喪失等 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却海水系の機能喪失（竜巻，落雷） 	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 代替原子炉補機冷却系 低圧代替注水系（常設・可搬型）
外部電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の損傷^{※1} 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（受電設備）の水没^{※1} 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の機能喪失（竜巻，凍結，積雪，落雷，火山の影響，森林火災） 	
原子炉冷却材の流出	— ^{※2}	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—
直接炉心損傷に至る事象	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 制御建屋損傷 格納容器損傷 圧力容器損傷 E-LOCA 計測・制御系喪失 制御建屋空調系喪失 格納容器バイパス 	<ul style="list-style-type: none"> 複数の緩和機能喪失 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 出力運転中の地震 PRA 及び津波 PRA に基づき，直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが，別紙 2 に示すとおり，評価方法にはかなりの保守性を有し，かつ，大きな不確かさを有する。出力運転中の取り扱いと同様，機能維持した設計基準事故対処設備，及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることで対応すべきものとする。

※1：出力運転時 PRA では交流電源故障・直流電源故障を起因事象として取り扱っているが，停止時 PRA では緩和系として取り扱っているため起因事象の抽出の対象としない(事故シーケンスとしては全交流動力電源喪失を設定)。

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

外部事象（地震，津波，火災及び溢水を除く）の影響評価について

解釈第 6 条 2 項に記載されている自然現象については，現段階での P R A の実施は困難であるため，「それに代わる方法」として事故シーケンスグループの抽出を行い，重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

1. 評価対象事象

設計基準において想定される外部事象（自然現象及び人為事象）について，添付- 1 のとおり抽出しているが，人為事象については，発生のおそれがないこと等から，ここでは，自然現象（地震，津波，火災及び溢水を除く）に着目した評価を行った。

なお，自然現象の評価に当たっては，以下の事象を選定した。

- ・洪水
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地すべり
- ・火山の影響
- ・生物学的事象
- ・森林火災

2. 想定範囲

事故シーケンスグループの抽出に当たっては，上記自然現象のそれぞれについて，過酷と考えられる条件を基にその影響について評価を行う。

3. まとめ

1. 項に示した各評価対象事象について，事故シーケンスに至る可能性について検討を実施した結果（添付- 2 ～ 7 参照），内部事象運転時レベル 1 P R A や地震レベル 1 P R A，津波レベル 1 P R A にて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。

表 事象の選定結果

No.	事象	備考	詳細説明
1	洪水	安全施設が設置される敷地内には河川が存在しないことから、敷地が洪水による被害を受けることはない。	—
2	風（台風）	「竜巻」による影響評価に包絡される。	—
3	竜巻	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 2
4	凍結	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 3
5	降水	「津波」による影響評価に包絡される。	—
6	積雪	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 4
7	落雷	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 5
8	地すべり	原子炉施設の設置位置及びその付近の地盤は、地形、地質・地質構造等から、原子炉施設の安全性に影響を及ぼすような地すべり等が生じることはない。	—
9	火山の影響	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 6
10	生物学的事象	海生生物の襲来による海水ポンプの機能喪失、小動物等によるケーブル類の損傷が想定されるが、除塵装置及び小動物の進入防止対策により、安全施設の機能が損なわれることはない。	—
11	森林火災	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 7

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人為事象の抽出

設置許可基準規則の解釈第6条第2項及び8項において、「想定される自然現象（地震および津波を除く。）」と「安全性を損なわせる原因となる恐れがある事象」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、敷地の自然現象を基に、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象また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。）」としては、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、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表 1-1 に、想定される人為事象を表 1-2 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人為事象の選定結果」において選定される事象が増加することはなかった。

表 1-1 考慮する外部ハザードの抽出（想定される自然現象）

No	外部ハザード	外部ハザード抽出した文献等												
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬
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（or 塩を含んだ嵐）	○		○		○		○		○	○	○		
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	湖又は河川の水位低下	○		○		○		○		○				

No	外部ハザード	外部ハザード抽出した文献等												
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬
1-35	湖又は河川の水位上昇			○		○								
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	地すべり	○		○		○	○	○		○	○			
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	地下水による地すべり			○										
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		○											
1-53	土石流		○							○				
1-54	水蒸気		○							○				
1-55	毒性ガス	○	○			○		○		○				

表 1-2 考慮する外部ハザードの抽出 (想定される人為事象)

No	外部ハザード	外部ハザード抽出した文献等												
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬
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 (航空機衝突)	○		○	○	○	○	○	○	○	○			○
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	自動車又は船舶の爆発	○		○						○			○	○
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 (NEI12-06 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、構造及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 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"
- ⑧ B.5.b Phase 2&3 Submittal Guideline (NEI 06-12 December 2006)- 2011.5 NRC 発表
 - 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
2014年12月
 - ⑩ Safety Requirements No.NS-R-3 "Site Evaluation for Nuclear Installation", IAEA, Novemver 2003
 - ⑪ NUREG 1407 "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities, NRC, June 1991
 - ⑫ 「産業災害全史」, 日本アソシエーツ, 2010年9月
 - ⑬ 「日本災害史辞典 1868-2009」, 日本アソシエーツ, 2010年9月

(2) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び人為事象の選定

(1) で網羅的に抽出した事象について、女川原子力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^{*}を参考とした表 1-3 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。

表 1-3 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近接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・来襲が遅く、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もしくはそれ以下、又はプラントの安全性が損なわれることはない。(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を実施している。又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"

(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人為事象の選定結果
(2) で検討した除外基準に基づき、女川原子力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表 1-4 及び表 1-5 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 11 事象を選定した。

- ・洪水
- ・風(台風)
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地すべり
- ・火山の影響
- ・生物学的事象
- ・森林火災

また、「想定される人為事象」として、以下の 7 事象を選定した。

- ・飛来物（航空機落下）
- ・ダム崩壊
- ・爆発
- ・近隣工場等の火災
- ・有毒ガス
- ・船舶衝突
- ・電磁的障害

表 1-4 設計上考慮すべき想定される自然現象の選定結果

No	外部ハザード	除外基準	選定	備考
1-1	極低温（凍結）	—	○	地域特性を踏まえ「凍結」としてプラントへの影響評価を行う。
1-2	隕石	E	×	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突する可能性は極めて低いことから考慮しない。
1-3	降水（豪雨（降雨））	—	○	地域特性を踏まえ「降水」としてプラントへの影響評価を行う。
1-4	河川の迂回	A	×	海水を冷却源としていること及び敷地内に河川は存在しないため考慮しない。
1-5	砂嵐（塩を含んだ嵐）	A	×	周辺に砂丘等が無いため考慮しない。 なお、黄砂については、換気空調系設備の外気取込み側に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること、また、容易に取替が可能であることから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。
1-6	静振	D	×	静振は気圧や風の変化により湖沼や湾内でみられる水の振動であるが、その影響は「津波」による影響評価に包絡される。
1-7	地震活動	F	×	「第四条 地震による損傷の防止」及び「第三条 設計基準対象施設の地盤」にて評価する。
1-8	積雪（暴風雪）	—	○	地域特性を踏まえ「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	D	×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震活動」（地盤（第三条））による影響評価に包絡される。
1-10	高潮	D	×	高潮は気圧低下による海面の吸い上げ及び向岸風による海水の吹き寄せにより潮位が高くなる現象であるが、その影響は「津波」による影響評価に包絡される。
1-11	津波	F	×	「第五条 津波による損傷の防止」にて評価する。
1-12	火山（火山活動・降灰）	—	○	地域特性を踏まえ「火山の影響」としてプラントへの影響評価を行う。
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、風が静まったあとに残される波）の混在した現象であるが、その影響は「津波」による影響評価に包絡される。
1-14	雪崩	A	×	豪雪地帯ではないため考慮しない。
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造物はコンクリート製であり浸食はほとんど無く、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ことから、安全施設の機能が損なわれることはないため考慮しない。
1-17	干ばつ	A	×	海水を取水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ため考慮しない。
1-18	洪水（外部洪水）	—	○	発電所で使用する淡水が北上川から専用の導水管により取水していることを踏まえ、「洪水」としてプラントへの影響評価を行う。

No	外部ハザード	除外基準	選定	備考
1-19	風(台風) (暴風(台風))	—	○	地域特性を踏まえ「風(台風)」としてプラントへの影響評価を行う。
1-20	竜巻	—	○	地域特性を踏まえ「竜巻」としてプラントへの影響評価を行う。
1-21	濃霧	C	×	霧は微小な水滴が空気中に浮遊している現象であり、設備に損傷を及ぼす要因とはならず、安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-22	森林火災	—	○	地域特性を踏まえ「森林火災(外部火災)」としてプラントへの影響評価を行う。
1-23	霜・白霜	C	×	霜は空気中の水蒸気が物体表面で微細な結晶(氷)になる現象であり、設備に損傷を及ぼす要因とはならず、安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-24	草原火災	D	×	植生調査を踏まえて森林火災による評価を実施しているため、「森林火災」による影響評価に包絡される。
1-25	ひょう・あられ	D	×	ひょう及びあられは飛来物であり、その衝突影響については「竜巻」による影響評価に包絡される。
1-26	極高温	C	×	過去最高気温(37.0℃:大船渡特別地域気象観測所)を踏まえると、空調設計条件を超過する可能性はあるものの、気温は1日の中で高低差があるため超過は一時的であ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が損なわれることはないことから、安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。また、各部屋の温度が長時間にわたり設計室温を上回る恐れがある場合には、必要に応じてプラントを停止する。 なお、温暖化による長期的な温度上昇は緩慢であり、風量調整、冷却設備の増強等、室内温度の上昇を抑制する処置を検討・実施する時間余裕がある。
1-27	満潮	D	×	津波評価において朔望平均満潮位を考慮しているため、「津波」(第五条)による影響評価に包絡される。
1-28	ハリケーン	D	×	台風と同一の気象現象であるため、「風(台風)」による影響評価に包絡される。
1-29	氷結	A	×	取水源(海水)が凍結することはないため、安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-30	氷晶	A	×	取水源(海水)が凍結することはないため、安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-31	氷壁	D	×	影響は極低温(凍結)と同じと考えられるため、「凍結」による影響評価に包絡される。
1-32	土砂崩れ(山崩れ、がけ崩れ)	D	×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震活動」(地盤(第三条))による影響評価に包絡される。
1-33	落雷	—	○	「落雷」としてプラントへの影響評価を行う。
1-34	湖又は河川の水位低下	A	×	海水を冷却源としていること及び敷地内に河川、湖は存在しないため、考慮しない。
1-35	湖又は河川の水位上昇	A	×	海水を冷却源としていること及び敷地内に河川、湖は存在しないため、考慮しない。
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	D	×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震活動」(地盤(第三条))による影響評価に包絡される。

No	外部ハザード	除外基準	選定	備考
1-37	極限的な圧力（気圧高低）	D	×	竜巻評価において気圧差による荷重を考慮しているため、「竜巻」による影響評価に包絡される。
1-38	もや	C	×	もやは、微小な水滴や湿った微粒子が空気中に浮遊している現象であり、設備に損傷を及ぼす要因とはならず、安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-39	塩害、塩雲	B	×	腐食の事象進展は遅く、保守管理による不具合防止が可能であることに加え、防食塗装による発生防止措置も実施していることから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはないため考慮しない。
1-40	地面の隆起	D	×	地面の隆起は地震に伴う随伴事象であるため、「地震活動」（地盤(第三条)）による影響評価に包絡される。
1-41	動物	D	×	生物学的事象において小動物を考慮しているため、「生物学的事象」による影響評価に包絡される。
1-42	地すべり	—	○	発電所の敷地が丘陵を持つ複雑地形であること踏まえ、「地すべり」としてプラントへの影響評価を行う。
1-43	カルスト	A	×	発電所の周囲にカルスト地形はないため考慮しない。
1-44	地下水による浸食	D	×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震活動」（地盤(第三条)）による影響評価に包絡される。
1-45	海水面低	D	×	影響は津波と同様と考えられるため、「津波」による影響評価に包絡される。
1-46	海水面高	D	×	影響は津波と同様と考えられるため、「津波」による影響評価に包絡される。
1-47	地下水による地すべり	D	×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震活動」（地盤(第三条)）による影響評価に包絡される。
1-48	水中の有機物	D	×	生物学的事象においてクラゲ等の海生生物を考慮しているため、「生物学的事象」による影響評価に包絡される。
1-49	太陽フレア、磁気嵐	C	×	太陽フレア、磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが、影響が及んだとしても変圧器等の一部に限られることなどから、出力を絞る等の対応によって安全施設の機能を維持できるため考慮しない。
1-50	高温水（海水温高）	B	×	海水温の上昇に伴う取水温度の上昇により、復水器真空度が低下し定格出力維持が困難な場合が生じたとしても、出力低下またはプラント停止措置を講じることにより、安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-51	低温水（海水温低）	C	×	海水温の低下により取水温度が低下するが、安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-52	泥湧出	D	×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震活動」（地盤(第三条)）による影響評価に包絡される。
1-53	土石流	D	×	地すべりの評価において、土石流危険区域等を考慮しているため、「地すべり」による影響評価に包絡される。
1-54	水蒸気	D	×	火山事象により発生する事象であるため、「火山の影響」による影響評価に包絡される。なお、発電所周辺には影響を及ぼす範囲に火山がないため、水蒸気、熱湯による影響はない。
1-55	毒性ガス	D	×	火山及び森林火災により発生する事象であるため、「火山の影響」及び「森林火災」による影響評価に包絡される。

表 1-5 設計上考慮すべき想定される人為事象の選定結果

No	外部ハザード	除外基準	選定	備考
2-1	衛星の落下	E	×	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突する可能性は極めて低いことから考慮しない。
2-2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	A	×	周辺にパイプラインは無いため考慮しない。
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	D	×	影響は爆発または有毒ガスと同じと考えられるため、「爆発」又は「有毒ガス」による影響評価に包絡される。
2-4	有毒ガス	—	○	「有毒ガス」としてプラントへの影響評価を行う。
2-5	タービンミサイル	F	×	「第十八条 蒸気タービン」にて評価する。
2-6	飛来物（航空機衝突）	—	○	「航空機落下」としてプラントへの影響評価を行う。
2-7	工業施設または軍事施設事故	D	×	影響は爆発又は近隣工場等の火災と同じと考えられるため、「爆発」又は「近隣工場等の火災」による影響評価に包絡される。
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行う。
2-9	自動車または船舶の爆発	D	×	影響は爆発と同じと考えられるため、「爆発」による影響評価に包絡される。
2-10	船舶から放出される固体液体不純物	D	×	船舶の衝突において重油流出を想定しているため、「船舶の衝突」による影響評価に包絡される。
2-11	水中への化学物質の流出	A	×	発電所周辺に化学プラントは立地していないため考慮しない。
2-12	プラント外での爆発	—	○	地域特性を踏まえて「爆発（外部火災）」としてプラントへの影響評価を行う。
2-13	プラント外での化学物質の流出	D	×	影響は有毒ガスと同じと考えられるため、「有毒ガス」による影響評価に包絡される。
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	C	×	化学薬品は適切に管理しており、流出した場合においても堰等により拡散防止が図られているため考慮しない。
2-15	軍事施設からのミサイル	F	×	故意の人為事象であるため考慮しない。 なお、発電所から約 25km の地点に航空自衛隊松島基地があるが、対地及び対空訓練区域は設定されていないため考慮しない。
2-16	掘削工事	C	×	サイト内では、事前調査で埋設ケーブル・配管の位置を確認し、損傷は回避できるが、万一損傷させた場合でも、安全系は位置的分散が図られているため、複数の安全機能を同時に喪失することは無く、プラントの安全性が損なわれることはないと判断。また、サイト外では、送電鉄塔付近での掘削による斜面崩壊が考えられるが、非常用所内電源があるため、プラントの安全性が損なわれることはないと判断されるため、考慮しない。
2-17	他のユニットからの火災	F	×	「第八条 火災による損傷の防止」にて評価する。
2-18	他のユニットからのミサイル	F	×	「第十八条 蒸気タービン」にて評価する。
2-19	他のユニットからの内部溢水	F	×	「第九条 溢水による損傷の防止等」にて評価する。
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行う。
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行う。
2-22	内部溢水	F	×	「第九条 溢水による損傷の防止等」にて評価する。
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行う。

<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、発生する自然現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・来襲が遅く、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でき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浸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もしくはそれ以下、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。

タービンミサイル、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で評価を実施している。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。

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、第十八条 蒸気タービンにより評価を実施するもの、又は、故意の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。

竜巻が原子炉施設へ与える影響について

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、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，設備等の損傷
- ②飛来物の衝撃荷重による建屋，設備等の損傷
- ③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋，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) 評価対象施設，シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し，プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備，シナリオは以下に示すとおりである。

① 風荷重による建屋・設備等の損傷

【建屋】

- ・建屋倒壊

安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋，制御建屋については，最大風速100m/sの竜巻による風荷重を想定しても頑健性は維持できるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。また，風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても，風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は，原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし，原子炉建屋のブローアウトパネルは建屋内外の差圧により開放する。

【屋外設備】

- ・海水ポンプ，復水貯蔵タンク損傷

屋外に設置されている安全上重要な機器については，最大風速100m/sの竜巻による風荷重を想定しても頑健性は維持できるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

- ・送電鉄塔倒壊

竜巻による風荷重により送電鉄塔の倒壊や送電線が切断された場合，外部電源が喪失する。

② 竜巻によってもたらされる飛来物による建屋・設備の損傷

【建屋】

・建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋、制御建屋については、飛来物衝突に対して裕度をもった外壁を有するため、最大風速100m/sの竜巻による飛来物衝突を想定しても、建屋貫通による内包設備への影響はない。

【屋外設備】

屋外に設置されている安全上重要な機器については、竜巻防護ネットの設置、飛来物の固縛等の対策により、風速100m/sの竜巻による飛来物衝突を想定しても、貫通による設備への影響はないものの、各機器が損傷することを想定し、シナリオの選定を行った。

・海水ポンプ損傷

飛来物衝突によって海水ポンプ3系統すべてが損傷することにより、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失し、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

・復水貯蔵タンク損傷

飛来物衝突によって復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

・送電鉄塔倒壊

飛来物衝突により送電鉄塔の倒壊や送電線の切断された場合、外部電源が喪失する。

③ 風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋、設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組み合わせ荷重により発生する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、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

(3) 起回事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて、最大風速100m/sに対する事故シーケンスグループ抽出に当たって、考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋・設備等の損傷

【建屋】

・建屋倒壊

原子炉建屋、制御建屋については最大風速100m/sの風荷重を想定しても、また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用することを想定しても健全であることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

【屋外設備】

・海水ポンプ、復水貯蔵タンク損傷

海水ポンプ、復水貯蔵タンク損傷については、最大風速100m/sを想定しても健全であることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

・送電鉄塔倒壊

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、風荷重による倒壊や送電線の切断の発生は否定できないため、倒壊や送電線の切断等による外部電源喪失については、考慮すべき起回事象として選定する。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋、設備等の損傷

【建屋】

・建屋貫通

原子炉建屋、制御建屋については、最大風速100m/sによる飛来物衝突を想定しても貫通は生じず、有意な頻度または影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

【屋外設備】

・送電鉄塔倒壊

竜巻によりもたらされる飛来物による損傷を否定できないことから、倒壊や送電線の切断による外部電源喪失については、考慮すべき起回事象として選定する。

- ・海水ポンプ損傷

海水ポンプ損傷については、最大風速100m/sによる飛来物衝突を想定した場合、対象設備は損傷する可能性がある。海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

- ・復水貯蔵タンク損傷

復水貯蔵タンクについては、最大風速100m/sによる飛来物衝突を想定した場合、対象設備は損傷する可能性がある。

復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・送電鉄塔倒壊による外部電源喪失
- ・海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・海水ポンプ等の損傷による全交流動力電源喪失

上記シナリオは、内部事象運転時レベル1 P R A，地震レベル1 P R A，津波レベル1 P R Aにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、竜巻事象を要因として発生しうる有意な頻度また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。

凍結が原子炉施設へ与える影響について

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・機能喪失の抽出
凍結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，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) 評価対象施設，シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し，プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備，シナリオは以下に示すとおりである。

① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

- ・軽油タンク内及び燃料移送ポンプの軽油凍結

低温によって軽油タンク内及び燃料移送ポンプの軽油が凍結した場合，燃料が枯渇し非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失する。同時に以下③の外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失となる。

- ・復水貯蔵タンクの保有水凍結

低温によって復水貯蔵タンクの保有水が凍結し復水貯蔵タンクが損傷した場合，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが，S/Cを水源とした注水は可能である。

- ・海水の凍結による海水ポンプの損傷

海水が凍結することはないと判断されるため，本損傷・機能喪失モードは考慮しない。

② ヒートシンク（海水）の「凍結」

女川原子力発電所においては，河川／湖を冷却水源としておらず，また，海水が凍結することはないと判断されるため，本損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③ 「着氷」による送電線の相間短絡

送電線や碍子への着氷によって相間短絡を起こした場合，外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える凍結事象に対する事故シーケンスグループ抽出に当たって、考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

・軽油タンク内の軽油凍結

軽油タンク内の軽油が凍結に至る温度は十分低く、また、凍結事象については事前の予測が十分に可能であるが、低温によって軽油タンク内及び燃料移送ポンプの軽油が凍結した場合において、同時に外部電源喪失が発生を想定した場合、非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により全交流動力電源喪失となる。

・復水貯蔵タンクの保有水凍結

復水貯蔵タンクの保有水凍結により復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

・海水の凍結による海水ポンプの損傷

1. (2) ②に記載のとおり、海水が凍結することはないことから、有意な頻度または影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

② ヒートシンク（海水）の「凍結」

1. (2) ②に記載のとおり、海水が凍結することはないことから、有意な頻度または影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

③ 「着氷」による送電線の相間短絡

想定を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、考慮すべき起因事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・軽油の凍結に伴う全交流動力電源喪失
- ・送電線の相間短絡による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象運転時レベル1 P R A，地震レベル1 P R A，津波レベル1 P R Aにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、凍結事

象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは生じないと判断する。

積雪が原子炉施設へ与える影響について

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，以下のとおり，
損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①「雪の多量吸い込み」による空調給気口，冷却口の閉塞
- ②「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ③「着雪」による送電線の相間短絡

(2) 評価対象施設，シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し，プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備，シナリオは以下に示すとおりである。

①「雪の多量吸い込み」による空調給気口，冷却口の閉塞

- ・中央制御室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系の給気口の閉塞

中央制御室換気空調系の給気口が閉塞した場合，空調設備が機能喪失に至る。ただし，中央制御室換気空調については，外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため，考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

原子炉補機室換気空調系の給気口が閉塞した場合，非常用ディーゼル発電設備が機能喪失し，同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る。

- ・海水ポンプモータの冷却口閉塞

積雪により海水ポンプモータの冷却口が閉塞した場合，ポンプトリップし原子炉補機冷却機能が喪失する。

②「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

- ・復水貯蔵タンク損傷

積雪荷重により復水貯蔵タンクが座屈し損傷した場合，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが，S/Cを水源とした注水は可能である。

- ・海水ポンプ損傷

積雪荷重により海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合，従属的に非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失し，同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると，全交流

動力電源喪失となる。

- ・ 建屋崩落

- 原子炉建屋

- 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失し、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。

- 制御建屋

- 制御建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）により機能喪失し、計測・制御系喪失に至る。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雪解け水による溢水が伝播し機能喪失に至る可能性がある。

- ③ 「着雪」による送電線の相間短絡

- 送電線や碍子への着雪によって相間短絡を起こした場合、外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2) 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する事故シーケンスグループ抽出に当たって、考慮すべき起因事象の特定を行った。

- ① 「雪の多量吸い込み」による空調給気口の閉塞

- ・ 原子炉補機室換気空調系の給気口の閉塞

- 原子炉補機室換気空調系の給気口の閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることになる。

- なお、積雪事象は事前の予測が十分に可能であることから、給気口への付着、堆積についても除雪管理が可能であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

- ・ 海水ポンプモータの吸気口閉塞

- 海水ポンプモータの吸気口閉塞により海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失する。非常用ディーゼル発電設備が機能喪失した場合、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

なお、積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能であり、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

②「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・復水貯蔵タンク損傷

積雪荷重により復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

なお、積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

・海水ポンプ損傷

積雪荷重により海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失し、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

なお、積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能であり、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

・建屋崩落

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(2)項で選定したシナリオが発生するが、積雪事象は事前の予測が十分に可能であることから、建屋屋上の除雪管理が可能であり、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

③「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発生を否定できないため、考慮すべき起因事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

・送電線の相間短絡による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象運転時レベル1PRA、地震レベル1PRA、津波レベル1PRAにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

落雷が原子炉施設へ与える影響について

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，以下のとおり，
損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①直撃雷による設備損傷
- ②誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

(2) 評価対象施設，シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し，プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備，シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 直撃雷による設備損傷
 - ・ 屋外設備（送電線，海水ポンプモータ）への直撃雷により，当該設備の機能喪失に至る。
- ② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷
 - ・ 建屋避雷針から誘導雷サージが建屋内に侵入し，電気盤内の電子回路が損傷する。

(3) 起回事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて，想定を超える落雷事象に対する事故シーケンスグループ抽出に当たって，考慮すべき起回事象の特定を行った。

- ① 直撃雷による設備損傷
 - ・ 送電線，海水ポンプモータへの直撃雷による当該設備損傷
送電線は架空地線で直撃雷の確率低減対策を実施しているが，受雷した場合は送電線損傷により外部電源喪失となる。
建屋避雷針の効果を期待できるが，海水ポンプモータ部に想定を超える雷撃を受けて海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合，従属的に非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失となる。
- ② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷
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電子回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。ただし、安全保護系の電子回路に使用するケーブルはシールドケーブルを使用し、シールドを接地しかつ、検出器から制御設備までのケーブルは、基本的に建屋内に設置されているため、有意なサージの侵入はないと考えられる。

また、屋外との取合いがあるその他制御設備の電子回路についても、保安器や絶縁トランスによるサージ対策が講じられていることから、電子回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないため、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・送電線の損傷による外部電源喪失
- ・海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・海水ポンプ等の損傷による全交流動力電源喪失

上記シナリオは、内部事象運転時レベル1 P R A，地震レベル1 P R A，津波レベル1 P R Aにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、落雷事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

火山活動が原子炉施設へ与える影響について

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・機能喪失の抽出
火山活動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，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による建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞
- ③降下火砕物による換気空調設備，非常用ディーゼル発電機給気系の閉塞
- ④降下火砕物に含まれている腐食成分による化学的影響
- ⑤送電網又は変圧器の絶縁影響

(2) 評価対象施設，シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し，プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備，シナリオは以下に示すとおりである。

①降下火砕物の堆積荷重による静的負荷

・建屋崩落

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却水系のサージタンクが物理的に損傷，機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。

○制御建屋

制御建屋屋上が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し，計測・制御系喪失に至る可能性がある。

・復水貯蔵タンク損傷

降下火砕物堆積荷重により復水貯蔵タンクが座屈し損傷した場合，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが，S/Cを水源とした注水は可能である。

・海水ポンプ損傷

降下火砕物堆積荷重により海水ポンプ3系統すべてが損傷することにより，従属的に非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失し，同時に下記⑤の外部電源喪失の発生を想定

すると、全交流動力電源喪失となる。

② 降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞により冷却口が閉塞するため、海水ポンプトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

③ 降下火砕物による換気空調系フィルタの閉塞

- ・中央制御室換気空調系及び原子炉補機室換気空調系の給気口の閉塞

中央制御室換気空調系の給気口が閉塞した場合、空調設備が機能喪失に至る。ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

原子炉補機室換気空調系の給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失し、同時に下記⑤の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

④ 降下火砕物に含まれている腐食成分による化学的影響

屋外設備については、海塩粒子等の腐食性有害物質が付着しやすく、厳しい腐食環境にさらされるため、エポキシ系やウレタン系の塗料が複数層で塗布されている。当該塗料は耐薬品性が強く、酸性物質を帯びた降下火砕物の抑制効果が考えられ、また、腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理によって降下火砕物による化学的腐食により直ちに機能への影響を及ぼすことがないと判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

また、海水ポンプ、取水設備、海水管等の海水が直接接触する部分についても、エポキシ系等の耐食性塗料（含むライニング）が施工されており、降下火砕物が混入した海水を取水しても、腐食の進展には十分な時間があると判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 送電網又は変圧器の絶縁影響

降下火砕物が送電網の碍子や変圧器へ付着した場合、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。

(3) 起回事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて、想定を越える火山事象に対する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 降下火砕物の堆積荷重による静的負荷

- ・建屋崩落

降下火砕物の荷重による建屋への影響については、設計基準において考慮

している降下火砕物による荷重と各建屋の許容堆積荷重を比較して十分に裕度があるが、想定を超える火山事象により建屋の許容堆積荷重を上回った場合には(2)項で選定したシナリオが発生する可能性がある。

ただし、降下火砕物が堆積した場合は屋上での除去作業が可能であることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

・復水貯蔵タンク、海水ポンプ損傷

降下火砕物の荷重による屋外設備への影響については、設計基準において考慮している降下火砕物による荷重と比較して十分に余裕があるが、想定を超える火山事象により設備の許容応力を上回った場合には(2)項で選定したシナリオが発生する可能性がある。

ただし、降下火砕物が堆積しても除去作業が可能であることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

② 降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、海水ストレーナ等の流路の閉塞が考えられるが、降下火砕物粒径は閉塞を考慮する箇所のサイズに比べて十分に小さく、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

③ 降下火砕物による換気空調系フィルタの閉塞

原子炉補機室換気空調系の給気フィルタの閉塞の影響については、フィルタの清掃、交換が可能であり、フィルタ閉塞による影響を防止することができることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

④ 降下火砕物に含まれている腐食成分による化学的影響

1. (2) ④に記載のとおり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

⑤送電網又は変圧器の絶縁影響

送変電設備は発電所内外の広範囲にわたるため、全域における管理が困難なことを踏まえると、降下火砕物の付着による相間短絡に伴う外部電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・送電網又は変圧器の相間短絡による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象運転時レベル1 P R A，地震レベル1 P R A，津波レベル1 P R Aにて考慮しているものであり，新たに追加すべきものはない。

よって，事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては，火山事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

森林火災が原子炉施設へ与える影響について

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・機能喪失の抽出
森林火災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、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、屋外設備への影響
- ② ばい煙による空調給気口の閉塞
- ③ 火災による送変電設備の機能喪失

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 輻射熱による建屋、屋外設備への影響

・ 建屋の損傷

森林火災の輻射熱により、原子炉建屋、制御建屋のコンクリート外壁の温度が過度に上昇し許容温度を超えた場合、建屋の損傷に至る。

・ 復水貯蔵タンクの損傷

森林火災の輻射熱により、復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

・ 海水ポンプ損傷

森林火災の輻射熱により、海水ポンプモータの冷却空気温度が限界値を超えて海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失する。非常用ディーゼル発電設備が機能喪失した場合、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

② ばい煙による空調給気口の閉塞

中央制御室換気空調系の給気口が閉塞した場合、空調設備が機能喪失に至る。ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

原子炉補機室換気空調系の給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電

源喪失に至る。

③ 火災による送変電設備の損傷

森林火災により送変電設備が損傷した場合，外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて，想定を超える森林火災事象に対しての裕度評価を実施し，事故シーケンスグループ抽出に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，屋外設備への影響

・建屋の損傷

森林火災の輻射熱による建屋影響については，設計基準での非常に保守的な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，各建屋が損傷することはない。なお，森林火災の輻射熱による建屋影響に対しては，24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じる事ができる。

・海水ポンプの損傷

森林火災の輻射熱による海水ポンプへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

・復水貯蔵タンクの損傷

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も建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

なお，森林火災の輻射熱により復水貯蔵タンクが損傷した場合，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが，S/Cを水源とした注水は可能である。

② ばい煙による空調給気口の閉塞

森林火災で発生するばい煙の多くは，大規模な火災で発生する強い上昇気流によってプラントの遥か上空に運ばれるため，基本的に高濃度のばい煙が空調給気口に直接到達する確率は非常に低いものと考えられる。

また，原子炉補機室換気空調系の給気口までばい煙が到達したとしても，給気口にある給気フィルタにより粒径の大きいばい煙は捕捉される。粒径が小さくフィルタを通過したばい煙粒子は，非常用ディーゼル発電設備の過給機等に進入するものの，機器の間隙は一般的なばい煙粒子より大きいと考え

られるため、非常用ディーゼル発電設備の機能に影響を及ぼすことはない
と判断し、本評価の対象外とした。

③ 火災による送変電設備の機能喪失

送変電設備は発電所内外の広範囲にわたることから、森林火災により損傷
する可能性は否定できないため、考慮すべき起因事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・送変電設備の損傷による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象運転時レベル1 P R A，地震レベル1 P R A，津波
レベル1 P R Aにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、外部
(森林) 火災事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シー
ケンスは新たに生じないと判断する。

自然現象の組合せについて

設計上の考慮を要する自然現象の組合せについては、設置許可基準規則の解釈第6条第3項及び5項において、以下のとおり設計上の考慮を要する自然現象の組合せについて記載されている。

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

- 3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。

（中略）

- 5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。

図1に自然現象の組合せ事象の評価フローを示す。

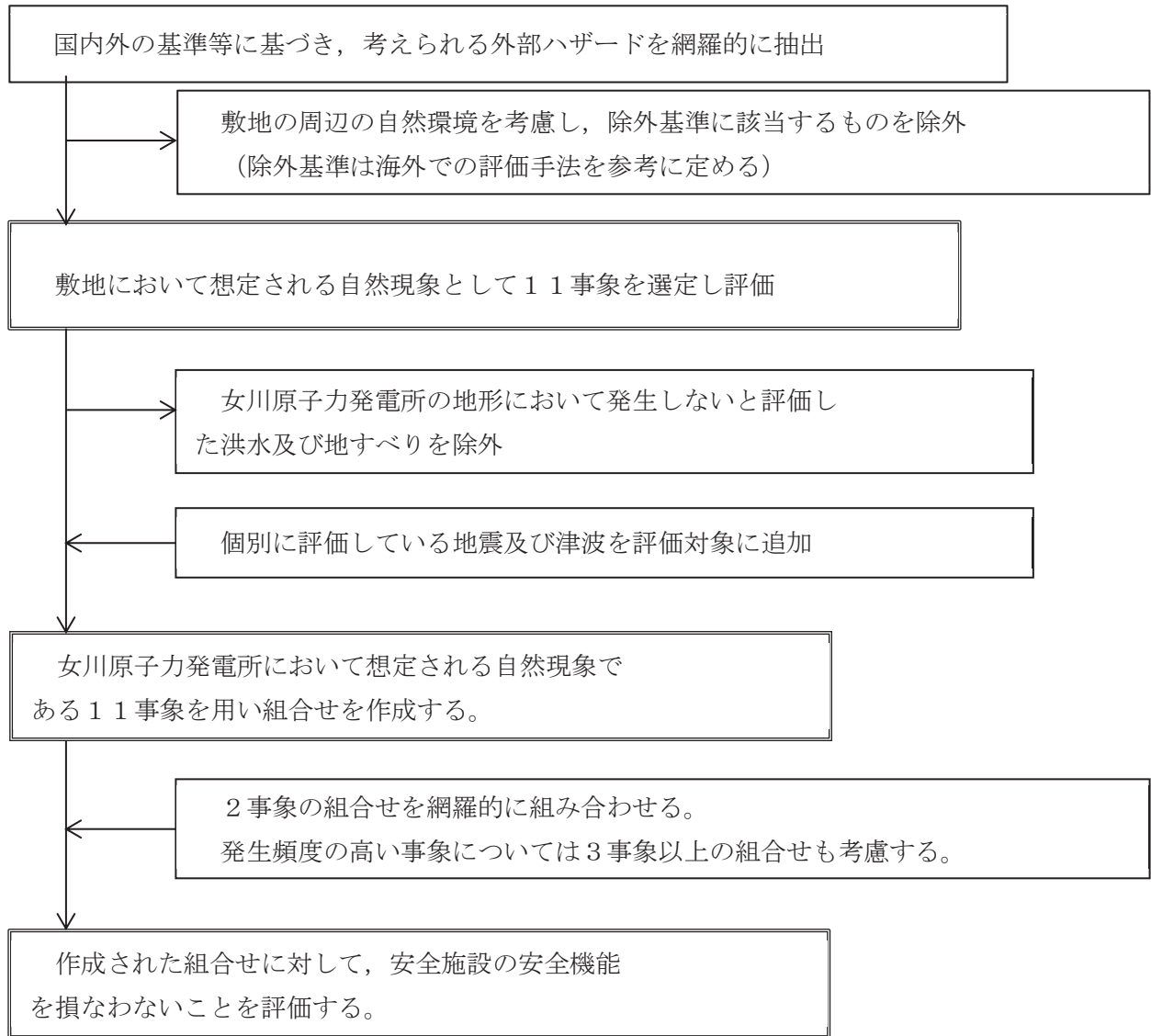


図1 自然現象の組合せの評価フロー

1. 組合せを検討する自然現象

自然現象の組合せについては、発電所敷地で想定される自然現象（地震、津波を除く。）として抽出された 11 事象から、洪水及び地すべりを除いた 9 事象に、地震及び津波を加えた 11 事象で網羅的に組合せの検討を実施する。

組合せを検討する女川原子力発電所で想定される自然現象は以下に示すとおりである。

- ・風(台風)
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山の影響
- ・生物学的事象
- ・森林火災
- ・地震
- ・津波

組合せに当たっては、発生頻度が比較的高いと考えられる風(台風)、凍結、降水または積雪について、その他の自然現象と組合せる前に同時に発生するものとして取り扱う。

ただし、凍結と降水、降水と積雪の組合せは同時に発生することは考えられない、または与える影響が自然現象を重ね合わせることで個々の自然現象が与える影響より緩和されることを考慮し、11 事象のうち、風(台風)、凍結、降水、積雪以外の自然現象との組合せは、風(台風)+降水及び風(台風)+凍結+積雪の 2 つをあらかじめ想定する。

以上を踏まえた自然現象の組合せを表 1 に示す。

表1 自然現象の組合せ

		A	B	C	D	E	F	G	H	I
		※1	※2	竜巻	落雷	火山の 影響	生物学 的事象	森林火災	地震	津波
A	※1									
B	※2	1								
C	竜巻	2	9							
D	落雷	3	10	16						
E	火山の影響	4	11	17	22					
F	生物学的事象	5	12	18	23	27				
G	森林火災	6	13	19	24	28	31			
H	地震	7	14	20	25	29	32	34		
I	津波	8	15	21	26	30	33	35	36	

※1：風(台風)+降水

※2：風(台風)+凍結+積雪

2. 組合せの評価

表1に示すA, B及び1から36までの自然現象の組合せについて, プラントに及ぼす影響ごとに評価する。評価においては, 施設に直接与える影響だけではなく, アクセシビリティや視認性といった間接的影響を加味した上で実施する。

評価に当たっては, 組合せた事象によるプラントに及ぼす影響が,

- ① 個々の自然現象 (関連して発生する可能性がある自然現象も含む) の設計に包絡されるか
- ② 原子炉施設に与える影響が自然現象を組合せることにより, 個々の自然現象がそれに与える影響よりも小さくなるか
- ③ 同時に発生するとは考えられないか

という3つの観点から検討する。

女川原子力発電所において想定される自然現象とプラントに及ぼす影響を表2に示す。

表2 女川原子力発電所において想定される自然現象とプラントに及ぼす影響

	プラントに及ぼす影響								
	荷重	温度	閉塞	浸水	電氣的影響	腐食	磨耗	アクセシビリティ	視認性
風 (台風)	○	—	—	—	—	—	—	○	—
竜巻	○	—	—	—	—	—	—	○	—
凍結	—	○	○	—	—	—	—	○	—
降水	—	—	—	○	—	—	—	—	○
積雪	○	—	—	—	—	—	—	○	○
落雷	—	—	—	—	○	—	—	—	—
火山の影響	○	—	○	—	○	○	○	○	○
生物学的事象	—	—	○	—	○	—	—	—	—
森林火災	—	○	○	—	○	—	○	○	○
地震	○	—	—	—	—	—	—	○	○
津波	○	—	—	○	—	—	—	○	—

3. 評価結果

女川原子力発電所において想定される自然現象を網羅的に抽出した上で、設計上考慮する必要がある事象を選定し、さらにそれらの事象の重畳の可否について検討を行った。

組合せた事象がプラントに及ぼす影響について評価を行った結果、個別の事象の設計に包絡される、事象の組合せが起こり得ない、または、それぞれの事象の影響が打ち消し合うことから、安全施設は自然現象の組み合わせによって安全機能を損なわないことを確認した。

ただし、荷重の組み合わせによる影響は、「第四条 地震による損傷の防止」又は「第五条 津波による損傷の防止」の条項において、地震又は津波と組み合わせる大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により作用する衝撃は、風又は積雪による荷重を考慮する。組み合わせに当たっては、地震又は津波の荷重の大きさ、最大荷重の継続時間、発生頻度の関係を踏まえた荷重とし、施設の構造等を考慮する。なお、具体的には、風荷重については、屋外の直接風を受ける場所に設置されている施設のうち、風荷重の影響が地震荷重又は津波荷重に対して大きい構造、形状及び仕様の施設において、組み合わせを考慮する。積雪荷重については、積雪による受圧面積が小さい施設又は積雪荷重の影響が常時作用している荷重に対して小さい施設を除き、組み合わせを考慮する。

上記の自然現象の重畳を考慮した場合でも、建屋外部に設置された設備への影響が個々の自然現象による影響に包絡されるか、又は、影響の程度が変わるのみであり、起因事象としては変わらないことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものとする。

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みであるが，地震事象特有の影響については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) 原子炉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原子炉格納容器が破損に至る，または原子炉格納容器本体が直接的に破損に至るケースは，地震事象特有の格納容器破損モードであり，一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」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 P R A 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）や格納容器ベント管，サプレッションチェンバの損傷により原子炉格納容器圧力が抑制できなくなり，原子炉格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては，内部事象レベル 1. 5 P R A において，水蒸気（崩壊熱）蓄積等による加圧によ

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。

以上を踏まえると、地震事象特有の影響として原子炉格納容器本体や隔離弁等の破損が考えられるものの、地震事象特有の格納容器破損モードは無く、内部事象レベル1.5PRAと同様であるといえる。

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原子炉格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、格納容器破損モードとしては内部事象レベル1.5PRAと同様である。

また、地震動による直接的な原子炉格納容器や隔離機能等の損傷については、重大事故の事象進展により格納容器へ圧力荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。

加えて原子炉格納容器本体の損傷については、内部事象運転時レベル1.5PRAでも想定していない機器の損傷モードであるが、原子炉格納容器が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。従って、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であると考えられる。

4. 地震レベル1.5PRAについて

内的事象運転時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、原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至るシナリオを考慮する必要がある。

具体的には、地震レベル1PRAにおいて緩和系に期待することができず、炉心損傷直結事象として整理している原子炉建屋損傷やE-LOCAといった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定を行うことは困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展(炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全

性など)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。

外部事象に特有の事故シーケンスについて

地震レベル 1 P R A 及び津波レベル 1 P R A を実施した結果、必ず想定する事故シーケンス以外に以下の外部事象特有の事故シーケンスを抽出した。

1. 原子炉建屋損傷
2. 制御建屋損傷
3. 格納容器損傷
4. 圧力容器損傷
5. E C C S 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-L O C A)
6. 計測・制御系喪失
7. 制御建屋空調系喪失
8. 格納容器バイパス
9. 原子炉停止機能喪失 (全交流動力電源喪失+原子炉停止失敗)
10. 複数の緩和機能喪失

これら事故シーケンスのうち、「5. E-L O C A」については、格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであり、その他の 9 つの事故シーケンスについては、外部事象等による建屋、格納容器等の大規模な損傷を想定しており、損傷の程度に不確かさが大きく、格納容器の機能に期待できない場合もある事故シーケンスと考えられる。

これらに対しては、大規模損壊対策として可搬型設備を活用した電源確保、炉心冷却、格納容器除熱、敷地外への放射性物質の拡散防止等により影響緩和を図る。

1. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内の全ての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生し、ECCSによる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損傷程度により発生する事象の厳しさも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した場合には、E-LOCAには至らない可能性があるものの、外部電源喪失等の過渡事象が発生しており、一部のフロアの損傷においても原子炉注水機能喪失などにより炉心損傷に至る可能性は存在する。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内のECCS注入配管が構造損傷して、緩和できない大規模なLOCA（E-LOCA）が発生すると同時に、ECCS注入機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋内の配管が建屋損傷の二次的被害により損傷する場合、格納容器内への接続配管が損傷することで、格納容器損傷に至る可能性がある。

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は困難であることから、地震時の原子炉建屋の損傷状態として、一定規模以上の地震に対しては大規模な損傷の可能性が高いと想定されるため、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／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

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 2.1×10^{-8} ／炉年であり、全炉心損傷頻度（ 7.4×10^{-5} ／炉年）に対して0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイにより格納容器機能への影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンス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. 制御建屋損傷

制御建屋の損傷により非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失もしくは、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により緩和設備の制御機能が喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。

実際には地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による制御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した場合には、全交流動力電源喪失等に対する炉心損傷防止対策が有効な範囲の事故となる可能性もあるが、複数の監視機能・制御機能の機能喪失の組合せが発生することにより炉心損傷に至る可能性もある。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内に設置されている主要な設備の全てが同時に損傷することを想定した場合には、非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失もしくは、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能及び除熱機能が喪失し炉心損傷に至る。

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／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

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 3.1×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (7.4×10^{-5} / 炉年) に対して 0.4%程度と小さい寄与であることを確認している。また、損傷の規模によっては全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を継続することにより影響を緩和できる可能性があることから有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

3. 格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、格納容器内の全ての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生し、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ず、併せて格納容器先行破損が発生することを想定した事故シーケンスである。(添付資料1)

実際には地震による原子炉格納容器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下の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LOCAが発生しない可能性があり、この場合には、外部電源喪失等の過渡事象が発生するものの、原子炉注水機能等が健全ならば炉心損傷を防止できる。(格納容器損傷の程度によっては原子炉注水機能等に期待できない可能性がある。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できないため、格納容器バイパスに至る。)

<大規模な損傷の場合>

原子炉格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に構造損傷して、制御できない大規模なLOCA（E-LOCA）が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

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／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

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 3.1×10^{-7} ／炉年であり、全炉心損傷頻度（ 7.4×10^{-5} ／炉年）に対して0.4%程度と小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、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。

4. 圧力容器損傷

地震により原子炉圧力容器が損傷し、大規模なLOCAが発生し、ECCS注入機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。（添付資料2）

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も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、一部のみの損傷を想定する場合には、E-LOCAには至らない可能性があり、この場合には、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>

大破断LOCAを上回る規模のLOCAが発生した場合には、「大破断LOCA＋低圧ECCS失敗」事故シーケンスと同様に、冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心損傷に至る。

一方、格納容器が健全である場合は、炉心損傷後も「大破断LOCA＋低圧ECCS失敗」事故シーケンスと同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できる。

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。

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 3.1×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (7.4×10^{-5} / 炉年) に対して 0.4%程度と小さい寄与であることを確認している。また、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、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。

5. ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失

地震により格納容器内配管、ノズル等が損傷、またはS/R弁の開に失敗し、大破断LOCAを上回る規模のLOCA (E-LOCA) が発生し、ECCS注入機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、本評価では事象発生時の漏洩量の特定が困難であるため、大、中、小破断LOCAを含む事象として本事象を整理している。(添付資料3)

この事故シーケンスはLOCA時に原子炉注水機能が喪失した場合と類似の状況となることから「LOCA時注水機能喪失」の事故シーケンスグループとして整理した。

大破断LOCAを上回る規模のLOCAが発生した場合には、「大破断LOCA+低圧ECCS失敗」事故シーケンスと同様に、冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至り、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難である。

一方、炉心損傷後の格納容器健全性については、以下のとおり「大破断LOCA+低圧ECCS失敗」事故シーケンスと同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できる。

事象初期：原子炉格納容器圧力

大破断LOCAとE-LOCAの双方とも短期間に原子炉圧力容器バウンダリのエネルギーが格納容器内に放出される点で類似である。破断規模の影響でE-LOCAの方が初期圧力上昇幅が大きくなることが考えられるが、大破断LOCAの解析の事象初期では格納容器限界圧力/温度に対し十分な余裕があることを確認している(格納容器最高圧力約 330kPa[gage]) ことから、E-LOCA発生時にも格納容器の健全性に期待出来る。再循環配管2本分相当の破断面積のE-LOCAを想定したSAFERによる解析で得られた流出量及びエネルギーを格納容器応答解析コードに与えて圧力を評価した結果、格納容器最高圧力は約 kPa[gage] であり、格納容器最高使用圧力未満となることを確認した。

事象後期：原子炉圧力容器破損時間

大破断LOCAとE-LOCA (RPV破損除く) の双方でブローダウン過程にて原子炉圧力容器内の冷却材が短時間に流出する傾向は同じであり、原子炉への注水がない場合に原子炉圧力容器破損までの時間に大きな差は生じない。MAAP解

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

析によると、PLR配管2本分相当の破断面積のE-LOCAを想定した場合、大破断LOCAとRPV破損時間にほぼ差がなく、約 時間となった。

6. 計測・制御系喪失

地震による計測・制御系機器の同時機能喪失により、非常用電源、ECCS、RHR等の緩和設備が制御不能になり炉心損傷に至る事故シーケンスである。(添付資料4)

実際には地震による計測・制御系機器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

計測・制御系機器が同時機能喪失した場合、原子炉スクラムに至り過渡事象が発生する。信号系の盤やケーブルトレイの部分的な損傷を想定した場合、一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの、原子炉注水機能など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

<大規模な損傷の場合>

大規模な地震により信号系損傷として完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて原子炉注水機能等が喪失することで炉心損傷に至る。

このように損傷の発生規模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、地震による計測・制御系機器の同時機能喪失の損傷程度を特定することは困難であり、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／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

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 3.1×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度(7.4×10^{-5} /炉年)に対して0.4%程度と小さい寄与であることを確認している。また、損傷の規模によってはECCS系など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

7. 制御建屋空調系喪失

地震による制御建屋空調系喪失により、直流電源及び中央制御盤が機能喪失し炉心損傷に至る事故シーケンスである。(添付資料5)

実際には地震による直流電源及び中央制御盤の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

中央制御室の空調機器が機能喪失し、それに伴い中央制御盤が同時機能喪失した場合、原子炉スクラムに至り過渡事象が発生する。中央制御盤の部分的な損傷を想定した場合、一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの、原子炉注水機能など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

<大規模な損傷の場合>

大規模な地震により空調設備が完全に機能喪失し、結果的に直流電源及び中央制御盤の完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて原子炉注水機能等が喪失することで炉心損傷に至る。

このように損傷の発生規模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、地震による制御建屋の空調機器が機能喪失した場合のプラントへの影響の大きさを特定することは困難であり、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／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

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 5.9×10^{-7} ／炉年であり、全炉心損傷頻度 (7.4×10^{-5} ／炉年) に対して 0.8%程度と小さい寄与であることを確認している。また、損傷の規模によってはECCS系など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

8. 格納容器バイパス

格納容器の隔離失敗は、主蒸気隔離弁、給水隔離弁、原子炉冷却材浄化系の隔離弁の閉失敗と、接続している格納容器外配管の破損が同時に発生し、冷却材が格納容器外へ流出し、ECCS注入機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。

実際には地震による隔離弁及び配管の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のおり範囲を有している。

<小規模な機能喪失の場合>

地震による格納容器バイパスとして、配管損傷が小規模な場合には、損傷の程度や位置により建屋内で影響の及ぶ機器は限定的なものとなり、原子炉注水機能など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を防止することができる。

<大規模な損傷の場合>

地震により、配管の大規模な破断が発生し、破損箇所の隔離に失敗した場合には、高温・高圧の蒸気や冷却材が格納容器外に流出することにより、他の機器（電気品、

計装品等)への悪影響が避けられず、主要な緩和系の広範な機能喪失が発生することで炉心損傷に至る。

このように損傷の発生規模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バイパスが発生した場合のプラントへの影響の大きさを特定することは困難であり、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/格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

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 8.0×10^{-8} /炉年であり、全炉心損傷頻度(7.4×10^{-5} /炉年)に対して0.1%未満と小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、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。

9. 原子炉停止機能喪失(全交流動力電源喪失+原子炉停止失敗)

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

PRA評価ではヘディング「スクラム系」において、以下の設備の地震要因損傷により制御棒の挿入に失敗するものとして評価している。

- ・炉内支持構造物
- ・CRD
- ・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)

原子炉停止機能喪失は内的事象において既に抽出された事故シーケンスグループではあるものの、地震PRAにおいては「全交流動力電源喪失+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、上記で挙げた設備(炉内支持構造物、CRD、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(R/B下部水平 200gal, R/B下部鉛直 100gal)によるスクラム信号発信及び制御棒挿入(75%挿入で平均1.196秒(平成23年制御棒駆動水圧系機能検査))は余裕をもって完了している可能性が高い。

例えば設計基準地震動ではP波によりスクラム信号が発信し、4~10秒程度で最大加速度に達する。また、東北地方太平洋沖地震では、震源が発電所から近い場所にあり厳しい地震であったが、その場合も最大相対変位が生じる前に、制御棒の挿入は完了していた。

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CRD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。

本事故シーケンスグループの発生頻度は保守的な評価で 5.0×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度(7.4×10^{-5} /炉年)に対して0.7%程度と、小さい寄与であることを確認している。

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小さいと判断し、地震PRA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り扱う必要はないものとした。

10. 複数の緩和機能喪失

敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS等、広範な緩和設備が喪失するため炉心損傷に至る事故シーケンスである。

実際には津波による緩和設備の損傷の規模により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な機能喪失の場合>

浸水により部分的な緩和設備の機能喪失を想定した場合、一部の原子炉注水機能等が喪失する可能性があるものの、炉心損傷の防止に必要な緩和設備が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

なお、現実的には、原子炉建屋及び制御建屋の水密扉により、起因事象「敷地及び建屋内浸水」の発生を防止し、炉心損傷を防止することができる。

<大規模な機能喪失の場合>

大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS等、広範な緩和設備が喪失するため、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難であることから、全ての緩和設備が喪失して炉心損傷に至ると考えられる。

このように損傷の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、津波による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/格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

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保守的な評価で 7.3×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度(7.4×10^{-5} /炉年)に対して0.98%程度と、小さい寄与であることを確認している。

また、緩和設備の損傷の規模によっては、RCICなど炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

格納容器損傷の評価について

本評価においては、格納容器損傷に対して影響をもつ格納容器スタビライザやボックスサポート等の構造損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい格納容器スタビライザのシヤラグについてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

原子炉格納容器スタビライザは、図1のように、原子炉圧力容器からの水平方向荷重を建屋に伝達するために原子炉しゃへい壁と原子炉格納容器を結ぶ構造物で、原子炉しゃへい壁の最頂部位置へトラス状に設置される。また、原子炉格納容器は原子炉格納容器スタビライザと同じ高さでシヤラグにより原子炉建屋に支持される構造となっている。

b. 評価方法

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ている。

c. 決定論的耐震評価における保守性

シヤラグの構造強度評価においては、建屋と連成した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。

2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、地震荷重（最大荷重）を交番荷重として評価することが考えられる^{*1}。今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、シヤラグの支持機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

また、原子炉格納容器スタビライザのシヤラグは、円周状に8箇所設置することで地震荷重が分配される構造となっており、揺れ方向に対して直交方向に位置する支点（シヤラグ）が最大荷重を負荷されるが、その位置のシヤラグが損傷したとしても、全箇所のシヤラグの支持機能が同時に喪失する可能性は低いと考えられる。

なお、シヤラグが支持機能を損傷した場合でも、原子炉格納容器はコンクリート壁（シェルウォール）に囲まれていることから大きく傾くなどして、支持状況

に大きな変化が発生することは考え難く、この時の影響としては原子炉格納容器内部の配管の一部損傷に留まるものと考えられる。この場合、LOCA の発生が想定されるが、これによる多くの場合の事故進展は既存の LOCA シナリオと同様の進展になることが考えられる。

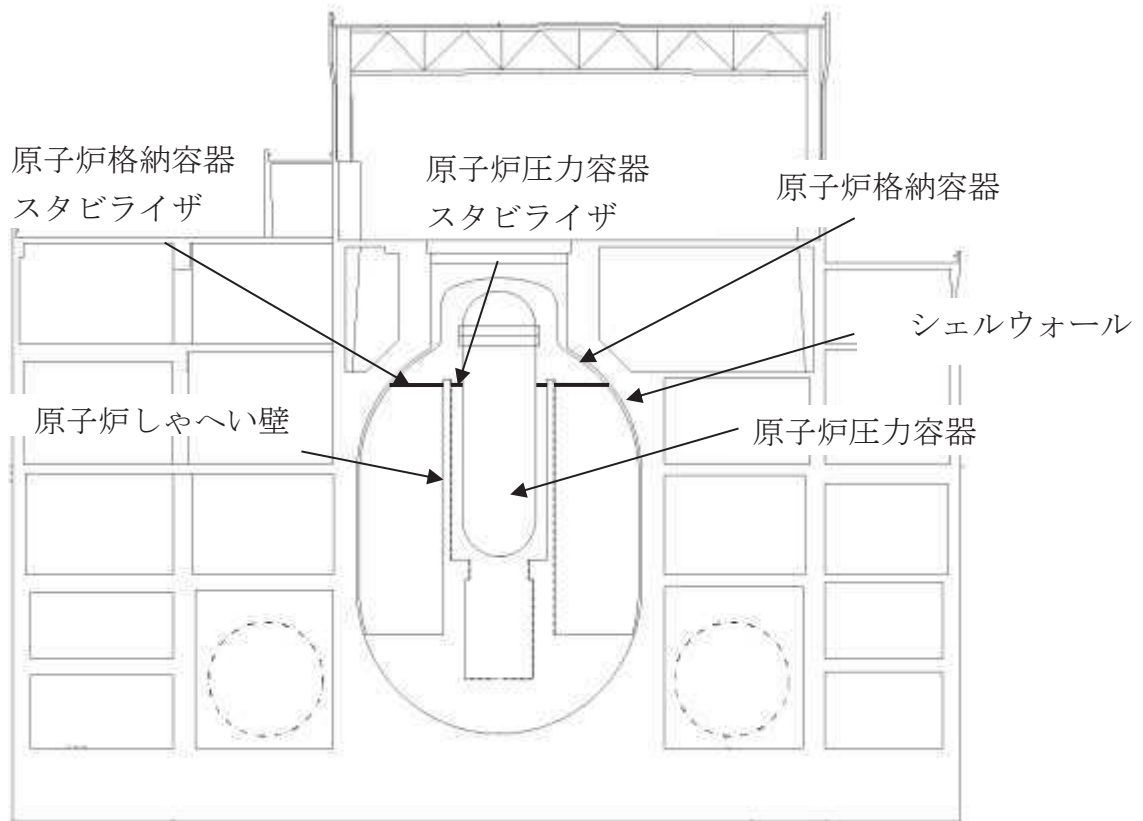


図1 原子炉格納容器スタビライザの概要図 (1 / 3)

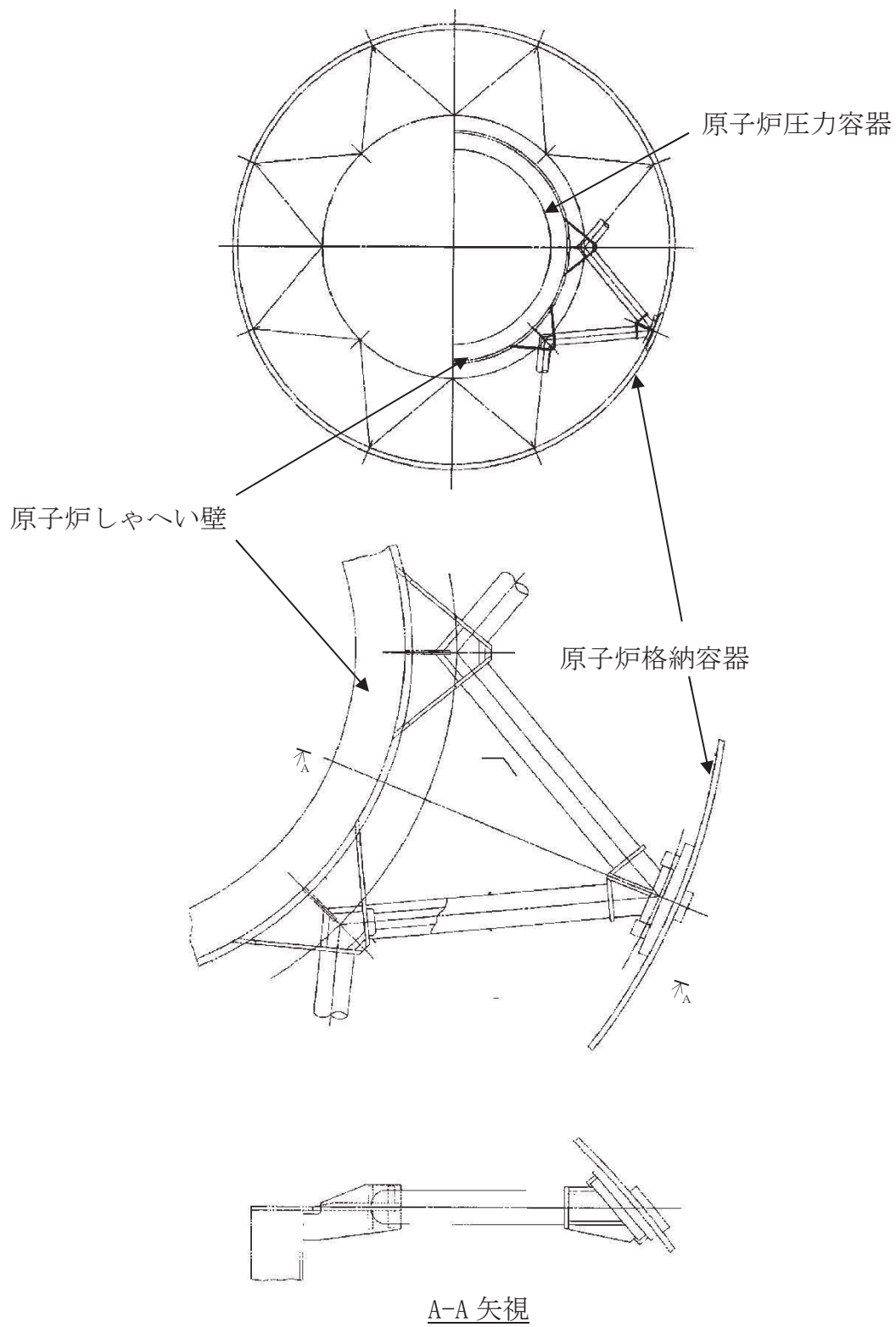


図1 原子炉格納容器スタビライザの概要図 (2 / 3)

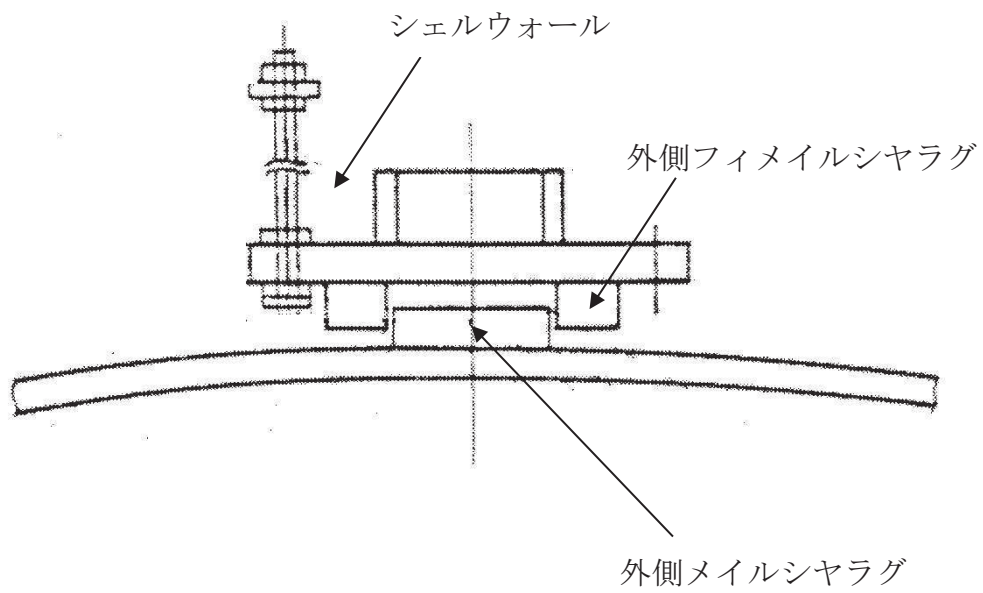
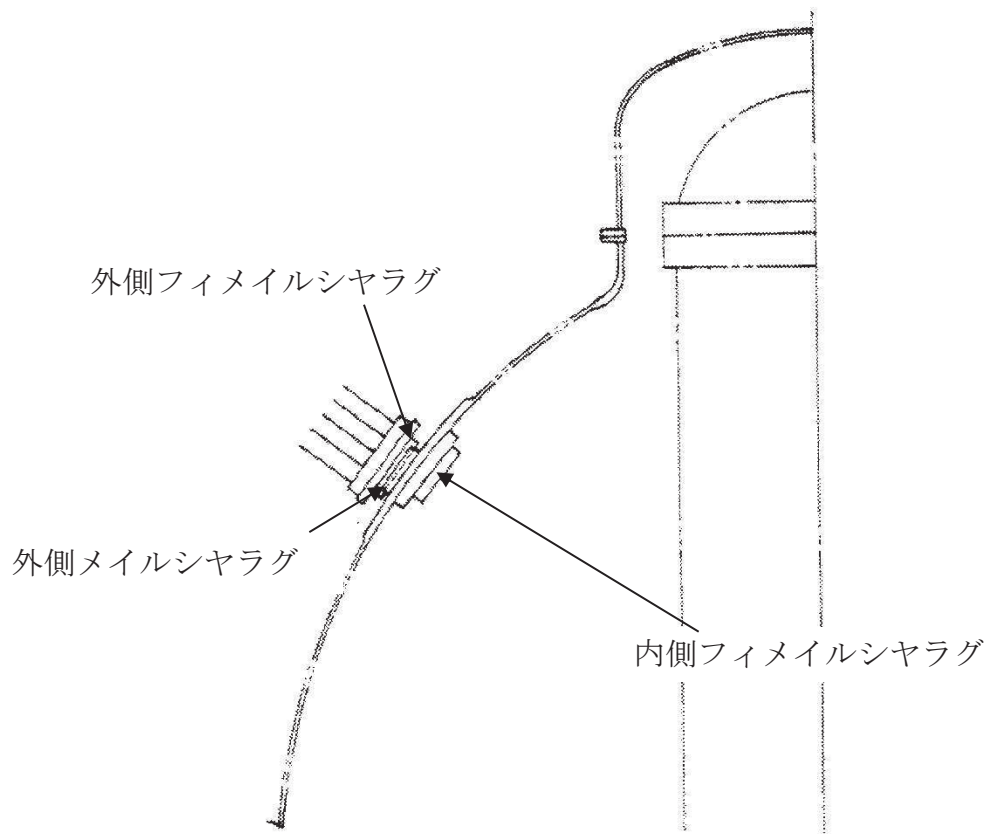
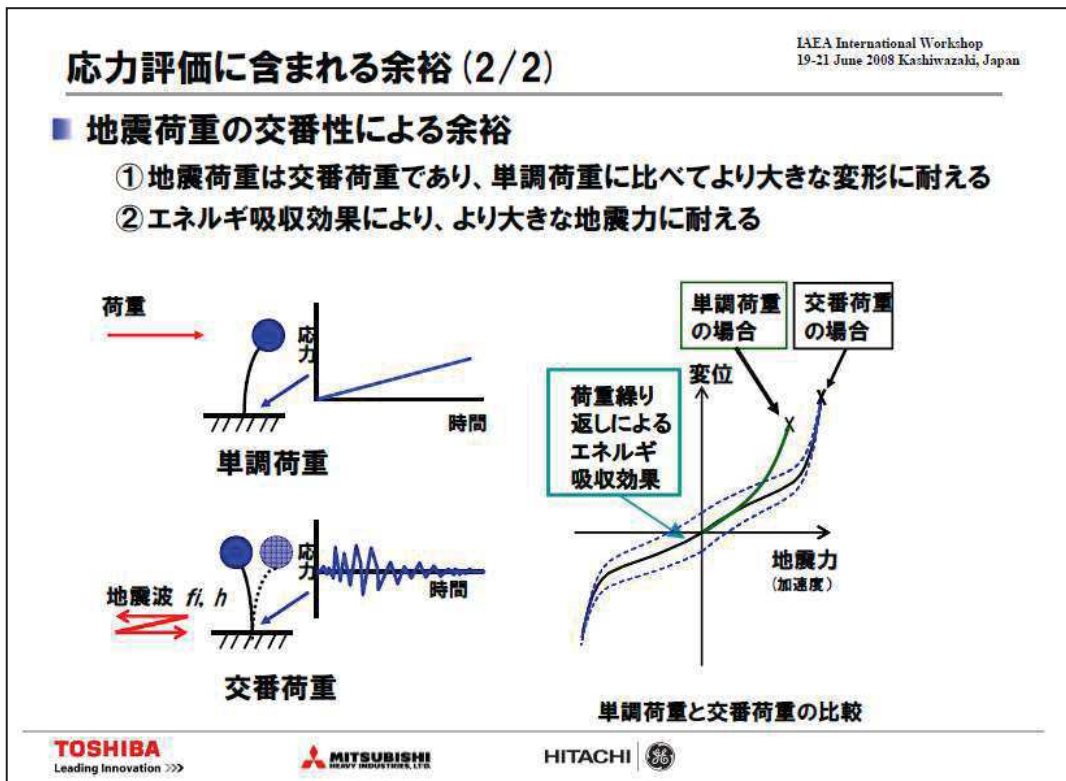


図1 原子炉格納容器スタビライザの概要図 (3 / 3)

※1 地震荷重を交番荷重ではなく静的に負荷して評価することは耐震設計上一定の余裕を有する。以下、参考文献参照。



(出典) 東芝電力システム社, 三菱重工業, 日立 GE ニュークリア・エナジー,

「Seismic Design Approach in Japanese NPPs」, IAEA International Workshop 19-21
June 2008 Kashiwazaki, Japan

圧力容器損傷の評価について

本評価においては、圧力容器損傷に対して影響をもつ原子炉本体基礎、原子炉圧力容器胴板等の構造損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい原子炉本体基礎のCRD開口部についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

原子炉本体基礎は、図2のように、内外にある2枚の円筒鋼板（内筒，外筒）から構成されており、これらの鋼板は縦リブ鋼板（隔壁）により一体化され、鋼板間にコンクリートを充填した構造物である。なお、CRD開口部は、原子炉本体基礎の円筒上部に位置するCRD配管が貫通するための開口である。

b. 評価方法

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ている。

c. 決定論的耐震評価における保守性

原子炉本体基礎のCRD開口部の構造強度評価においては、建屋と連成した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、等分布荷重を受ける単純梁として評価を行っている。

CRD開口部評価断面は、図3のように上下2枚の水平部材及び3枚の鉛直部材により構成されており、これらに囲まれた領域にコンクリートが充填された構造となっているが、保守的な評価となるよう水平部材及びコンクリートは考慮せず、RPVや原子炉しゃへい壁等からの鉛直荷重が鉛直部材のみに負荷すると仮定し評価を行っている。これに加え、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。

2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、断面算定上除外した水平部材とモルタルを考慮すること、梁のスパンを現実的な長さにすること等が考えられる。今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価しており、原子炉本体基礎の支持性能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

また、CRD開口部の損傷が発生し原子炉圧力容器の支持機能を損失した場合でも、原子炉圧力容器は原子炉しゃへい壁に周囲を囲まれており大きく傾くこと

は考え難く，この時の影響としては原子炉圧力容器に接続している配管の一部損傷に留まるものと考えられる。この場合，LOCAの発生が想定されるが，これによる多くの場合の事故進展は既存のLOCAシナリオと同様の進展になることが考えられる。

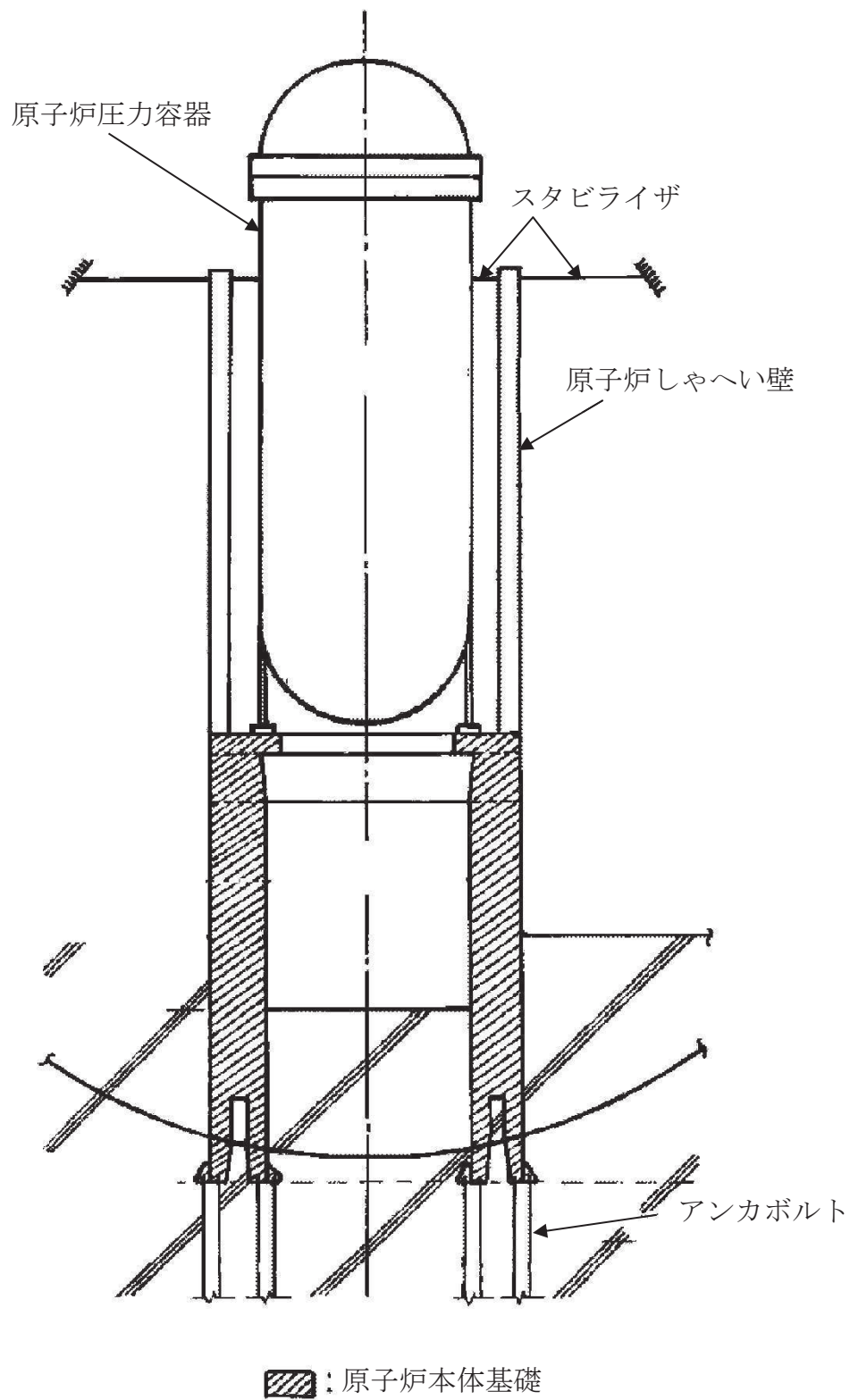
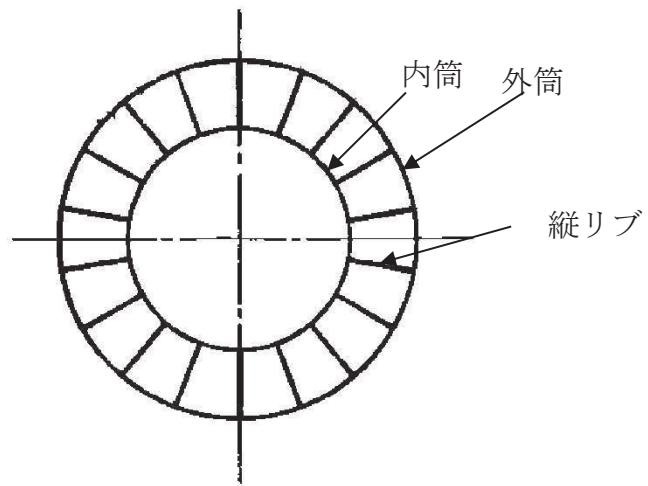
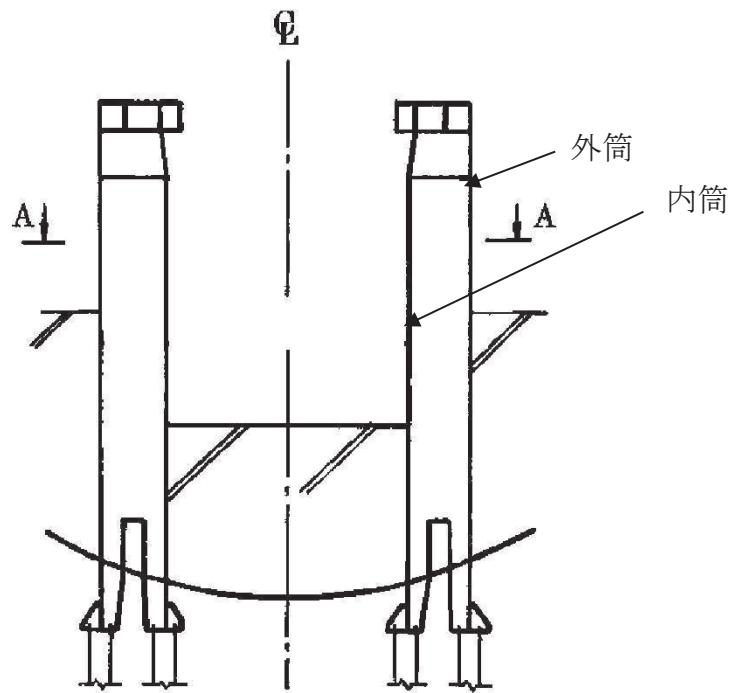


図2 原子炉本体基礎の概要図 (1 / 2)



A-A 断面

図2 原子炉本体基礎の概要図 (2 / 2)

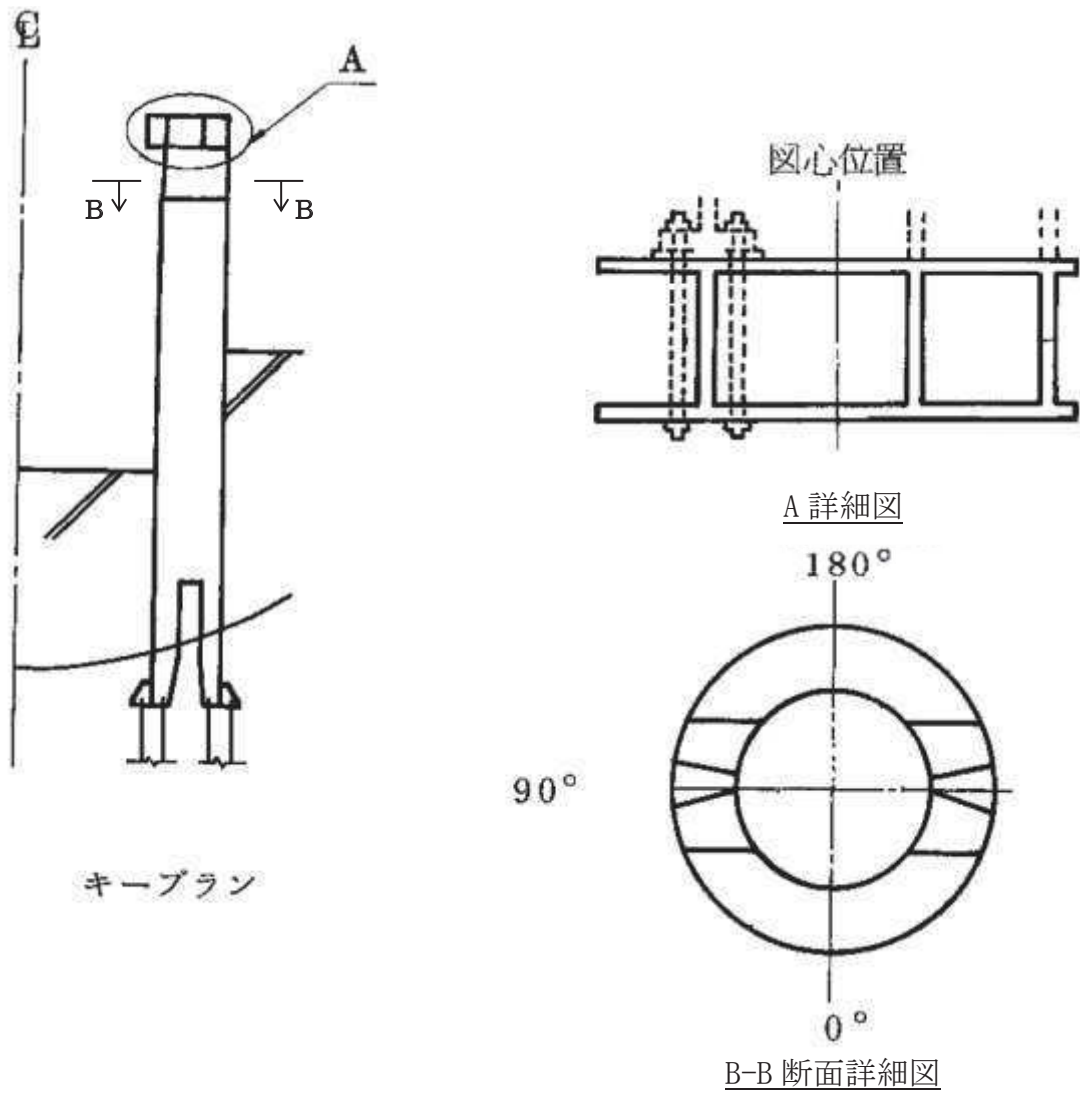


図3 原子炉本体基礎 CRD開口部

ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA) の 評価について

本評価においては、E-LOCAに対して影響をもつ格納容器内配管、圧力容器ノズル、炉内核計装装置等の構造損傷評価、S/R弁の機能損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい局部出力領域モニタ検出器集合体（以下「LPRM」という。）についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

LPRMは、図4、5に示すように、原子炉圧力容器下部から鏡板を貫通して原子炉圧力容器内に設置された中性子束計測案内管の内部に設置される。

b. 評価方法

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ている。

c. 決定論的耐震評価における保守性

LPRMの構造強度評価においては、LPRMが燃料集合体に囲まれているため、地震による燃料集合体とLPRMの挙動を考慮し、LPRMに負荷される撓み及び加速度を組み合わせる評価を実施している。

なお、実際のLPRMの地震応答においては撓みと加速度の最大値が発生するタイミングは異なるが、保守的にそれぞれの最大応答を重ね合わせて評価を行っている。さらに、地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている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。

2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、地震荷重（最大荷重）を交番荷重として評価することが考えられる。また、燃料集合体とLPRMそれぞれの最大地震応答を組み合わせるのではなく、燃料集合体とLPRMの地震応答の時刻歴から、最大応力が発生するタイミングに対する評価を行うことが考えられる。

今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、LPRMのバウンダリ機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

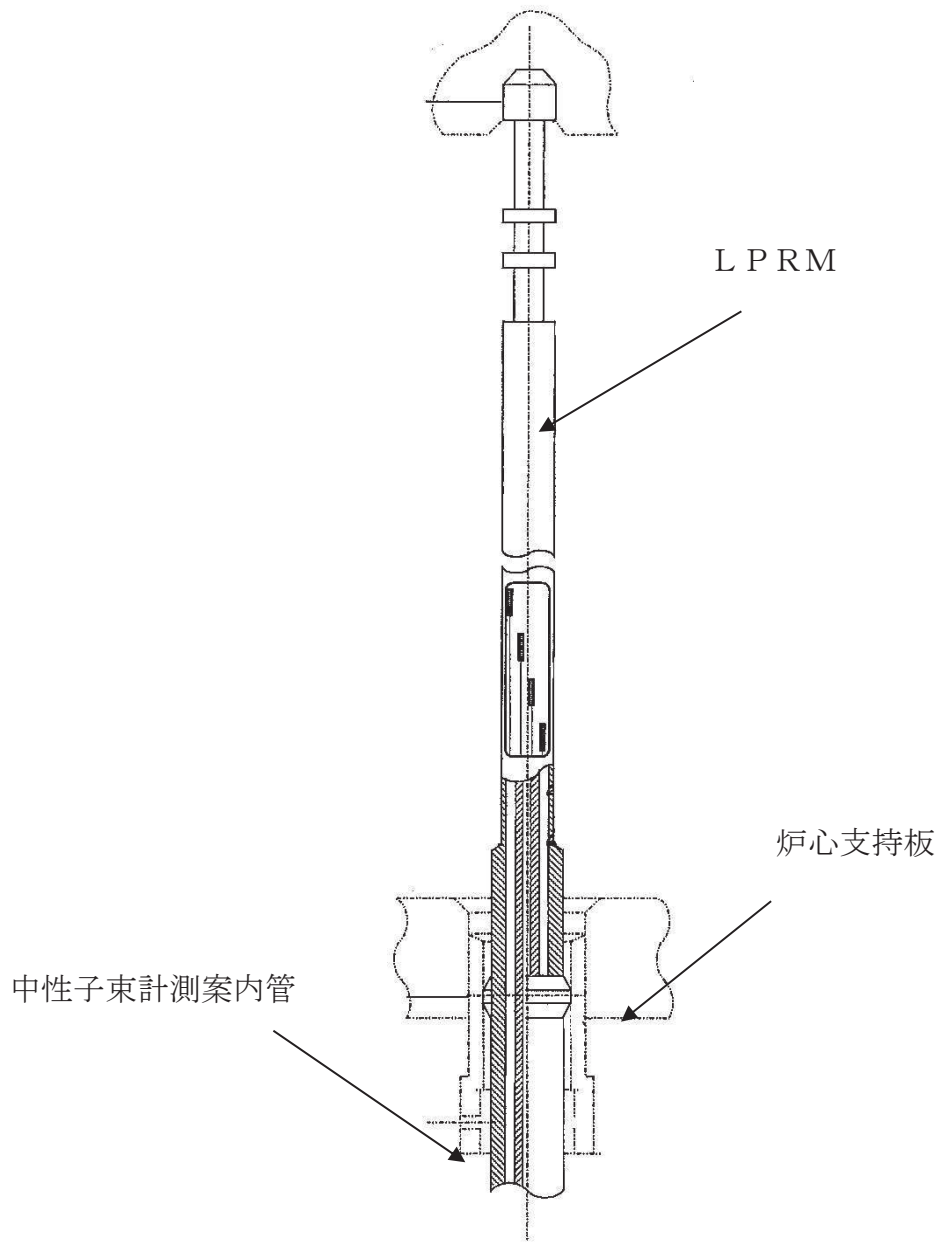


図4 LPRMの概要図

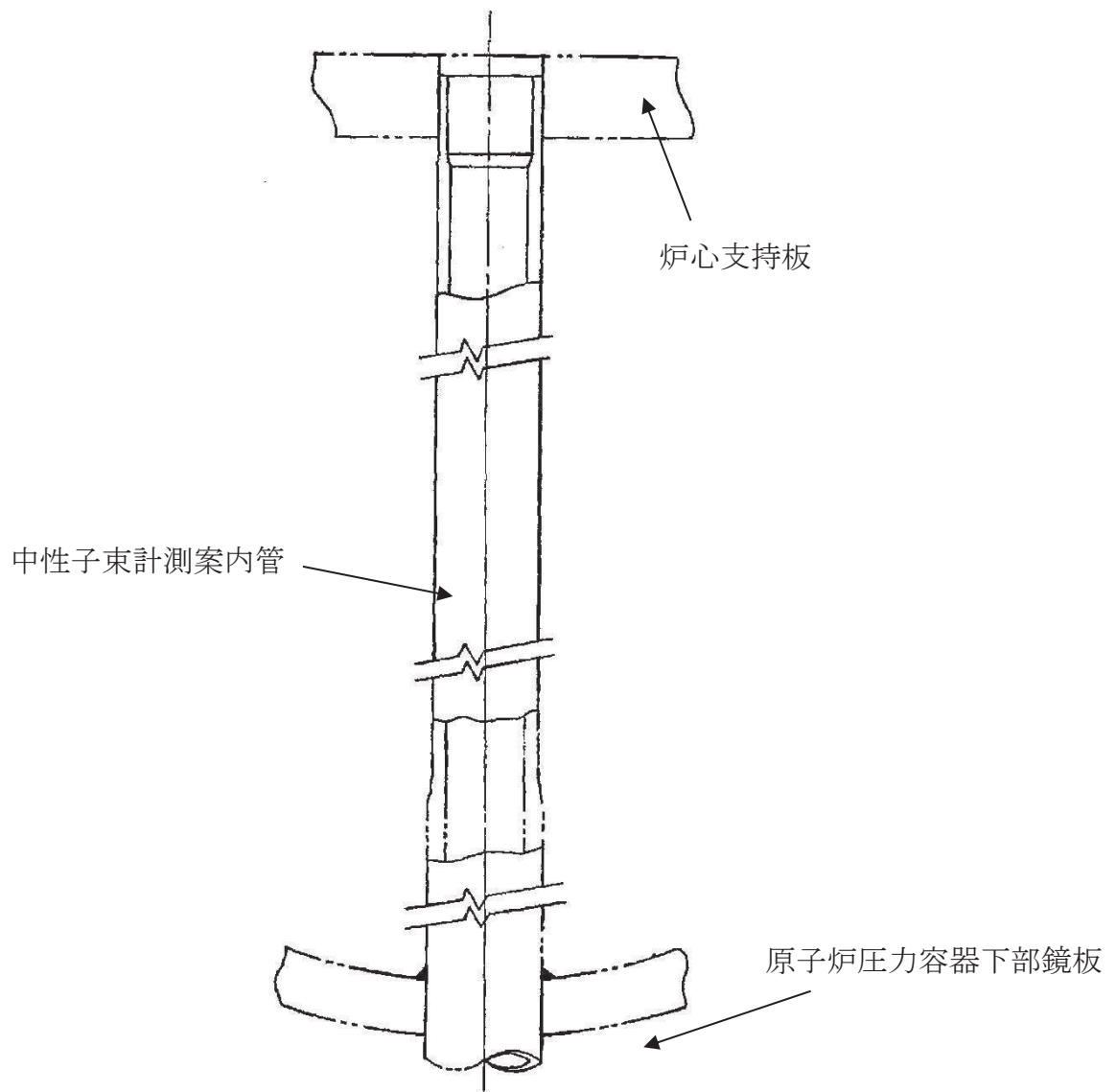


図5 中性子束計測案内管の概要図

計測・制御系喪失の評価について

本評価においては、計測・制御系喪失に対して影響をもつ制御盤、計装ラック等の構造損傷評価及び機能損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい制御盤の機能損傷についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

制御盤の中で設置位置での応答加速度が最大となる、制御建屋に設置された中央制御盤を評価対象としている。

b. 評価方法

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ている。

c. 決定論的耐震評価における保守性

既往の試験で取得された機能維持確認済加速度は、盤の機能が健全な状況で試験を終了しており、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態までを検証した結果でないことから、機能損傷レベルに対して余裕がある。

2. 現実的評価（フラジリティ/シナリオ）

上記のように、今回の制御盤の評価に適用した機能確認済加速度値は、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態までを検証した結果でないことから、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機能を喪失しないか、もしくは一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に機能回復の可能性があると考えられる。従って、今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、制御盤機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

制御建屋空調系喪失の評価について

本評価においては、制御建屋空調系喪失に対して影響をもつ中央制御室送・排風機、空調系ダクト等の構造損傷評価及び機能損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい中央制御室送風機の機能損傷についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

制御建屋に設置された中央制御室送風機を評価対象としている。

b. 評価方法

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ている。

c. 決定論的耐震評価における保守性

既往の研究で取得された機能維持確認済加速度は、型式が同じ送風機の動的機能を構成する部品ごとに強度評価をした結果から、十分な裕度を持たせて加速度を設定しているものであるため、中央制御室送風機の機能損傷レベルに対して余裕がある。

2. 現実的評価

上記のように、今回の送風機の評価に適用した機能確認済加速度は、送風機の使用困難な損傷レベルに対して設定したものではなく、余裕を持たせて設定していることから、仮に地震動が機能確認済加速度を超過した場合においても機能喪失に繋がる可能性は低いものと考えられる。従って、今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、送風機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

格納容器バイパスの評価について

本評価においては、格納容器バイパスに対して影響をもつ主蒸気隔離弁、給水隔離弁、耐震Bクラス配管等の構造損傷評価および機能損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい耐震Bクラス配管の構造損傷についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

原子炉格納容器の外側に設置されている、主蒸気系配管や給水系配管等の格納容器バイパス事象に係わる耐震Bクラス配管全体を評価対象としている。

b. 評価方法

格納容器バイパス事象に係わる耐震Bクラス配管については、東北地方太平洋沖地震(3.11地震)時に損傷していないことを踏まえて、3.11地震で観測された加速度をHCLPFと設定した。また、耐震Sクラス配管のフラジリティ曲線を参考に損傷加速度中央値Amを設定し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評価を実施している。

c. 決定論的耐震評価における保守性

耐震Bクラス配管については、3.11地震での観測記録をもとにフラジリティ評価を行っているが、実際には3.11地震で当該配管に損傷が発生することはなかった。このことから、当該配管の耐力については現状のフラジリティ評価に対して余裕があるものと考えられる。

また、原子炉建屋内に設置されているCUW配管については、内部溢水の対策の一環で、3.11地震よりも大きな基準地震動Ssに対して機能維持することを確認している。しかし、フラジリティ評価を実施する際には評価の簡便性などを考慮し、他の耐震Bクラスと同様に3.11地震を用いて保守的な評価を適用している。そのため、今回の地震PRA評価で用いている耐震評価結果には大きな余裕を有しているものである。

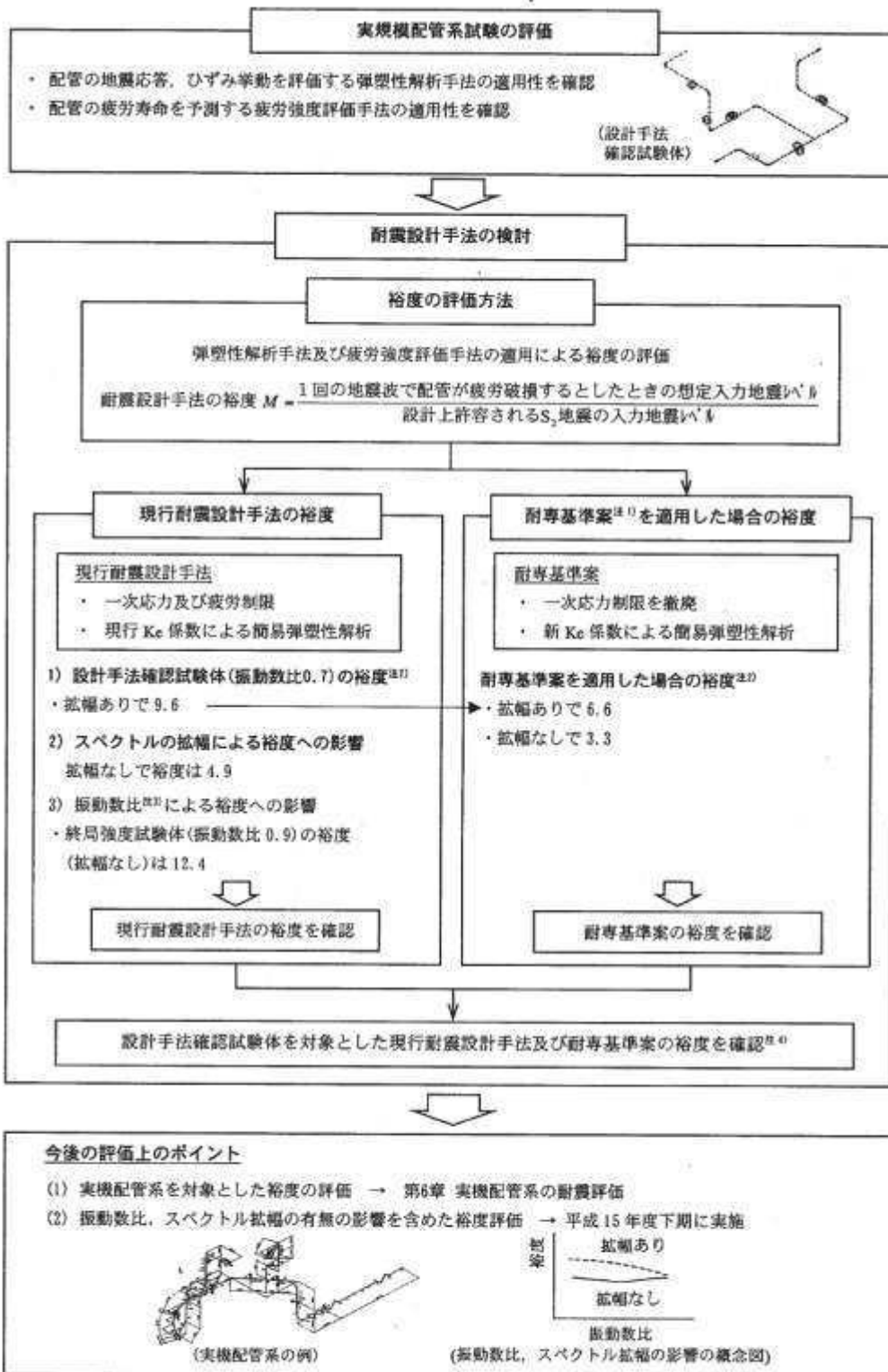
2. 現実的評価

今回の耐震Bクラス配管の評価には3.11地震の記録を適用しているもののこれは、実際の耐震Bクラス配管の現実的な評価に対して一定の保守性が含まれているものである。現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、格納容器バイパス事象に係わる耐震Bクラス配管について、設計状況を勘案し詳細に評価を実施することが考えられる。

今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、耐震Bクラス配管のバウンダリ機能が実際に失われる地震動の大

きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

また、配管本体については既往研究結果等から、設計レベルを上回る大きな地震力に対して健全性が維持出来ることが確認されている。既往研究のうち平成15年度に原子力安全基盤機構で実施された「配管系終局強度試験」において、配管バウンダリ機能は設計条件に比べて約12倍もの余裕を有していることが確認されている。このような知見からも現行の配管評価は大きな保守性を含んだ評価であると考えられる。



注 1) 前記 5.2 節で記載した耐専基準案
 注 2) 地震等価繰返し回数を 60 回として評価
 注 3) 振動数比=入力波の卓越振動数/試験体の 1 次固有振動数
 注 4) 累積疲労損傷係数 1.0 でラチェット変形を含む低サイクル疲労により破損するとした場合

(出展) 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 「平成 15 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書その 1 配管系終局強度」

諸外国の重大事故対策に関する設備例について

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）の事業者文書
- ・欧州におけるストレステスト報告書 等

また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先であるコンサルティング機関から得られる情報、諸外国の原子力関係者を招いたセミナーでの情報、諸外国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、女川2号炉で整備している対策と比較した結果を表1に示す。

全ての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。

また、事故シーケンスグループの中で有効性を確認できる対策の確保が困難と考えられる「LOCA時注水機能喪失」については、炉心損傷を回避するためには、ECCS相当の容量の注水設備がシーケンシャルに動作することが必要であり、調査可能な範囲内において関連する情報の調査を実施したが、事象発生確率が低い等の理由により諸外国においても設備面の対策がとられていないことを確認した。

以 上

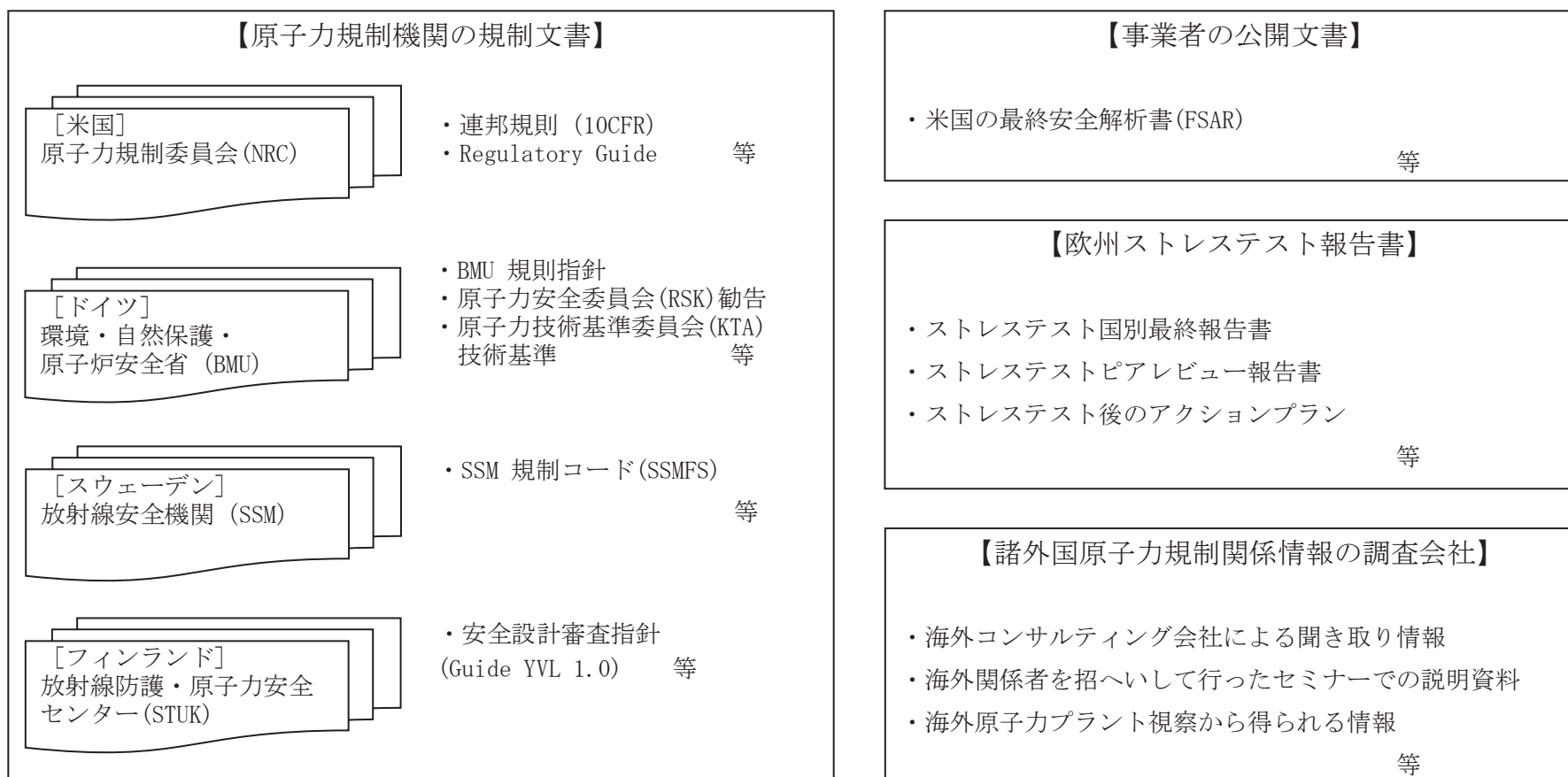


図 1 諸外国で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較 (1/7)

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	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	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (常設) ※ ・ろ過水系 ・制御棒駆動水系による進展抑制 	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ (燃料貯蔵タンク/燃料供給系有。水源：防火用水タンク、飲料水系) ・高圧サベス水系 (RHR 経由) (水源：池、非常用冷却塔) ・CRD ポンプ ・復水ポンプ ・RHRSW (RHR 経由) 	<ul style="list-style-type: none"> ・独立非常用系の中圧ポンプ (専用電源・専用ヒートシンク有) ・サベス水系 (水源：河川) ・復水系 (給水ポンプ/ハイパスライン追設) ・インターナルポンプ・シール水系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・火災用ポンプ/アプスターポンプ (専用電源有) 	<p>欧米では、注水ポンプの追加設置または炉心注水機能を有さない既設ポンプに炉心注水機能を追加する等による炉心冷却手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においては、原子炉隔離時冷却系とは別の蒸気駆動による高圧注水手段として高圧代替注水系による炉心冷却手段を整備する。また、低圧代替注水系 (常設) として復水補給水系による炉心冷却手段を整備する。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ (タイプ I) ・直流駆動低圧注水系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型消火ポンプ 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬ポンプ 導入 	<p>欧州では、炉心冷却手段として可搬型ポンプを整備している。</p> <p>女川2号炉においても同様に大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び緊急送水ポンプによる低圧代替注水系 (可搬型) を用いた炉心冷却手段を整備する。</p>
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系※ ・耐圧強化ベント系 ・代替循環冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> ・W/Wベント ・原子炉冷却材浄化系による S/P 除熱 	<ul style="list-style-type: none"> ・独立非常用系の専用ヒートシンク ・フィルタベント ・必須サベス水系による除熱 (ヒートシンク：川、地下水、冷却塔) 	<ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベント 	<ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベント ・代替最終ヒートシンクの導入 	<p>米国においては、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ラインからのベントを整備している。また、欧州においては、河川、地下水、大気を最終ヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を含む独立非常用系や大気を最終ヒートシンクとするフィルタ付きベントを整備している。</p> <p>女川2号炉においては、多重性及び独立性を考慮して、大気を最終ヒートシンクとする原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び海を最終ヒートシンクとする代替循環冷却系を整備する。</p>
		<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系 	—	—	—	—	<p>女川2号炉においては、海を最終ヒートシンクとする可搬型の原子炉補機代替冷却水系及び接続口を整備する。</p>	
		格納容器注水 (格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプによる原子炉格納容器代替スプレイ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・サベス水系 (D/W, W/W スプレイ可) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動バックアップポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・火災防護系によるスプレイ (専用電源有、外部水源使用可) 	<p>欧米では、注水ポンプの追加または格納容器注水機能を有さない既設ポンプに格納容器注水機能を追加する等による格納容器注水手段を整備している。</p>
		<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ (タイプ I) ※ 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型ポンプ (大規模損壊) 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型消火ポンプ (S/P 注水) 	<ul style="list-style-type: none"> ・消防車 	—	<p>女川2号炉においては、大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器注水手段を整備する。</p>	
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> ・CST への水の補給 -淡水貯水槽※ -海水 -ろ過水タンク -純水タンク -原水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> ・CST への水の補給-処理水：脱塩水貯蔵タンク、復水器 H/W、燃料プール、他ユニット貯蔵タンク -非処理水：消火用水系、公共の消火水、水道水等 -RWST からの補給 -他ユニット CST からの補給 ・防火用水タンク ・飲料水系 	<ul style="list-style-type: none"> ・CST への補給 -消火水系からの補給 	<ul style="list-style-type: none"> ・脱塩水タンクへの補給 -脱塩水系からの補給 -消火系からの補給 ・消火系への補給 -純水系からの補給 (重力による移送) 	<ul style="list-style-type: none"> ・脱塩水タンク (既設設備の水源) への補給 -消火系からの補給 ・Korvensuo 原水池 (火災系の水源) 	<p>欧米においては、淡水タンクのほか、河川やため池等の代替補給水源からの給水が可能である。</p> <p>女川2号炉においては、淡水貯水槽、海水、ろ過水タンク、純水タンク及び原水タンクからの復水貯蔵タンクへの水補給が可能である。</p>
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。</p> <p>なお、ドイツの独立非常用系については、事故シナリオの特定が困難な航空機衝突、毒ガスの放出、テロリストの攻撃等のような破滅的事象を想定した系統であり、国内では特定重大事故対処施設に相当する設備であり、重大事故等対処設備に相当するものではない。</p>					

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（2／7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
2	高圧注水・減圧機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 【・低圧注水系※】 【・低圧炉心スプレイ系※】 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） ・ろ過水系 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
			<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・直流駆動低圧注水系 					
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧機能※ ・減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> — 高圧窒素ガス供給系（非常用） — 窒素供給圧の調整機能 — 電源車からの給電 — SA環境を考慮したケーブル性能の確保 	<ul style="list-style-type: none"> ・過渡時減圧自動化ロジック ・減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> — ADS作動のための追加電源（DC）の設置 — ADS作動のための窒素ポンプの設置 — ADS作動のためのケーブル性能の確保（注） 	<ul style="list-style-type: none"> ・多重化炉容器減圧系（S/R弁11弁のうち3弁に電動弁によるバイパスライン設置） 	<ul style="list-style-type: none"> ・過渡時の減圧自動化ロジック 	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> — SRVへのバックアップ用窒素ポンプ — 消火系からの水圧による開 	<p>欧米においては、過渡事象時の減圧自動化ロジックを整備するとともに、S/R弁駆動用の予備窒素ポンプや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。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。</p> <p>女川2号炉においても、過渡事象時の代替自動減圧回路の設置や、S/R弁駆動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）や電源の整備、SA環境におけるケーブル性能の確保等による減圧機能の信頼性向上手段を整備する。</p>
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 【・残留熱除去系※】 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・耐圧強化ベント系 ・代替循環冷却系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系 	—	—	—	—	
	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、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。						

注）本件は、米国においてNRCの要請により実施された、内的事象に対する個別プラント評価（IPE）に関連して、NRC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 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（3 / 7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	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	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系※（手動起動含む） 低圧代替注水系（常設）※ 高圧代替注水系（手動起動含む） ろ過水系 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ（燃料貯蔵タンク+燃料供給系有。水源：防火用水タンク、飲料水系） SBOの影響を受けないポンプによるサビ水系から給水系を通っての注水（水源：河川、湖、貯水池、海など） 原子炉隔離時冷却系の手動起動（大規模損壊） 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系の中圧ポンプ（専用電源・専用ヒートシンク有） 	1と同様	1と同様	全交流動力電源喪失を想定し、欧米では、電源に依存しない注水ポンプ又は専用の電源を有する注水ポンプの追設による全交流動力電源喪失時の注水手段を整備している。 女川2号炉においては、電源に依存しない蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系、常設代替交流電源装置による復水補給水系への給電手段を整備する。また、電源対策が達成できない場合に備えて、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の手動起動手順を整備する。
		<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ（タイプI） 直流駆動低圧注水系 	1と同様	1と同様	—	1と同様	欧州では、炉心冷却手段として可搬型ポンプを整備している。 女川2号炉においても同様に大容量送水ポンプ（タイプI）及び緊急送水ポンプによる低圧代替注水系（可搬型）を用いた炉心冷却手段を整備する。	
	原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> 減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> — 高圧窒素ガス供給系（非常用） — 窒素供給圧の調整機能 — 可搬型代替直流電源設備からの給電 	<ul style="list-style-type: none"> 減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> — ADS作動のための追加電源（DC）の設置 — ADS作動のための窒素ポンプの設置 — ADS作動のためのケーブル性能の確保 	2と同様	—	2と同様	欧米においては、過渡事象時の減圧自動化ロジックを整備するとともに、SR弁駆動用の予備窒素ボンベや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。 女川2号炉においても、全交流動力電源喪失を想定して、S/R弁駆動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）や電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備する。	
	最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 【・残留熱除去系※】 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 代替循環冷却系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	
		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系※ 	—	—	—	—	—	
	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	

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（4 / 7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	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	代替電源設備（交流電源）	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備※ 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の追加設置 ガスタービン発電機の使用 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系のディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> ガスタービン発電機（4日分の燃料有） 	<ul style="list-style-type: none"> 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 燃料タンクの購入 非常用ディーゼル発電機更新に合わせて、除熱系2系統（海水、空冷）設置 非常用ディーゼル発電機の新設（独立建屋に設置） ガスタービン発電機（100%×2台、9日分の燃料有） 	<p>米国においては、ディーゼル発電機の追加設置等を実施している。また、欧州においては、非常用ディーゼル発電機とは別の独立非常用のディーゼル発電機等を設置すると共に、既設の非常用ディーゼル発電機の冷却系の最終ヒートシンクの多様化（水冷、空冷）を実施している。</p> <p>女川2号炉においては、常設の代替交流電源として、常設代替交流電源装置を高台に設置する。</p>
		可搬型代替交流電源設備	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> SA用可搬型ディーゼル発電機（FP系→PCV注水への弁操作作用） 	<p>欧米においては、可搬型の交流代替電源である可搬型ディーゼル発電機を配備している。</p> <p>女川2号炉においては、同等の機能を有する可搬型代替交流電源設備を配備しており、常設代替交流電源設備が機能しない場合にも、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。</p>	
		号炉間電源融通	<ul style="list-style-type: none"> ユニット間での交流電源接続 水力発電ユニットの使用 	<ul style="list-style-type: none"> ユニット間での交流電源接続 第3の送電線（地中埋設） 余熱除去系1系統と外部電源を結線 	<ul style="list-style-type: none"> ユニット間での交流電源接続 第3の送電線（地中埋設） 余熱除去系1系統と外部電源を結線 	<ul style="list-style-type: none"> 小型可搬DG×3台（付外保管） 	<ul style="list-style-type: none"> ユニット間の交流電源接続 近隣水力発電所からの受電 地域電力会社からの受電（容量が限定的） 	<p>欧米においては、ユニット間での電源接続を整備している。</p> <p>女川2号炉においても同等の手段を整備している。</p>
		代替電源設備（直流電源）	<ul style="list-style-type: none"> 所内常設蓄電池式直流電源設備（負荷切り離しによる容量保持）※ 蓄電池の容量増強 	<ul style="list-style-type: none"> バッテリー容量増加 非安全関連バッテリーの設置（安全系バッテリーの負荷軽減のため） 	<ul style="list-style-type: none"> バッテリー容量の増強 	<ul style="list-style-type: none"> 不要負荷の切り離しによる蓄電池容量保持 	<p>—</p>	<p>欧米においては、既設蓄電池容量の増加、給電時間延長対策として、負荷切り離しによる蓄電池容量確保手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においても同等の手段を整備している。</p>
		可搬型代替直流電源設備	<ul style="list-style-type: none"> 携帯型バッテリーによる所内バッテリーの再充電 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機による充電 	<ul style="list-style-type: none"> SA設備への給電バッテリー 	<ul style="list-style-type: none"> 充電用可搬型発電機 充電用可搬型整流器 	<p>米国においては、携帯型バッテリーによる蓄電池充電手段を整備している。また、欧州においては、可搬型発電機による蓄電池充電手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においても可搬型代替直流電源設備による蓄電池充電手段を整備する。</p>	
まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。なお、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗（RCIC本体の機能喪失）」、「外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗」及び「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再開失敗+HPCS失敗」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関する情報は無いことを確認した。</p>							

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（5/7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	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）（SBO重量想定）	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系※ 低圧代替注水系（常設）※ 高圧代替注水系 ろ過水系 	3と同様	3と同様	1と同様	1と同様	3と同様
			<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ（タイプ1） 直流駆動低圧注水系 	1と同様	1と同様	—	1と同様	
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> 減圧機能の信頼性向上 — 高圧窒素ガス供給系（非常用） — 窒素供給圧の調整機能 — 可搬型代替直流電源設備からの給電 	3と同様	2と同様	—	2と同様	3と同様
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 【・残留熱除去系※】 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 代替循環冷却系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系※ 	—	—	—	—	—
		格納容器注水（格納容器スプレイ）	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプによる原子炉格納容器代替スプレイ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 	1と同様	1と同様	—	1と同様	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
		代替電源設備（交流電源）	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備※ 可搬型代替交流電源設備 号炉間電源融通 	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。							

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（6／7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	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)	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 【・高圧炉心スプレー系※】 ・原子炉隔離時冷却系※ ・高圧代替注水系 【・低圧炉心スプレー系】 ・低圧代替注水系（常設） ・ろ過水系 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
			<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・直流駆動低圧注水系 					
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> —高圧窒素ガス供給系（非常用） —窒素供給圧の調整機能 —可搬型代替直流電源設備からの給電 	3と同様	2と同様	—	2と同様	3と同様
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系※ ・耐圧強化ベント系 ・代替循環冷却系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		格納容器注水（格納容器スプレー）	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプによる原子炉格納容器代替スプレー ・原子炉格納容器代替スプレー冷却系※ 	1と同様	1と同様	—	1と同様	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、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。なお、「過渡事象+崩壊熱除去失敗」（残留熱除去系の機能喪失）における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関する情報は無いことを確認した。						
5	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能※ ・自動減圧系作動阻止機能※ ・ほう酸水注入系※ ・代替制御棒挿入機能 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替制御棒挿入回路 ・SLCSの硝酸濃度の増加 ・SLCSの自動起動 ・CRD系、原子炉冷却材浄化系によるほう酸水注入 ・ATWS-RPTの設置 ・MSIV閉後のATWS時の炉圧高で給水ポンプトリップロジックを追加 	<ul style="list-style-type: none"> ・SLC（手動起動） ・スクラムで再循環ポンプトリップ ・信号/ロジック多様化 	<ul style="list-style-type: none"> ・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） ・SLC手動起動 ・SLC自動起動 	<ul style="list-style-type: none"> ・SLC 	欧米においては、代替制御棒挿入回路及び代替再循環ポンプ・トリップ回路の設置やSLC等を整備している。 女川2号炉においても、欧米と同等の設備を整備している。 米国で確認されているTAF以下で原子炉の水位を制御する対応は、当社では採用していない。これは、ATWSであっても冠水維持が事故対応の基本と考えるためである。 なお、TAFより上で原子炉水位を制御する現状の当社の手順であってもPCT等の判断基準を満たすことを確認している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。 なお、欧米の一部既設プラントにおいてSLCの自動起動を整備しているが、女川2号炉では、手順書等においてSLCの手動起動の基準を明記することにより、SLCが必要な場合の確実な手動起動操作が行われるようにしており、自動起動と同等の手段が整備されていると言える。					

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（7/7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要	
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド		
6	LOCA時注水機能喪失（外部電源喪失重量）	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系※ ・低圧代替注水系（常設）※ ・ろ過水系 						
			<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプI） ・直流駆動低圧注水系 	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	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> －高圧窒素ガス供給系（非常用） －窒素供給圧の調整機能 －可搬型代替直流電源設備からの給電 	3と同様	2と同様	—	2と同様	3と同様	
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系※ ・耐圧強化ベント系 ・代替循環冷却系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	
			<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系 						
		格納容器注水（格納容器スプレイ）	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプによる原子炉格納容器代替スプレイ ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系※ 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	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	
		代替電源設備（交流電源）	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備※ ・可搬型代替交流電源設備 ・号炉間電源融通 	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	
まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「ECCS容量を超える原子炉圧力容器バウンダリ喪失（E-LOCA）（地震起因）」及び「大・中破断LOCA+注水機能喪失（内部事象）」における欧米の対策状況について、可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関する情報はないことを確認した。								
7	インターフェイスシステムLOCA	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系※ 【・低圧注水系※】 【・低圧炉心スプレイ系※】 ・ろ過水系 	既存設備で対応	— （情報なし）	— （情報なし）	— （情報なし）	米国においては、炉心冷却は既存設備を用いて実施することとなっている。 女川2号炉においても、既存設備を用いた炉心冷却を実施することとしている。	
		格納容器バイパス防止	<ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステムLOCAの検知・隔離（既設の計装・設備から兆候を検知） ・原子炉減圧・水位制御の手順整備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ISLOCAの早期検出・隔離（既設の計装・設備から兆候を検知） ・原子炉の減圧 	<ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁あるいは代替隔離弁の閉止による格納容器隔離の確保 	— （情報なし）	— （情報なし）	米国においては、インターフェイスシステムLOCAの早期検出・隔離手段を整備している。また欧州においては、格納容器隔離手段として代替隔離弁を設置している。 女川2号炉においては、インターフェイスシステムLOCAの早期検出・隔離手段を整備する。また、原子炉減圧及び水位制御により、流出量を低減する手順を整備する。	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。						

T B Wシーケンスを重要事故シーケンスに選定しない考え方について

1. T B Wシーケンスの炉心損傷頻度

内部事象運転時レベル 1 P R Aにおいては、T B WシーケンスはT Wシーケンスの 1 つとして整理している。事故シーケンスグループT W(崩壊熱除去機能喪失)のうち、T B W(電源喪失による崩壊熱除去機能喪失)の炉心損傷頻度について以下に示す。

表 1 T B Wシーケンスの炉心損傷頻度

		炉心損傷頻度 (/炉年)	全C D F への 寄与割合	事故シーケンス への寄与割合
T W		5.5×10^{-5}	99.7%	100%
	T B W	1.0×10^{-8}	<0.1%	<0.1% ^{※1}
	T B W (S R V再閉失敗)	2.7×10^{-11}	<0.1%	<0.1% ^{※2}

※1 : 「過渡事象+除熱失敗」 (5.1×10^{-5}) への寄与割合

※2 : 「過渡事象+S R V再閉失敗+除熱失敗」 (1.4×10^{-7}) への寄与割合

表 1 に示すとおり、T B Wによる全炉心損傷への寄与及び事故シーケンスグループに占める寄与割合は、いずれも 0.1%未満でありその寄与は小さい。

2. 審査ガイドに記載の着眼点への対応

T W (過渡事象+崩壊熱除去失敗) およびT B W (外部電源喪失+D G失敗+崩壊熱除去失敗) の審査ガイドに対する評価を表 2 に示す。また、T B Wに対する着眼点は以下のとおり。

a. 共通原因故障，系統間依存性の観点

過渡事象の起因事象として、「外部電源喪失」が発生することを想定しているため、安全機能のサポート系が喪失し、それらを必要とする機器が使用できなくなることから、系統間依存性は大きい「高」と設定した。

b. 余裕時間の観点

崩壊熱除去までの余裕時間が比較的長い（8時間以上）ことから、「中」とした。

c. 設備容量の観点

常用系による除熱ができず、必要な除熱量が大きくなるため、「高」とした。

なお、「SRV再閉失敗」については、原子炉減圧後の低圧状態においてもHPC Sによる注水継続をすることになるため、設備容量の観点から差は生じない。
d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

TBWシーケンスについては、炉心損傷頻度が 1.0×10^{-8} (/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 5.5×10^{-5} (/炉年)に対して、寄与割合が小さいため、「低」と設定できる。

以上より、審査ガイドに記載の着眼点の観点から、TWを重要事故シーケンスとして選定することについては妥当であると考えている。

表2 着眼点に対する評価

事故シーケンス		対応する主要な炉心損傷防止対策	a	b	c	d	備考
崩壊熱除去機能喪失	TW	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	中	中	高	高	「重要事故シーケンス選定」記載のとおり
	TBW		高	中	高	低	起回事象「外部電源喪失」から、a, b, cは、記載のとおりとなる。

3. TBWに対する炉心損傷防止対策

TBWの対策としては、以下の2つの対策が考えられる。

- ①「ガスタービン発電機等による電源の復旧+RHRによる除熱」
- ②「HPC Sの水源切替等の注水維持操作の実施（崩壊熱除去機能復旧までの時間余裕確保）+原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱」

このうち、②の対策についてはTWの対策と同等である。

4. 重要事故シーケンスについて

TWにおいては、「給水流量の全喪失時に崩壊熱除去機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして抽出しており、(1)取水機能が喪失した場合と(2)残留熱除去系が故障した場合それぞれに外部電源喪失事象を重畳させ、事故シーケンスを選定している。

このうち、(2)残留熱除去系が故障した場合においては、表3に示す安全機能を仮定した事故シーケンスとしており、TBW相当のシーケンスを選定している。

有効性評価においては、本シーケンスについて、「HPC Sによる注水継続(S/CからCSTへの水源切替)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱」(3. ②の対策)により、対策が有効であることを確認している。

また、TBWの対策の1つである、「ガスタービン発電機による給電及び原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による除熱」(3. ①の対策)については、

(1) 取水機能が喪失した場合において、対策の有効性を確認している。
 従って、TW全体として、TBWの対策の有効性を確認している。

表3 有効性評価におけるTW（残留熱除去系故障）の仮定

安全機能	有効性評価における TW（残留熱除去系故障）の仮定
原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> ・ HPCSによる注水
崩壊熱除去	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHRの機能喪失 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱
電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源の喪失 ・ HPCS D/Gによる給電

女川2号炉 PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に
照らした重大事故防止対策の対応状況

1. 内部事象運転時レベル1 PRA

1. 1 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。

(1) 主要なカットセットの抽出

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 1.0×10^{-7} (／炉年) 以上のカットセット
- ・事故シーケンスの中で上位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炉心損傷防止対策の整備状況等を第1-1表～第1-7表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第1-1表～第1-7表に示した通り、一部に「大破断LOCA+低圧ECCS失敗」のような国内外の先進的な対策を考慮しても対策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た場合においても、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷を防止することが可能となることを確認した。

一方、PRAでは様々な故障モードや人的過誤を考慮しており、そのシーケンス上の違いを考慮するが、類似するものはまとめられて1つの事故シーケンスとして扱っている。そのため、事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては、有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在しうる。

事故シーケンスに含まれる機器の故障モードを分析した結果、事故シーケンスグループのうち、「LOCA時注水機能喪失」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮した対策では対応できない場合があることを確認した。ただし、このようなカットセットは発生頻度が低く、リスクへの寄与が小さいことを確認した。

(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グ

ループ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。支配的なカットセットであっても、事故シーケンスグループ全体の炉心損傷頻度に対しては小さな割合となる場合もある。このため、今回確認したカットセットの炉心損傷頻度の合計が事故シーケンスグループの炉心損傷頻度に占める割合は事故シーケンスグループ毎に異なり、約5～95%の幅が生じた。また、全炉心損傷頻度から見ると、除熱機能の喪失によって格納容器が先行破損し、炉心損傷に至る事故シーケンスグループである「崩壊熱除去機能喪失」の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の約99.9%を占めている。「崩壊熱除去機能喪失」については、その炉心損傷頻度の約89%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89%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。

さらに、「崩壊熱除去機能喪失」への対策としては、残留熱除去系に対して電源等のサポート系を含めて独立であり、遠隔操作のほか手動による開放も可能である等、残留熱除去系と異なる動作原理を持ち、残留熱除去系と異なる最終ヒートシンクに除熱を行う系統である格納容器フィルタベント系を設け、除熱機能を多様化している。この格納容器フィルタベント系の持つ独立性及び多様性を考慮すると、有効性評価で考慮した対策が有効に機能しない状況は考えにくい。このため、全炉心損傷頻度の約99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては炉心損傷頻度の殆どの割合に対して、有効性評価で考慮した対策は有効に機能するものと考えられる。

(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、「LOCA時注水機能喪失」のカットセットを確認すると、人的過誤(手動減圧操作失敗)と計測制御系の故障(計器や自動信号故障)の重畳が抽出されている。全炉心損傷頻度から見た場合、これらのカットセットの頻度は非常に小さな値であるが、これらについては、訓練等により人的過誤の発生可能性の低減に努めるとともに、計測制御系の故障時にも、正常に動作・計測されている他の計器・パラメータによってプラントの異常を検知できるように訓練等による対応能力の向上に努めていく。

上記のとおり、人的過誤と計測制御系の故障が重畳する非常に頻度の小さな場合において、有効性評価で考慮した対策では対応できない場合が考えられるものの、有効性評価で考慮した対策と設計基準設備の共用部分(注入弁等)の故障を伴う様なカットセットは、支配的なカットセットとしては抽出されていない。有効性評価で考慮した対策は、基本的に設計基準設備に対して多様化された、独立な系統機能の追加であることから、これらの共用部分の故障を伴うカットセットが支配的なカットセットとして抽出されていない以上、有効性評価で考慮した対策は、殆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%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フィルタ

ベント系が設けられていることから、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。

第 1-1 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（高圧・低圧注水機能喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	1. 5E-11	S/R弁誤開放+HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 + 低圧ポンプ手動起動操作失敗	2. 9E-13	1. 9%	・ 高圧代替注水系 ・ 低圧代替注水系（常設）	○
		非隔離事象+HPCS注入元弁開け忘れ + RCIC手動操作失敗 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 + 低圧ポンプ手動起動操作失敗	2. 8E-13	1. 8%		○
		S/R弁誤開放+HPCS注入元弁開け忘れ + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2. 2E-13	1. 4%		○
過渡事象 + SRV再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	5. 4E-12	非隔離事象+SRV再閉失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 + 低圧ポンプ手動起動操作失敗	1. 3E-13	2. 4%	・ 高圧代替注水系 ・ 低圧代替注水系（常設）	○
		非隔離事象+SRV再閉失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	9. 9E-14	1. 8%		○
		非隔離事象+SRV再閉失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ不動作共通原因故障 + 低圧ポンプ手動起動操作失敗	8. 4E-14	1. 5%		○
手動停止 + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	4. 6E-13	通常停止+パワーセンタ動力変圧器D機能喪失 +HPCS計画外停止+125V直流分電盤(2A-1)電源喪失	2. 5E-14	5. 3%	・ 高圧代替注水系 ・ 低圧代替注水系（常設） ・ 原子炉格納容器フィルタベント系	○
		通常停止+パワーセンタ動力変圧器D機能喪失 +HPCS計画外停止+直流母線(2A)機能喪失	9. 8E-15	2. 1%		○
		通常停止 +HPCS計画外停止+RCICポンプ起動失敗 + 復水補給操作失敗+RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	9. 7E-15	2. 1%		○
手動停止 + SRV再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	2. 1E-13	通常停止+SRV再閉失敗 +HPCS計画外停止+復水補給操作失敗 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1. 8E-14	8. 4%	・ 高圧代替注水系 ・ 低圧代替注水系（常設） ・ 原子炉補機代替冷却水系	○
		通常停止+SRV再閉失敗 +HPCS計画外停止+復水補給操作失敗 + RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1. 2E-14	5. 9%		○
		通常停止+SRV再閉失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+復水補給操作失敗 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	5. 8E-15	2. 7%		○
サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	7. 7E-12	直流A母線喪失 +HPCS注入元弁開け忘れ +パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	7. 0E-13	9. 2%	・ 高圧代替注水系 ・ 大容量送水ポンプ（タイプI） ・ 原子炉格納容器フィルタベント系	○
		直流A母線喪失 + 保守作業によるHPCW/HPSW待機除外 +パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	2. 9E-13	3. 8%		○
		直流A母線喪失 +パワーセンタ動力変圧器D機能喪失 +HPCSポンプ室空調機能喪失	2. 2E-13	2. 9%		○
サポート系喪失 + SRV再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	3. 1E-13	補機冷却系A系喪失+SRV再閉失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	4. 9E-15	1. 6%	・ 低圧代替注水系（常設） ・ 原子炉補機代替冷却水系	○
		直流B母線喪失+SRV再閉失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力+低圧ポンプ手動起動操作失敗	3. 6E-15	1. 1%		○
		直流B母線喪失+SRV再閉失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力+低圧ポンプ手動起動操作失敗	3. 6E-15	1. 1%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 第 1-1 表より，事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」については炉心損傷頻度の約 8% のカットセットを確認した。なお，「高圧・低圧注水機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が 0. 1% 未満であり，全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」，「過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」については，高圧・低圧注水機能が喪失する要因として，高圧注水と低圧ECCSに関連する人的過誤や水位トランスミッタの共通原因故障，原子炉補機冷却系であるRCWポンプの共通原因故障が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」，「手動停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」については，高圧・低圧注水機能が喪失する

要因として、HPCSに関連する人的過誤や区分Ⅰ直流電源，区分Ⅱ交流電源に関する機器の故障，原子炉補機冷却系であるRCW/R SWポンプの共通原因故障が主要なカットセットとして挙げられている。

- 「サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」については，起因事象により片区分の緩和設備が期待できなくなり，高圧・低圧注水機能が喪失する要因として，HPCSに関連する人的過誤や期待できる区分の電源に関する機器が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」については，高圧・低圧注水機能が喪失する要因として，HPCSに関連する人的過誤や水位トランスミッタの共通原因故障の他に，期待できる区分の交流電源に関する機器故障が主要なカットセットとして挙げられている。
- 上記カットセットに対する炉心損傷防止対策としては，高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である。ただし，一部のカットセットでは格納容器除熱機能も併せて喪失しているものがあり，原子炉補機冷却系が機能喪失した場合は原子炉補機代替冷却水系又は原子炉格納容器フィルタベント系が，RHRが機能喪失した場合は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱が必要となる。

第1-2表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（高圧注水・減圧機能喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
過渡事象 +高圧注水失敗 +手動減圧失敗	1.8E-07	非隔離事象+HPCS注入元弁開け忘れ +RCICポンプ起動失敗 +手動減圧操作失敗	1.4E-08	7.6%	・代替自動減圧機能	○
		非隔離事象+HPCS注入元弁開け忘れ +保守作業によるRCIC待機除外 +手動減圧操作失敗	8.6E-09	4.8%		○
		非隔離事象+保守作業によるHPCW/HPSW待機除外 +RCICポンプ起動失敗 +手動減圧操作失敗	5.5E-09	3.1%		○
手動停止 +高圧注水失敗 +手動減圧失敗	8.5E-09	通常停止+RSWポンプD起動失敗 +HPCS計画外停止+RCICポンプ起動失敗 +手動減圧操作失敗	2.3E-10	2.7%		○
		通常停止+RSWポンプD起動失敗 +HPCS計画外停止+保守作業によるRCIC待機除外 +手動減圧操作失敗	1.5E-10	1.7%		○
		通常停止+RSWポンプD起動失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+RCICポンプ起動失敗 +手動減圧操作失敗	8.8E-11	1.0%		○
サポート系喪失 +高圧注水失敗 +手動減圧失敗	1.7E-09	補機冷却系B系喪失+HPCS注入元弁開け忘れ +RCICポンプ起動失敗 +手動減圧操作失敗	5.7E-11	3.4%		○
		タービンサポート系喪失+HPCS注入元弁開け忘れ +RCICポンプ起動失敗 +手動減圧操作失敗	5.7E-11	3.4%		○
		補機冷却系B系喪失+HPCS注入元弁開け忘れ +保守作業によるRCIC待機除外+手動減圧操作失敗	3.6E-11	2.2%		○
		タービンサポート系喪失+HPCS注入元弁開け忘れ +保守作業によるRCIC待機除外+手動減圧操作失敗	3.6E-11	2.2%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 第1-2表より、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」については炉心損傷頻度の約5%のカットセットを確認した。なお、「高圧注水・減圧機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約0.3%であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 本カテゴリーに含まれる事故シーケンスについては、高圧注水・減圧機能が喪失する要因として、ポンプ故障や人的過誤、手動減圧失敗などが主要なカットセットとして挙げられている。
 いずれの主要な事故シーケンスからも手動減圧失敗の人的過誤が抽出されている。このカットセットに対して、代替自動減圧機能による低圧状態への移行により、注水による炉心冷却を確保できる。
- 注水による炉心冷却の確保に成功した後は、原子炉補機代替冷却水系又は原子炉格納容器フィルタベント系を用いて除熱を行う。
- 全炉心損傷頻度から見た場合、炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられていると考える。カットセットとして抽出されているヒューマンエラーについては、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。

第 1-3 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
長期TB 全交流動力 電源喪失 (外部電源喪失 +DG失敗) +HPCS失敗	6.1E-11	外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(8時間)	9.8E-12	16.0%	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 	○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(8時間)	6.7E-12	10.9%		○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(8時間)	6.7E-12	10.9%		○
TBP 全交流動力 電源喪失 (外部電源喪失 +DG失敗) +SRV再閉失敗 +HPCS失敗	9.3E-13	外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +SR弁再閉鎖失敗 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗	1.4E-13	14.7%	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（可搬型） ・常設代替交流電源設備 	○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +SR弁再閉鎖失敗 +非常用HPCS-D/G起動失敗	9.2E-14	10.0%		○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G起動失敗共通原因故障 +SR弁再閉鎖失敗 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗	9.2E-14	10.0%		○
TBU 全交流動力 電源喪失 (外部電源喪失 +DG失敗) +高圧注水失敗	1.3E-12	外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G発電機継続運転失敗 +RCICポンプ起動失敗	7.4E-14	5.5%	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） ・常設代替交流電源設備 	○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G発電機継続運転失敗 +RCICポンプ起動失敗	5.0E-14	3.7%		○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G発電機起動失敗 +RCICポンプ起動失敗	5.0E-14	3.7%		○
TBD 全交流動力 電源喪失 (外部電源喪失 +DG失敗) +直流電源喪失 +HPCS失敗	4.5E-12	外部電源喪失+蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗	1.6E-12	34.6%	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） ・可搬型代替直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 	○
		外部電源喪失+蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗	1.1E-12	23.5%		○
		外部電源喪失+蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 +保守作業によるHPCS-D/G待機除外	5.9E-13	13.1%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 第 1-3 表より、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」については、炉心損傷頻度の約 39%のカットセットを確認した。なお、「全交流動力電源喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が 0.1%未満であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 本カテゴリーに含まれる事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」(長期TB)については、全交流動力電源が喪失する要因として非常用D/Gの共通原因故障や外電復旧失敗が、HPCS失敗の要因としてHPCS-D/G故障が主要なカットセットとして挙げられている。炉心損傷防止対策としては、所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給の他、高圧代替注水系による注水、常設代替交流電源設備により電源復旧したうえでの低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である。
- 本カテゴリーに含まれる事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」(TBP)については、全交流動力電源が喪失する要因として非常用D/Gの共通原因故障や外電復旧失敗が、HPCS失敗の要因としてHPCS-D/G故障が主要なカットセットとして挙

がっている。S/R弁再閉失敗のため、長時間のRCICや高圧代替注水系による注水には期待できない。このため、RCICや高圧代替注水系による注水が継続している間に常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、低圧代替注水系(可搬型)による注水に期待でき、炉心損傷防止が可能である。

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」(TBU)では、全交流動力電源が喪失する要因として非常用D/Gの共通原因故障や外電復旧失敗が、高圧注水失敗の要因としてHPCS-D/G故障やRCICポンプ起動失敗が主要なカットセットとして挙げられている。このカットセットに対しては、交流電源を必要としない高圧代替注水系や、常設代替交流電源設備による交流電源復旧後の低圧代替注水系(常設)による注水が炉心損傷防止対策として有効である。

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗」(TBD)では、外部電源喪失後、直流電源喪失の要因として蓄電池の共通原因故障が、HPCS失敗の要因としてHPCS-D/Gの機能喪失が主要なカットセットとして挙げられている。可搬型代替直流電源設備の蓄電池による直流電源供給が炉心損傷防止対策として有効である。

第1-4表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（崩壊熱除去機能喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
過渡事象 + 除熱失敗	5.1E-05	非隔離事象 + RHR手動操作失敗	2.8E-05	56.0%	・原子炉格納容器フィルタベント系	○
		RPS誤動作等 + RHR手動操作失敗	9.2E-06	18.1%		○
		隔離事象 + RHR手動操作失敗	4.5E-06	8.9%		○
		水位低下事象 + RHR手動操作失敗	4.5E-06	8.9%		○
過渡事象 + SRV再開失敗 + 除熱失敗	1.4E-07	非隔離事象 + SRV再開失敗 + RHR手動操作失敗	7.7E-08	56.2%	・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器フィルタベント系	○
		RPS誤動作等 + SRV再開失敗 + RHR手動操作失敗	2.5E-08	18.2%		○
		隔離事象 + SRV再開失敗 + RHR手動操作失敗	1.2E-08	8.9%		○
		水位低下事象 + SRV再開失敗 + RHR手動操作失敗	1.2E-08	8.9%		○
手動停止 + 除熱失敗	2.7E-06	通常停止 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	9.1E-07	34.2%	・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器フィルタベント系	○
		通常停止 + RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	6.4E-07	24.0%		○
		通常停止 + RHR手動操作失敗 + RSWポンプD起動失敗	1.6E-07	5.9%		○
手動停止 + SRV再開失敗 + 除熱失敗	7.2E-09	通常停止 + SRV再開失敗 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.5E-09	34.1%	・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器フィルタベント系	○
		通常停止 + SRV再開失敗 + RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.7E-09	23.9%		○
		通常停止 + SRV再開失敗 + RHR手動操作失敗 + RSWポンプD起動失敗	4.2E-10	5.9%		○
サポート系喪失 + 除熱失敗	1.7E-06	補機冷却系B系喪失 + RHR-A熱交換器伝熱管閉塞	2.2E-07	13.5%	・原子炉格納容器フィルタベント系	○
		補機冷却系B系喪失 + RHR手動操作失敗	1.2E-07	7.2%		○
		タービン・サポート系喪失 + RHR手動操作失敗	1.2E-07	7.2%		○
サポート系喪失 + SRV再開失敗 + 除熱失敗	4.3E-09	補機冷却系B系喪失 + SRV再開失敗 + RHR-A熱交換器伝熱管閉塞	6.0E-10	14.1%	・原子炉格納容器フィルタベント系	○
		補機冷却系B系喪失 + SRV再開失敗 + RHR手動操作失敗	3.2E-10	7.6%		○
		タービン・サポート系喪失 + SRV再開失敗 + RHR手動操作失敗	3.2E-10	7.6%		○
中小破断LOCA + 除熱失敗	8.6E-08	小破断LOCA + RHR手動操作失敗	5.0E-08	58.2%	・原子炉格納容器フィルタベント系	○
		中破断LOCA + RHR手動操作失敗	3.3E-08	38.8%		○
		小破断LOCA + RHRポンプ起動失敗共通原因故障	2.8E-10	0.3%		○
大破断LOCA + 除熱失敗	3.4E-09	大破断LOCA + RHR手動操作失敗	3.3E-09	97.1%	・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器フィルタベント系	○
		大破断LOCA + RHRポンプ起動失敗共通原因故障	1.9E-11	0.6%		○
		大破断LOCA + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.1E-11	0.3%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 第1-4表より、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」については、炉心損傷頻度の約89%のカットセットを確認した。なお、「崩壊熱除去機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約99.7%であり、全炉心損傷頻度のほとんどを占める事故シーケンスグループである。
- 本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは、崩壊熱除去機能の喪失によりS/P水温が上昇する等の要因により注水機能が喪失し、格納容器破損に至るシーケン

スである。崩壊熱除去機能が喪失する要因としては、RHR手動操作失敗や補機冷却系であるRCW/R SWポンプの共通原因故障によるRHR機能喪失が支配的となっている。

これらの基事象に対しては、原子炉補機代替冷却水系による海水への熱除去機能の代替や、原子炉格納容器フィルタベント系による大気への除熱により炉心損傷を防止できる。

- 主要な事故シーケンスのうち、RHR手動操作失敗による炉心損傷に対しては、原子炉格納容器フィルタベント系による大気への除熱により炉心損傷を防止できる。
- 主要な事故シーケンスのうち、RCW/R SWポンプの共通原因故障による炉心損傷に対しては、原子炉補機代替冷却水系による海水への熱除去機能の代替や、原子炉格納容器フィルタベント系による大気への除熱により炉心損傷を防止できる。
- 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対する主要な対策と考えられる原子炉格納容器フィルタベント系は、RHR、RCW及びR SWに対して独立なシステムであり、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CDFの約99.7%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては、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。

第 1-5 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（原子炉停止機能喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
過渡事象 + 原子炉停止失敗	3.9E-09	非隔離事象 + トリップアクチュエータリレー共通原因故障	2.8E-09	72.1%	・ 代替制御棒挿入機能 ・ 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	○
中小破断LOCA + 原子炉停止失敗	8.3E-12	小破断LOCA + トリップアクチュエータリレー共通原因故障	5.0E-12	59.8%		○
大破断LOCA + 原子炉停止失敗	3.3E-13	大破断LOCA + トリップアクチュエータリレー共通原因故障	3.3E-13	99.7%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 第 1-5 表より，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」については炉心損傷頻度の約 95%のカットセットを確認した。なお，「原子炉停止機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める割合が 0.1%未満であり，全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは，運転時の異常な過渡変化又はLOCAが発生した際に原子炉トリップに失敗する事象であるが，原子炉トリップに失敗するカットセットとして，トリップアクチュエータリレーの共通原因故障による原子炉保護系の機能喪失が主要因となっている。

炉心損傷防止対策としては，代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が有効である。さらに，過渡事象においては，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能，ほう酸水注入系，制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能により，炉心損傷防止が可能である。

第 1-6 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（LOCA時注水機能喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
中小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	4.3E-13	中破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	4.3E-14	10.1%	-	×※
		中破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	3.0E-14	7.1%	-	×※
		中破断LOCA +HPCS S/C側ミニマムフロー弁制御部作動失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.3E-14	5.3%	-	×※
		中破断LOCA+HPCS S/C側ミニマムフロー弁作動失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.3E-14	5.3%	-	×※
中小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗	2.9E-12	中破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +D/W圧力トランスミッタ低出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗	9.1E-14	3.1%	-	×※
		中破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +L-3水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗	8.5E-14	2.9%	-	×※
		中破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗	5.7E-14	2.0%	-	×※
大破断LOCA + HPCS失敗 + 低圧ECCS失敗	4.2E-14	大破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	4.3E-15	10.3%	-	×※
		大破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	3.0E-15	7.2%	-	×※
		大破断LOCA +HPCS S/C側ミニマムフロー弁作動失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.3E-15	5.4%	-	×※
		大破断LOCA +HPCS S/C側ミニマムフロー弁制御部作動失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.3E-15	5.4%	-	×※

※中破断 LOCA, 大破断 LOCA では高圧代替注水系, 低圧代替注水系 (常設) とともに注水容量が不足するため。

【主要なカットセットに対する検討】

- 第 1-6 表より, 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」については炉心損傷頻度の約 11%のカットセットを確認した。なお, 「LOCA時注水機能喪失」については全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が 0.1%未満であり, 全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは, 「中小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗」が支配的となっている。このシーケンスにおいて, 主要なカットセットは中破断LOCAを起因事象とするもので占められている。高圧注水失敗の要因としては, HPCSに関連する人的過誤がカットセットの上位に挙げられている。減圧失敗の要因としては, 水位または圧力トランスミッタの共通原因故障が支配的であり, また, 自動減圧失敗時のバックアップ操作に失敗する人的過誤である手動減圧操作失敗が挙げられている。この場合, 原子炉を減圧できない一方で, 中破断LOCAの場合, 高圧代替注水系にも期待できないことから, 炉心損傷を防止できない。

- 「中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」についても、主要なカットセットは中破断LOCAを起因事象とするもので占められている。高圧注水失敗の要因としては、HPCSに関連する人的過誤がカットセットの上位に挙げられ、低圧ECCS失敗の要因としては低圧ECCSの原子炉補機冷却系であるRCW/RSWポンプの共通原因故障が支配的である。原子炉補機冷却系の喪失時にも注水可能な設備として低圧代替注水系(常設)があるものの、中破断LOCA時には容量不足のために炉心損傷を防止することができない。
- 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」については、国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また、炉心損傷防止は困難であるが、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、原子炉格納容器フィルタベント系による除熱により、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待することができる。
- 人的過誤については、LOCAが発生しているにも係わらず、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らずその後の対応をとらないことは現実的には考えにくく、全炉心損傷頻度から見た場合、これらの炉心損傷頻度は非常に小さな値に抑えられているが、手動減圧操作の失敗等の人的過誤については、訓練等によりその発生確率の低減に努めていく。

第 1-7 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（格納容器バイパス）

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
ISLOCA	2.4E-09	ISLOCA（低圧配管_隔離失敗）	2.2E-09	90.5%	・ 減圧による漏えい低減 ・ 隔離操作	○
		ISLOCA（高圧配管_隔離失敗）	2.3E-10	9.5%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは，格納容器バイパス事象としてインターフェイスシステムLOCAが発生するものである。

炉心損傷防止対策としては，原子炉減圧による漏えいの低減，漏えい箇所の隔離操作が有効である。

1. 2 F V重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

(1) 実施内容

今回は、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か否かを定性的に考察した。

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結果である。対策の有効性を定量的に把握する観点では、新たに講じた対策をモデル化した上で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開始時の内部事象運転時レベル1 P R Aのみを定量的な検討材料として分析することとし、この確認を実施した。

(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の対応状況を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、今回は 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、事故シーケンスグループ「高圧注水・低圧注水機能喪失(T Q U V)」、「高圧注水・減圧機能喪失(T Q U X)」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失(T W)」、「原子炉停止機能喪失(T C)」、「インターフェイスシステムLOCA(I S 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、「LOCA時注水機能喪失(S 1 E, S 2 E)」については、抽出された基事象の一部に対して、定性的には有効な重大事故等防止対策が確認されなかった。

今回の内部事象運転時レベル1 P R Aでは、T Wがその炉心損傷頻度のほぼ100%を占めており、T W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(具体的には原子炉格納容器フィルタベント系による除熱機能の確保)が有効であることを確認した。このことから、重大事故等対処設備によって、プラント運転開始時の内部事象運転時レベル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。このことから、重大事故等対処設備による、内部事象を起因とした炉心損傷リスクへの対策の網羅性は99%以上と整理できる。

事故シーケンスグループ別の確認結果は以下のとおり。

○高圧・低圧注水機能喪失(T Q U V)

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防止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、H P C Sの注入元弁開け忘れや低圧注水系の不動作につながる信号系の共通原因故障が抽出された。これらに対しては高圧代替注水系や低圧代替注水系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 (T Q U X)

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防止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、手動減圧操作失敗が抽出された。これに対して、代替自動減圧系により、D/W圧力高を伴わない過渡事象時においても原子炉減圧され、その後の低圧注水に期待できるため、炉心損傷を防止することが可能である。

○崩壊熱除去機能喪失 (T W)

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、残留熱除去系の操作失敗や原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系の共通原因故障が抽出された。これらに対しては、独立した系統である原子炉格納容器フィルタベント系や原子炉補機代替冷却水系によって除熱機能を確保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、長期T B及びT B Pでは非常用D/Gの喪失及びH P C Sの機器故障が抽出された。また、T B Uではこれに加えてR C I Cの機器故障が、T B Dでは蓄電池の共通原因故障が抽出された。これらに対しては、交流電源を必要としない高圧代替注水系や、常設代替交流電源設備による電源復旧により、原子炉注水機能を確保することが可能である。

○L O C A時注水機能喪失 (S 1 E, S 2 E)

小破断L O C A (S 2 E) について、F V重要度が 10^{-3} を超える全ての基事象について重大事故等防止対策が有効であることを確認した。支配的な基事象として高圧注水の機能喪失や減圧失敗が抽出された。これらに対しては高圧代替注水系による原子炉注水により対応することが可能である。

中破断L O C A (S 1 E) については、小破断L O C Aと同様にH P C Sの機能喪失や減圧失敗に関連する基事象が抽出された。ただし、中破断L O C Aの場合、高圧代替注水系は有効とならず、重大事故等対処設備による炉心損傷の防止

が困難である。

○原子炉停止機能喪失（TC）

FV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、原子炉保護系の共通原因故障や制御棒挿入失敗が抽出された。これらに対して、代替制御棒挿入機能や代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、ほう酸水注入系により原子炉停止が可能である。

○インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA）

FV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。

起回事象である破断箇所の隔離失敗によるISLOCA発生が支配的であった。これに対しては、原子炉減圧による漏えい低減や発生個所の隔離による対応が可能である。

2. レベル1. 5 P R A

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プラント損傷状態と主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的なカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

(1) 選定条件

レベル1. 5 P R Aでは炉心損傷時のプラント損傷状態（P D S）により、事故シーケンスをグループ化し、各P D Sから個別の格納容器破損モードへ至る頻度として格納容器破損頻度を算出している。

ここでは、各格納容器破損モードに至る可能性のあるすべての事故シーケンスを対象に上位5位までのカットセットを抽出し、主要なカットセット及び重大事故防止対策の整備状況等の対比について整理した。（第2-1表参照）

なお、発生確率がゼロのため格納容器破損頻度がゼロとなった格納容器破損モードについては、評価対象外とした。

(2) 主要なカットセットの確認結果

格納容器破損防止対策の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展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的なカットセットに対して今回整備した重大事故防止対策により格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

第2-1表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット

格納容器破損モード	格納容器破損モード毎のCFF(／炉年)	PDS	主要なカットセット	CFF(／炉年)	寄与割合	主要なカットセット上位5つの割合	格納容器破損防止対策	対策の有効性
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	1.3E-09	TQUX	非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+長期冷却失敗	9.0E-11	7.2%	19.4%	<ul style="list-style-type: none"> 代替自動減圧機能 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉格納容器フィルタベント系 	○
		TQUX	非隔離事象 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +長期冷却失敗 +保守作業によるRCIC待機除外	5.7E-11	4.6%			○
		TQUX	非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +長期冷却失敗 +保守作業によるHPCW/HPSW待機除外	3.7E-11	3.0%			○
		TQUX	RPS誤動作等 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +長期冷却失敗	2.9E-11	2.3%			○
		TQUX	非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +長期冷却失敗 +HPCSポンプ室空調機能喪失	2.9E-11	2.3%			○
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	9.4E-13	TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗	2.2E-14	2.4%	6.5%	<ul style="list-style-type: none"> 代替自動減圧機能 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 	○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ不動作共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗	1.4E-14	1.5%			○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+RCIC手動操作失敗 +格納容器注水失敗+保守作業によるHPCW/HPSW待機除外	9.0E-15	1.0%			○
		TQUX	非隔離事象 +L-3水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+格納容器注水失敗	8.3E-15	0.9%			○
		TQUX	RPS誤動作等 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗	7.1E-15	0.8%			○
高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00*	—	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 逃し安全弁による手動減圧 原子炉格納容器フィルタベント系 	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用	5.0E-15	TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+FCL発生	9.4E-17	1.9%	5.3%	(格納容器バウナダリの機能は喪失しない)	○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ不動作共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+FCL発生	6.0E-17	1.2%			○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+RCIC手動操作失敗 +FCL発生+保守作業によるHPCW/HPSW待機除外	3.8E-17	0.8%			○
		TQUX	非隔離事象 +L-3水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+FCL発生	3.5E-17	0.7%			○
		S1E	中破断LOCA +D/W圧力トランスミッタ低出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +FCL発生	3.1E-17	0.6%			○
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.1E-10	長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	9.8E-12	8.6%	27.5%	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器下部注水系(常設) 	○
		長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	6.6E-12	5.8%			○
		長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	6.6E-12	5.8%			○
		長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	4.5E-12	4.0%			○
		長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+保守作業によるHPCS-D/G待機除外 +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	3.7E-12	3.2%			○
水素燃焼	0.0E+00*	—	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化 	○

※発生確率がゼロのため格納容器破損頻度がゼロとなった格納容器破損モードについては、評価対象外とした。

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

第 2-2 表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット
（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

主要なカットセット	事故シーケンス	CFE (/炉年)	寄与割合	格納容器破損防止対策	対策の有効性
非隔離事象 + RCICポンプ起動失敗+ 手動減圧操作失敗 + HPCS注入元弁開け忘れ+ 長期冷却失敗	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 長期冷却失敗	1. 2E-09	94. 6%	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替自動減圧機能 ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水系 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系 	○
非隔離事象 + 手動減圧操作失敗+ HPCS注入元弁開け忘れ + 長期冷却失敗 + 保守作業によるRCIC待機除外					
非隔離事象 + RCICポンプ起動失敗+ 手動減圧操作失敗 + 長期冷却失敗 + 保守作業によるHPCW/HPSW待機除外					
RPS誤動作等 + RCICポンプ起動失敗+ 手動減圧操作失敗 + HPCS注入元弁開け忘れ + 長期冷却失敗					
非隔離事象 + RCICポンプ起動失敗+ 手動減圧操作失敗 + 長期冷却失敗 + HPCSポンプ室空調機能喪失					

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、非隔離事象時、R P S 誤動作等といった過渡事象時の手動減圧操作失敗、H P C S や R C I C に関する人的過誤である。（第 2-2 表参照）

これらに対しては、代替自動減圧機能による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却、原子炉格納容器フィルタベント系による除熱により、格納容器過圧破損の防止が可能である。

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

第 2-3 表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット
（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））

主要なカットセット	事故シーケンス	CFR (/炉年)	寄与割合	格納容器破損防止対策	対策の有効性
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + 格納容器注水失敗	8.7E-13	92.4%	<ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水系（常設）による原子炉注水系 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 	○
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ不動作共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗					
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+RCIC手動操作失敗 +格納容器注水失敗+保守作業によるHPCW/HPSW待機除外					
非隔離事象 +L-3水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+格納容器注水失敗					
RPS誤動作等 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗					

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、非隔離事象時の水位トランスミッタ関連の共通原因故障や手動減圧操作失敗、HPCSやRCICに関する人的過誤である。（第 2-3 表参照）

これらに対しては、代替自動減圧機能による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却により、格納容器過温破損の防止が可能である。

○高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

【主要なカットセットに対する検討】

本格納容器破損モードによる格納容器破損頻度は非常に小さいため、ゼロと評価している。

本格納容器破損モードに至る可能性があるPDSはTQUX，長期TB，TBD，TBU，S2Eが挙げられ，炉心損傷頻度の割合では約100%をTQUXが占める。第1-2表より，TQUXにおける主要カットセットとして，ポンプ故障や人的過誤，手動減圧失敗などが挙げられている。

これらに対し，原子炉圧力容器破損までの逃がし安全弁の手動操作及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器減圧により，本破損モードの格納容器破損の防止が可能である。

○原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用

第 2-4 表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット
(原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用)

主要なカットセット	事故シーケンス	CFF (/炉年)	寄与割合	格納容器破損防止対策	対策の有効性
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+FCI発生	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 + FCI発生	3.5E-15	71.4%	— (格納容器バウンダリの機能は喪失しない)	○
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ不動作共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+FCI発生					
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+RCIC手動操作失敗 +FCI発生+保守作業によるHPCW/HPSW待機除外					
非隔離事象 +L-3水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+FCI発生					
中破断LOCA +D/W圧力トランスミッタ低出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +FCI発生	中小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗 + FCI発生	9.7E-16	19.6%		

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、非隔離事象時の水位トランスミッタやD/W圧力トランスミッタの共通原因故障、手動減圧操作失敗、HPCSやRCICに関する人的過誤である。(第 2-4 表参照)

しかしながら、解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用による発生エネルギーが小さく格納容器圧力バウンダリの機能は喪失しないことが確認されている。

○溶融炉心・コンクリート相互作用

第 2-5 表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット
(溶融炉心・コンクリート相互作用)

主要なカットセット	事故シーケンス	CFE (/炉年)	寄与割合	格納容器破損防止対策	対策の有効性
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	外部電源喪失 +DG失敗+HPCS失敗 +デブリ冷却失敗	6.0E-11	52.4%	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・原子炉格納容器下部注水系 (常設) 	○
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)					
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)					
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)					
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+保守作業によるHPCS-D/G待機除外 +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)					

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、外部電源喪失時の非常用D/Gの共通原因故障や継続運転，及び起動の失敗，外電復旧の失敗である。(第 2-5 表参照)

これらに対し，常設代替交流電源設備による電源供給の対策に加え，原子炉格納容器下部注水系（常設）により，溶融炉心の落下までに格納容器下部への注水により溶融炉心の冷却に十分な水量及び水位を確保，且つ溶融炉心の落下後の崩壊熱を十分に上回る流量で注水することにより，本破損モードの格納容器破損の防止が可能である。

○水素燃焼

【主要なカットセットに対する検討】

本格納容器破損モードによる格納容器破損頻度は非常に小さいため、ゼロと評価している。

本格納容器破損モードに至る可能性があるPDSはTQUX, TBU, TBPが挙げられ、CDFの割合では約100%をTQUXが占める。第1-2表より、TQUXにおける主要カットセットとして、ポンプ故障や人的過誤、手動減圧失敗などが挙げられている。

これらのカットセットによらず、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器破損は生じない。

3. 停止時レベル1 PRA

3. 1 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

各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、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。

(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。

- ・事故シーケンスの中で上位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炉心損傷防止対策の整備状況等を第3-1表～第3-3表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第3-1表～第3-3表に示した通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レベルまで展開した場合においても、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷防止が可能となることを確認した。

第 3-1 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（崩壊熱除去機能喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
崩壊熱除去機能喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	9. 0E-07	RHR 機能喪失 (POS-B1) +MUWC 操作失敗	3. 2E-7	35. 3%	・大容量送水ポンプ (タイプ I)	○
		RHR 機能喪失 (POS-C1) +MUWC 操作失敗	2. 6E-7	28. 6%		○
		RHR 機能喪失 (POS-B2) +MUWC 操作失敗	9. 9E-8	11. 0%		○
外部電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3. 2E-08	外部電源喪失 (POS-B1) +除熱に対する診断失敗 +注水に対する診断失敗	5. 6E-9	17. 3%	・大容量送水ポンプ (タイプ I)	○
		外部電源喪失 (POS-C1) +除熱に対する診断失敗 +注水に対する診断失敗	4. 6E-9	14. 3%		
		外部電源喪失 (POS-B1) +パワーセンタ動力変圧器 C 機能喪失	2. 6E-9	7. 9%		

【主要なカットセットに対する検討】

- 「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、POS-B1, POS-B2, POS-C1のように待機除外となっているシステムが多いPOSにおける崩壊熱除去機能喪失が主要な起因事象として挙げられている。これらのPOSにおいては、緩和設備としてMUWCにのみ期待していることから、MUWC操作失敗が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、炉心損傷防止が可能である。また、原子炉ウエル満水状態であるPOS-B1, POS-B2においては燃料プール代替注水系、燃料プールスプレイ系による炉心損傷防止も可能である。

- 「外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、除熱や注水に対する診断の失敗による崩壊熱除去、炉心冷却失敗、パワーセンタ動力変圧器の故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、炉心損傷防止が可能である。

第3-2表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故シーケンス	CDF (／炉年)	主要なカットセット	CDF (／炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	2.2E-13	外部電源喪失(POS-D) + 蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 + 非常用HPCS-D/G継続運転失敗	5.6E-14	26.0%	・大容量送水ポンプ (タイプI)	○
		外部電源喪失(POS-D) + 蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 + 非常用HPCS-D/G起動失敗	3.8E-14	17.7%		○
		外部電源喪失(POS-A1) + 蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 + 非常用HPCS-D/G継続運転失敗	1.9E-14	9.0%		○
外部電源喪失 + 交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.7E-12	外部電源喪失(POS-A1) + 非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 + 非常用HPCS-D/G継続運転失敗 + 外電復旧失敗(短期) + 外電復旧失敗(長期)	1.5E-13	9.0%	・低圧代替注水系 (常設) ・常設代替交流電源設備	○
		外部電源喪失(POS-A1) + 非常用D/G継続運転失敗CCF + 非常用HPCS-D/G起動失敗 + 外電復旧失敗(短期) + 外電復旧失敗(長期)	1.0E-13	6.1%		○
		外部電源喪失(POS-A1) + 非常用D/G起動失敗CCF + 非常用HPCS-D/G継続運転失敗 + 外電復旧失敗(短期) + 外電復旧失敗(長期)	1.0E-13	6.1%		○
外部電源喪失 + 直流電源喪失	3.5E-8	外部電源喪失(POS-B1) + 蓄電池A機能喪失	8.3E-9	23.9%	・大容量送水ポンプ (タイプI)	○
		外部電源喪失(POS-B1) + 蓄電池遮断器A誤開	6.9E-9	19.9%		○
		外部電源喪失(POS-C1) + 蓄電池B機能喪失	6.9E-9	19.8%		○
外部電源喪失 + 交流電源喪失	1.6E-8	外部電源喪失 POS-C1 + 非常用D/G継続運転失敗 + 外電復旧失敗(短期) + 外電復旧失敗(長期)	4.4E-9	27.6%	・低圧代替注水系 (常設) ・常設代替交流電源設備	○
		外部電源喪失 POS-C1 + 非常用D/G起動失敗 + 外電復旧失敗(短期) + 外電復旧失敗(長期)	3.0E-9	18.7%		○
		外部電源喪失 POS-A2 + 非常用D/G継続運転失敗 + 外電復旧失敗(短期) + 外電復旧失敗(長期)	2.3E-9	14.4%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 「外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」では、全交流動力電源が喪失する要因として、蓄電池の共通原因故障やHPCS-D/Gの故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉注水が有効である。
- 「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、非常用D/Gの共通原因故障やHPCS-D/Gの故障、外部電源復旧失敗が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、低圧代替注水系（常設）および常設代替交流電源設備による原子炉注水が有効である。
- 「外部電源喪失＋直流電源喪失」については、POS-B1やPOS-C1等の片区分の電源が待機除外となっているPOSにおいて、使用可能な区分の蓄電池等の直流電源機器における故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、大容量送水ポンプ（タイプI）により、炉心損傷防止が可能である。また、原子炉ウェル満水状態であるPOS-B1においては燃料プール代替注水系、燃料プールスプレイ系による原子炉注水が有効である。
- 「外部電源喪失＋交流電源喪失」についても上記と同様に、POS-A2やPOS-C1等片区分の電源が待機除外となっているPOSにおいて、使用可能な区分の非常用D/Gの故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、低圧代替注水系（常設）および常設代替交流電源設備による原子炉注水が有効である。

第3-3表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（原子炉冷却材の流出）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
原子炉冷却材の流出 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.5E-10	RHR切替時のLOCA(POS-B2) +LOCA時の運転員認知失敗	1.7E-10	48.7%	【認知成功の場合】 待機中RHR (低圧注水モード) 等	—
		CUWブロー時のLOCA(POS-C1) +LOCA時の運転員認知失敗	1.1E-10	32.5%		—
		CUWブロー時のLOCA(POS-D) +LOCA時の運転員認知失敗	5.7E-11	16.4%	【認知失敗の場合】 教育等による発生頻度の低減	—

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは、原子炉冷却材の流出が発生する事象である。LOCAの認知失敗による事象緩和失敗が支配的である。

炉心損傷防止対策としては、運転員認知に成功した場合には、待機中のRHR（低圧注水モード）等による原子炉注水が有効である。

○「LOCA時の運転員認知失敗」については、RHRの起動時やCUWによるブロー時には、手順書にて原子炉水位の確認を確認事項として定めていることから、PRA上の想定よりも水位低下時の運転員の認知は容易になると考えられる。

○認知失敗に対する対策として、教育等によりその発生可能性の低減に努めていく。

3. 2 F V重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

F V重要度が $1.0 \times 10^{-4※1}$ を超える基事象に対して、有効性評価で考慮している対策が有効であるかを検討し、その大部分について有効となることを確認した。

また、有効性評価中で考慮している対策が有効とならないものを以下のとおり抽出し、これらの基事象が主要なカットセットで確認したものと同様、注水機能の多様化や運転員への注意喚起等の継続的实施によって炉心損傷の発生頻度をさらに低下させることが可能であることを確認した。

a. MUWCによる原子炉注水が有効とならない基事象

内部事象停止時レベル1 P R Aにおいては、重大事故対処設備であるMUWCによる原子炉等への注水に期待している。そのため、この機能が喪失する基事象が有効性評価で考慮している対策が有効とならない基事象として第3-4表に抽出される。

これらの基事象のF V重要度が高い原因は、P O S - B 1, P O S - B 2, P O S - C 1の崩壊熱除去機能喪失を起因事象とする事故シーケンスでは、待機除外となっているシステムが多いため、MUWC以外の注水設備がないことによるものである。ただし、これらのP O Sにおいては余裕時間が長く、待機中R H R (低圧注水モード)やMUWC以外の対策として低圧代替注水系(可搬型)を考慮することで炉心損傷を防止することが可能である。

b. 冷却材流出事象において待機中R H R (低圧注水モード)、MUWCの原子炉注水が有効とならない基事象

冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は、考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る(第3-5表)。

対策として、運転員の定期的な原子炉水位の監視に加え、マニュアルや手順等による操作時の注意喚起を実施している。具体的には、R H R切替時のL O C Aについて、R H Rの切替による停止時冷却モード起動の際には、原子炉水位に注意することを手順書にて定めている。R H R切替時のL O C Aに次いで寄与割合の高いC U Wブロー時のL O C Aについては、急激な水位の低下が継続しないようにブロー量の管理もされており十分認知のための余裕時間があること、ブロー水の排水先であるR W設備の運転員による異常の検知にも期待できる。これらのことから、P R A上の想定より、運転員の水位低下の認知はより容易になると考えられる。

※1 内部事象停止時P R A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、内部事象運転時レベル1 P R Aよりも一桁小さい 1.0×10^{-4} を基準として、それを超える基事象について抽出を実施した。

第3-4表 MUWCによる原子炉注水が有効とならない基事象とFV重要度

基事象	FV 重要度	基事象の説明
MUWC 操作失敗	7.8E-01	MUWC による原子炉注水操作に失敗する基事象
MUWC ポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.2E-03	複数台の MUWC ポンプが共通原因により運転継続に失敗する基事象

第3-5表 冷却材流出事象において待機中RHR（低圧注水モード）、MUWCの原子炉注水が有効とならない基事象とFV重要度

基事象	FV 重要度	基事象の説明
LOCA 時の運転員認知失敗 (POS-B2)	1.7E-04	冷却材流出事象が発生し、運転員が認知に失敗した場合は考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る基事象
LOCA 時の運転員認知失敗 (POS-C1)	1.2E-04	同上

地震PRA，津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策等について

内部事象運転時レベル1 P R Aから抽出される事故シーケンスには，一部を除いてそれぞれ有効な炉心損傷防止対策等が講じられている。内部事象運転時レベル1 P R Aでは，機器の故障等の発生確率をランダム要因によるものとして炉心損傷頻度等を評価しているが，外部事象P R Aでは，外部事象によっても機器の故障等が発生するため，例えば同じ事故シーケンスあるいはカットセットであってもその発生頻度及び寄与率には違いが表れる。このため，地震レベル1 P R A，津波レベル1 P R Aから抽出される事故シーケンスについても，支配的な事故シーケンスに対してカットセットを分析し，炉心損傷防止対策の有効性を整理した。

1. 地震レベル1 PRA

(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膨大な数に存在するため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の基準を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位までのカットセット

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等を第1表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第1表に示した通り、一部に炉心損傷防止が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開しても、整備された重大事故等対処設備により炉心損傷を防止できることを確認した。なお、地震により重大事故等対処設備の機能が失われる可能性もあるが、その際は機能喪失を免れた設備等を用いて対応することとなる。

一方、事故シーケンスグループのうち、「原子炉停止機能喪失」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮した対策では対応できない場合があることを確認した。また、「E-LOCA」、「格納容器バイパス」、「計測・制御系喪失」、「制御建屋空調系喪失」、「圧力容器損傷」、「格納容器損傷」、「原子炉建屋損傷」及び「制御建屋損傷」の炉心損傷直結事象についても、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、炉心損傷直結事象として整理しているものの、実際には損傷の程度に応じて使用可能な重大事故等対処設備等を用いて対応することにより、炉心損傷を防止できる可能性があることを確認した。

第1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(1/3)

事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス※1	カットセットの分析結果		主な対策	対策有効性	
		主要なカットセット※2	炉心損傷頻度 [/ <u>炉年</u>]			寄与割合※3 [%]
TQUV (高圧・低圧注水機能喪失) (2.2×10^{-8} /炉年)	外部電源喪失 +高圧注水失敗 +低圧 ECCS 失敗 (2.1×10^{-8} /炉年)	外部電源設備機能喪失+RCIC 系ポンプ駆動用タービン機能喪失+HPCS 系ディーゼル発電機機能喪失+LPCS 系弁機能喪失+RHR 系弁機能喪失	2.3E-10	1.1	・高圧代替注水系 ・原子炉格納容器 フィルタベント系	○
		外部電源設備機能喪失+RCIC 系ポンプ駆動用タービン機能喪失+HPCS 系ディーゼル機関機能喪失(鉛直)+LPCS 系弁機能喪失+RHR 系弁機能喪失	2.3E-10	1.1		○
		外部電源設備機能喪失+RCIC 系ポンプ駆動用タービン機能喪失+HPCS 系ディーゼル機関機能喪失(水平)+LPCS 系弁機能喪失+RHR 系弁機能喪失	2.0E-10	0.9		○
TQUX (高圧注水・減圧機能喪失) (7.9×10^{-7} /炉年)	外部電源喪失 +高圧注水失敗 +減圧失敗 (7.9×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+RCIC ランダム機能喪失+HPCS ランダム機能喪失+減圧ランダム失敗	6.6E-07	82.7	・高圧代替注水系 ・代替自動減圧機能	○
		外部電源設備機能喪失+RCIC 系ポンプ駆動用タービン機能喪失+HPCS 系ディーゼル発電機機能喪失+S/R 弁機能喪失	3.7E-09	0.5		○
		外部電源設備機能喪失+RCIC 系ポンプ駆動用タービン機能喪失+HPCS 系ディーゼル機関機能喪失+S/R 弁機能喪失	3.6E-09	0.5		○
TW (崩壊熱除去機能喪失) (5.6×10^{-6} /炉年)	外部電源喪失 +RCIC 注水成功 +崩壊熱除去失敗 (5.5×10^{-6} /炉年)	外部電源設備機能喪失+RHR ランダム機能喪失	5.4E-06	99.0	・原子炉格納容器 フィルタベント系	○
		外部電源設備機能喪失+RHR 系弁機能喪失	2.8E-08	0.5		○
		外部電源設備機能喪失+RHR 配管損傷	2.0E-08	0.4		○
TC (原子炉停止機能喪失) (9.5×10^{-7} /炉年)	全交流動力電源喪失 +原子炉停止失敗 (5.0×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+非常用ディーゼル機関機能喪失+水圧制御ユニット機能喪失	2.4E-08	4.8	—※4	—
		外部電源設備機能喪失+非常用 MCC 機能喪失+水圧制御ユニット機能喪失	2.2E-08	4.4		—
		外部電源設備機能喪失+軽油タンク損傷+水圧制御ユニット機能喪失	2.0E-08	4.0	・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能	○※5

※1 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したものである。括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスのうち、支配的なシーケンスの炉心損傷頻度を示す。

※2 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、多重化されたある機器が地震により損傷する場合、他の多重化された機器も全て損傷する。

※3 事故シーケンスの炉心損傷頻度に対するカットセットの寄与割合を示す。

※4 地震発生と同時に最大の加速度を受けるものとして評価している地震レベル 1PRA の設定上抽出されたものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信され、炉内構造物が損傷する加速度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシーケンス

※5 ほう酸水の注入により原子炉停止に成功した場合は、その後の対応は長期 TB シーケンスと同じとなる。

第1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(2/3)

事故 シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス※1	カットセットの分析結果			主な対策	対策 有効性
		主要なカットセット※2	炉心損傷頻度			
			[/炉年]	寄与割合※3 [%]		
長期 TB (6.9×10^{-6})	全交流動力電源喪失 +蓄電池枯渇による RCIC 機能喪失 (6.9×10^{-6} /炉年)	交流電源・補機冷却系ランダム故障+RCIC 注水成功	2.6E-06	37.9	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 原子炉補機代替冷却水系 原子炉隔離時冷却系 原子炉格納容器フィルタベント系 	○
		軽油タンク損傷+RCIC 注水成功	7.8E-07	11.4		○
		非常用 MCC 機能喪失+RCIC 注水成功	7.4E-07	10.7		○
TBP (2.3×10^{-8})	全交流動力電源喪失 +SRV 再閉失敗 (2.3×10^{-8} /炉年)	外部電源設備機能喪失+交流電源・補機冷却系ランダム機能喪失+S/R 弁ランダム再閉鎖失敗	8.9E-09	37.9	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 高圧代替注水系 低圧代替注水系 (常設) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器フィルタベント系 	○
		外部電源設備機能喪失+軽油タンク損傷+S/R 弁ランダム再閉鎖失敗	2.7E-09	11.4		○
		外部電源設備機能喪失+非常用 MCC 機能喪失+S/R 弁ランダム再閉鎖失敗	2.5E-09	10.7		○
TBU (2.3×10^{-7})	全交流動力電源喪失 +RCIC 失敗 (2.3×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+交流電源・補機冷却系ランダム機能喪失+RCIC ランダム機能喪失	5.4E-08	23.3	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 低圧代替注水系 (常設) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器フィルタベント系 	○
		外部電源設備機能喪失+軽油タンク損傷+RCIC ランダム機能喪失	1.6E-08	7.0		○
		外部電源設備機能喪失+非常用 MCC 機能喪失+RCIC ランダム機能喪失	1.5E-08	6.6		○
TBD (6.0×10^{-7})	直流電源喪失 (6.0×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+直流主母線盤機能喪失	4.8E-07	80.0	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 低圧代替注水系 (常設) 常設代替交流電源設備 可搬型代替直流電源設備 原子炉格納容器フィルタベント系 	○
		外部電源設備機能喪失+ケーブルトレイ損傷	1.2E-07	19.6		○
		外部電源設備機能喪失+直流電源ランダム機能喪失	2.1E-09	0.3		○

※1 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したもの。括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスのうち、支配的なシーケンスの炉心損傷頻度 (CDF) を示す。

※2 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、多重化されたある機器が地震により損傷する場合、他の多重化された機器も全て損傷する。

※3 事故シーケンスの CDF に対するカットセットの寄与割合を示す。

第1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(3/3)

事故 シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス※1	カットセットの分析結果			主な対策	対策 有効性
		主要なカットセット※2	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合※3 [%]		
E-LOCA (ECCS 容量を 超える LOCA) (7.2×10^{-7} /炉年)	E-LOCA (5.6×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+核計装損傷	2.1E-07	38.3	—	—
		外部電源設備機能喪失+RPV ノズル損傷(制御棒ハウジング)	1.2E-07	21.9		—
		外部電源設備機能喪失+RPV ノズル損傷(N2)	9.1E-08	16.4		—
格納容器バイパス (ISLOCA) (8.0×10^{-8} /炉年)	隔離失敗 (8.0×10^{-8} /炉年)	外部電源設備機能喪失+CUW 入口ライン隔離弁機能喪失+ PCV 外 B クラス配管	4.5E-08	55.7	—	—
		外部電源設備機能喪失+隔離ランダム失敗+PCV 外 B クラス配管	1.8E-08	22.8		—
		外部電源設備機能喪失+給水隔離弁機能喪失+PCV 外 B クラス配管	1.7E-08	21.5		—
計装・制御系喪失 (3.1×10^{-7} /炉年)	計装・制御系喪失 (3.1×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+中央制御盤機能喪失	1.8E-07	59.6	—	—
		外部電源設備機能喪失+計装ラック損傷	1.2E-07	40.4		—
		外部電源設備機能喪失+静止形無停電電源装置機能喪失	4.9E-14	0.0		—
制御建屋 空調系喪失 (5.9×10^{-7} /炉年)	制御建屋 空調系喪失 (5.9×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+中央制御室送風機能喪失	2.3E-07	39.2	—	—
		外部電源設備機能喪失+HECW 系ポンプ機能喪失	1.5E-07	25.4		—
		外部電源設備機能喪失+HECW 系冷凍機機能喪失	1.2E-07	19.7		—
制御建屋損傷 (3.1×10^{-7} /炉年)	制御建屋損傷 (3.1×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+制御建屋損傷	3.1E-07	100.0	—	—
RPV 損傷 (3.1×10^{-7} /炉年)	原子炉圧力容器損傷 (3.1×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+圧力容器支持構造物損傷	1.7E-07	54.7	—	—
		外部電源設備機能喪失+原子炉しゃへい壁損傷	7.9E-08	25.3		—
		外部電源設備機能喪失+RPV 損傷	6.3E-08	20.0		—
PCV 損傷 (3.1×10^{-7} /炉年)	原子炉格納容器損傷 (3.1×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+格納容器スタビライザ損傷	1.4E-07	44.6	—	—
		外部電源設備機能喪失+ボックスサポート損傷	1.4E-07	44.2		—
		外部電源設備機能喪失+機器搬出入口損傷	1.8E-08	5.9		—
RB 損傷 (2.1×10^{-8} /炉年)	原子炉建屋損傷 (2.1×10^{-8} /炉年)	外部電源設備機能喪失+原子炉建屋損傷	2.1E-08	100.0	—	—

※1 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したもの。括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスのうち、支配的なシーケンスの炉心損傷頻度(CDF)を示す。

※2 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、多重化されたある機器が地震により損傷する場合、他の多重化された機器も全て損傷する。

※3 事故シーケンスの CDF に対するカットセットの寄与割合を示す。

【主要なカットセットに対する検討】

○ 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)

いずれのカットセットにも、地震による原子炉隔離時冷却系(RCIC)、高圧炉心スプレイ系(HPCS)、低圧炉心スプレイ系(LPCS)、残留熱除去系(RHR)の機能喪失が含まれる。なお、ECCSの一つである低圧注水系(LPCI)は、RHRの運転モードの一つであるため、カットセットにRHRが含まれる。地震レベル1PRAでは、弁等は同一系統内で完全相関を仮定するため、LPCIに関する設備の損傷であっても、RHR全体の弁の損傷を想定し、RHRも機能喪失する。このため、対策は、ECCSのバックアップである高圧代替注水系による炉心冷却と、RHRと設備を共有しない原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱となる。低圧代替注水系(常設)は、RHRの設備を一部使用するため、期待できない。

○ 高圧注水・原子炉減圧機能喪失(TQUX)

最も寄与の高いカットセットには、地震による機器の損傷の基事象は含まれていない。このため対策は、内部事象運転時レベル1PRAの結果抽出されたカットセットの対策と同様となる。それ以外のカットセットには、地震によるRCIC、HPCS、主蒸気逃がし安全弁(S/R弁)の機能喪失が含まれる。この場合、減圧機能が喪失するため、高圧注水系のバックアップである高圧代替注水系による炉心冷却が対策となる。

○ 崩壊熱除去機能喪失(TW)

いずれのカットセットにも、地震あるいはランダム故障によるRHRの機能喪失が含まれる。この場合は、原子炉補機代替冷却水系による海水への熱除去機能の代替に期待できないが、原子炉格納容器フィルタベント系による大気への除熱により炉心損傷を防止できる。

○ 原子炉停止機能喪失(TC)

いずれのカットセットにも、地震による交流電源設備、水圧制御ユニットの機能喪失が含まれる。地震による軽油タンクの損傷に起因する交流電源設備の機能喪失を除き、原子炉スクラムが必要な際に制御棒を挿入できない際、交流電源が喪失しているため、ほう酸水注入系(SLC)による原子炉未臨界に期待できず、炉心損傷に至る。

一方、軽油タンクの損傷を含むカットセットに対しては、交流電源設備の運転が継続している間にSLCによって原子炉を停止することが可能である。原子炉停止後は、長期TBと同様なプラント状態となり、炉心損傷を防止できる。

○ 全交流動力電源喪失(TB)

- ・全交流電源喪失(長期TB)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流電源喪失」(長期TB)では、地震あるいはランダム故障による交流電源設備の機能喪失、または、ランダム故障による原子炉補機冷却系の機能喪失を含むカットセットが抽出されている。このカットセットに対しては、常設代替交流電源設備により電源を復旧するほか、原子炉隔離時冷却系の運転による長時間の炉心冷却の確保と原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱によってプラントを安定な状態に維持することが有効である。

- ・全交流動力電源喪失+S/R弁再閉失敗(TBP)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失+S/R弁再閉失敗」(TBP)では、地震あるいはランダム故障による交流電源設備の機能喪失、または、ランダム故障による原子炉補機冷却系の機能喪失を含むカットセットが抽出されている。これにより、電動駆動のECCS注水系が機能を喪失する。また、S/R弁再閉失敗により、長時間のRCIC及び高圧代替注水系には期待できない。このため、RCIC又は高圧代替注水系による注水が継続している間に常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、低圧代替注水系等による低圧注水に移行できる場合には炉心損傷を防止できる。

- ・全交流動力電源喪失+RCIC失敗(TBU)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失+RCIC失敗」(TBU)では、地震あるいはランダム故障による交流電源設備の機能喪失及び、RCICのランダム故障を含むカットセットが抽出された。このカットセットに対しては、常設代替交流電源設備により電源を復旧するほか、高圧代替注水系による炉心冷却と、原子炉格納容器フィルタベント系による大気への除熱により炉心損傷を防止できる。

- ・直流電源喪失(TBD)

主要な事故シーケンスのうち、「直流電源喪失」(TBD)では、ランダム故障による直流電源設備、地震による直流母線またはケーブルトレイの損傷を含むカットセットが抽出された。このカットセットに対しては、可搬型代替直流電源設備を用いて直流電源を復旧するほか、高圧代替注水系ポンプ現場手動起動による炉心冷却と、原子炉格納容器フィルタベント系による大気への除熱により炉心損傷を防止できる。

- その他の炉心損傷直結事象

E-LOCA, 格納容器バイパス, 計測・制御系喪失, 制御建屋空調系喪失, 圧力容器損傷, 格納容器損傷, 原子炉建屋損傷及び制御建屋損傷については、別

紙2の通り，評価方法にかなりの保守性を有しており，また，地震動に応じた詳細な損傷規模や影響を評価することは困難なことから，現状，緩和不可能な事象として整理している。

2. 津波レベル1 P R A

津波レベル1 P R Aにおいては、建屋内への大量浸水が発生し、緩和設備に期せず、複数の緩和機能が喪失して炉心損傷に至る「複数の緩和機能喪失」のみが抽出されるため、カットセットの分析を行わない。

水素燃焼および格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について

「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」の第 37 条 2 - 1 では必ず想定する格納容器破損モードの 1 つとして水素燃焼および格納容器直接接触（シェルアタック）を指定している。

一方，有効性評価ガイドに基づき，格納容器破損モード抽出のため個別プラント評価として実施した，女川 2 号の内部事象運転時レベル 1.5 PRA では，水素燃焼および格納容器直接接触を格納容器破損モードの評価対象から除外している。以下に，除外理由の詳細を示す。

○水素燃焼の除外理由

有効性評価ガイドにおける，水素燃焼の現象の概要は以下のとおりである。

【審査ガイドの記載】

原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると，水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器が破損する場合がある。

・炉心損傷に伴う格納容器内の気体の組成および存在割合の変化

女川 2 号（BWR）では，運転中は格納容器内を常時窒素で置換しており，酸素の濃度は 4.0% 以下に管理されている。一般に可燃限界とされている濃度は，水素が 4% 以上かつ酸素が 5% 以上の場合である。

水-ジルコニウム反応の程度や水蒸気等他の気体の存在割合にも依るが，燃料温度の著しい上昇に伴って水-ジルコニウム反応が生じる状況になれば，水素濃度は 4% をほぼ上回る。

一方酸素は，事象発生前から格納容器内に存在している量の他には水の放射線分解によって生じるのみである。このため，炉心損傷後の格納容器内での水素燃焼の発生を考慮する際には，酸素濃度に着目する必要がある。なお，水の放射線分解による酸素濃度の上昇に対して保守的なシナリオで評価しても，事象発生から 7 日以内に酸素濃度が 5% を超えることは無い。

・内部事象運転時レベル 1.5 PRA の格納容器破損モードから除外する理由

内部事象運転時レベル 1.5 PRA において，イベントツリーに水素燃焼に関するヘディングを設けているが，上記の通り，7 日以内に酸素濃度が 5% を超えることは無く，また，7 日以上については酸素濃度の上昇について何らかの対応

が講じられると考え、水素燃焼に関するヘディングの分岐確率をゼロとして除外した。

但し、有効性評価においては、酸素濃度の観点で最も厳しいシナリオを考慮し、可燃限界に至らないことを示している。

なお、格納容器外部からの空気の流入によって酸素濃度が上昇する場合については、既に格納容器の隔離機能が失われていることで格納容器破損の位置づけにしておき、内部事象運転時レベル1.5 PRAの対象外とする。

○格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「溶融物直接接触（シェルアタック）」の現象の概要は以下のとおりである。

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。

・シェルアタックについて

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とおり。

炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心はペDESTAL部に落下する。この時、BWR MARK I型格納容器はペDESTAL部に切れ込み（図1）があるため、溶融炉心がペDESTAL床面に広がった場合、溶融炉心が切れ込みからペDESTAL部の外側に流出して格納容器の壁面（金属製のライナー部分）に接触する可能性（図2）がある。

この事象は、格納容器の構造上、BWR MARK I型格納容器特有である。

・内部事象運転時レベル1.5 PRAの格納容器破損モードから除外する理由

女川2号炉の格納容器（MARK I改良型）は、図3に示すとおり、ペDESTAL床に落下したデブリが、ドライウェル床へ広がらない構造である。

従って、必ず想定する格納容器破損モードであるが、BWR MARK I改良型格納容器の構造上、発生の可能性がないことから、内部事象運転時レベル1.5 PRAの対象から除外した。なお、同様の理由により、有効性評価の対象からも除外している。

参考文献

[1]NUREG/CR-6025, The Probability of MARK-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)

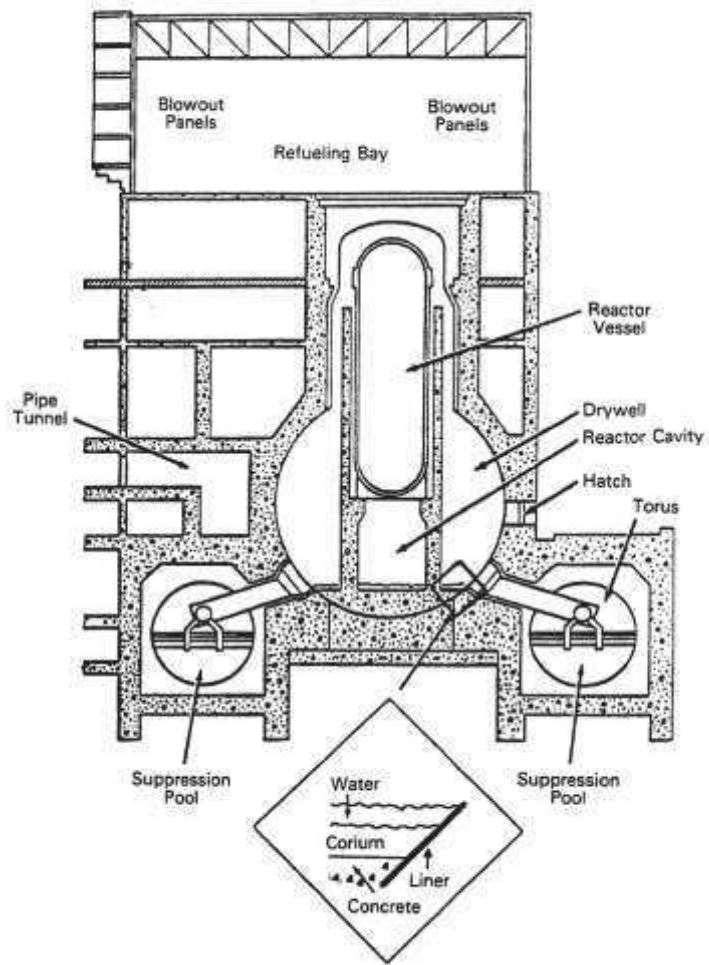


図1 BWR MARK I型格納容器におけるシェルアタックのイメージ（側面図）^[1]

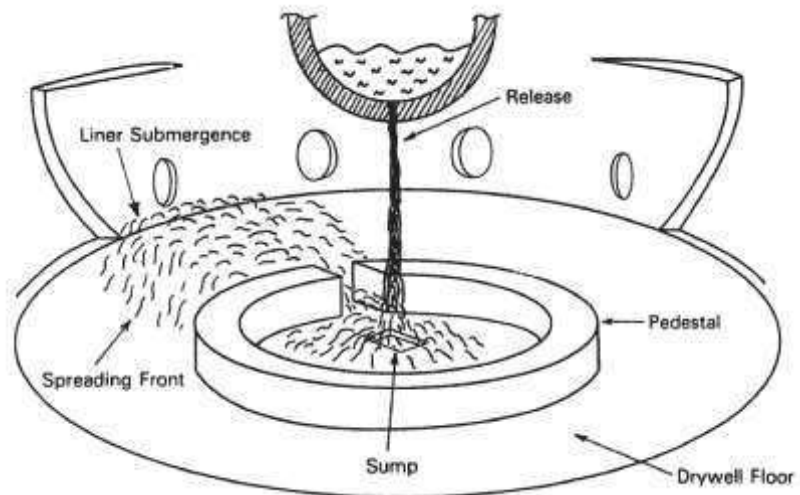


図2 BWR MARK I型格納容器における溶融炉心のペダスタル外側への流出のイメージ^[1]

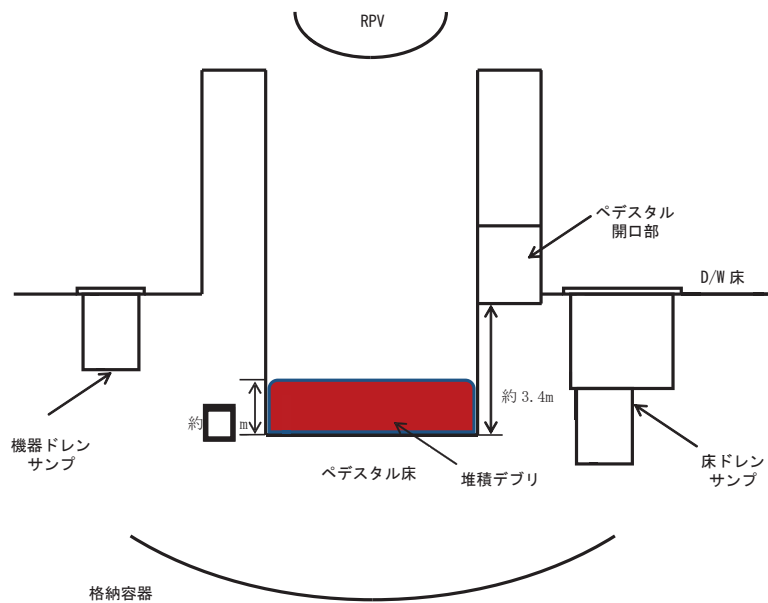


図3 ペデスタル内堆積デブリ状況

ペデスタル床上に堆積する溶融デブリ体積は 100 %炉心落下を想定しても約 \square m³ であり、ペデスタル床面積約 \square m² からデブリ体積高さは約 \square m であるが、ペデスタル床からペデスタル開口部下端までの高さは約 3.4 m あるため、ドライウエル床に溶融デブリが拡がることはない。なお、溶融炉心の流動性は高いため、ペデスタル開口部を上回るほど高く堆積することはないと考えられる。

なお、溶融デブリの堆積高さに関する評価の条件等は以下のとおり。

1. MAAPコードで取り扱う溶融デブリについて

MAAPコードでは、ペデスタル内へ落下するコリウム成分として、全炉心相当のUO₂及びZr（被覆管、チャンネルボックス、ウォータロッド、スパーサ）、炉心下部構造（炉心支持板、燃料支持金具）および下部プレナム内SUS（CR、CRD、CRDハウジング、ガイドチューブ）である。これらで構成されるデブリがペデスタルに落下し、ペデスタルがドライな状態では溶融デブリはペデスタル床を容易に拡がり、一様に堆積するものとして堆積高さを評価している。

2. 溶融デブリの堆積高さの不確かさについて

(1) ペデスタル内の構造物の影響

ペデスタル内には、様々な構造物が存在しており、その構造物が堆積したデブリにより溶融し、デブリ堆積高さが増加する可能性がある。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当の UO_2 及び Zr 等のデブリ容積に加えて、ペDESTAL内の構造物として、CRD自動交換機プラットフォーム、中性子束計測ハウジング等に加え、破損口となるCRDハウジング1本と隣接する4本のCRDハウジングを巻き込んだ場合を想定しても、デブリ堆積高さは約 mとなり、増加分は約 mであることから、ドライウエル床に溶融デブリが拡がることはない。

(2) デブリ粒子化に伴う影響

シビアアクシデント対策であるペDESTAL内の初期水張りを実施した際、落下してくる溶融デブリの一部は粒子化すると考えられる。この粒子化したデブリを考慮するとその分堆積デブリの高さは増加する。

もっとも厳しい条件として、全量が粒子化した際の堆積高さを評価する。このとき粒子化したデブリが、密度が低く堆積高さが高くなると考えられる単純立方格子として堆積すると仮定すると、ポロシティは0.48であり、堆積高さは(1)で考慮した堆積高さ約 mに対し、デブリ堆積高さは約 mとなるが、ペDESTAL床からペDESTAL開口部までの高さ約3.4 m以下であることから、保守的な仮定においてもドライウエル床にデブリが拡がることはない。

以上

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

格納容器隔離の想定について

内部事象レベル 1. 5 PRAにおいて、格納容器隔離失敗として参考としている NUREG の想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定について以下にまとめる。

1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献

米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220¹）では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として 5×10^{-3} を算出している。この値は、米国NRCのLERs（Licensee Event Reports）データベース（1965年～1984年）から大規模漏えいに至る事象を4件抽出、事象継続時間を1年として、運転炉年（740炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された4件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、表1の通りである。

なお、この4件以外にもエアロック開放に関する事象が75件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に4時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると 5×10^{-5} 程度となると報告されており、 5×10^{-3} に比較して十分小さい値である。

ただし、BWRにおいては、定格運転中は格納容器内を窒素置換しているため、エアロック開閉に伴う隔離失敗は想定されない。

表1 大規模漏えいとして抽出された事象（NUREG/CR-4220）

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

実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は2. に示す通りであり、NUREG/CR-4220で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率としてLERsデータベースに基づく値を使用することとした。

なお、上記で用いたデータはPWRに対するものであるが、BWRでは格納容器内を窒素雰囲気として管理し漏えいを検出しやすいことから、PWRのデータは、保守的であると考えられる。

¹ U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220

2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路

実プラント（女川2号炉）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、以下に示す通りである。

(1) 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や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

b) 格納容器アクセス部等からの漏えい

ドライウェル主フランジ、機器搬出入口、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) 格納容器隔離弁からの漏えい

可燃性ガス濃度制御系等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

d) 格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器調気系等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 人的過誤による隔離機能喪失

e) 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。

なお、「格納容器隔離失敗」については、定期検査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こと、原子炉運転時には1回/日以上、格納容器圧力・温度をもとに運転中の窒素漏洩率を求め、格納容器の機密性を確認していること、エアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能であること、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていること等により、人的過誤による発生確率は極めて小さいと考えられる。

3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

内部事象運転時レベル1. 5 P R Aで適用した格納容器隔離失敗確率の文献（N U R E G / C R - 4 2 2 0）では、1984年までのデータを基にしている。ここでは、最近の実績調査例として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書²（E P R I 報告書）の調査例を示す。

²EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008

EPR I 報告書では、総合漏えい率試験（ILRT: Integrated Leak Rate Test）間隔を 15 年に延長することのリスク影響を評価しており、2007 年時点までの ILRT データを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして、設計漏えい率の 35 倍を基準としているが、大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は 0 件となっている。なお、設計漏えい率の 10 倍より大きい漏えい事象として表 2 に示す 3 件が抽出されている。

表 2 EPR I 報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象²

Date	Plant	Cause
Aug-84	不明	記載なし
Jun-85	不明	記載なし
Dec-90	Dresden 2 BWR Mark 1	ILRT 中に発見された真空破壊装置の漏えい

EPR I 報告書では、大規模漏えいに至る事象実績を ILRT 試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。即ち、大規模漏えいに至る事象実績 0 件（計算上 0.5 件としている）を ILRT 試験数 217 件で除すると隔離機能喪失の確率は 0.0023 ($0.5/217=0.0023$) となる。この値は、NUREG/CR-4220 で評価された格納容器隔離失敗確率の 5×10^{-3} よりも小さい値となっており、EPR I 報告書の結果を考慮しても NUREG/CR-4220 の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

以 上

FCIの知見について

1. 炉内FCIにおいて想定される現象

炉内FCIによる格納容器破損は α モード破損と呼ばれ、これまでに多くの現象論の研究、試験が行われてきた。 α モード破損とは、シビアアクシデント時に熔融炉心が下部プレナム冷却材中に落下し、高温の熔融炉心と冷却材が接触することで水蒸気爆発が発生する。この時の発生したエネルギーにより、水塊が圧力容器上部に衝突し、さらに圧力容器ヘッド部が破損し格納容器に衝突して破損に至るモードである。これまでの研究では、水蒸気爆発現象を以下のような段階的な過程によって説明するモデルが提唱されている。

- ① 炉内の冷却材が喪失し、炉心が熔融してその熔融炉心が下部プレナム冷却材中に落下する。水と接触した熔融炉心は、その界面の不安定性により、熔融炉心の一部もしくは大部分が分裂し、膜沸騰を伴う水との混合状態となる（粗混合）。
- ② さらに、自発的もしくは外部からの圧力パルスにより、膜沸騰が不安定化し（トリガリング）、2液が直接接触する。
- ③ 下部プレナムにおける2液の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・熔融炉心の微細化により、さらに液体同士の接触を促進し（伝播）、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する
- ④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域（元々は粗混合領域）の膨張により運動エネルギーが発生し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、上蓋が格納容器衝突して格納容器の破損に至る。

2. 既存のFCI試験の整理

FCIについて、過去に実施された代表的な実験研究として、JRCイストラ研究所で実施されたFARO計画、KROTOS計画、(旧)日本原子力研究所で実施されたALPHA計画及び(財)原子力発電技術機構で実施されたCOTEL S計画がある。これらの試験では模擬熔融物として UO_2 混合物を用いた試験とアルミナ等を用いた試験がある。以下では、各試験の試験条件及び試験結果について示す。

2. 1 ALPHA計画

ALPHA計画^[1]では、テルミット反応による酸化アルミニウムと鉄からなる模擬熔融物を用いた実験が実施されている。ALPHA試験装置を図 2-1 に示す。試験容器は、内径 3.9m、高さ 5.7m、容積 50m³である。模擬格納容器に設置した冷却水プールに高温熔融物を落下させ、水蒸気爆発に関する特性データを計測する試験装置である。表 2-1 にALPHA計画の試験結果のまとめを示す。高雰囲気圧力

(STX008, STX012, STX015), 低サブクール水 (STX014) の場合は水蒸気爆発の発生が抑制される試験結果が知見として得られている。また, 水蒸気爆発のエネルギー変換効率は1~6%程度となっている。なお, 比較的大きなエネルギーが観測されている試験 (STX019, STX021) は, 溶融物分散板を用いた試験ケースである。

2. 2 KROTOS計画

KROTOS計画^{[2][3][4]}では, FARO計画が大型試験装置であるのに対して小型の試験装置であるが, 低圧・サブクール水を主として試験を実施している (図 2-2)。KROTOS計画では模擬コリウムとして UO_2 混合物を用いた試験とアルミナを用いた試験を実施している。表 2-2 にKROTOS計画の試験結果のまとめを示す。アルミナ試験では, サブクール度が高い試験ケース (K38, K40, K42, K43, K49) では, 外部トリガー無しで水蒸気爆発が発生しているが, サブクール度が低い試験ケース (K41, K44, K50, K51) では, 外部トリガー無しでは水蒸気爆発は発生していない。一方, UO_2 混合物試験では, 外部トリガー無しでは水蒸気爆発は発生していない。また, UO_2 混合物試験でも外部トリガー有りでは水蒸気爆発が発生している (K52, K53) が, これらのケースはサブクール度が高い試験ケースである。また, UO_2 混合物試験の水蒸気爆発のエネルギー変換効率は, アルミナ試験の水蒸気爆発に比較して低い結果となっている。アルミナ試験と UO_2 混合物の相違については以下のように考察されている。

- ・ アルミナはプール水面近傍でブレイクアップし, 粗混合時に粒子が半径方向に広がり, 水蒸気爆発の伝播がし易くなった可能性がある。
- ・ UO_2 混合物の方が一般的に過熱度は小さく, UO_2 混合物粒子表面が水と接触した直後に表面が固化し易く, これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。
- ・ UO_2 混合物試験では水素が発生し, これにより蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。

2. 3 FARO計画

FARO計画^[3]では, 酸化物コリウム及び金属Zrを含むコリウムが用いられ, 多くの試験は高圧・飽和水条件で実施されているが, 低圧・サブクール水条件の試験も実施されている。FARO試験装置の概要を図 2-3 に示す。表 2-3 にFARO計画の試験結果のまとめを示す。FARO計画のいずれの試験ケースでも水蒸気爆発は発生していない。FARO試験で得られた主な知見は以下である。

- ・ 高圧・飽和水試験, 低圧・サブクール試験の何れにおいても水蒸気爆発は発生していない。
- ・ 高圧・飽和水の酸化物コリウム試験の場合は一部が粒子化し, 一部はパンケー

キ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水コリウムに金属Zr成分を含んだ試験及び低圧・サブクール試験では全てのコリウムは粒子化した。

- ・ 粒子の質量中央径は比較的大きかったが、試験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に依存していない。

2. 4 COTEL S計画

COTEL S計画^[5]では、模擬溶融物として UO_2 -Zr-ZrO₂-SS 混合物を用いており、コリウムに金属成分が含まれている。COTEL S試験装置の概要を図 2-4 に示す。表 2-4 にCOTEL S計画の試験結果のまとめを示す。COTEL S試験で得られた主な知見は以下である。

- ・ サブクール度が大きいケースも含め、全ての試験で水蒸気爆発は発生していない。
- ・ プールに落下した溶融コリウムは、ほとんどがプール水中で粒子化した。
- ・ 粒子径は、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、質量中央径で6mm程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。

2. 5 知見のまとめ

上記で示した実験結果から得られた主な知見を以下にまとめる。

- ・ 高圧条件、または低サブクール水条件は、水蒸気爆発を抑制する傾向がある。（ALPHA試験、KROTOS試験）
- ・ UO_2 混合物を用いた代表的なFCI実験（外部トリガー無し）では、水蒸気爆発は確認されていない。（FARO試験、COTEL S試験、KROTOS試験）
- ・ 粒子化割合は、サブクール度に依存し、サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる。金属成分が含まれていると粒子化が促進される。（FARO試験）
- ・ 粒子化割合は、デブリ落下速度に依存し、落下速度が大きいと粒子化が促進される。（COTEL S試験）
- ・ UO_2 混合物は（融点が高いため）過熱度が小さく、水プール落下直後に粒子化した粒子表面が固化すると考えられることが示唆される。（KROTOS試験の考察）
- ・ デブリ落下後の水プールが高ボイド率状態になると、トリガーの伝播を阻害する可能性がある。（KROTOS試験の考察）
- ・ 金属-水反応により発生した水素が蒸気膜に混入し、蒸気膜の安定化に寄与すると考えられることが示唆される。（KROTOS試験の考察）

3. 専門家会議等の知見

α モード破損の発生確率については、これまで専門家会議（SERG）等で議論が

なされてきており^{[6][7]}，BWRについての議論の結果を表3に示す。BWR体系では下部プレナムに制御棒案内管等が密に存在しており，これらは大規模な水蒸気爆発の発生を制限すると考えられるため， α モード破損の発生確率は，プラント全体でみた際に他の要因による格納容器破損頻度に比べて十分小さく無視できると結論付けられている。

4. まとめ

3. で示したように，国際的な専門家会議の工学的議論から，BWR体系の炉内FCIは格納容器破損の脅威とならないことが結論付けられている。また，表4に炉内FCIの影響因子に対して，代表的な実験結果，専門家会議の知見を踏まえたBWR実機体系条件の分析結果を示す。表4に示すように，実験結果の知見を踏まえてもBWR実機体系では水蒸気爆発は抑制される傾向であり，大規模な水蒸気爆発は発生しないと考えられる。以上より，BWR体系における α モード破損の発生可能性は十分小さいと考えられる。したがって，BWRにおける格納容器破損モードとして，炉内FCIの考慮は不要である。

5. 参考文献

- [1] N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugiyama, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995
- [2] I. Huhtiniemi, D. Mgallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999
- [3] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006
- [4] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999
- [5] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [6] T.G.Theofanous and W.W.Yuen, The Probability of Alpha-Mode Containment Failure Updated, Nucl. Eng. Des. 155 459-473, 1995
- [7] S. Basu, T. Ginsberg, A reassessment of the potential for an alpha-mode containment failure and a review of the current understanding of broader fuel-coolant interaction (FCI) issues, Report of the 2nd steam explosion review group workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996
- [8] T.Okkonen, et al, Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR' S, NUREG/CP-0127, 1994
- [9] T.G. Theofanous, et al, Steam Explosions: Fundamentals and Energetic

Behavior, NUREG/CR-5960, 1994

[10] O. Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998

表 2-1 ALPHA試験の主要な試験条件及び試験結果^[1]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
ALPHA	STX002	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX003	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	292	1.0	No	Yes	-
	STX005	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	300	1.0	No	Yes	-
	STX009	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX016	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	295	0.9	No	Yes	0.86
	STX017	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	286	0.9	No	Yes	0.66
	STX018	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	283	0.9	No	Yes	3.33
	STX001	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	293	1.0	No	No	-
	STX010	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	297	1.0	No	Yes	-
	STX013	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	284	1.0	No	No	-
	STX014	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	372	1.0	No	No	-
	STX008	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.60	288	1.0	No	No	-
	STX012	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.60	290	1.0	No	No	-
	STX015	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.00	282	1.0	No	No	-
	STX006	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	298	1.0	No	No	-
	STX011	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	290	1.0	No	Yes	-
	STX019	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	0.9	No	Yes	5.67
	STX020	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	1.0	No	No	-
STX021	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	0.9	No	Yes	4.05	

表 2-2 KROTOS 試験の主要な試験条件及び試験結果^{[2][3][4]}

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2665	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3073	0.1	5	1.11	No	No	-
	K42	Alumina	1.5	2465	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2625	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2673	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.6
	K49	Alumina	1.5	2688	0.37	120	1.11	No	Yes	2.2
	K50	Alumina	1.7	2473	0.1	13	1.11	No	No	-
	K51	Alumina	1.7	2478	0.1	5	1.11	No	No	-
	K32	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.0	3063	0.1	22	1.08	No	No	-
	K33	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.2	3063	0.1	75	1.08	No	No	-
	K35	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.1	3023	0.1	10	1.08	Yes	No	-
	K36	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.0	3025	0.1	79	1.08	Yes	No	-
	K37	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.2	3018	0.1	77	1.11	Yes	No	-
	K45	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.1	3106	0.1	4	1.14	Yes	No	-
	K46	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	5.4	3086	0.1	83	1.11	Yes	No	-
	K47	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	5.4	3023	0.1	82	1.11	Yes	No	-
K52	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	2.6	3133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02	
K53	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.6	3129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05	

表 2-3 F A R O 試験の主要な試験条件及び試験結果^[3]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
FARO	L-06	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	18	2923	5	0	0.87	No	No	-
	L-08	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	44	3023	5.8	12	1.00	No	No	-
	L-11	77wt.%UO ₂ -19wt.% ZrO ₂ -4wt.%Zr	151	2823	5	2	2.00	No	No	-
	L-14	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	125	3123	5	0	2.05	No	No	-
	L-19	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	157	3073	5	1	1.10	No	No	-
	L-20	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	96	3173	2	0	1.97	No	No	-
	L-24	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	177	3023	0.5	0	2.02	No	No	-
	L-27	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	117	3023	0.5	1	1.47	No	No	-
	L-28	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	175	3052	0.5	1	1.44	No	No	-
	L-29	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	39	3070	0.2	97	1.48	No	No	-
	L-31	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	92	2990	0.2	104	1.45	No	No	-
L-33	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	100	3070	0.4	124	1.60	Yes	No	-	

表 2-4 C O T E L S 試験の主要な試験条件及び試験結果^[5]

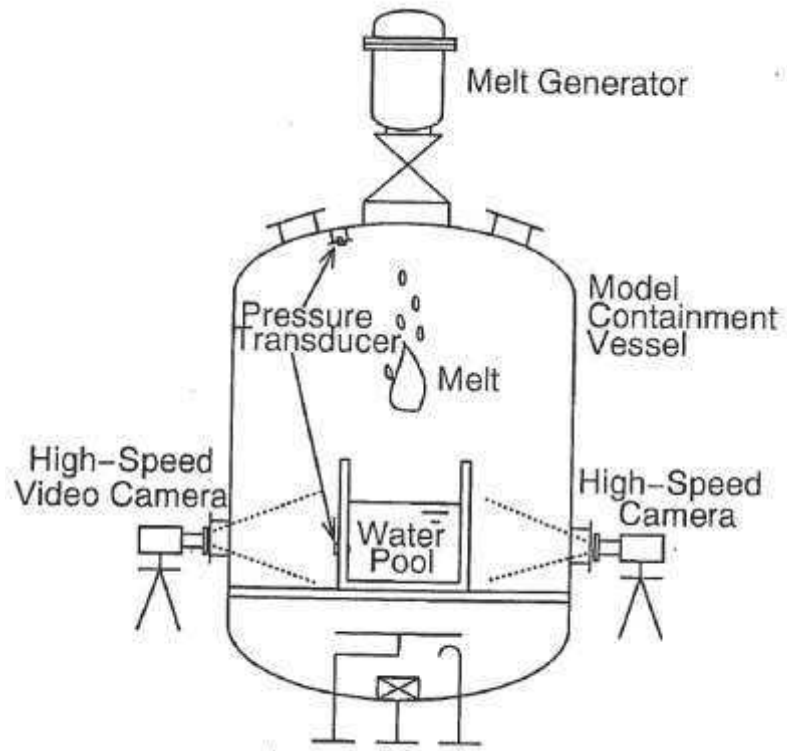
試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
COTELS	A1	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	-
	A4	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	-
	A5	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	-
	A6	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	-
	A8	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	-
	A9	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	-
	A10	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	-
	A11	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	-

表3 BWR体系における炉内FCI現象の発生確率に関する議論の整理

炉内FCIに関する国際会議，文献	BWRの炉内FCIに関する議論
OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993) ^[8]	BWRの圧力容器下部プレナムは，制御棒案内管で密に占められている。そして，炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは，炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって，燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され，水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。従って，スラグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は，PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T. Okkonen 等)
NUREG/CR-5960 (1994) ^[9]	BWRの下部プレナムには，密に詰められた制御棒案内管があるため，炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T. G. Theofanous 等)
SERG-2 ワークショップ (1996) ^[7]	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため，BWRの α モード格納容器破損確率は，おそらくPWRより小さい。(M. Corradini)
OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1997) ^[10]	下部プレナム構造物の存在により，水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は，一般にBWRでは炉内水蒸気爆発は格納容器への脅威とならない。(O. Zuchuat 等)

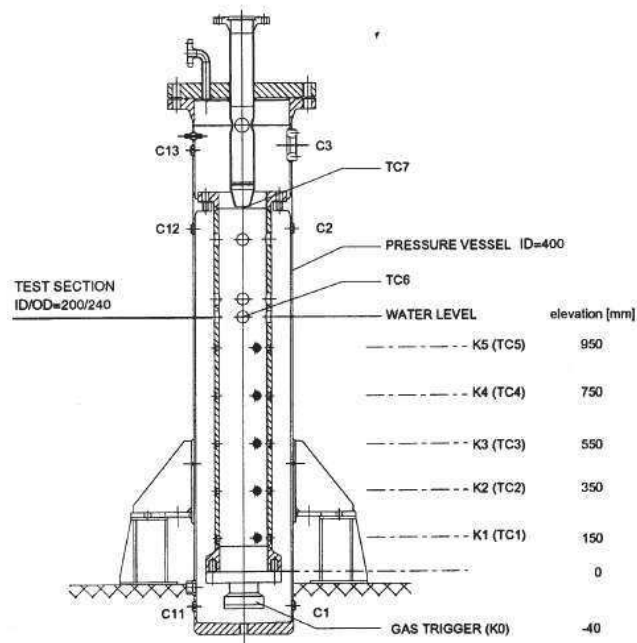
表4 BWR実機体系を踏まえた炉内FCIの分析結果

炉内FCIに影響する因子	BWR実機体系の条件	実験・専門家会議等による知見	炉内FCIへの影響
溶融物組成	溶融落下物は、金属成分を含むUO ₂ 混合物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 模擬溶融物にUO₂を用いた代表的なFCI試験（FARO試験、COTELS試験、KROTOS試験）では、トリガー無しで水蒸気爆発は確認されていない。 ・ 溶融物に金属成分を含む場合は、粒子化が促進される（FARO試験）。 ・ UO₂混合物では（融点が高いため）過熱度が小さく、水プール落下直後に粒子化した粒子表面が固化することが考えられる（KROTOS試験の考察）。 ・ 金属-水反応により発生した水素が蒸気膜に混入し、蒸気膜の安定化に寄与すると考えられる（KROTOS試験の考察）。 	金属成分により粒子化が促進される可能性があるが、粒子表面の固化、水素発生により水蒸気爆発の発生は抑制される。
下部プレナム水温度	溶融物が下部プレナムに落下する状況では、下部プレナム冷却材は飽和温度に近い	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低サブクール水条件では、水蒸気爆発は抑制される可能性がある（ALPHA試験、KROTOS試験）。 ・ 粒子化割合は、サブクール度に依存し、サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる（FARO試験）。 ・ 下部プレナム水が低サブクール条件の場合、デブリ落下時のボイド発生が多くなり、トリガーの伝播を阻害する可能性がある（KROTOS試験の考察）。 	低サブクール条件では、粒子化を抑制し、ボイド発生が多くなるため、水蒸気爆発の発生を抑制する。
下部プレナム部構造材	下部プレナム部には多数の制御棒案内管等の構造物が存在	<ul style="list-style-type: none"> ・ 下部プレナム内の制御棒案内管等の多くの構造物が水蒸気爆発のエネルギーを吸収するため、格納容器破損に至るような大規模なエネルギーは発生しない。（専門家会議等の知見） 	水蒸気爆発が発生しても、構造物により水蒸気爆発のエネルギーが制限される。



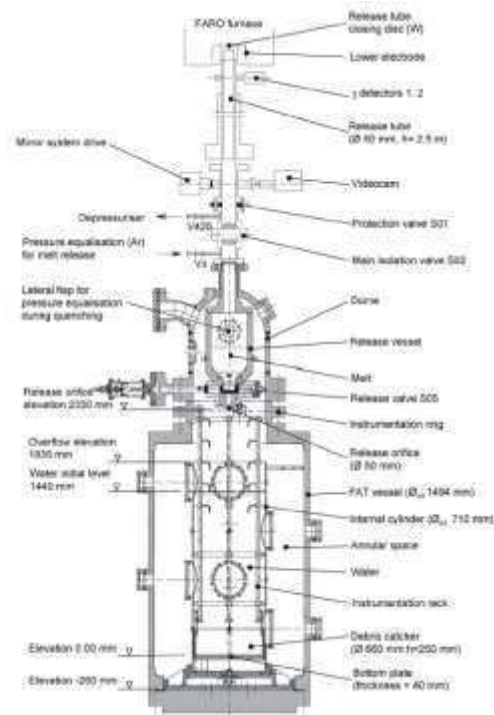
出典：参考文献[1] p. 371 Fig. 1

図 2-1 ALPHA 試験装置の概要



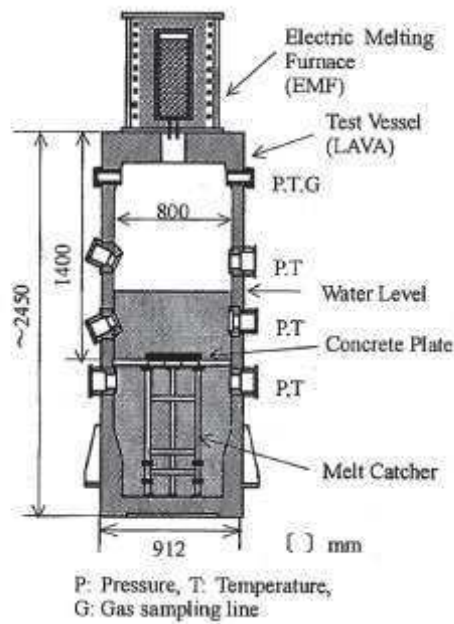
出典：参考文献[2] p. 380 Fig. 1

図 2-2 KROTOS 試験装置の概要



出典：参考文献[3] p.1999 Fig.1

図 2-3 FARO試験装置の概要



出典：参考文献[5] p.37 Fig.1

図 2-4 COTEL S試験装置の概要

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

女川2号炉の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おいては、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の評価事故シーケンスを選定する上でのプラント損傷状態（PDS）として、高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）を選定している。TQUVを選定するにあたっては、TQUVと大破断LOCA＋注水機能喪失（LOCA）とを定性的に比較しており、LOCA時には、破断口から流出した冷却材が格納容器下部へ流入することで、MCCIの観点で厳しい事象ではないと考えられるため、LOCAをPDSの選定対象から除外している。

2. LOCA時に破断口から流出した冷却材の経路

関係する格納容器の構造を図1に示す。LOCAが発生し、ドライウェルに放出された冷却材は、ドレンサンプまたは格納容器下部開口部を通して格納容器下部に流入する。

3. 有効性評価のMCCIの評価事故シーケンスの選定

上記の理由より、有効性評価におけるMCCIの評価事故シーケンスは、対応時間の余裕の観点で、格納容器下部水張り完了までの時間余裕が厳しいTQUVを選定した。

一方、TQUVとLOCAを比較すると、LOCAの方が事象進展は早いため、崩壊熱が高い状態で溶融炉心が格納容器下部に落下する。したがって、LOCAの方がコンクリート侵食量はやや大きくなると考えられる。

このため、有効性評価における不確かさ評価として、LOCAをPDSとした場合の評価を行っている。評価の結果、原子炉圧力容器の破損時刻が事象発生約3.0時間後であり、TQUVをPDSとした場合の約3.8時間後に比べて早いため、格納容器下部落下時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、格納容器下部床面及び壁面の侵食量が大きくなるものの、原子炉圧力容器の支持機能が維持できることを確認している。

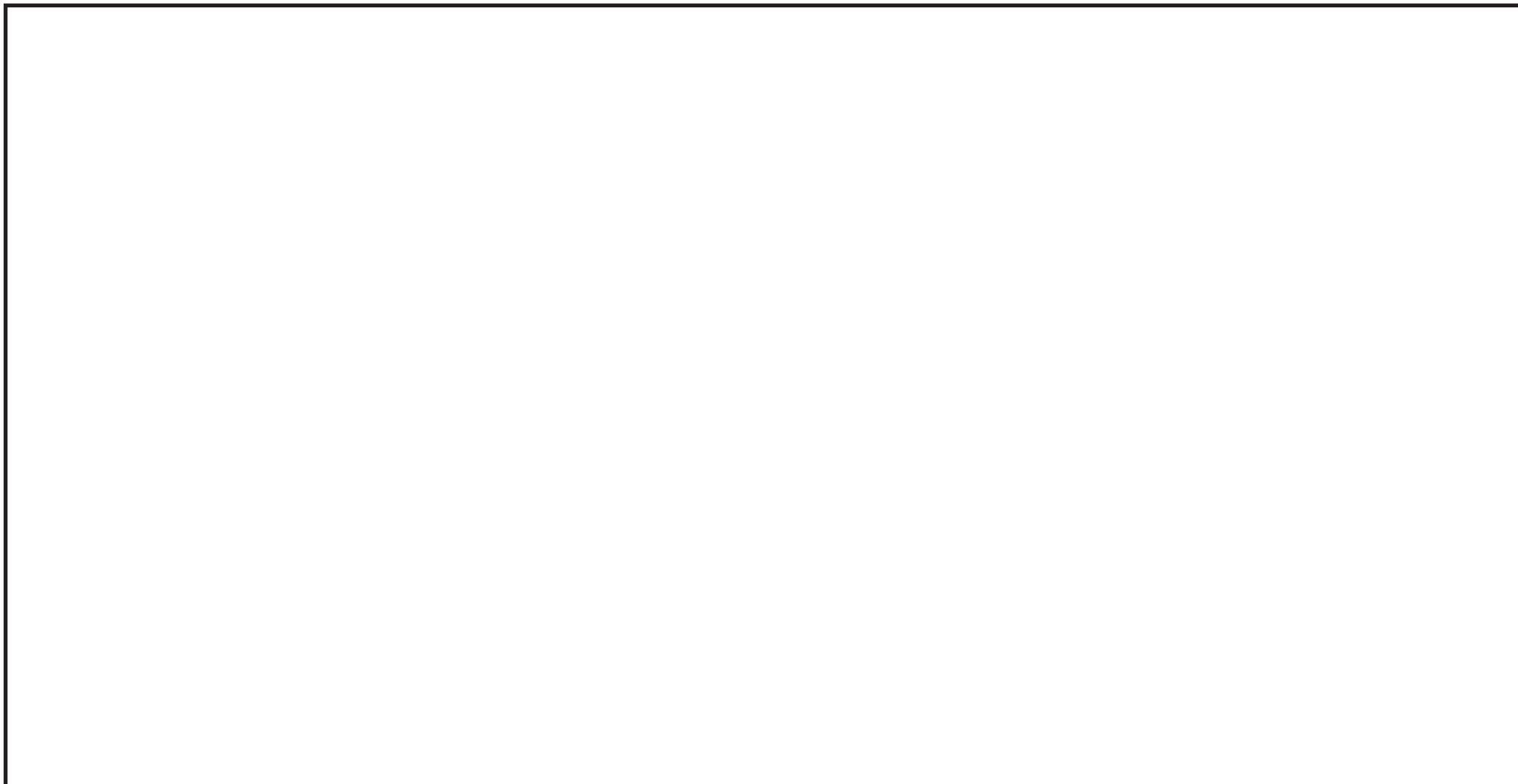


図1 格納容器の構造図 (BWR, M a r k - I 改良型格納容器)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）

内部事象運転時レベル1. 5 PRA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方法としては、第一ステップとして格納容器破損モード毎に結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態（PDS）を選定し、第二ステップでは、選定されたPDSの中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。なお、評価事故シーケンスの選定においてはアクシデントマネジメント策や重大事故対策等を考慮しないPRAモデルを用いている。以下に、評価事故シーケンスの絞込みに際しての考え方を示す。

（1）雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

a. 評価対象PDSの選定方法

格納容器への負荷（圧力，温度）及び事象進展の観点から抽出するが，以下の点から，AE（大破断LOCA）が最も厳しいPDSとなる。

- ・ LOCAは、破断口から格納容器ドライウェルへ直接冷却材のブローダウンが起るため格納容器内の圧力上昇は厳しい。また、炉心水位の低下が早いため、炉心露出による被覆管のヒートアップにより早期にジルコニウム-水反応が起り、大量の水素発生により、格納容器内の圧力上昇をより厳しくする。
- ・ 炉心損傷に伴って発生する高温のガスが、破断口より直接格納容器に放出されるため、格納容器内の温度上昇を厳しくする。
- ・ 事故進展が早く、緩和操作のための時間余裕が短い。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるAEのうち、①「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」を選定し、これにECCS機能喪失及び全交流動力電源喪失（SBO）を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなるシーケンスを選定している。

評価対象PDS：AE

① 大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗
+（デブリ冷却成功）+長期冷却失敗

（注） 全交流動力電源喪失（SBO）を重畳して扱う

(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

a. 評価対象PDSの選定方法

格納容器への負荷（圧力，温度）及び事象進展の観点から抽出するが，以下の点から，TQUXが最も厳しいPDSとなる。

- ・ 過渡起因であるTQUX（同様な事象進展となるPDSとしてTBD，TBUを含む），S2E及び長期TBにおいて，原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る。
- ・ このうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を回避するための減圧操作のための時間余裕が短いのはTQUXとなる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象であるTQUXを代表するシーケンスとして，①「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗」のシーケンスを選定している。

評価対象PDS：TQUX

- ①過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗
＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH発生
- ②手動停止＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗
＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH発生
- ③サポート系喪失＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗
＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH発生

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）

a. 評価対象PDSの選定方法

格納容器への負荷（圧力，温度）及び事象進展の観点から抽出するが，以下の観点から，TQUV（炉心損傷後の手動減圧を含む）が最も厳しいPDSとなる。

- ・ TQUV（TQUXにおける炉心損傷後の手動減圧を含む），中破断LOCA（S1E）及び大破断LOCA（AE）において，原子炉圧力容器が低圧で破損するため，溶融炉心の分散量が小さく，格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多い。
- ・ FCIは低水温でより厳しくなるため一次冷却水が飽和水として格納容器下部に滞留するLOCAは対象外となる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象であるTQUVを代表するシーケンスとして，①「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」に加え，原子炉圧力容器破損前のペDESTAL事前水張りを想定したシーケンスを選定した。

評価対象PDS：TQUV

- ①過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋FCI発生
- ②過渡事象＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋FCI発生
- ③手動停止＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋FCI発生
- ④手動停止＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋FCI発生
- ⑤サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋FCI発生
- ⑥サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋FCI発生

(4) 水素燃焼

a. 評価対象PDSの選定方法

BWRでは格納容器内を窒素置換しているため、PRAではその発生確率をゼロとして評価している。本破損モードそのものが回避可能であることを示す観点から評価を行っており、評価対象として水素発生量が少なく、相対的に酸素濃度が大きくなる厳しいシーケンスとしてAEを選定した。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

格納容器への負荷が大きいシーケンスを選定することを主眼として、評価対象であるAEを代表する①「大破断LOCA＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」に加え、全交流動力電源喪失(SBO)を重畳させたシーケンスを選定した。

評価対象PDS：AE

- ①大破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗
＋(損傷炉心冷却成功)＋(格納容器注水成功)＋長期冷却失敗＋可燃限界到達
- (注) 全交流動力電源喪失(SBO)を重畳して扱う

(5) 格納容器直接接触(シェルアタック)

本原子炉施設の格納容器内でペDESTAL内から溶融炉心が拡がらない形状となっているため、格納容器直接接触(シェルアタック)は、PRAではその発生確率をゼロとして評価した。したがって、有効性評価の対象から除外した。

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 評価対象PDSの選定方法

格納容器への負荷（圧力，温度）及び事象進展の観点から抽出するが，以下の点から，T Q U V（炉心損傷後の手動減圧を含む）が最も厳しいPDSとなる。

- ・事象進展が早く，早期に炉心が損傷し，対応時間の余裕が少なくかつ大量の熔融炉心がペDESTALに落下する。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象であるT Q U Vを代表するシーケンスとして，①「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧E C C S失敗」のシーケンスに加え，原子炉圧力容器破損前のペDESTAL事前水張りを想定したシーケンスを選定した。

評価対象PDS：T Q U V

- ①過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧E C C S失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗
- ②過渡事象＋S R V再閉失敗＋H P C S失敗＋低圧E C C S失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗
- ③手動停止＋高圧注水失敗＋低圧E C C S失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗
- ④手動停止＋S R V再閉失敗＋H P C S失敗＋低圧E C C S失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗
- ⑤サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧E C C S失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗
- ⑥サポート系喪失＋S R V再閉失敗＋H P C S失敗＋低圧E C C S失敗
＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗

（7）格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

格納容器先行破損シーケンスであり，炉心損傷防止対策の有効性評価において格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）を想定する事故シーケンスグループに含めている。

（8）格納容器隔離失敗

格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること，及び炉心損傷防止対策が有効であることから，本破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

事故シーケンスの整理について

イベントツリーを作成するにあたり、各ヘディングにおいて必ず分岐をすると、事故シーケンスの数は非常に多くなるため、定量化を行う際には原則に従い分岐を省略して合理的に評価している。

- ・ヘディング間の従属性を考慮し、発生し得ないシーケンスは削除する。
(例：原子炉の減圧に失敗した場合、低圧炉心冷却は必ず失敗)
- ・結果（炉心損傷，PDS）が変わらない場合、目的に応じて分岐を集約する。
(例：大破断LOCA時に高圧炉心冷却に成功した場合、低圧炉心冷却の成否はPDSに影響しない)

このため、定量化に使用するイベントツリーは、分岐を省略した簡略なものとなっている。この点について、LOCAを例に説明する。

LOCAのイベントツリーにおいて、ATWSに至る事故シーケンスを除いた各事故シーケンスで省略している分岐をすべて記載したイベントツリーを図1に示す。

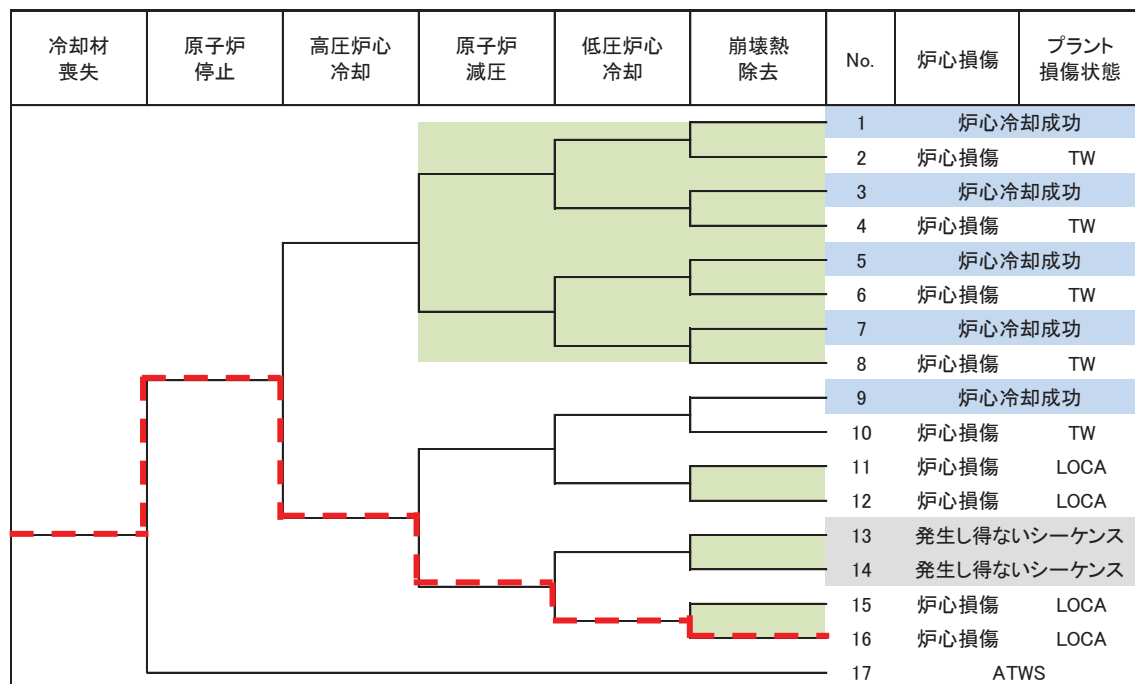


図1 冷却材喪失のイベントツリー（分岐を省略しない場合）

図1において、炉心冷却の成否で分類する場合、ハッチングで示した分類は集約することが出来る。また、PDSを分類する目的として不要な分岐は以下のとおりになる。

- ・No. 1～8は高圧炉心冷却に成功するため、その後の事象進展によらず、崩壊熱除去に成功した場合は炉心冷却成功、何らかの理由により失敗した場合は崩壊熱除

去失敗による炉心損傷TWに至るため、「原子炉減圧」と「低圧炉心冷却」では分岐させる必要はない。

- No. 11, 12 及び No. 15, 16 は高圧炉心冷却, 低圧炉心冷却ともに失敗しており, 崩壊熱除去の成否によらずプラント損傷状態が変わらないため, 分岐させる必要はない。
- No. 13, 14 は原子炉の減圧に失敗しているため低圧炉心冷却に成功することはなく, 発生し得ないシーケンスとなり, 分岐させる必要はない。

以上の不要な分岐を省略したイベントツリーが図2であり, これを定量評価に用いている。

図2のうち, 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)及び水素燃焼の有効性評価を行う格納容器破損モードに対して, 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」の事故シーケンスを選定している。有効性評価を行うシーケンス(評価事故シーケンス)としては, 選定した「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」に, 格納容器の過圧及び過温が厳しくなるよう低圧ECCSと共用しているRHR機能も使用できないとして, 崩壊熱除去機能喪失TWを重畳している。

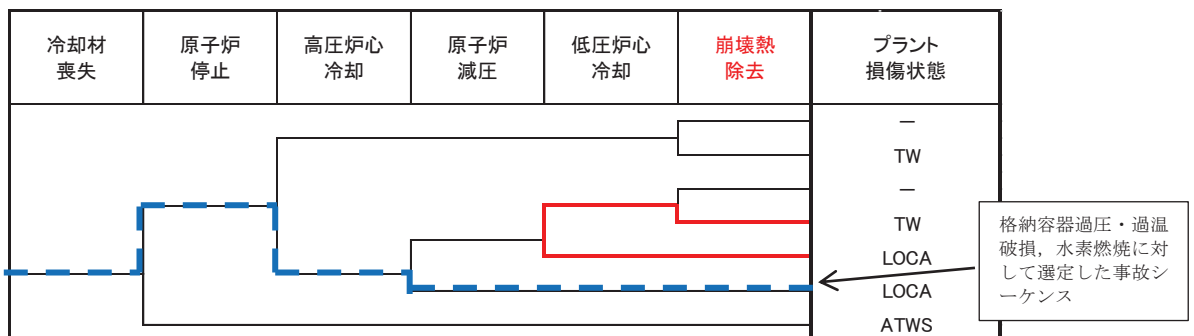


図2 冷却材喪失のイベントツリー(分岐を省略した場合)

このように, 分岐の有無が炉心損傷やPDSに影響しない場合, 定量評価ではシステムの成功/失敗は考慮されないが, システムの成功/失敗により事象進展速度に差が出る場合には, 解析ケースとしてより厳しい条件で解析を実施している。

以上

女川2号炉 PRAピアレビュー実施結果について

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PRAの妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施した。今回実施したピアレビュー結果の概要は以下のとおり。

2. 実施内容

今回実施した以下に示す各PRA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PRA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第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン（平成21年6月 一般社団法人 日本原子力技術協会）」（以下、「ガイドライン」という。）を参考にレビューを行った。

2.1 レビュー対象となるPRA

- ・内部事象運転時レベル1PRA
- ・地震レベル1PRA
- ・津波レベル1PRA
- ・内部事象運転時レベル1.5PRA
- ・内部事象停止時レベル1PRA

2.2 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、レビューの実施に当たっては多面的な視点で評価する観点から、各PRA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PRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国でのPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした（第1図参照）。

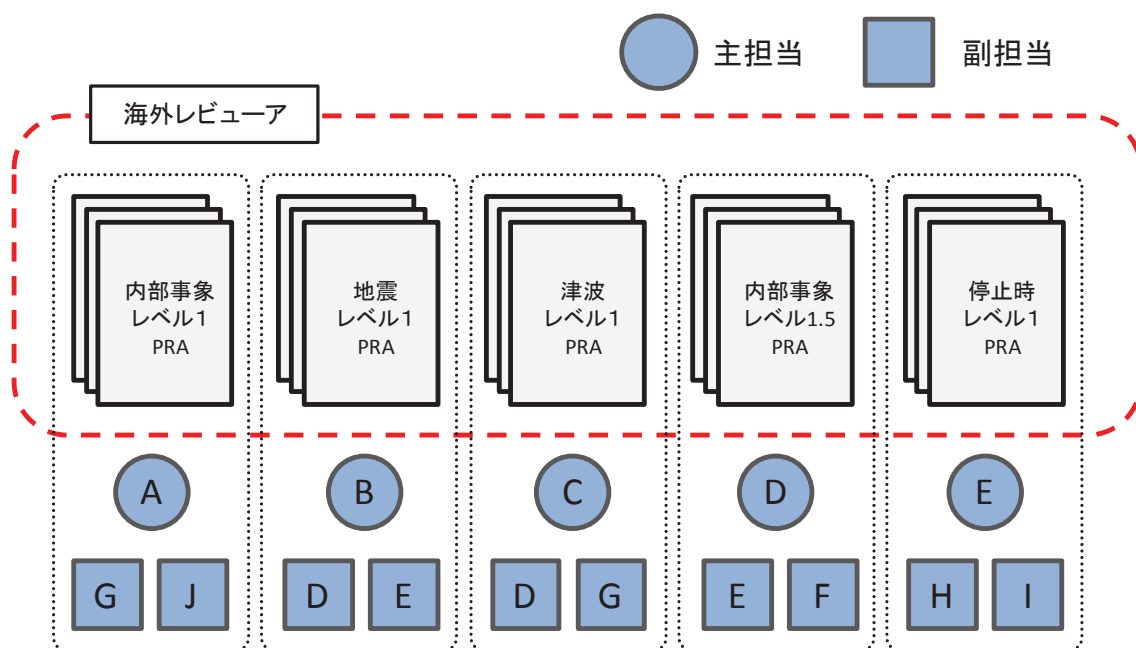
○国内レビューア：10名

--

○海外レビューア：1名

--

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第1図 レビュー体制のイメージ

2.3 レビュー方法及び内容

(1) 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、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。

(2) オンサイトレビュー：約1週間

国内外のレビューアにより、各PRAの文書化資料を基に学会標準適合性等についてレビューを実施した。レビューに際しては適宜同席したPRA実施者（当社社員、当社協力企業社員及びプラントメーカー技術者）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) ピアレビュー結果報告書の作成：約1ヶ月

オンサイトレビューにおけるレビューアとPRA実施者による質疑応答を文書化するとともに、レビュー結果の整理に際して発生した追加質問事項に係る確認を行い、今回実施したピアレビューの実施結果報告書を作成した。

(4) ピアレビュー結果の確認、対応方針検討：約1ヶ月

ピアレビュー報告書に記載された推奨事項等の詳細内容を確認するとともに、各項目に対する今後の方向性を検討した。

3. 結果の概要

3.1 国内レビューアからのコメント

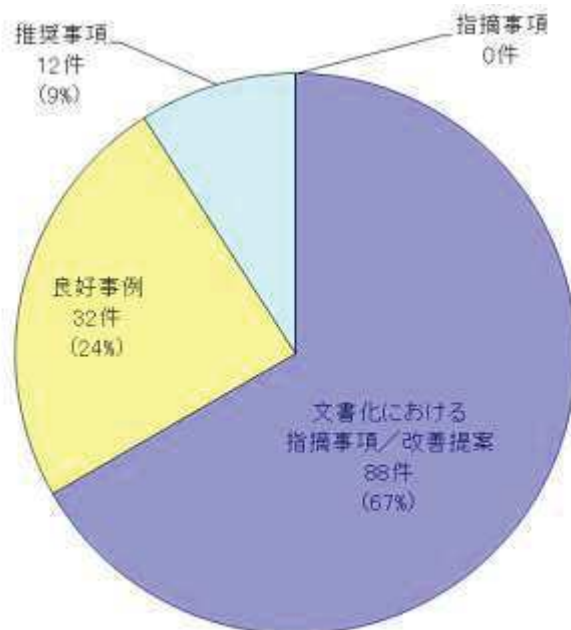
レビューの結果，国内レビューアからのコメントは以下に示すとおりであり，学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり，今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。

一方，PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として12件，また，文書化における指摘事項及び改善提案として合計88件を受けており，これらについては今後PRAを実施する際に有効活用していくとこととする。

主なコメント内容について以下に示す。

第1表 国内レビューアによるコメント件数 (132件)

		内部事象 レベル1 PRA	停止時 レベル1 PRA	地震 レベル1 PRA	津波 レベル1 PRA	内部事象 レベル1.5 PRA	合計
指摘事項		0	0	0	0	0	0
推奨事項		6	4	2	0	0	12
文書化	指摘事項	1	5	7	1	1	15
	改善提案	15	15	22	7	14	73
良好事例		12	11	5	3	1	32



第2図 全コメントに対する各コメントの割合

3.1.1 指摘事項

今回実施した各PRAはそれぞれの学会標準を参考に評価を実施したものであり、レビュー結果からも学会標準への不適合箇所やPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題はないことが確認できた。

3.1.2 推奨事項

学会標準適合性とは別に更なる品質向上に資するものとして、12件の推奨事項が挙げられた。具体的には「事故シーケンスの展開」等に関する内容であったが、これらの推奨事項は、現状の評価手法に対して更なる説明性の向上に資するものと考えられることから、評価手法改善に向けた調査・検討を実施していく。主な推奨事項の詳細については以下の通り。

<推奨事項>

①事故シーケンスの展開

イベントツリーのヘディングの設定において、最初のヘディングが「同時メンテナンスの禁止」という評価除外事象となっている。このヘディングは事故進展の展開のためではなく、事故シーケンスの定量化における排反事象の削除のために導入されたものである。排反事象の削除方法としては、RiskSpectrum[®]PSAの他の事故シーケンスの定量化機能を適用し、イベントツリーのヘディングには事故進展の展開の観点から「同時メンテナンスの禁止」を含めないようにすることを検討することを推奨する。(内部事象運転時レベル1PRA、内部事象停止時レベル1PRA)
(対応方針)

排反事象の削除方法として、本評価で適用している定量化手法で適切に評価できることを確認している。ただし、事故進展の観点から「同時メンテナンスの禁止」をイベントツリーのヘディングに含めないように、今後実施する安全性向上評価のPRA実施に際して反映できるよう具体的な評価手法について調査し、検討を実施する。

3.1.3 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挙げられた文書化における指摘事項は15件、改善提案は73件であり、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PRAモデルの内容を説明する上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>

地震レベル1PRA報告書には、具体的なプラントウォークダウンの実施内容(対象機器の選定手順等)及び結果が記載されていないため、これらを追記する

必要がある。(地震レベル1 P R A)

<文書化における改善提案>

格納容器の限界圧力及び限界温度の設定については、参考資料を明記することが望ましい。(内部事象運転時レベル1. 5 P R A)

3.1.4 良好事項

今回のピアレビューで挙げられた良好事例は 32 件であった。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。

<主な良好事例>

①システム信頼性解析

システムごとの詳細な FT 仕様書が作成され、起因事象別のモデル化の仮定及び FT の相違点が簡潔かつ明確にまとめられている。また、基事象の発生確率の算出に厳密式を用いている。さらに、共通原因故障の同定手順を明確化した上で、検討している。(内部事象運転時レベル1 P R A, 内部事象停止時レベル1 P R A)

②事故シナリオの同定

直接的な被災による事故シナリオの分析に加えて、間接的な被災による事故シナリオの分析も実施している。(津波レベル1 P R A)

3.2 海外レビューアからのコメント

海外レビューアからは、主に米国で実施されている P R A と日本で実施されている P R A との相違点を踏まえたコメント及び留意事項が示された。海外レビューアから示されたコメントは 22 件であり、内部事象運転時レベル1 P R A 及び内部事象停止時レベル1 P R A に関するコメントが多く示された。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、海外での P R A 実施状況についても適宜参考にし、より品質の高い P R A の実施に向けて今後の検討をしていく(第2表参照)。

<主なコメント>

①サポート系故障起因事象

本 P R A では、サポート系故障起因事象 (R S W / R C W 及び T S W / T C W の喪失) の頻度計算に “Jeffery Non-Informative Prior” 法を用いている。これらの系統には実績がないことから、両方の系統は全く異なる設計であっても、同じ故障頻度を有する。系統・トレイン故障の起因事象発生頻度は、フォールトツリーモデルを用いて計算すべきである。(内部事象運転時レベル1 P R A)

(対応方針)

起因事象発生頻度として、国内で過去発生実績の無い起因事象は発生実績を0.5件と仮定して評価している。原子炉補機冷却系故障のような炉心損傷頻度への影響が大きい起因事象については、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析を実施することでプラント毎の相違をより明確に評価することが可能であると考えられ、今後実施する安全性向上評価の際に反映できるよう具体的な評価方法については海外での取扱いも調査し、検討を実施する。

②人間信頼性解析

人間信頼性解析は、運転員からの情報を取り入れているか。PRAにおいてモデル化される運転員操作について運転員にインタビューすることによって情報を得ることができる。(内部事象運転時レベル1 PRA)

(対応方針)

今回の評価では、人間信頼性解析モデルの構築においては、運転員に対するインタビューは実施していない。運転員へのインタビューを行い、モデルに反映することで、より適切な人間信頼性解析が可能であると考えられることから、今後実施する安全性向上評価に係るPRAにおいて検討を行う。

4. まとめ

女川2号炉の各PRA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かったが、推奨事項や文書化に対する指摘事項等が複数示された。これらのコメントに対しては、PRAの更なる品質向上に資するものと考えられることから、評価手法の見直しを含めて検討する。さらに、海外レビューアから受けたコメントについても、日米間の評価手法の違いはあるものの、反映することで、より品質の高いPRAとなり得る場合もあると考えられることから、コメントの内容を踏まえつつ、今後の対応を検討していく。

第2表 海外レビューアの主なコメント及び対応方針

分類	No.	コメント内容	対応方針
運転時 レベル 1	1	<p>【LOCAの起因事象発生頻度評価】</p> <p>PRAにおいては大規模LOCAの発生位置が特定されていなかったが、原子力規制委員会(NRA)のコメントへの回答として、大規模LOCAの発生位置が特定され、非常用炉心冷却設備(ECCS)配管とRPVに接続される「他の」配管に、それらの配管の溶接線の数と寸法に基づいてLOCAの発生頻度を割り当てることによって、感度解析が行われた。RPVに接続される配管への大規模LOCA発生頻度の割り当てにおいては、配管の運転温度、運転圧力といった他のファクターもまた考慮しなければならない。他の方法として、大規模LOCAを引き起こしうるRPVに接続される全ての配管に、同等に大規模LOCA発生頻度を割り当てる方法を提言した。</p> <p>一つのLOCA起因事象の代わりに、分離した大規模LOCA起因事象に、上記の提言に基づいて発生頻度の割当てることによってモデリングされることを推奨する。</p>	<p>LOCA事象について、ベースケースの評価では具体的な破断箇所を設定せずに評価しているためECCS配管破断によるLOCAを考慮した場合、非保守的な評価となる懸念があったため、感度解析としてECCS配管の溶接線の数と配管径に基づく評価を実施したものであり、評価の結果、ベースケースと大きな差異がないことを確認できた。</p> <p>この感度解析は絶対的なものではなく大まかな感度を見るために実施したものであるが、指摘された「配管の運転温度、運転圧力」を考慮しても大きな差が発生するとは考えにくい。</p> <p>従って、本PRAの目的に対しては、既報告の内容で問題ないと判断したが、LOCAの個別評価については、海外知見を参考に、今後詳細を検討していく。</p>
	2	<p>【実績のない場合の起因事象発生頻度評価】</p> <p>本PRAでは、サポート系故障起因事象(RSW/RCW及びTSW/TCWの喪失)の頻度計算に“Jeffery Non-Informative Prior”法を用いている。これらの系統には実績がないことから、両方の系統は全く異なる設計であっても、同じ故障頻度を有する。系統・トレイン故障の起因事象発生頻度は、フォールトツリーモデルを用いて計算すべきである。</p>	<p>起因事象発生頻度として、国内で過去発生実績の無い起因事象は発生実績を0.5件と仮定して評価している。原子炉補機冷却系故障のようなCDFへの影響が大きい起因事象については、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析を実施することでプラント毎の相違をより明確に評価することが可能であると考えられ、今後実施する安全性向上評価の際に反映できるよう具体的な評価方法については海外での取扱いも調査し、検討を実施する。</p>
	3	<p>【人的過誤の評価】</p> <p>人間信頼性解析は、運転員からの情報を取り入れているか。PRAにおいてモデル化される運転員操作について運転員にインタビューすることによって情報を得ることができる。</p>	<p>今回の評価では、人間信頼性解析モデルの構築においては、運転員に対するインタビューは実施していない。運転員へのインタビューを行い、モデルに反映することで、より適切な人間信頼性解析が可能であると考えられることから、今後実施する安全性向上評価に係るPRAにおいて検討を行う。</p>
停止時 レベル 1	4	<p>【人的過誤の依存性評価】</p> <p>運転員の操作(復旧もしくは緩和のための)が運転停止PRAにおいては重要であることから、運転員の操作への依存性に注目しなければならない。</p> <p>同じタイプの運転員の長時間(数時間)の操作は独立したものとみなされ、最初の操作に失敗した後の回復の操作が有効になりうる。</p>	<p>本PRAでは、コメントの通りモデル化しているが、今後のPRA評価においては、「運転員の操作への依存性」に注目した、運転員へのインタビューを含めた検討を実施する。</p>
	5	<p>【人的過誤の依存性評価】</p> <p>一連の表示/警報によるプラント状態の診断の失敗は、長時間を経ての別の一連の表示/警報によるプラント状態の診断の失敗を必然的に引き起こすと仮定される。</p> <p>停止時PRAにおけるLOCA診断(7.1E-07のHEP)における操作の失敗に関する詳細の計算情報を要求したHEPの計算は、RPVの低水位の兆候と圧力抑制室の高水位警報を、LOCA状態を診断する2つの独立した証拠として考慮に入れ、その結果、LOCA状態の診断における2つの運転員の誤りがモデリングされた。故</p>	<p>認知失敗は運転員の計器の読み取り等によるものであり、一方、リカバリは警報によるものであることから、両者が独立であると判断している。</p> <p>また、本評価のLOCAにおける最も寄与割合の大きいシーケンスはRHR切替時のLOCAであり、これを重要事故シーケンスとして選定している。「RPVの低水位と圧力制御室の高水位警報を一組の兆候として扱った場合」でも最も寄与割合の大きいシーケンスは変わらず、重要事故シーケンスとして選定したシナリオに変更はないことを感度解析により確認している。</p> <p>従って、本PRAの目的に対しては、既報告の内容で問題ないと判断したが、</p>

第2表 海外レビューアの主なコメント及び対応方針

分類	No.	コメント内容	対応方針
地震 L 1		<p>障診断に対する全体の HEP は 2 つの運転員の誤り事象の積に等しい。LOCA 状態の診断は制御室の運転員達によって行われるため、RPV の低水位と圧力制御室の高水位警報は、制御室の運転員によって LOCA 状態を識別する、一組の兆候として扱うべきである。多様な兆候と警報は LOCA 状態を診断する運転員の能力に対して、良い影響を与えることに留意すること。</p>	<p>今後の PRA 評価において、診断の独立性についてのモデル化方法を検討する。</p>
	6	<p>【プラント固有データの活用】</p> <p>RHR 喪失、RHR サポート喪失とオフサイト電源の喪失の起回事象頻度は日本の BWR 向けに開発された一般的なパラメータが使われたことが示された。RHR システムの設計は女川 2 号炉特有のものであることから、RHR 喪失と RHR サポート喪失に関しては、起回事象の頻度/確率を計算するのにフォールトツリー法が使用されるべきである。日本の各原子力発電所はそれぞれ異なる LOSP 頻度を有していると考えられることから、同様に LOSP の起回事象に関しても、その頻度/確率は女川 2 号炉のサイト特有であるべきである。</p>	<p>海外レビューアのコメントの通りシステム解析による起回事象発生頻度の算出が有効であると考えられるが、当コメントに関わるのは起回事象発生頻度のみであり、重要事故シーケンスの選定にあたっては問題ないと判断した。今後の PRA 評価において起回事象発生頻度の評価手法へのフォールトツリー法の適用要否検討を実施する。</p>
	7	<p>【フラジリティ評価手法】</p> <p>システム、トレインや機器のフラジリティを代表するのに、システム、トレインや機器に関連する（もっとも弱いフラジリティを有する）一つの構成要素を使用するのは楽観的である。例えば、あるポンプの地震フラジリティが、ポンプに関連する機器の中のもっとも弱いフラジリティによって代表されるのが楽観的であるのと同じである。ポンプのフラジリティ（破損頻度）はポンプに関係する全ての要素のフラジリティ（破損頻度）を結合して計算すべきである。</p>	<p>保守的にシステム、トレインを構成する機器は全て独立として考慮すべきとのコメントであるが、実際はシステム、トレインを構成する機器間にも地震時の相関があると考えられる。現時点の知見では相関性の度合いを評価する手法が確立されておらず、今後の技術的課題と考える。</p> <p>このため、最も耐震性が弱い機器を代表とし、これ以外の機器の故障確率の影響は小さいとして評価している。相関性の度合いを評価する手法については、引続き動向を注視し、適用性を検討していく。</p>
8	<p>【地震起因の LOCA 発生頻度評価】</p> <p>炉心損傷を引き起こすような支配的な地震事故シーケンスは、地震によるオフサイト電源の喪失と、地震起因の SRV の開失敗によって起きる大規模 LOCA である。この大規模 LOCA 事故シーケンスは炉心損傷に直接つながる Excessive LOCA (E-LOCA) に分類される。</p> <p>上記の事故シーケンスに加えて、地震事象によって発生する他の事故シーケンスが多く存在する。例えば、小規模 LOCA、中規模 LOCA 又は大規模 LOCA につながる地震によって誘発される配管の損傷がある。これらの LOCA 事象もまた、炉心損傷に直接つながる E-LOCA に分類された。地震によって生じる LOCA 事象を E-LOCA に分類することはあまりに保守的過ぎるかもしれない。この保守性が今回の解析結果より更に重要になりうるような他の事故シーケンスを隠し、覆ってしまうかもしれない。</p>	<p>現評価では、S/R 弁の開失敗時及び格納容器内配管の同時損傷時の漏洩量の特定が困難であるため、E-LOCA に包絡している。このため、技術成熟に期するところがあるが、今後の PRA 実施に向け、国内の議論や海外知見を収集しながら、当社 PRA モデルへの適用を検討することとする。</p> <p>なお、このモデル化においては、地震事象によって発生するさらに重要になりうるような他の事故シーケンスを隠し、覆ってしまうような事象が存在しないことを、発生頻度が十分小さいことを確認した上でこのようなモデル化を行っている。</p>	

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>(はじめに)</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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)」における事故シーケンスグループ等の抽出においてPRAを活用するこ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ー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。</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>「別添 女川原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価（PRA）について」における対応状況を以下に示し、その対応箇所の項目を（ ）で記載する。</p> </div> <p>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1PRA（出力運転時、停止時）、レベル1.5PRAの評価を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを適用対象とし、建屋・構築物及び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ーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。（2. 事故シーケンスグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施方法）</p> <p>なお、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。（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ついて 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象（地震・津波以外）の考慮について）</p>
<p>2. PRAの評価対象</p> <p>今回の原子炉等規制法改正後の初回設置（変更）許可時においては、これまでの許認可実績を踏まえて、規制上の担保が得られている対策を基にPRAを実施するものであり、PRAの前提となっている設備状況等についてまず整理する必要がある。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るが、許認可実績を踏まえてそれぞれ個別の評価対象についての整理が必要。）。</p>	<p>今回実施するPRAの目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。</p> <p>また、地震及び津波のPRAについては、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。（2. 事故シーケンスグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施方法）</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3.1 内部事象</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <p>●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</p> <p>② 停止時のプラント状態の推移（停止時PRAのみ）</p> <p>③ プラント状態分類（停止時PRAのみ）</p> <p>●プラント状態分類の考え方</p> <p>●プラント状態の分類結果</p>	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統毎に整理した。 (3.1.1.a.対象プラント)</p> <p>②停止時PRAで記載</p> <p>③停止時PRAで記載</p>
<p>b. 起回事象</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>●起回事象リスト、説明及び発生頻度</p> <p>●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</p> <p>●対象外とした起回事象と、対象外とした理由</p>	<p>①</p> <p>●通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。(3.1.1.b.起回事象①(1)起回事象の選定)</p> <p>●PRAで考慮する起回事象を国内外の評価事例をもとに選定し、主にプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転実績から発生頻度を求めた。グループ化にあたっては、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類した。(3.1.1.b.起回事象①(4)起回事象の発生頻度評価、(3)起回事象のグループ化)</p> <p>●発生の可能性が極めて低いか、または発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は除外した。(3.1.1.b.起回事象①(2)同定した起回事象の除外)</p>
<p>c. 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <p>●炉心損傷の定義</p> <p>●起回事象ごとの成功基準の一覧表</p> <p>●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</p> <p>●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</p>	<p>①</p> <p>●以下を満足できない場合、炉心損傷と判定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の最高温度が1200℃以下であること ・燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること <p>(3.1.1.c.成功基準①(1)炉心損傷判定条件)</p> <p>●成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。(3.1.1.c.成功基準①(2)起回事象ごとの成功基準)</p> <p>●運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、プラントを安定な状態とすることが可能な時間として一律24時間と設定した。</p> <p>(3.1.1.c.成功基準①(3)対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)</p> <p>●成功基準解析については過去に実施した解析結果を参照した。使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われていることを確認した。</p> <p>(3.1.1.c.成功基準①(4)熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● イベントツリー図 ● ヘディング、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 	<p>①各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し、最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化 <p>(3.1.1.d. 事故シーケンス)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミナマルカットセット (FT を用いた場合) <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性 ① 評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>②システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性② システム信頼性評価手法)</p> <p>③システム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、主要なミナマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性③ システム信頼性評価の結果)</p> <p>④制御棒挿入失敗確率、S/R 弁開放失敗確率、S/R 弁再閉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。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>④ 待機除外確率</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p>	<p>①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。(3.1.1.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)</p> <p>②機器故障率パラメータについては、原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA に従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ② 機器故障率パラメータの一覧)</p> <p>③本評価では外部電源の復旧に期待している。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率)</p> <p>④待機除外確率は保守作業による待機除外を考慮しており、保守頻度と平均修復時間から確率を算出した。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ④ 待機除外確率)</p> <p>⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>g. 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>① 人的過誤では THERP 手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し, さらに起回事象発生前は復旧忘れ, 起回事象発生後は診断失敗, 操作失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については, 事故前及び事故後で一覧表として整理した。なお, 発電所の運用を, 人的過誤評価の主要な仮定に反映した。</p> <p>(3.1.1.g. 人的過誤)</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスの分析 <p>③ 重要度解析, 不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>① フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード RiskSpectrum*PSA を用いてイベントツリー解析, フォールトツリー解析を行い, 炉心損傷頻度の算出を行った。(3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法)</p> <p>② 全炉心損傷頻度, 起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスを整理し, 結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル 1PRA では不要であるが, レベル 1.5PRA を実施するために算出した。(レベル 1.5PRA 資料に記載) (3.1.1.h. 炉心損傷頻度② 炉心損傷頻度)</p> <p>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, PRA 結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。なお, 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。(3.1.1.h. 炉心損傷頻度③ 重要度解析, 不確かさ解析及び感度解析)</p>

「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）」への女川原子力発電所 2 号炉 P R A の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>3.1 内部事象（停止時）</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <p>●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</p> <p>② 停止時のプラント状態の推移（停止時 PRA のみ）</p> <p>③ プラント状態分類（停止時 PRA のみ）</p> <p>●プラント状態分類の考え方</p> <p>●プラント状態の分類結果</p>	<p>①PRA の中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統毎に整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ①対象とするプラントの説明)</p> <p>②停止時のプラント状態の推移を図に整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ②停止時のプラント状態の推移)</p> <p>③原子炉冷却材のインベントリ（水位）、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況に応じた緩和設備の使用可能性、起回事象、成功基準、余裕時間に関する類似性の観点から、分類を行った。(3.1.2.a. 対象プラント ③プラント状態分類)</p>
<p>b. 起回事象</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>●起回事象リスト、説明及び発生頻度</p> <p>●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</p> <p>●対象外とした起回事象と、対象外とした理由</p>	<p>①</p> <p>●通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。(3.1.2.b. 起回事象 ①(1)起回事象の選定、(4)起回事象の発生頻度評価)</p> <p>●PRA で考慮する起回事象をプラント状態分類（POS）毎に同定した。網羅的に同定するため以下の手法により体系的に分析・抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設運転管理年報等による国内プラントのトラブル事例のレビュー ・マスターロジックダイアグラムに基づく分析 ・既往の PRA 等による、国内外における起回事象に関する評価事例の分析 <p>(3.1.2.b. 起回事象 ①(3)起回事象のグループ化、(4)起回事象の発生頻度評価)</p> <p>●発生の可能性が極めて低いか、または発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は評価対象外とした。(3.1.2.b. 起回事象 ①(2)同定した起回事象の除外)</p>
<p>c. 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <p>●炉心損傷の定義</p> <p>●起回事象ごとの成功基準の一覧表</p> <p>●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</p> <p>●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</p>	<p>①</p> <p>●「有効燃料長頂部が露出した状態。」と設定した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(1)炉心損傷判定条件)</p> <p>●注水機能及び除熱機能の観点から、成功基準の一覧表を起回事象ごとに整理した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(2)起回事象ごとの成功基準)</p> <p>●運転員操作を必要とする設備の時間余裕について評価、設定した。また、事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、プラントを安定な状態とすることが可能な時間として使命時間を 24 時間と設定した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(3)対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)</p> <p>●成功基準設定のために熱水力解析を実施していない。(3.1.2.c. 成功基準 ①(4)熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● イベントツリー図 ● ヘディング、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 	<p>①各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し、最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化 <p>(3.1.2.d. 事故シーケンス)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミナマルカットセット (FT を用いた場合) <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。(3.1.2.e. システム信頼性 ①評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>②システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。(3.1.2.e. システム信頼性 ②システム信頼性評価手法)</p> <p>③システム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、主要なミナマルカットセットの評価も実施した。(3.1.2.e. システム信頼性 ③システム信頼性評価の結果)</p> <p>④システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。(3.1.2.e. システム信頼性 ④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>④ 待機除外確率</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p>	<p>①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。(3.1.2.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)</p> <p>②機器故障率パラメータについては、原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA に従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ②機器故障率パラメータの一覧)</p> <p>③本評価では外部電源の復旧に期待している。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率)</p> <p>④定期検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。系統や機器の待機除外状態は、POS の中で直接考慮した。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ④待機除外確率)</p> <p>⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについては MGL パラメータを使用した。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>g. 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>① 人的過誤では THERP 手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し, さらに起回事象発生前は復旧忘れ, 起回事象発生後は診断失敗, 操作失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については, 事故前及び事故後で一覧表として整理した。なお, 発電所の運用を, 人的過誤評価の主要な仮定に反映した。(3.1.2.g. 人的過誤)</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスの分析 <p>③ 重要度解析, 不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>① フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード RiskSpectrum*PSA を用いてイベントツリー解析, フォールトツリー解析を行い, 炉心損傷頻度の算出を行った。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法)</p> <p>② 全炉心損傷頻度, 起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスを整理し, 結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル 1PRA では不要なため, 評価を省略した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ② 炉心損傷頻度)</p> <p>③ 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, PRA 結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。なお, 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。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ③ 重要度解析, 不確かさ解析及び感度解析)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>3.2 外部事象（地震）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>① 内部事象運転時レベル 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、配置関連設計図書等により地震レベル 1PRA 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、女川原子力発電所2号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認 <p>(3.2.1.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)</p> <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・原子炉建屋損傷 ・圧力容器損傷 ・格納容器損傷 ・ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA) ・隔離失敗 ・制御建屋損傷 ・計測・制御系喪失 ・制御建屋空調系喪失 ・直流電源喪失 ・交流電源・原子炉補機冷却系喪失 <p>地震レベル 1PRA の評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起因事象を引き起こす設備 ・起因事象を緩和する設備 <p>(3.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ ②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</p>
<p>b. 地震ハザード</p> <p>① 地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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評価に用いた手法の説明 <p>② 地震ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明 ● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 	<p>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リスク評価実施基準：2015」の方法に基づき評価した。(3.2.1.b. 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)</p> <p>② 特定震源モデルに基づく評価のうち、海溝型地震については、東北地方太平洋沖型地震及び宮城県沖地震を特定地震として神田（2012）や浅野（2012）等に基づきモデル化し、内陸地殻内地震については、敷地から100km以内にある「[新編]日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層と敷地周辺の地質調査結果に基づいて評価した活断層を特定震源としてモデル化した。</p> <p>領域震源については、海溝型地震、内陸地殻内地震ともに、その区分、対象領域の最大マグニチュー</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>③ 地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>ドを地震調査研究推進本部（2013）に基づき設定しモデル化した。</p> <p>地震動伝播モデルは Noda et al.（2002）による距離減衰式を用い、観測記録を用いた補正及び内陸補正を考慮した。</p> <p>震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて設定した各モデル及び認識論的不確かさ要因をロジックツリーに展開した。ロジックツリーの各分岐の重みについて、地震規模は過去の地震や地震調査研究推進本部（2013）を参考に設定し、その他は等配分とした。（3.2.1.b. 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ての主要な仮定）</p> <p>③上記により平均地震ハザード曲線及びフラクタル地震ハザード曲線を作成した。また、基準地震動の応答スペクトルと年超過確率毎の1様ハザードスペクトルを比較した。</p> <p>フラジリティ評価用地震動の経時特性を基準地震動 Ss-1 の策定と同様にM=8.0、等価震源距離 $X_{eq} = 81.6\text{km}$ として設定した。（3.2.1.b. 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>
<p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> ● 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】 <ol style="list-style-type: none"> ⑤ フラジリティ評価における応答情報 <ul style="list-style-type: none"> ● 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】 <ol style="list-style-type: none"> ⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果 	<p>①～⑥</p> <p>以下の手順でフラジリティ評価を実施した。</p> <ol style="list-style-type: none"> (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 <p>建屋フラジリティは「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。</p> <p>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.c. 建屋・機器フラジリティ）</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>(1) 起因事象</p> <p>① 評価対象とした起因事象のリスト，説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② 階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象の階層化の考え方，イベントツリーとその説明 <p>(2) 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>(3) 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>(4) システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>(1)</p> <p>①3.2.1.a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」にて選定した起因事象を対象とした。グループ化した起因事象及び対象外とした起因事象はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・格納容器損傷 ・圧力容器損傷 ・制御建屋損傷 ・計測・制御系喪失 ・制御建屋空調系喪失 ・直流電源喪失 <p>②階層イベントツリーのヘディングは，内部事象レベル1 PRA と地震 PRA との境界を明確にするために地震による外部電源喪失を先頭とし，以降，各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列した。 (3.2.1.d.事故シーケンス①起因事象)</p> <p>(2)</p> <p>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運転時レベル1 PRA と相違がない。ただし，同様の系統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。使命時間については内部事象運転時レベル1 PRA 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.d.事故シーケンス②成功基準)</p> <p>(3)</p> <p>①ヘディングは，地震に引き続き発生する，プラントの事故に至る起因事象，緩和機能に関わるシステム及び運転員操作と事象進展に影響する重要な設備状態を選定し，以下のイベントツリーを作成した。また，炉心損傷防止の観点から，「原子炉停止機能」，「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し，最終状態を事故シーケンスグループとして分類した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・階層イベントツリー ・外部電源喪失時イベントツリー ・全交流動力電源喪失時イベントツリー <p>(3.2.1.d.事故シーケンス③事故シーケンス)</p> <p>(4)</p> <p>①3.2.1.a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」で作成した建屋・機器リストに記載の設備をシステム信頼性の評価対象とした。起因事象を緩和する設備の詳細情報は内部事象レベル1PRAと同じである。また，原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する格納容器外の耐震重要度Bクラス配管，燃料移送系，軽油タンクを除き耐震重要度B及びCクラスの設備には期待していない。</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</p> <p>③ システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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） <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p> <p>(5) 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析 <p>③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>②同様の系統及び機器については、系統間または機器間で完全相関を仮定した。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を仮定した。</p> <p>③起因事象の原因となる設備及び起因事象を緩和する設備は、内部事象運転時レベル1 PRAにおけるシステム信頼性評価の結果及び、地震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も考慮して信頼性評価を実施した。ミニマルカットセットについては、FTに対しては算出していないが、事故シーケンスに対しては、評価結果に基づき主要なミニマルカットセットをまとめた。</p> <p>④本評価ではシステム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。 (3.2.1.d.事故シーケンス④システム信頼性)</p> <p>(5)</p> <p>①起因事象発生前の人的過誤は試験・保守作業後の復旧ミスであり、事象発生の起因が地震であっても変わることがないため、内部事象運転時レベル1PRAの検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は地震発生後の対応操作に対する過誤であり、事象発生の起因が地震であっても変わることはないため、内部事象運転時レベル1 PRAで対象とする人的過誤を考慮した。ただし、地震後数時間以内の対応を要する作業においては、高ストレスを考慮した。(3.2.1.d.事故シーケンス⑤人的過誤)</p> <p>(6)</p> <p>①フォールトツリー結合法によりミニマルカットセットを作成し、加速度毎の炉心損傷頻度を算出した。また、それらを全加速度区間にわたり積分することで全炉心損傷頻度を算出した。なお評価地震動範囲は0.0G～3.0Gとした。</p> <p>②上述した手順でモデルを定量化し、全炉心損傷頻度、及び起因事象別、加速度区分別、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を算出し、主要なミニマルカットセットと評価結果を分析した。</p> <p>③地震ハザード、フラジリティ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。重要度解析では、FV重要度による評価を行った。また、感度解析は、機器間の相関性に係る評価上の仮定、及び炉心損傷頻度に有意に影響のある機器のフラジリティに関して、実施した。(3.2.1.d.事故シーケンス⑥炉心損傷頻度)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>3.2 外部事象（津波）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>①内部事象運転時レベル 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、配置関連設計図書等により津波 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、女川原子力発電所 2 号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波影響 ・間接的被害の可能性 ・津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部） <p>(3.2.2.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)</p> <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却海水系機能喪失 ・敷地及び建屋内浸水 <p>また、津波 PRA の評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起因事象を引き起こす設備 ・津波防護施設／浸水防止設備 ・起因事象を緩和する設備 <p>(3.2.2.a 対象プラントと事故シナリオ ②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</p>
<p>b. 津波ハザード</p> <p>① 津波ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 新規制基準（津波）にて策定された基準津波の超過確率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明 <p>② 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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かさ要因の分析結果の説明 ● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 	<p>①基準津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価は、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」（以下、「津波 PRA 学会標準」という。）、公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術 2016」、社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法（2011）」及び 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て実施した。(3.2.2.b ① 確率論的津波ハザード評価方針)</p> <p>②津波発生モデルは、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、津波 PRA 学会標準に示される領域に加え、プレート間地震と津波地震の連動型地震を考慮した。</p> <p>上述した各津波発生モデルに対して、不確かさ要因分析を行い、それに基づきロジックツリーを作成した。</p> <p>分岐の重みの設定に当たっては、日本原子力学会（2012）及び土木学会（2011）の分岐を流用するものについては、土木学会（2009）によるアンケート結果を踏まえた重みや、土木学会（2011）による正規分布に対する分岐設定方法の重みを用いた。新たに追加した分岐や原子力学会標準及び土木学会（2011）の分岐から修正した分岐の重みについては、関連する情報を収集のうえ、日本原子力学会（2012）等に基づき設定した。(3.2.2.b①確率論的津波ハザード評価方針、②津波発生領域の設定)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>③ 津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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津波水位変動の作成方法の説明 	<p>③ロジックツリーを基に津波ハザード解析を行い、ハザード曲線として取りまとめた。基準津波の敷地前面位置における最高水位の年超過確率は10^{-4}～10^{-5}程度である。</p> <p>フラジリティ評価用津波水位変動は、検討対象とする津波水位（＝年超過確率）に最も寄与度が大きい津波波源の断層モデルのすべり量を調整して作成した。（3.2.2.b③確率論的津波ハザード評価結果）</p>
<p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <p>① 評価対象と損傷モードの設定</p> <p>② フラジリティの評価方法の選択</p> <p>③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>④ フラジリティ評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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】 <p>⑤ フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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及び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】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答及び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】 <p>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>①～⑥</p> <p>3.2.2.a②で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波による損傷モードを検討した結果、フラジリティは以下のように評価された。フラジリティ曲線はステップ状を仮定し、不確かさは考慮していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起動変圧器 ⇒敷地内浸水深が起動変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失 ・ RSW/HPSW ポンプ ⇒敷地内浸水深が補機ポンプエリアの浸水防止壁の高さを越えた場合に機能喪失 ・ 燃料移送ポンプ ⇒地下化し、水密構造であるため、敷地内浸水深がその止水性能を越える高さの場合に機能喪失 ・ 起因事象を緩和する設備(建屋内) ⇒ 建屋内浸水により機能喪失 <p>(3.2.2.c 建屋・機器のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの決定、②フラジリティの検討結果について)</p>
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>(1) 起因事象</p> <p>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② 階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明 	<p>(1)</p> <p>①津波による事故シナリオ及び津波フラジリティ検討結果に基づき、津波高さ毎に発生する起因事象及び津波シナリオを以下のとおり明確化した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 津波分類 A（津波高さ 0.P. 29m～33.9m） 津波高さ 0.P. 29m を超えた場合、敷地内浸水が開始する。起動変圧器、RSW/HPSW ポンプ及び燃料移送ポンプは敷地内浸水の影響を受けないが、タービン建屋内への浸水によって種々の過渡事象が発生することから、過渡事象を代表する「外部電源喪失」が発生するものとする。原子炉建屋及び制御建屋内への浸水はないため、緩和設備は健全である。 ・ 津波分類 B（津波高さ 0.P. 33.9m～） 敷地内浸水深が原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さ（敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ）を越えて、建屋内への大量浸水が発生することから、多数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る。 <p>② 本評価では「敷地及び建屋内浸水」のみを起因事象と想定したため、起因事象階層化は必要ない。</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>(2) 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回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 <p>(3) 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>(4) システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</p> <p>③ システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回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） <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p> <p>(5) 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 	<p>(2)</p> <p>①本評価で考慮している設備の範囲（設計基準事故対処施設（操作も含む）は考慮するが，AM 要請以前から整備している AM 策には期待しない）では，津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和設備がなくイベントツリーを展開できないため，緩和設備の機能及び系統数に関する成功基準は設定していない。</p> <p>(3)</p> <p>①本評価では，津波高さ O.P.33.9m 以下では，起回事象を引き起こす設備，津波防護施設/浸水防止設備及び起回事象を緩和する設備に影響はないことから，原子炉建屋，制御建屋及びタービン建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し，敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生した場合は複数の緩和機能が喪失し，炉心損傷に至ると想定した。</p> <p>(4)</p> <p>①，②，③，④</p> <p>本評価では起回事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため，注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。</p> <p>(5)</p> <p>①津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが，本評価では起回事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため，人的過誤を考慮していない。</p> <p>(6)</p> <p>①イベントツリーを用いて，炉心損傷頻度を評価した。</p> <p>②炉心損傷頻度を 7.3×10^{-7}（/炉年）と評価した。防潮堤を越える津波による浸水が，原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えた場合，建屋内への津波の流入により，大量浸水が発生し，複数の緩和機能が喪失して炉心損傷に至る「複数の緩和機能喪失」が100%となる。</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>③ 重要度解析，不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>③本津波 PRA では，建屋内浸水が発生する津波高さ以上（0.P.33.9m～）では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため，重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため，内部事象 PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。</p> <p>本評価では，津波高さ 0.P.33.9m を越える津波では，敷地内浸水深が原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって，全炉心損傷頻度の平均値及び不確かさ幅は 0.P.33.9m における確率論的津波ハザードの平均値及び不確かさ幅と等しくなる。</p> <p>感度解析として，引き波発生後において，炉心損傷に至るシナリオを検討した。引き波では，押し波と異なり，起回事象発生後も緩和策に期待できることから，押し波に比べ炉心損傷頻度は小さい値となった。</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>4. レベル1.5PRA</p> <p>4.1 内部事象</p> <p>a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>①対象プラントの機器・系統配置, 形状・設備容量, 事故への対処操作, 燃料及びデブリの移動経路などを整理した。(4.1.1.a. プラントの構成・特性)</p>
<p>b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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の事故シー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) <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● プラント損傷状態ごとの発生頻度 	<p>①内部事象運転時レベル1PRAで得られた炉心損傷状態に至る全ての事故シーケンスを, 事故の進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類することにより, プラント損傷状態の考え方を示し, プラント損傷状態の一覧, 内部事象運転時レベル1の事故シーケンスに対するプラント損傷状態の分類結果, 及び内部事象運転時レベル1結果との関係を整理した。(4.1.1.b. ①プラント損傷頻度の一覧)</p> <p>②プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。(4.1.1.b. ②プラント損傷状態ごとの発生頻度)</p>
<p>c. 格納容器破損モード</p> <p>① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>①事故進展図により, 事象進展フェーズと格納容器への負荷の種類による分類の考え方を示し, その分類に応じた格納容器破損モードの一覧において各破損モードに関する説明をまとめた。(4.1.1.c. 加格納容器破損モード)</p>
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② 格納容器イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>①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を説明した。(4.1.1.d. ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス)</p> <p>②事故進展における物理化学現象及び事故の緩和手段の分析結果に基づき抽出したヘディングに対して, 事象進展順等のヘディング間の相関を考慮してヘディング順序を決定することにより, 格納容器イベントツリーを構築すると共に, 格納容器イベントツリー終状態に, 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.d. ②格納容器イベントツリー)</p>
<p>e. 事故進展解析</p> <p>① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シーケンス選定の考え方 ● 事故進展解析の解析条件 ● 解析対象とした事故シーケンス一覧 ● 対象事故シーケンスの説明 ● 有効性評価の対象シーケンスとして選定した場合はその選定理由 <p>② 事故シーケンスの解析結果</p>	<p>①操作の時間余裕の厳しさ, または緩和系が機能しない状態で格納容器が過圧又は過温破損に至るシーケンスを選定することを考え方として示し, 事故進展解析の解析条件, 解析対象とした事故シーケンス一覧, 対象事故シーケンスの説明について整理した。(4.1.1.e. 事故進展解析)</p> <p>②事故進展解析を実施した結果得られる主要事象発生時刻や時間余裕の検討結果を整理した。(4.1.1.e. ②事故シーケンスの解析結果)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>f. 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 ● 起回事象別格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 	<p>①格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率値またはフォールトツリーを入力し、プラント損傷状態ごとに格納容器破損頻度を算出した。計算コードには RiskSpectrum@PSA を用いた。(4.1.1.f ①格納容器破損頻度の評価方法)</p> <p>②格納容器イベントツリーのヘディングの種類を、緩和操作と物理化学現象の2つに分類することにより、各々に対して、分岐確率の算出方法を整理し、分岐確率を求めた。(4.1.1.f. ②格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率)</p> <p>③全格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析、起回事象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.f. ③格納容器破損頻度の評価結果)</p>
<p>g. 不確かさ解析及び感度解析</p> <p>① 不確か解析結果</p> <p>② 感度解析結果</p>	<p>①不確かさ解析を実施することにより、格納容器破損頻度の点推定値が、不確かさ解析による平均値と大きく相違しないことを確認した。(4.1.1.g. ①不確かさ解析)</p> <p>②外部電源復旧に関する感度解析を実施することにより、格納容器破損モード別格納容器破損割合、格納容器破損モード別格納容器破損頻度に大きな影響は無いことを確認した。(4.1.1.g. ②感度解析)</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>4.2 外部事象（地震）</p> <p>a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路など ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <p>② 地震により格納容器破損に至る事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・ 格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>
<p>b. 地震ハザード</p> <p>① 地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 新規規制基準（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 <p>② 地震ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>③ 地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>同上</p>
<p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <p>① 評価対象と損傷モードの設定</p> <p>② フラジリティの評価方法の選択</p> <p>③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）</p> <p>④ フラジリティ評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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】 <p>⑤ フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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】 <p>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>同上</p>

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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の事故シー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） <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・ 格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>
<p>e. 格納容器破損モード</p> <p>① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 	<p>同上</p>
<p>f. 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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 <p>② 格納容器イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 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・不作動（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 	<p>同上</p>
<p>g. 事故進展解析</p> <p>① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シーケンス選定の考え方 ● 選定した事故シーケンスと説明 ● 事故進展解析の解析条件 ● 有効性評価の対象シーケンスとして選定した場合はその選定理由 <p>② 事故シーケンスの解析結果</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・ 格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>
<p>h. 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 分岐確率の算出方法 ● 使用した分岐確率 <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 ● 起回事象別格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 	<p>同上</p>

「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）」への女川原子力発電所 2 号炉 P R Aの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析	
i. 不確かさ解析及び感度解析	同上
① 不確か解析結果	
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）」への女川原子力発電所 2 号炉 P R Aの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>5. その他</p> <p>a. 専門家判断</p> <p>① 専門家判断を用いた事項と専門家判断の結果</p> <p>② 専門家判断の導出のプロセス</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>
<p>b. ピアレビュー</p> <p>① ピアレビューチーム及びメンバー構成</p> <p>●海外の専門家も含めたメンバーであること</p> <p>② ピアレビューの手順</p> <p>③ ピアレビューの結果</p> <p>④ ピアレビュー結果の P R A への反映状況</p>	<p>①レビューア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。</p> <p>●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。</p> <p>②オンサイトレビューを効率的・効果的に実施するために、各レビューアに事前に P R A の概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。オンサイトレビューに際しては、適宜 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。</p> <p>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。</p> <p>④P 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 件のコメントを受領しており、評価手法の見直し等を含めて今後の対応を検討する。</p>
<p>c. 品質保証</p> <p>① P R A を実施するに当たって行った品質保証活動</p> <p>●P R A の実施体制</p> <p>●更新、記録管理体制</p>	<p>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> <p>●実施に当たっては P R A を含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。</p> <p>また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。</p> <p>●文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。</p>

別添

女川原子力発電所 2 号炉
確率論的リスク評価（P R A）について

目次

1. PRA 実施の目的
2. 事故シーケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評価対象・実施手法
3. レベル 1PRA
 - 3.1 内部事象 PRA
 - 3.1.1 出力運転時 PRA
 - 3.1.1.a 対象プラント
 - 3.1.1.b 起因事象
 - 3.1.1.c 成功基準
 - 3.1.1.d 事故シーケンス
 - 3.1.1.e システム信頼性
 - 3.1.1.f 信頼性パラメータ
 - 3.1.1.g 人的過誤
 - 3.1.1.h 炉心損傷頻度
 - 3.1.2 停止時 PRA
 - 3.1.2.a 対象プラント
 - 3.1.2.b 起因事象
 - 3.1.2.c 成功基準
 - 3.1.2.d 事故シーケンス
 - 3.1.2.e システム信頼性
 - 3.1.2.f 信頼性パラメータ
 - 3.1.2.g 人的過誤
 - 3.1.2.h 炉心損傷頻度
 - 3.2 外部事象
 - 3.2.1 地震 PRA
 - 3.2.1.a 対象プラントと対象シナリオ
 - 3.2.1.b 確率論的地震ハザード
 - 3.2.1.c 建屋・機器のフラジリティ
 - 3.2.1.d 事故シーケンス
 - 3.2.2 津波 PRA
 - 3.2.2.a 対象プラントと対象シナリオ
 - 3.2.2.b 確率論的津波ハザード
 - 3.2.2.c 建屋・機器のフラジリティ
 - 3.2.2.d 事故シーケンス

本日まで提出範囲

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

4.1.1 出力運転時 PRA

4.1.1.a プラントの構成・特性

4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度

4.1.1.c 格納容器破損モード

4.1.1.d 事故シーケンス

4.1.1.e 事故進展解析

4.1.1.f 格納容器破損頻度

4.1.1.g 不確かさ解析及び感度解析

別紙 目次

3. レベル1PRA

3.1 内部事象PRA

3.1.1 出力運転時PRA

- 別紙3.1.1.b-1 起因事象から除外している事象について
- 別紙3.1.1.b-2 主蒸気管破断の分類の考え方について
- 別紙3.1.1.b-3 従属性を有する起因事象の抽出について
- 別紙3.1.1.b-4 運転時PRAで通常停止を起因事象として取扱う考え方について
- 別紙3.1.1.b-5 「起動操作」を起因事象に含めないことの考え方
- 別紙3.1.1.b-6 「主蒸気隔離弁の部分閉鎖」を隔離事象に分類する考え方について
- 別紙3.1.1.b-7 起因事象の発生頻度におけるEFの設定の妥当性について
- 別紙3.1.1.b-8 起因事象発生頻度の評価の考え方の優先順位について
- 別紙3.1.1.b-9 起因事象の発生頻度評価に用いるデータベースの適用性について
- 別紙3.1.1.b-10 起因事象外部電源喪失における炉型の違いに対する考え方について
- 別紙3.1.1.b-11 起因事象のLOCAの発生頻度算定の考え方
- 別紙3.1.1.b-12 ECCS配管破断の考え方について
- 別紙3.1.1.b-13 インターフェイスシステムLOCAの発生頻度の算出方法について
- 別紙3.1.1.b-14 ISLOCA発生頻度の海外との差について
- 別紙3.1.1.c-1 対処設備作動までの余裕時間の考え方
- 別紙3.1.1.c-2 成功基準の設定時の解析例について
- 別紙3.1.1.d-1 女川原子力発電所2号機 内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー
- 別紙3.1.1.d-2 サプレッションプール水温が上昇した場合のHPCSの機能維持の考え方について
- 別紙3.1.1.d-3 逃がし安全(S/R)弁の開固着を想定する考え方
- 別紙3.1.1.d-4 常用系と非常用系で共用しているサポート系において、常用系機能喪失と常用系隔離失敗(隔離弁故障等)が重畳する場合の取扱い
- 別紙3.1.1.d-5 事故シーケンスの最終状態の分類の考え方
- 別紙3.1.1.e-1 スクラム系(機械系)における原子炉停止失敗の定義
- 別紙3.1.1.f-1 故障確率データがない機器について既存データを代用する場合の妥当性について
- 別紙3.1.1.f-2 中性子束検出器のモデル化について

- 別紙3. 1. 1. f-3 外部電源復旧の考え方について
 - 別紙3. 1. 1. f-4 保守頻度の設定と実績との比較について
 - 別紙3. 1. 1. f-5 共通要因故障の除外例について
 - 別紙3. 1. 1. f-6 共通要因故障を考慮した場合の感度解析について
 - 別紙3. 1. 1. f-7 共通要因故障パラメータの設定方法について
 - 別紙3. 1. 1. f-8 共通要因故障を考慮している機器について、メーカーが相違している場合の考え方
 - 別紙3. 1. 1. f-9 故障モード毎の共通要因故障の評価に使用しているパラメータについて
 - 別紙3. 1. 1. g-1 人的過誤操作失敗に係る詳細設定について
 - 別紙3. 1. 1. g-2 起因事象発生前の人的過誤として評価した事例の抽出過程について
 - 別紙3. 1. 1. g-3 起因事象発生前の人的過誤を除外する妥当性について
 - 別紙3. 1. 1. g-4 計器の校正ミスの取り扱いについて
 - 別紙3. 1. 1. g-5 人的過誤として考慮する評価項目と結果について
 - 別紙3. 1. 1. h-1 PRAの使用コードの検証について
 - 別紙3. 1. 1. h-2 RCIC運転継続8時間の妥当性について
 - 別紙3. 1. 1. h-3 イベントツリーにおけるドミナントシーケンスについて
 - 別紙3. 1. 1. h-4 不確実さ解析における計算回数について
3. 1. 2 停止時PRA
- 別紙3. 1. 2. a-1 期待する影響緩和設備におけるタイライン等による他系統からのサポート系の融通について
 - 別紙3. 1. 2. a-2 評価対象とした定期検査工程の代表性について
 - 別紙3. 1. 2. a-3 プラント状態の分類の考え方について
 - 別紙3. 1. 2. b-1 起因事象からCR引抜き事象を除外している理由について
 - 別紙3. 1. 2. b-2 RHR運転中のLOCAを起因事象から除外する考え方について
 - 別紙3. 1. 2. b-3 RHR切替時のLOCAをPOS-B2のみで考慮している理由について
 - 別紙3. 1. 2. b-4 停止時のLOCAの発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について
 - 別紙3. 1. 2. c-1 炉心損傷条件について
 - 別紙3. 1. 2. c-2 燃料損傷防止の成功に必要な安全機能について
 - 別紙3. 1. 2. c-3 緩和操作に必要な余裕時間等の算定根拠について
 - 別紙3. 1. 2. c-4 停止時のLOCAにおける余裕時間の考え方について
 - 別紙3. 1. 2. d-1 女川原子力発電所2号機 内部事象停止時レベル1PRAイベントツリー

- 別紙3. 1. 2. g-1 起因事象発生前の操作に係わる人的過誤の選定の考え方について
- 別紙3. 1. 2. g-2 人的過誤に係わる診断失敗確率の考え方について
- 別紙3. 1. 2. g-3 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について
- 別紙3. 1. 2. h-1 POS別の炉心損傷頻度（日当たり）について
- 別紙3. 1. 2. h-2 システム信頼性解析の結果について

3.2 外部事象

3.2.1 地震PRA

- 別紙3. 2. 1. a-1 プラントウォークダウンの対象設備の選定について
- 別紙3. 2. 1. a-2 地震PRAにおけるプラントウォークダウンの点検項目について
- 別紙3. 2. 1. a-3 フラジリティ評価における余震の考え方について
- 別紙3. 2. 1. d-1 E-LOCAの評価方法について
- 別紙3. 2. 1. d-2 階層イベントツリーのヘディング設定の考え方及び定量化について
- 別紙3. 2. 1. d-3 使命時間に関する感度解析について

本日ご提出範囲

3.2.2 津波PRA

- 別紙3. 2. 2. a-1 引き波による取水位の低下に伴う非常用海水ポンプの取水性について
- 別紙3. 2. 2. a-2 事故シナリオの分析において引き波を除外する考え方について
- 別紙3. 2. 2. a-3 津波発生時における原子炉停止の手順について
- 別紙3. 2. 2. b-1 確率論的津波ハザード評価に関する検討
- 別紙3. 2. 2. c-1 津波PRAにおける漂流物の取り扱いについて
- 別紙3. 2. 2. c-2 防潮堤の耐力について
- 別紙3. 2. 2. d-1 津波による敷地浸水解析について
- 別紙3. 2. 2. d-2 津波高さが0. P. 33. 9mを超過した場合の事故シナリオについて

4. レベル1. 5PRA

4.1 内部事象PRA

4.1.1 出力運転時PRA

- 別紙4. 1. 1. b-1 TBPシーケンス, S1EおよびS2Eシーケンスの原子炉圧力挙動について
- 別紙4. 1. 1. b-2 炉心損傷時期を分類する基準について
- 別紙4. 1. 1. c-1 評価から除外したPCV破損モードについて

- 別紙4.1.1.d-1 女川原子力発電所2号機内部事象運転時レベル1.5PRAイベントツリー
- 別紙4.1.1.e-1 格納容器破損限界への福島第一原子力発電所における知見の整理について
- 別紙4.1.1.e-2 事故進展解析における炉心溶融・炉心支持板破損・原子炉圧力容器破損の判断基準について
- 別紙4.1.1.e-3 炉心注水によるR P V破損回避の不確かさについて
- 別紙4.1.1.e-4 L O C A時に破断口から流出した冷却材の流入先
- 別紙4.1.1.f-1 格納容器破損モードにおける物理化学現象の詳細について
- 別紙4.1.1.f-2 炉外FCIにおけるペDESTALフラジリティの作成方法について
- 別紙4.1.1.f-3 炉外FCIにおける との因果関係作成方法について
- 別紙4.1.1.f-4 DCHによる格納容器フラジリティ評価における温度負荷の扱いについて
- 別紙4.1.1.f-5 PCV隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

3.2.2 津波PRA

外部事象津波レベル1PRAは、一般社団法人日本原子力学会発行の「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」（以下、「津波PRA学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第3.2.2-1図に示す。なお、本評価では津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

3.2.2.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

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

津波PRAの実施にあたり収集した情報及び情報源を第3.2.2.a-1表に示す。内部事象出力運転時レベル1PRA（以下、「内部事象PRA」という。）において収集した情報の他、配置関連設計図書等により情報を収集・整理した。

収集したサイト・プラント情報に基づき、津波PRAの評価対象設備として、内部事象PRAの評価対象とした設備の他、防潮堤、防潮壁等の止水対策を選定した。プラントの設備配置の概略図を第3.2.2.a-1図に示す。また、津波防護施設の概要を以下に示す。

- ・基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために、防潮堤（O.P.約29m¹）を設置。
- ・海と接続する取水路等からの建屋への流入を防止するために防潮壁を設置。
- ・建屋への浸水の可能性がある経路、浸水口（扉、開口部及び貫通孔等）に対して、水密扉の設置、貫通部の止水処理等の浸水対策を実施。

(2) ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果

a. プラントウォークダウンの実施手順

本津波PRAでは第3.2.2.a-1表に示したプラント設計図書等の情報を基にシナリオを想定しているが、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認をするために、以下の観点でプラントウォークダウン実施要領書及びチェックシートを作成し、プラントウォークダウンを行った。

- ・津波影響の確認
- ・間接的被害の可能性の確認
- ・津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部）

b. プラントウォークダウン対象機器の選定

プラントウォークダウン対象機器の選定フローを第3.2.2.a-2図に示す。津波PRAで考慮する建屋・機器のうち、屋内に設置された機器の配置及び建屋に

¹ 防潮堤の高さは平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動による影響を考慮した値とした。

浸水した津波の伝搬経路は内部溢水評価のプラントウォークダウンで調査されているため、本プラントウォークダウンでは建屋・機器リストに記載されている機器のうち屋外に設置されている機器を調査対象とした。

また、建屋内の重要設備を津波の影響から防護するために地上の建屋外壁部及び地下トレンチ取合部は建屋バウンダリとしての機能が要求されることから、重要設備が設置される原子炉建屋及び制御建屋に存在する外壁開口部及び建屋間、地下部を調査対象とした。

さらに、間接的な被害として、津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の可能性を確認するため、漂流物となる可能性のある屋外機器・設備についても調査対象とした。第

3.2.2.a-2 図のフローに基づき選定した結果、プラントウォークダウンの対象として以下の機器及び建屋開口部が選定された。

- ・後述する津波 PRA 用の建屋・機器リストに記載の機器のうち、屋外に設置される機器
- ・原子炉建屋及び制御建屋外壁開口部（建屋間及び地下部も含む）
- ・漂流物となる可能性のある屋外機器・設備

c. プラントウォークダウン結果

プラントウォークダウン用チェックシートに基づき対象機器をチェックした。チェックシートの例を第 3.2.2.a-3 図に示す。プラントウォークダウンの結果、第 3.2.2.a-2 表に示すように津波 PRA 上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

評価においては、以下を前提条件とした。

- ・地震発生前は出力運転状態とする。
- ・地震によって安全上重要な建屋、系統（システム）、機器の機能喪失につながる損傷はない、即ち、地震によるプラントへの直接的影響は無いものとする。
- ・地震後に津波が襲来するものとする。
- ・各建屋地下開口部における止水対策は健全であり、当該部からの浸水は無いものとする。
- ・建屋外壁扉は誤開放しているものとし、建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、津波が建屋の敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ（以下、「カーブ高さ」という。）を越え、建屋内に流入した場合は、建屋の同一フロア及び下階全体が同時に浸水するものとする。
- ・機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能喪失するものとする。
- ・全交流動力電源喪失の発生防止を目的とした補機ポンプエリアの浸水防止壁について、その機能に期待するものとする。

(1) 事故シナリオの概括的な分析・選定

3.2.2-2

a. 機器の損傷・機能喪失原因となる津波の影響

津波 PRA 学会標準では、事故シナリオを広範に分析・抽出する際に考慮すべき影響として以下に示す直接的影響及び間接的影響が挙げられている。

(a) 直接的影響

- ・ 浸水による設備の没水，被水
- ・ 津波波力，流体力，浮力
- ・ 海底砂移動
- ・ 引き波による水位低下

(b) 間接的影響

- ・ 洗掘
- ・ 漂流物の衝突
- ・ 津波による高ストレス
- ・ 作業環境の悪化

本評価では、収集したサイト・プラント情報から上記の影響を受ける設備を具体化し、その設備が損傷した際のプラントへの影響を考慮して事故シナリオを抽出した。この結果を第 3.2.2. a-3 表に示す。

抽出した事故シナリオについて、炉心損傷に繋がる可能性を定性的に判断して以下 3 つの事故シナリオを除外した。

1) 海底砂移動の影響

津波による海底砂移動の影響の定量的な評価は、現時点では評価技術が十分ではないため、津波 PRA 学会標準の記載²に従い対象外とした。

なお、基準津波による影響評価の結果、2号取水口前面における砂の堆積は最大でも 0.3m 程度、堆積後の地盤高さは O.P. 約-7.9m（基準津波による地殻変動量を考慮した値）であり、2号取水口下端の高さ O.P. 約-7.1m（基準津波による地殻変動量を考慮した値）に対して十分余裕があることから、砂の堆積が取水口及び取水路の通水性に与える影響は小さいと考えられる。

2) 引き波による水位低下の影響

「引き波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、海水ポンプの取水障害が発生して、キャビテーションでポンプが機能喪失することとなり、対象となる機器は海水ポンプ及び循環水ポンプのみである。これは押し波が発生した場合に海水ポンプ又は循環水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同じであり、その後の炉心損傷に至るプロセスも同じとなる。したがって、炉心損傷頻度の定量化は変化するものの、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、対象外とする。

² 「炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でない判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重をおいて判断せざるを得ないことに留意する。スクリーニングで除外されない事故シナリオを、事故シーケンス評価の対象とするか、または、留意事項として報告書等に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」（津波 PRA 学会標準 6.2 項より抜粋）

なお、本プラントにおいては、引き波により取水口敷が露出し、取水不能となっても、RSW ポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路及び海水ポンプ室に確保可能な構造としている。また、ポンプがキャビテーションで機能喪失する前にポンプ停止、潮位回復後に再起動することが可能であるため、事象発生後のシナリオは押し波によりポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる（別紙 3.2.2. a-1, 別紙 3.2.2. a-2, 別紙 3.2.2. a-3）。

3) 作業環境の悪化

事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備（可搬式設備等）には期待していないため、対象外とした。

b. 起因事象の選定

津波により誘発される起因事象を選定するため、抽出した事故シナリオを分析した（第 3.2.2. a-4 図）。この結果、スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオに含まれる起因事象として、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却海水系機能喪失」及び「敷地及び建屋内浸水」の 3 事象が選定された。更に、これら起因事象と内部事象 PRA でグループ化した起因事象の関係を整理し、「敷地及び建屋内浸水」が津波特有の起因事象として分類されることを確認した（第 3.2.2. a-4 表）。各起因事象の説明を以下に示す。

(a) 外部電源喪失

津波の敷地内浸水により起動変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起因事象として選定した。

(b) 原子炉補機冷却海水系機能喪失

敷地内に浸水した津波が補機ポンプエリアの浸水防止壁を越えることで、RSW/HPSW ポンプが没水して原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。

(c) 敷地及び建屋内浸水

敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生し、炉心損傷に係る何らかの外乱が発生する。

c. 建屋・機器リストの作成

津波 PRA の評価対象設備を明確にするため、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備を選定して建屋・機器リストを作成した（第 3.2.2. a-5 表）。

3.2.2. b 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価方針

津波 PRA 学会標準，公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術 2016」，社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会

「確率論的津波ハザード解析の方法 (2011)」及び 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て、確率論的津波ハザード解析を実施した。

津波ハザード評価における検討対象領域を第 3.2.2. b-1 図に、ハザード曲線への寄与度が大きい津波地震及び海洋プレート内正断層型地震の発生モデルに関するロジックツリーを第 3.2.2. b-2 図に示す。(別紙 3.2.2. b-1)

② 津波発生領域の設定

津波発生領域は、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、津波 PRA 学会標準に示される領域に加え、プレート間地震と津波地震の連動型地震を考慮した。

なお、地震以外に起因する津波については、敷地周辺に地すべり地形や火山等が無く、地震に起因する津波と比較して、発電所に与える影響は極めて小さいと考えられることから、検討対象外とした。

③ 確率論的津波ハザード評価結果

本評価で使用する敷地前面における津波ハザード曲線を第 3.2.2. b-3 図に示す。敷地前面における最高水位に地盤沈下量を考慮した相対的な津波水位 0. P. 23. 8m の 1 年あたりの超過確率は 10^{-4} ~ 10^{-5} 程度である。

3.2.2. c 建屋・機器のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの決定

3.2.2. a. ②(1)c. で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波損傷モードを検討し、建屋・機器のフラジリティを評価した(第 3.2.2. c-1 表)。ただし、スクリーニングで除外した海底砂移動及び引き波の影響はフラジリティ評価の対象外とした(別紙 3.2.2. c-1)。

② フラジリティの検討結果について

フラジリティ検討結果の概要を以下に示す。没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線は、第 3.2.2. c-1 図に示すようにステップ状となる。

- (1) 起動変圧器は敷地内浸水深が起動変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失する。
- (2) RSW/HPSW ポンプは敷地内浸水深が補機ポンプエリアの浸水防止壁の高さを越えた場合に機能喪失する。
- (3) 燃料移送ポンプは地下化し、水密構造であるため、敷地内浸水深がその止水性能を越える高さの場合に機能喪失する。
- (4) 建屋内の起因事象を緩和する設備は、建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。

3.2.2.d 事故シーケンス

① 起因事象

(1) 津波高さ毎のシナリオ分類

津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため、津波高さと敷地内浸水深の関係及び建屋・機器フラジリティを考慮し、プラントへの影響が同等となる津波高さを分類した。第 3.2.2.d-1 表に津波分類を示すとともに、以下に各分類の特徴を示す。

なお、津波高さ 0.P. 29m 以下では 2 号炉主要建屋周辺への浸水が発生せず津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。このため、津波高さ 0.P. 29m 以下の事故シーケンス評価は内部事象 PRA に包絡されるものとした。(別紙 3.2.2.d-1)

(a) 津波分類 A (津波高さ 0.P. 29m～33.9m)

津波高さ 0.P. 29m を超えた場合、敷地内浸水が開始する。起動変圧器、RSW/HPSW ポンプ及び燃料移送ポンプは敷地内浸水の影響を受けないが、タービン建屋内への浸水によって種々の過渡事象が発生することから、過渡事象を代表する「外部電源喪失」が発生するものとする。原子炉建屋及び制御建屋内への浸水はないため、緩和設備は健全である。

(b) 津波分類 B (津波高さ 0.P. 33.9m～)

敷地内浸水深が原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えて、建屋内への大量浸水が発生することから、複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る。(別紙 3.2.2.d-2)

② 起因事象発生頻度

(1) 評価対象とした起因事象の発生頻度

津波分類 A (0.P. 29m～33.9m) では、タービン建屋内への浸水により外部電源喪失が発生する。また、津波分類 B (0.P. 33.9m～) では、原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えて、建屋内への大量浸水が発生し、敷地及び建屋内浸水が発生する。これらの発生頻度は各分類の津波発生頻度に等しく、下表のとおりである。

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)
A	0.P. 29m～33.9m	3.8×10^{-6}
B	0.P. 33.9m～	7.3×10^{-7}

(2) 階層イベントツリーとその説明

津波分類 A (O. P. 29m~33.9m) は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震 PRA に包含される。また、津波分類 B (O. P. 33.9m~) では、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水が発生する起因事象のみを想定したため、起因事象階層化は必要ない。

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

本評価で考慮している設備の範囲（設計基準対象施設（操作も含む）は考慮するが、AM 要請以前から整備している AM 策には期待しない）では、津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和設備がなくイベントツリーを展開できないため、緩和設備の機能及び系統数に関する成功基準は設定していない。

③ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

本評価で用いたイベントツリーを第 3.2.2. d-1 図に示す。津波高さ O. P. 33.9m 以下では、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設/浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備に影響はないことから、本評価では、原子炉建屋、制御建屋及びタービン建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生した場合は複数の緩和機能が喪失し、炉心損傷に至ると想定した。

④ システム信頼性

本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。

⑤ 人的過誤

津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが、本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、人的過誤を考慮していない。

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

第3.2.2. d-1図のイベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。

津波分類A (O. P. 29m~33.9m) は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であり、地震PRAに包含されることから、津波PRAの

評価対象外とした。津波分類B (0.P. 33.9m～) は緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に至ることから、発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる

津波PRAで想定したシーケンスグループ一覧を第3.2.2.d-2表に示す。起こり得るシーケンスについて、以下にその考え方を示す。

a. 複数の緩和機能喪失

防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類した。(複数の緩和機能喪失)

(2) 炉心損傷頻度結果

a. 評価結果及び事故シナリオの説明

(a) 津波高さ毎の評価結果

全炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7} (／炉年) となった。津波高さ毎の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第3.2.2.d-3表及び第3.2.2.d-2図に示す。また、起回事象毎の炉心損傷頻度を第3.2.2.d-4表に示す。津波高さ毎の評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。

1) 津波分類A (津波高さ0.P. 29m～33.9m)

本分類は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であり、地震PRAに包含されることから、津波PRAの評価対象外とした。

2) 津波分類B (津波高さ0.P. 33.9m～)

本分類の炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度の100%を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により、複数の緩和機能が喪失し炉心損傷に至る。

(b) 事故シーケンスグループ毎の評価結果

本津波PRAでは、津波特有のシーケンスグループとして「複数の緩和機能喪失」を考慮した。事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第3.2.2.d-5表及び第3.2.2.d-3図に示す。複数の緩和機能喪失が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となったが、これは津波分類Bの津波の場合には必ず複数の緩和機能喪失が発生することを表している。本事故シーケンスグループの概要を以下に示す。

1) 複数の緩和機能喪失(津波分類B)

本シーケンスの炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度の100%を占める。津波分類B (津波高さ0.P. 33.9m～) において、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により、複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。

(c) 評価結果の分析

本津波 PRA において、全炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7} (／炉年) となった。本評価で対象としている津波高さ (O. P. 33. 9m～) においては、津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため、津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため、津波分類毎の炉心損傷頻度では、津波分類 B の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の 100% を占める結果となった。

また、事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度では、複数の緩和機能喪失 (津波分類 B) が全炉心損傷頻度の 100% を占める結果となった。これは、津波分類 B では敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により、複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至る割合が占めていることを表している。

b. 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

(a) 重要度解析

本津波 PRA 評価では、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生する津波高さ以上 (O. P. 33. 9m～) では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため、内部事象 PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。

(b) 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第 3. 2. 2. d-4 図に示す。

本評価では、津波高さ O. P. 33. 9m を越える津波では、敷地内浸水深が原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって、全炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅は O. P. 33. 9m における確率論的津波ハザードの平均値及び不確実さ幅と等しくなる。

なお、本評価で使用している確率論的津波ハザードは、第 3. 2. 2. b-3 図及び第 3. 2. 2. d-6 表に示すように、O. P. 33. 9m の 0. 50 信頼度以下の年超過確率値が非常に小さいため、不確実さ解析結果には記載していない。

(c) 感度解析

・ 事故シナリオ

引き波発生後において、炉心損傷に至るシナリオとしては、以下の 2 つが考えられる。

① 「循環水ポンプ (A) 停止失敗」 + 「循環水ポンプ (B) 停止失敗」

② 「循環水ポンプ停止成功」 + 「安全停止失敗※」

※ECCS 等による原子炉注水、崩壊熱除去に失敗すること

① の場合、循環水ポンプが海水を吸い続けてしまうため、海水ポンプ室内の水位が急激に低下し、引き波の水位が回復する前に RSW/HPSW ポンプが露出して機能喪失する可能性がある。このため、最終ヒートシンク喪失により炉心損傷に至る。

②の場合、RSW/HPSW ポンプは露出することなく継続運転が可能であり、ECCS 等による事象緩和に期待できるが、事象緩和に失敗した場合には、炉心損傷に至る。(内部事象 PRA の過渡事象と同様)

事故シーケンスのイベントツリーを第 3.2.2.d-5 図に示す。

・評価における主な仮定

①津波発生頻度

循環水ポンプを停止する必要があるのは、少なくとも取水口敷 (O.P. -6.3m) が露出し、その後も水位が低下し続けた場合であることから、保守的に津波水位が O.P. -6.2m 未満となる年超過確率 (7.9×10^{-4}) とした。

②循環水ポンプ停止

循環水ポンプの取水槽は、A系/B系に区分されていることから、循環水ポンプ A 又は循環水ポンプ B のいずれかの停止に成功した場合には、炉心損傷回避が可能である。

循環水ポンプ停止については、引き波により海水ポンプ室水位低警報が表示されてから、取水口下端までの時間が比較的短いと考えられることから、保守的に「手動停止」には期待せず、インターロックによる「自動停止」のみを考慮した。

・炉心損傷頻度評価結果

引き波による全炉心損傷頻度は、約 1.6×10^{-7} (/炉年) となり、押し波による全炉心損傷頻度 (約 7.3×10^{-7} (/炉年)) の約 22% であった。なお、引き波による全炉心損傷頻度のうち、事故シナリオ①については約 0.2×10^{-7} (/炉年)、事故シナリオ②については約 1.4×10^{-7} (/炉年) となった。引き波では、押し波と異なり、起因事象発生後も緩和策に期待できることから、押し波に比べ炉心損傷頻度は小さい値となった。

第 3.2.2. a-1 表 津波レベル 1PRA を実施するために収集した情報及びその主な情報源

PRA の作業		収集すべき情報	主な情報源
1. プラント構成・特性及びサイト状況の調査		<ul style="list-style-type: none"> ・ PRA の実施にあたり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 内部事象出力運転時レベル 1PRA で使用した設計図書（原子炉設置許可申請書, 工事計画認可申請書, 保安規定等） (2) 全体配置図, 機器配置図, プラントワークダウン報告書 (3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月）
2. 確率論的津波ハザード評価		<ul style="list-style-type: none"> ・ 敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 海底地形パラメータ (2) 断層パラメータ (3) 女川原子力発電所における平成 23 年東北地方太平洋沖地震により発生した津波の調査結果に係る報告書
3. 建屋・機器 fragility 評価		<ul style="list-style-type: none"> ・ プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 ・ 浸水解析結果 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 上記 1. の情報源 (2) 浸水解析結果
4. 事故シーケンス評価	a. 事故シナリオ及び起因事象の同定	<ul style="list-style-type: none"> ・ 津波時に想定されるプラント状態の検討に必要な情報 	(1) 上記 1. の情報源
	b. 事故シーケンスの分析 <ul style="list-style-type: none"> ・ 成功基準の設定 ・ イベントツリーの作成 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全系等のシステム使用条件 ・ システムの現実的な性能 ・ 運転員による緩和操作等 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	c. システムのモデル化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 対象プラントに即した機器故障モード, 運転形態 	
	d. 事故シーケンスの定量化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 評価結果の妥当性を確認できる情報 	

第 3.2.2. a-2 表 プラントウォークダウン結果

No.	チェック項目 機器名称	津波影響の確認		間接的な被害の 可能性の確認	総合評価
		建屋の開口部の高さ・大きさ、対象設備の高さなどについて、本評価で想定したシナリオへの影響はないか	屋外の構築物・機器については、その周辺環境も含め、潜在的に波力に対する耐力を大きく低減させるような問題点はないか	津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱、移動などに起因して生じる干渉及び衝突などの間接的な被害の可能性はないか	
1	外壁扉（地上部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
2	外壁貫通孔（地上部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
3	配管（地上部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
4	空調ルーバ（地上部）	問題なし	—※1	問題なし	問題なし
5	外壁（ブロックアウト）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
6	貫通孔（地下トレンチ取合部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
7	扉（建屋間、トレンチ取合部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
8	燃料移送ポンプ	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
9	変圧器	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
10	防潮堤	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
11	防潮壁	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
12	CST	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし

※1 当該機器・設備は開口部であるため、本確認項目は対象外。

第 3.2.2. a-3 表 津波による事故シナリオの分析 (1/2)

津波 PRA 学会標準の記載※			影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類	建屋・構築物, 機器・配管系への影響		
直接的	浸水による設備の没水・被水	設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	起動変圧器の没水による機能喪失	起動変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。
			燃料移送ポンプの没水による機能喪失	燃料移送ポンプの機能喪失により, 事象発生 8 時間以降の非常用 D/G 運転が不可能となる。
			海水取水ポンプの没水による機能喪失	海水取水ポンプの機能喪失により, 原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。
			屋内設備の没水による機能喪失	建屋内への浸水に伴い, 屋内設備が没水で機能喪失する可能性がある。
	津波波力・流体力・浮力	建屋・構築物, 機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の波力による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し, 設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防潮壁の波力による損傷	同上
			原子炉建屋 (外壁扉) の波力による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			制御建屋 (外壁扉) の波力による損傷	同上
			タービン建屋 (外壁扉) の波力による損傷	同上
	建屋止水対策の波力による損傷	同上		
海底砂移動	海水取水設備の機能喪失	海底砂移動による海水取水機能障害の発生	原子炉補機冷却海水系の機能喪失, 又は, 循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。	
引き波による水位低下	海水取水設備の機能喪失	引き波による海水取水機能障害の発生	同上	

※ 津波 PRA 学会標準 6.1 「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第 3.2.2. a-3 表 津波による事故シナリオの分析 (2/2)

津波 PRA 学会標準の記載※			影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類	建屋・構築物, 機器・配管系への影響		
間接的	洗掘	建屋・構築物, 機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し, 設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防潮壁の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し, 設備の機能喪失による過渡事象の発生及び, 緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉建屋の洗掘による損傷	設備の機能喪失による過渡事象の発生及び, 炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			制御建屋の洗掘による損傷	同上
			タービン建屋の洗掘による損傷	同上
	漂流物の衝突	建屋・構築物, 機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の漂流物衝突による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し, 設備の機能喪失による過渡事象の発生及び, 緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防潮壁の漂流物衝突による損傷	同上
			原子炉建屋 (外壁扉) の漂流物衝突による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			制御建屋 (外壁扉) の漂流物衝突による損傷	同上
			タービン建屋 (外壁扉) の漂流物衝突による損傷	同上
	津波による高ストレス	運転員/作業員の操作失敗	作業員退避時の原子炉建屋外壁扉閉め忘れ	本評価では, 建屋外壁扉の誤開放を考慮しているため, 本項目は該当しない。
	作業環境の悪化	運転員の回復操作の遅延	—	本評価では, 可搬式設備等の事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備には期待していないため, 本項目は該当しない。

※ 津波 PRA 学会標準 6.1 「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第 3.2.2. a-4 表 津波により発生する起回事象の検討結果 (1/2)

区分		起回事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象※ ○：対象 ×：対象外
内部事象 PRA で グループ化した 起回事象	過渡事象	非隔離事象	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
		隔離事象	同上	(○)
		全給水喪失	同上	(○)
		水位低下事象	同上	(○)
		RPS 誤作動等	津波による本事象単独の発生は考えにくいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×
		外部電源喪失	津波による敷地内浸水に伴い、屋外に設置された起動変圧器が没水することで外部電源喪失が発生する。	○
		S/R 弁誤開放	津波による本事象単独の発生は考えにくいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×
	冷却材喪失	小破断 LOCA	同上	×
		中破断 LOCA	同上	×
		大破断 LOCA	同上	×

※ (○)：他の起回事象グループに包絡される事象

第 3.2.2. a-4 表 津波により発生する起回事象の検討結果 (2/2)

区分		起回事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象※ ○：対象 ×：対象外
内部事象 PRA で グループ化した 起回事象	従属性を有す る起回事象	原子炉補機冷却海 水系機能喪失	敷地内に浸水した津波が補機ポンプエリアの浸水防止壁を越えることで、RSW/HPSW ポンプが没水し原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。	○
		交流電源故障	津波による敷地内浸水に伴い外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失が発生する。原子炉補機冷却海水系の喪失により、非常用 D/G も機能喪失するため全交流動力電源喪失となる。このため、交流電源故障は外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失に包絡されるので、新たな起回事象としては抽出しない。	(○)
		直流電源故障	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×
		タービン・サポート 系故障	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生するより広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
	通常停止	通常停止	本評価対象外	×
	ISLOCA	ISLOCA	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×
津波 PRA 特有の 起回事象	敷地及び建屋 内浸水	—	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性が有る。本評価では、これを津波特有の起回事象として抽出した。	○

※ (○)：他の起回事象グループに包絡される事象

第 3. 2. 2. a-5 表 建屋・機器リスト

	No.	設備名称	設置場所	設置フロア高さ (O. P.)
起因事象を引き起こす設備	1	起動変圧器	屋外	14. 0m*
	2	RSW ポンプ (補機ポンプエリア内の関連機器を含む)	補機ポンプエリア	14. 4m*
津波防護施設／浸水防止設備	3	防潮堤 (O. P. 約 29m)	屋外	—
	4	防潮壁 (スクリーンエリア, 放水立坑エリア)	屋外	—
	5	浸水防止壁 (補機ポンプエリア)	屋外	—
	6	建屋止水対策	屋外	—
	7	原子炉建屋	—	—
	8	原子炉建屋外壁扉	R/B	—
	9	制御建屋	—	—
	10	制御建屋外壁扉	C/B	—
起因事象を緩和する設備	フロントライン系			
	11	スクラム系	R/B	5. 0m
	12	HPCS	R/B	-9. 1m
	13	RCIC	R/B	-9. 1m
	14	LPCS	R/B	-9. 1m
	15	LPCI (RHR)	R/B	-9. 1m
	サポート系			
	16	CST	屋外	—
	17	直流電源系統	C/B	7. 0m
	18	燃料移送ポンプ (屋外の燃料移送系関連機器を含む)	屋外	16. 0m*
	19	非常用交流電源系統 (燃料移送ポンプを除く)	R/B	14. 0m
	20	RSW/HPSW (RSW/HPSW ポンプを除く)	R/B	-9. 1m
21	HPSW ポンプ (補機ポンプエリア内の関連機器を含む)	補機ポンプエリア	14. 4m*	
22	RCW/HPCW	R/B	-9. 1m	

*機能喪失高さを示す

第 3.2.2. c-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (1/2)

	No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
			没水/被水	波力	洗掘	漂流物	
起 因 事 象 を 引 き 起 こ す 設 備	1	起 動 変 圧 器	○	*1	*1	*1	津波水位 0.P. 33.9m 以下では、没水しないことを確認しており、津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。
	2	RSW ポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位 0.P. 33.9m 以下では、補機ポンプエリア内へ浸水しないことを確認しており、津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、補機ポンプエリア内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
津 波 防 護 施 設 ／ 浸 水 防 止 設 備	3	防 潮 堤 (0.P. 約 29m)	—	*2	*2	*2	津波水位 0.P. 33.9m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。(別紙 3.2.2. c-2)
	4	防 潮 壁	—	*2	*2	*2	津波水位 0.P. 33.9m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
	5	浸 水 防 止 壁	—	*2	*2	*2	同上
	6	建 屋 止 水 対 策	—	*2	*2	*2	同上
	7	原 子 炉 建 屋	—	*2	*2	*2	同上
	8	原 子 炉 建 屋 外 壁 扉	—	*2	*2	*2	同上
	9	制 御 建 屋	—	*2	*2	*2	同上
	10	制 御 建 屋 外 壁 扉	—	*2	*2	*2	同上

- ・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
- ・「—」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。
- ・「*1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水／被水による機能喪失に包絡されるとした。
- ・「*2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この機能喪失の可能性は小さいとし、この影響は考えないこととした。

第 3.2.2.c-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (2/2)

	No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
			没水/被水	波力	洗掘	漂流物	
起因事象を緩和する設備	フロントライン系						
	11	スクラム系	○	—	—	—	津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	12	HPCS	○	—	—	—	同上
	13	RCIC	○	—	—	—	同上
	14	LPCS	○	—	—	—	同上
	15	LPCI (RHR)	○	—	—	—	同上
	サポート系						
	16	CST	—	*2	*2	*2	津波水位 0.P. 33.9m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
	17	直流電源系統	○	—	—	—	津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	18	燃料移送ポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位 0.P. 33.9m 以下では、没水しないことを確認しており、津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。
	19	非常用交流電源系統 (燃料移送ポンプ除く)	○	—	—	—	津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	20	RSW/HPSW (RSW/HPSW ポンプ除く)	○	—	—	—	同上
	21	HPSW ポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位 0.P. 33.9m 以下では、補機ポンプエリア内へ浸水しないことを確認しており、津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、補機ポンプエリア内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
	22	RCW/HPCW	○	—	—	—	津波水位 0.P. 33.9m を超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。

- ・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
- ・「—」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。
- ・「*1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水/被水による機能喪失に包絡されるとした。
- ・「*2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この機能喪失の可能性は小さいとし、この影響は考えないこととした。

第 3.2.2. d-1 表 津波高さによるシナリオ分類

津波分類	津波高さ	津波により損傷する主な機器	起因事象
A	O. P. 29m～33.9m	・タービン建屋内機器	・外部電源喪失
B	O. P. 33.9m～	・敷地及び原子炉建屋又は制御屋内浸水により，複数の緩和機能喪失	

第 3. 2. 2. d-2 表 事故シーケンスグループ

炉心損傷シーケンスの特徴		事故シーケンスグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考
内部 事象 出力 運転 レ ベ ル 1 P R A	LOCA 時注水機能喪失 詳細には、 ・ 大破断 LOCA 後の炉心冷却失敗 ・ 中破断 LOCA 後の炉心冷却失敗 ・ 小破断 LOCA 後の炉心冷却失敗	LOCA 後の 注水失敗 AE S1E S2E	LOCA 後の 注水失敗 × × ×	津波による発生は考えにくいため×とした
	高圧・低圧注水機能喪失	TQUV	×	津波水位 O.P. 33.9m 以下では、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であり、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震 PRA に包含されるため×とした
	高圧注水・減圧機能喪失	TQUX	×	
	全交流動力電源喪失 ・ 非常用 D/G2 台・HPCS 機能喪失及びバッテリー枯渇に伴う RCIC 機能喪失 ・ バッテリーの故障により非常用 D/G2 台の起動に失敗し、HPCS も機能喪失 ・ 非常用 D/G2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び RCIC も機能喪失 ・ 非常用 D/G2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び S/R 弁再閉失敗による RCIC 機能喪失	TB 長期 TB TBD TBU TBP	× × × ×	
	崩壊熱除去機能喪失	TW	×	
	原子炉停止機能喪失	TC	×	
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	ISLOCA	×	
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	ISLOCA	×	
津波 P R A	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により炉心損傷に至る	複数の緩和機能喪失	○	—

第 3.2.2. d-3 表 津波高さ毎の炉心損傷頻度

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
A	O. P. 29m～33.9m	3.8×10^{-6}	—※	—
B	O. P. 33.9m～	7.3×10^{-7}	7.3×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100

※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震 PRA に包含される。

第 3.2.2. d-4 表 起因事象毎の炉心損傷頻度

起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
外部電源喪失	—※	—※	—※	—
敷地及び建屋内浸水	複数の緩和機能喪失	7.3×10^{-7}	7.3×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100

※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震 PRA に包含される。

第 3.2.2. d-5 表 事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度

津波分類	シーケンスグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
B	複数の緩和機能喪失	0. P. 33. 9m を超える津波により, 敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内に浸水することで, 緩和設備が機能喪失し, 炉心損傷に至る。	7.3×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100

第 3.2.2. d-6 表 評価対象とする津波高さにおける年超過確率

津波高さ	各信頼度における年超過確率					年超過確率の 平均値
	0.95	0.84	0.50	0.16	0.05	
0. P. 33. 9m	2.51×10^{-6}	7.75×10^{-9}				7.25×10^{-7}

(※網掛け部は年超過確率値が得られていない)

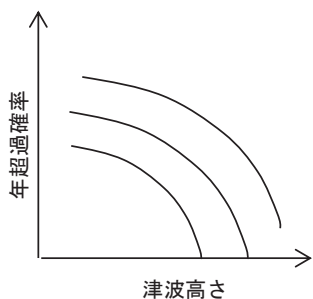
プラント構成・特性及び
サイト状況の調査

津波 PRA に必要なサイト・プラントの
各種情報を収集し、対象施設の設計及
び津波による影響を把握する。

事故シナリオの同定

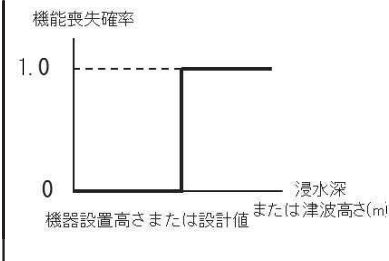
津波の影響を具体化して事故シナリオを抽出し、スクリーニングを行う。残った事故シナリオから起因事象を同定し、評価対象とする建屋・機器リストを作成する。

確率論的津波ハザード評価



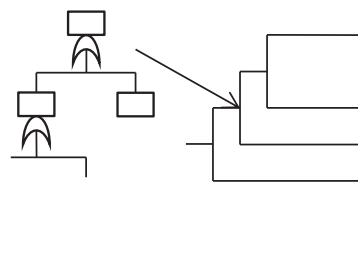
女川原子力発電所において襲来が予想される任意の津波高さとして、その他高さを超過する頻度の関係（津波ハザード）を評価する。

建屋・機器
フラジリティ評価



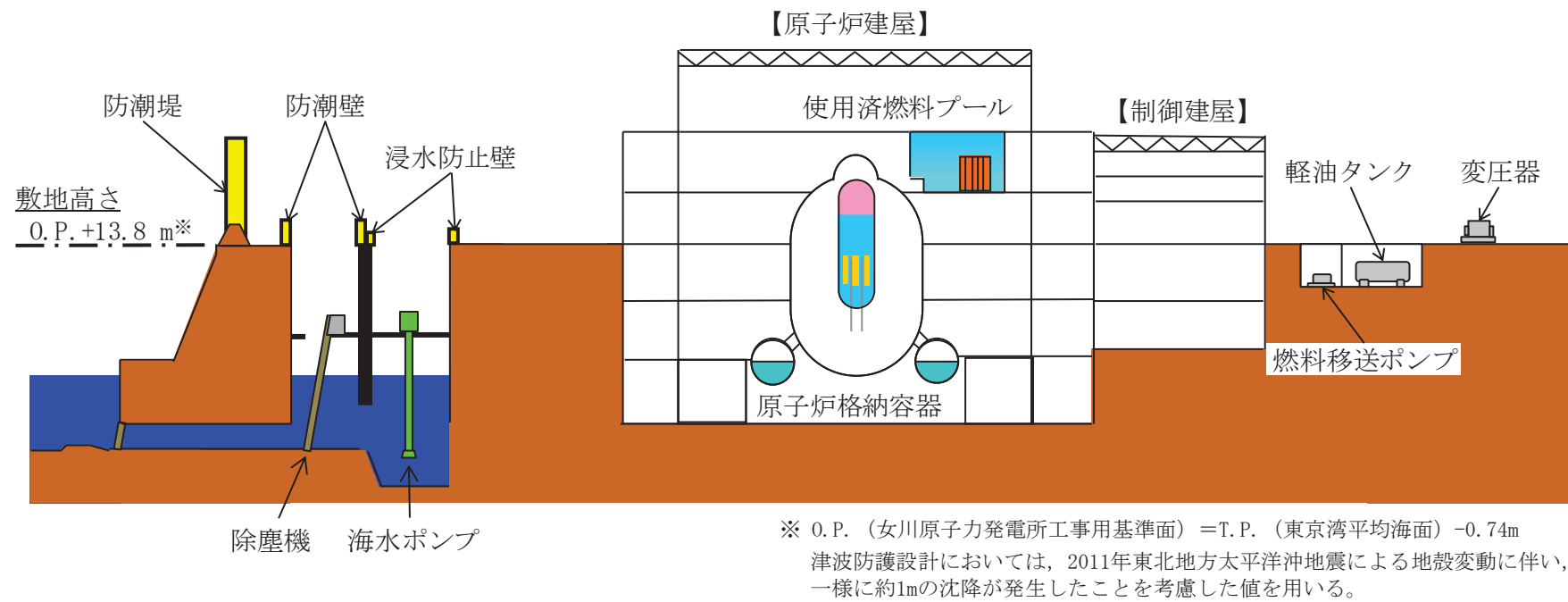
建屋・機器リストに記載の設備について、津波による損傷モードを分析してフラジリティを評価する。

事故シーケンス評価

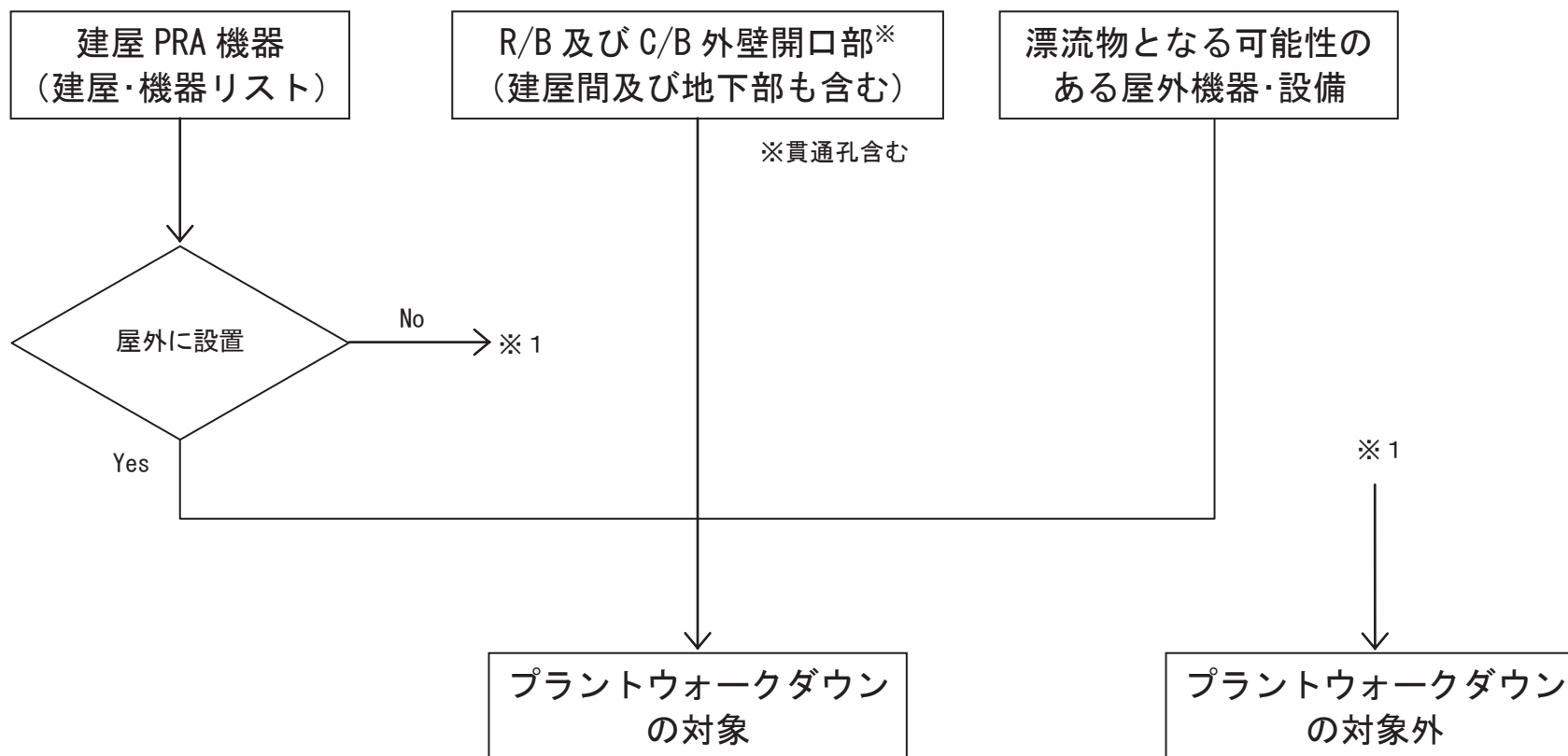


津波高さ毎に事故シナリオを明確化してイベントツリーを作成し、炉心損傷頻度を算出すると共に主要結果に対する分析を行う。

第 3. 2. 2-1 図 津波 PRA 評価フロー



第3.2.2. a-1 図 プラント設備配置の概略図



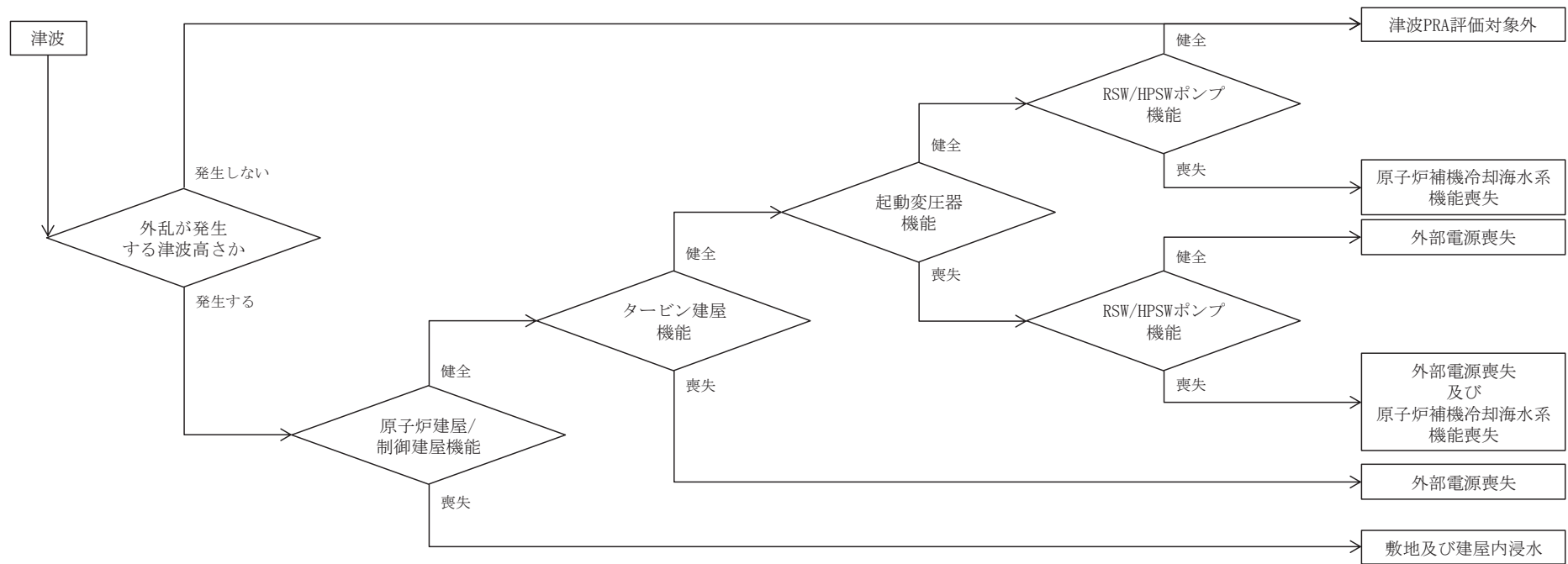
第3.2.2.a-2 図 プラントウォークダウン対象機器の選定フロー

現場調査票 (調査日 2014.4.8)

【女川原子力発電所 2号機 原子炉建屋 地上1階】外壁貫通部					No. 4	
					防護対象区画番号: 現場写真 	
壁貫通部	用途	貫通孔の有無	水密化処理の有無*1	高さ*2	考察	ストレステスト対応時に止水処理を実施済み。
	配管	有・無	全周有・一部有・無	550 950		
	ダクト	有・無	全周有・一部有・無			
	トレイ	有・無	全周有・一部有・無			
	電線管 (P.B)	有・無	全て有・一部有・無			
評価					(A)・B・C	備考

* 1 : 不明な場合は「無」とする。* 2 : 流出経路となる貫通孔の中心レベルを記載する。

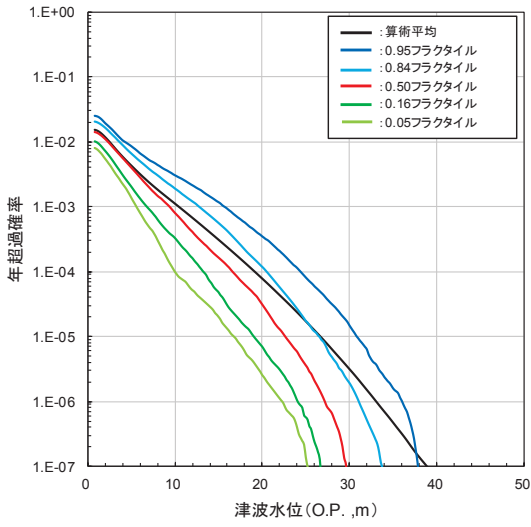
第 3.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート (例)



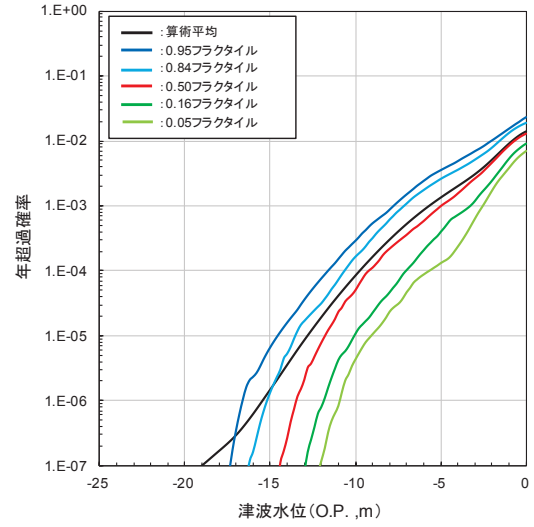
注) 起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

第3.2.2. a-4 図 起因事象の選定フロー

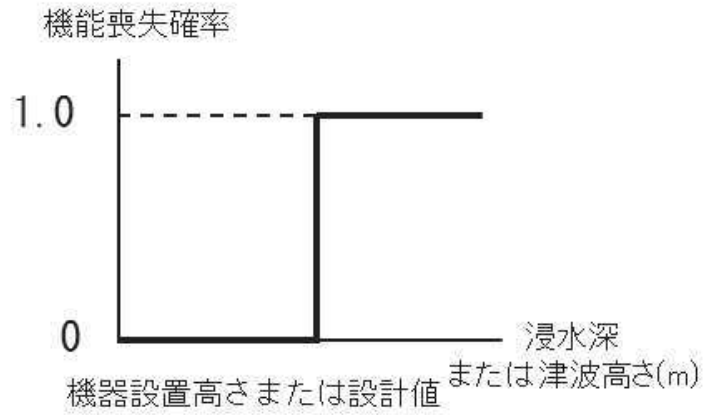
■敷地前面(水位上昇側)



■2号取水口前面(水位下降側)



第 3. 2. 2. b-3 図 信頼度別ハザード曲線及び平均津波ハザード曲線

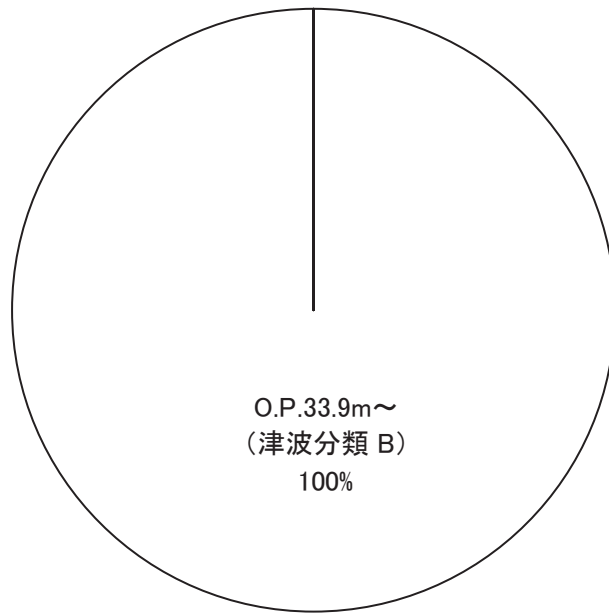


第 3. 2. 2. c-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線

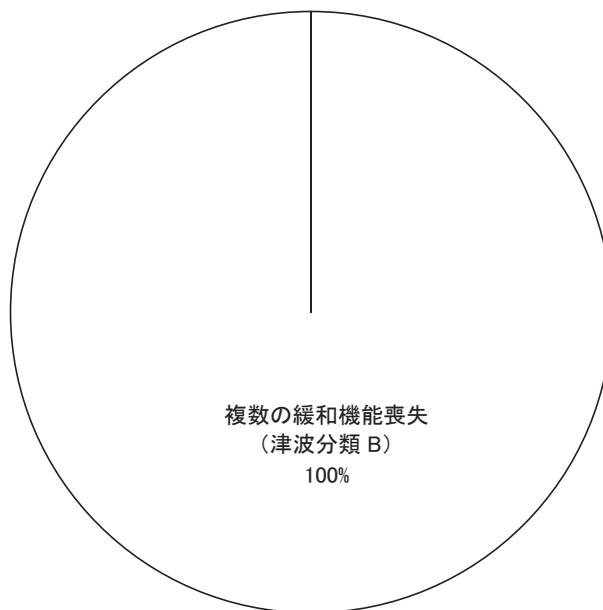
津波	原子炉建屋又は制御 建屋内への浸水 (O. P. 33.9m～)	タービン建屋内への浸水 (O. P. 29m～O. P. 33.9m)	発生する起因事象	事故 シーケンス グループ
		なし	—	内部事象 P R A の範疇
	なし	あり	外部電源喪失	—※
	あり		敷地及び建屋内浸水	複数の緩和機能喪失

※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。

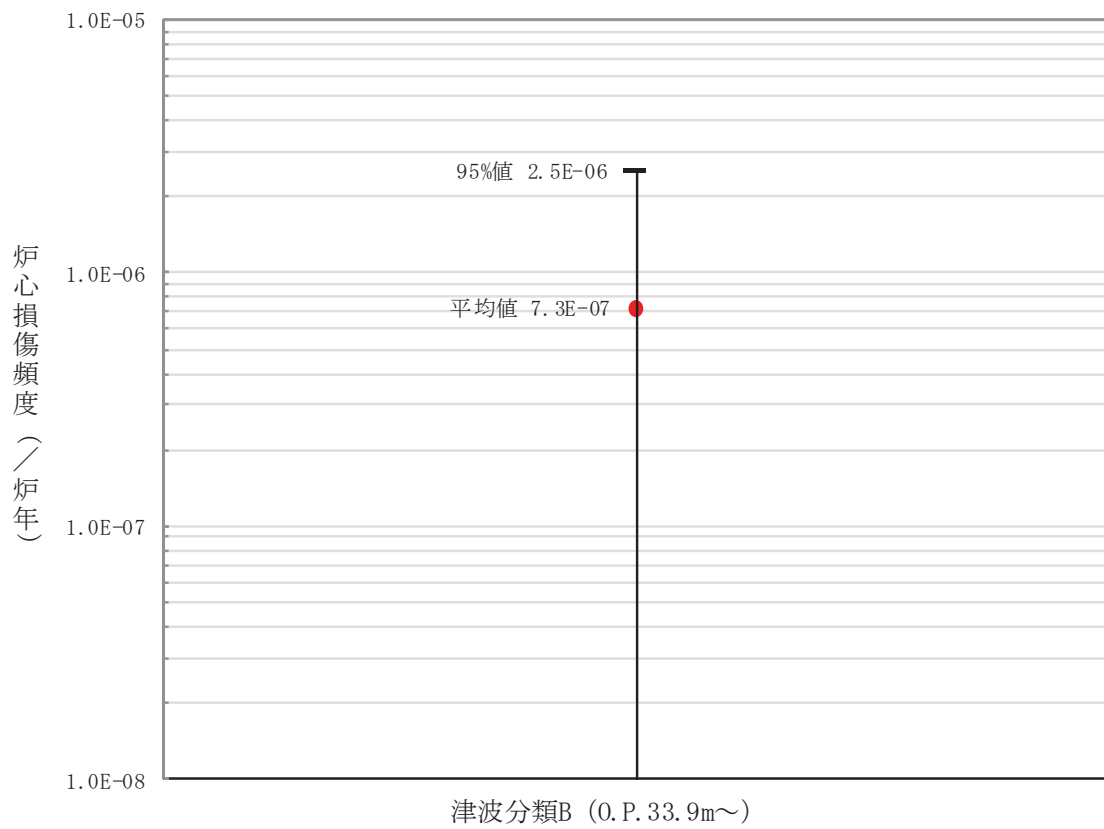
第3.2.2.d-1 図 津波 PRA イベントツリー



第 3. 2. 2. d-2 図 津波高さ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合



第 3. 2. 2. d-3 図 事故シーケンスグループ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合



第 3. 2. 2. d-4 図 不確実さ解析結果

津波事象	循環水ポンプ停止		安全停止	損傷 クラス
	循環水ポンプ(A)	循環水ポンプ(B)		
				CD
				CD
				CD
				CD

第3.2.2.d-5図 引き波時のイベントツリー

引き波による取水位の低下に伴う非常用海水ポンプの取水性について

1. 規制基準における要求事項

非常用海水ポンプの取水性については、基準津波による水位の低下に対して、海水ポンプが機能保持できる設計であること。また、基準津波による水位の低下に対して、冷却に必要な海水が確保できる設計であることを確認する。

2. 確認内容

水位低下に対して海水ポンプが機能保持できる設計となっていることを確認する。また、引き波時の水位が実際の取水可能水位を下回る場合には、下回る時間内で海水ポンプの継続運転が可能な貯水量を十分確保できる取水路の構造仕様であることを確認する。

なお、取水槽が循環水系と非常用系で併用されていることから、循環水系運転継続等による取水量の喪失が防止できることを確認する。

3. 評価条件

(1) 取水路の構造

女川2号炉の取水路の構造（概略図）を図1に、海水ポンプの設置位置図を図2に示す。

図に示すとおり、女川2号炉の取水口は、敷高が取水路及び海水ポンプ室底部より上部に位置し、取水口敷高を下回る引き波が発生した場合でも、取水槽内に冷却水が貯留される構造となっている。



図1 取水路の構造（概略図）

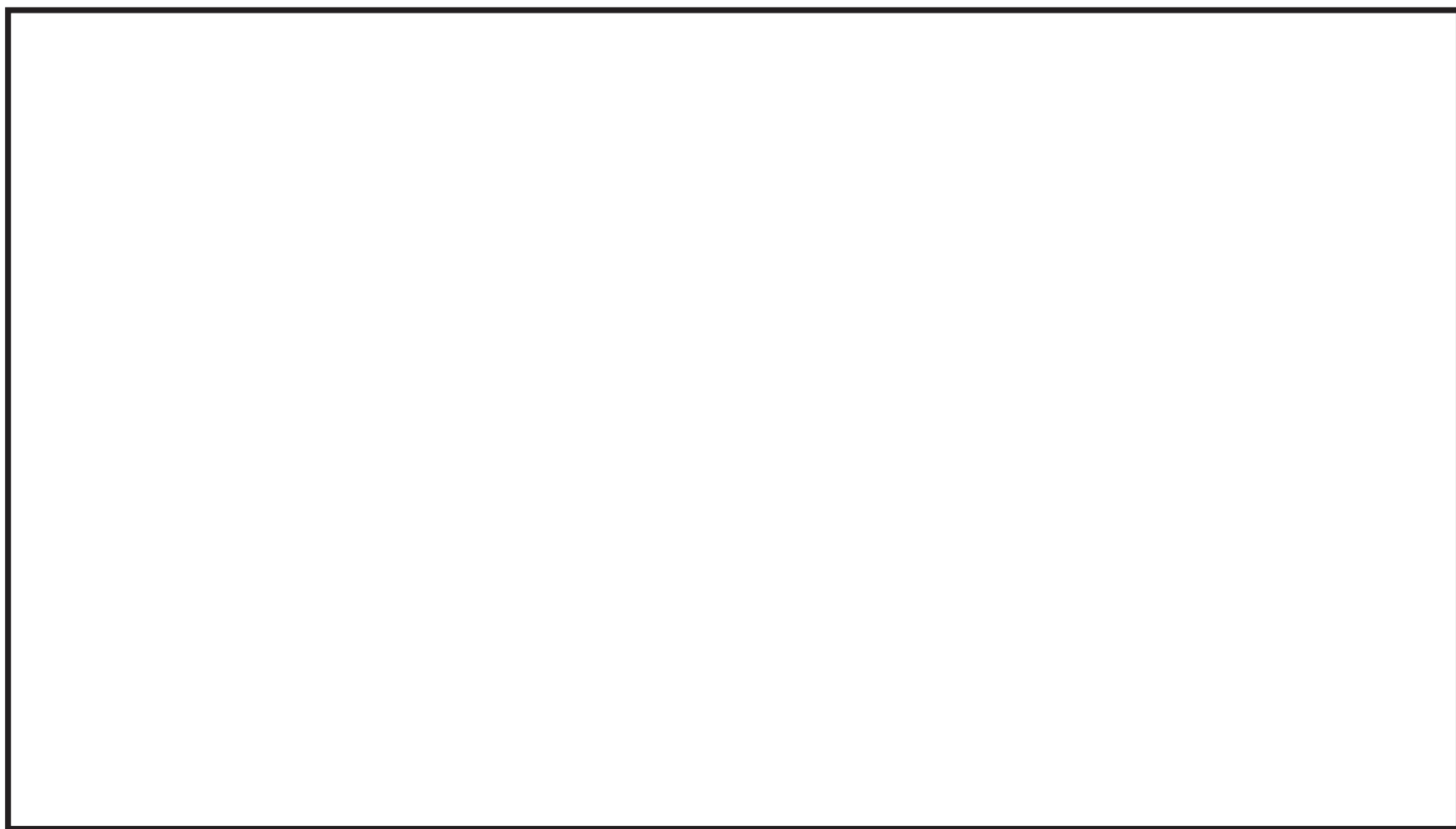


図2 海水ポンプの設置位置図（A部詳細）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙 3. 2. 2. a-1-2

(2) 津波高さと水位低下時間

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして、地震による津波の他、地すべりによる津波等、地震以外の要因及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し策定した。

基準津波による2号炉取水口前面における水位下降側の水位時刻歴波形から、取水口敷高 O.P. -6.3m を下回る時間は、289 秒である。図3に取水口前面における基準津波到達時水位の時刻歴波形を示す。

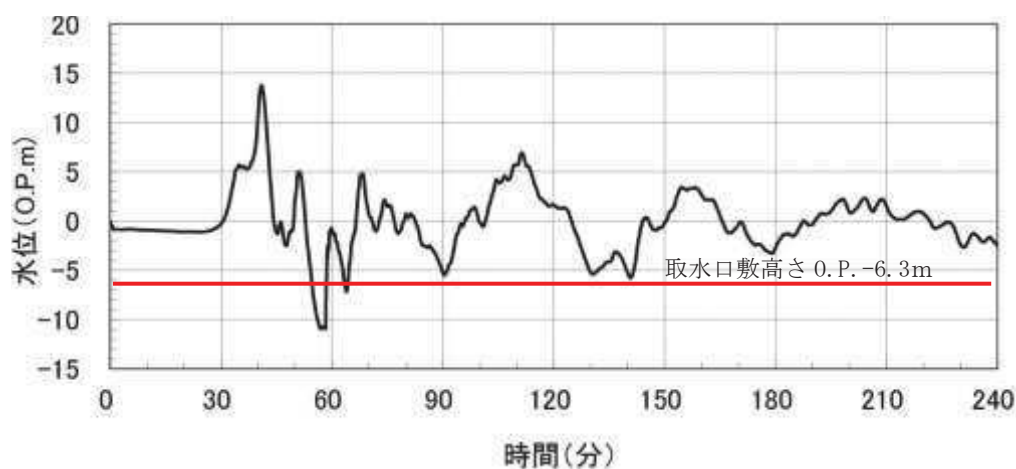


図3 取水口前面における基準津波到達時水位の時刻歴波形

(3) 海水ポンプの定格流量と取水可能水位

常用及び非常用海水ポンプの定格流量と取水可能水位を表1に、非常用海水ポンプの取水量を表2に示す。

表1 常用及び非常用海水ポンプの定格流量と取水可能水位

	区分	定格流量 (m ³ /h/台)	取水可能水位 ^{※3} (m)
原子炉補機冷却海水ポンプ	非常用	1,900	0. P. -8.95 ^{※1}
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	非常用	250	0. P. -8.95 ^{※1}
循環水ポンプ	常用	99,720	0. P. ^{※2}
タービン補機冷却海水ポンプ	常用	2,250	0. P. -2.98 ^{※1}

※1：日本機械学会基準「ポンプの吸込水槽の模型試験法」(JSME S 004-1984)に基づく取水可能水位に余裕をみた値

※2：ポンプトリップインターロックによる停止レベル

※3：0. P. 表記は地盤沈下を考慮した値

表2 非常用海水ポンプの取水量

	運転台数	流 量 (m ³ /h)	必要取水量 (m ³ /h)
原子炉補機冷却海水ポンプ	2台×2系統 [※]	7,600	7,850
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	1台×1系統	250	

※ 非常用海水ポンプの最大運転台数を考慮

4. 評価

(1) 評価方法

取水口敷高を下回る引き波が発生した場合、常用海水ポンプの内、タービン補機冷却海水ポンプについては、取水可能水位を下回っているため、貯留水量に影響はない。循環水ポンプについては、既にポンプトリップインターロックが動作しているが、遊転時間分(トリップからポンプ停止までの時間)、循環水ポンプ2台が定格流量で取水するものと仮定した上で、非常用海水ポンプが継続して取水可能かを評価する。

(2) 評価条件

- a. 取水槽内に貯留される水量：約 5,100m³・・・①

取水口敷高 0. P. -6.3m から非常用海水ポンプの取水可能水位 0. P. -8.95m までの空間容量

- b. 循環水ポンプが停止するまでに取水する水量：1,662m³・・・②

$99,720\text{m}^3/\text{h} \div 3,600 \times 30 \text{秒} \times 2 \text{台} = 1,662\text{m}^3$

- c. 非常用海水ポンプの取水に使用可能な水量：3,438m³・・・③

① - ② = 5,100m³ - 1,662m³ = 3,438m³

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3) 評価結果

非常用海水ポンプの取水量は、表 2 から $7,850\text{m}^3/\text{h}$ である。一方、取水槽内に貯留される冷却水のうち、非常用海水ポンプの運転に使用可能な水量は $3,438\text{m}^3$ であるため、取水口敷高を下回る引き波が発生した場合でも、約 26 分*の間、非常用海水ポンプの運転継続が可能である。

以上から、基準津波時に取水口敷高を下回る時間、4 分 49 秒 (289 秒) に対して、非常用海水ポンプの運転継続時間が十分に長いことから、基準津波による水位低下によっても非常用海水ポンプが機能保持できることを確認した。

$$\text{※ } 3,438\text{m}^3 \div 7,850\text{m}^3/\text{h} \times 60 = 26.277 \text{ 分}$$

以 上

事故シナリオの分析において引き波を除外する考え方について

本プラントにおいては、引き波により取水口敷が露出し、取水不能となっても、RSWポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路及び海水ポンプ室に確保可能な構造としている。また、循環水ポンプの手動による停止が遅れた場合においては、「循環水ポンプ海水ポンプ室水位極低」警報により、循環水ポンプが自動停止するインターロックとなっており、押し波によりポンプが損傷する場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられることから、事故シナリオの分析において引き波を除外している。

以下に、引き波が発生した場合の炉心損傷頻度の評価結果とその考え方について示す。

1. 事故シナリオ

事故シナリオについては、図1のイベントツリーに示すとおり。

引き波発生後において、炉心損傷に至るシナリオとしては、以下の2つが考えられる。

- ① 「循環水ポンプ(A)停止失敗」 + 「循環水ポンプ(B)停止失敗」
- ② 「循環水ポンプ停止成功」 + 「安全停止失敗※」

※ECCS等による原子炉注水，崩壊熱除去に失敗すること

①の場合、循環水ポンプが海水を吸い続けてしまうため、海水ポンプ室内の水位が急激に低下し、引き波の水位が回復する前にRSW/HPSWポンプが露出して機能喪失する可能性がある。このため、最終ヒートシンク喪失により炉心損傷に至る。

②の場合、RSW/HPSWポンプは露出することなく継続運転が可能であり、ECCS等による事象緩和に期待できるが、事象緩和に失敗した場合には、炉心損傷に至る。(内部事象PRAの過渡事象と同様)

2. 評価における主な仮定

(1) 津波発生頻度

循環水ポンプを停止する必要があるのは、少なくとも取水口敷(0. P. -6. 3m)が露出し、その後も水位が低下し続けた場合であることから、保守的に津波水位が0. P. -6. 2m未満となる年超過確率(7.9×10^{-4})とした。

(2) 循環水ポンプ停止

循環水ポンプの取水槽は、A系/B系に区分されていることから、循環水ポンプA又は循環水ポンプBのいずれかの停止に成功した場合には、炉心損傷回避が可能である。

循環水ポンプ停止については、引き波により海水ポンプ室水位低警報が表示されてから、取水口下端までの時間が比較的短いと考えられることから、保守的に「手動停止」には期待せず、インターロックによる「自動停止」のみを考慮した。

3. 炉心損傷頻度評価結果

引き波による全炉心損傷頻度は、約 1.6×10^{-7} (/炉年) となり、押し波による全炉心損傷頻度 (約 7.3×10^{-7} (/炉年)) に比べて小さい結果となった。なお、全炉心損傷頻度のうち、事故シナリオ①については約 0.2×10^{-7} (/炉年)、事故シナリオ②については約 1.4×10^{-7} (/炉年) となった。

4. 結論

以上の評価を含む下記の検討結果により、事故シナリオの分析において引き波を除外した。

- ・引き波による全炉心損傷頻度は、押し波による全炉心損傷頻度の 1/5 程度と小さい。
- ・引き波による全炉心損傷頻度については、確率論的津波ハザードをより精緻化することで、低下する可能性がある。
- ・引き波により炉心損傷に至るシナリオは、押し波が発生した場合に、海水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同様であり、その後の炉心損傷に至るプロセスも同じである。

以上

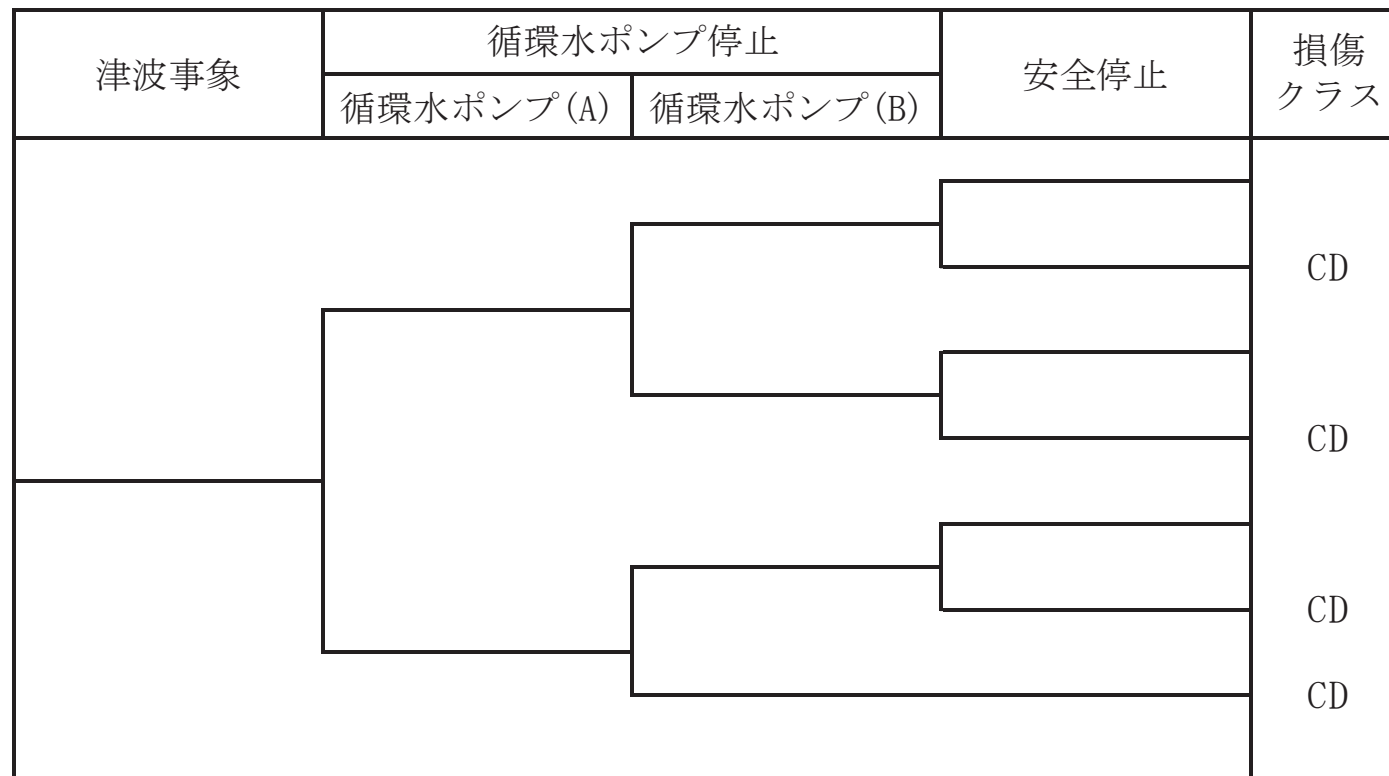


図1 引き波時のイベントツリー

津波発生時における原子炉停止の手順について

1. 大津波警報発令時の対応方針

大津波警報が発令された場合の対応として以下の対応を実施する。

- ・発電所構内に避難指示を行う。
- ・原子炉停止操作を開始する。

ただし、以下の場合は除く。

- a. 大津波警報が誤報であった場合。
- b. 発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、津波が到達するまでの間に大津波警報が解除又は見直された場合。

なお、津波注意報及び、津波警報発表時は、津波に関する情報収集並びに津波監視カメラ及び取水ピット水位計による監視を行い、引き波により取水ピット水位が海水ポンプの安全運転限界水位 (0. P. m) まで低下した場合等、原子炉の運転継続に支障がある場合に、原子炉を手動停止する。

2. 引き波発生時の運転操作手順

津波発生時においては、最終ヒートシンクの確保及び ECCS の機能維持を目的に、原子炉補機冷却海水系及び高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系の水源（以下、「非常用水源」という。）を確保する観点から、異常な潮位の低下時には、海水ポンプ室水位を監視しながら、原子炉をスクラムし循環水ポンプ全台を停止させる運転操作手順としている。

以下に手順の概要について記載する。

- ・ 海水ポンプ室水位の低下により「循環水ポンプ海水ポンプ室水位低」警報 (0. P. m) が発信した以降、海水ポンプ室水位低下が継続すれば、循環水ポンプによる海水の取水量を調整することにより海水ポンプ室水位の維持に努める。(図 1 参照)
- ・ 更に海水ポンプ室水位低下が継続し「循環水ポンプ海水ポンプ室水位低低」警報 (0. P. m) が発信すれば原子炉を手動スクラムし循環水ポンプ全台を停止する。
- ・ なお、非常用水源の確保を確実にするため、万一、循環水ポンプの手動による停止が遅れた場合においても、「循環水ポンプ海水ポンプ室水位極低」警報 (0. P. m) により循環水ポンプが自動停止するインターロックとなっている。

以上

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

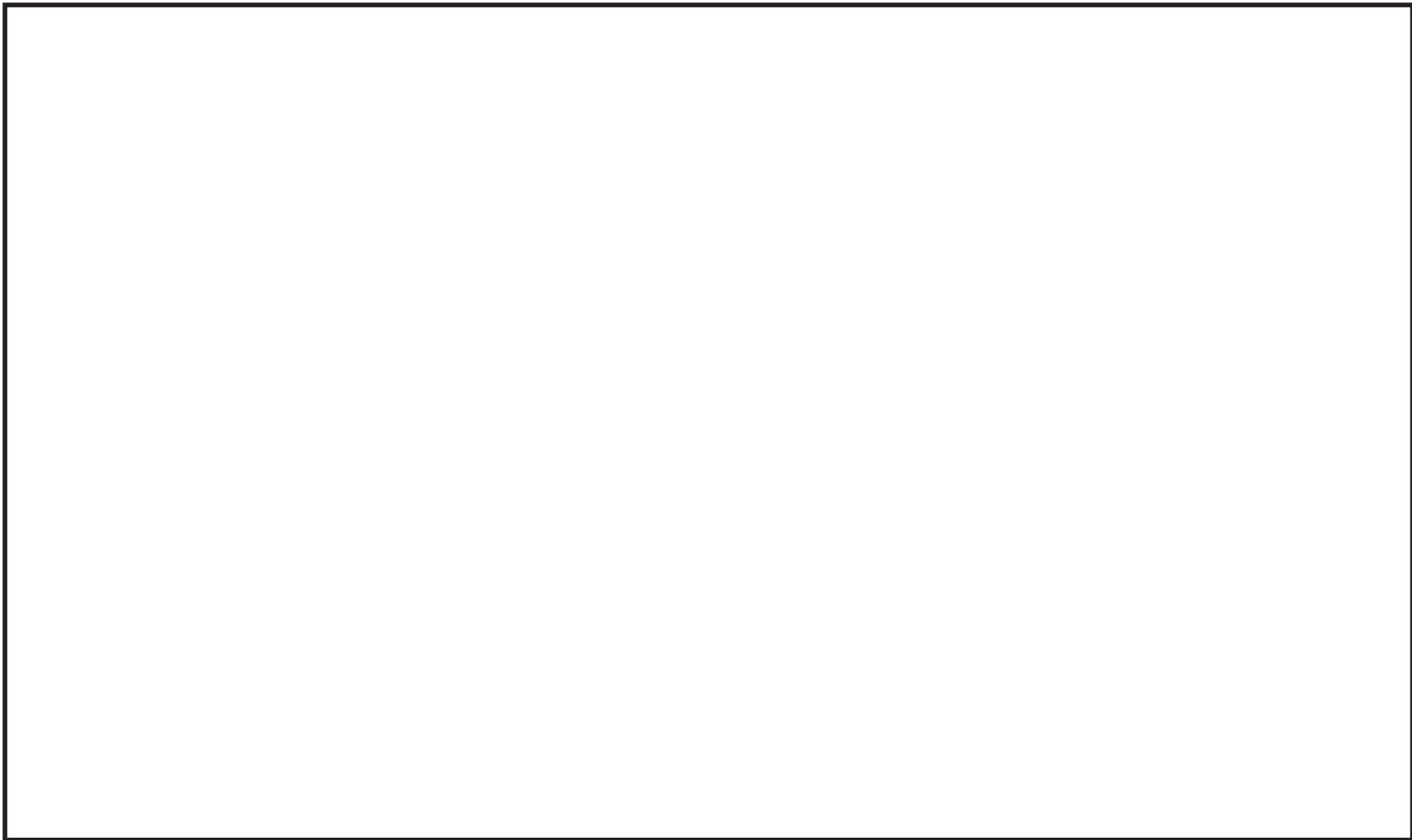


図1 海水ポンプ室概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

確率論的津波ハザード評価に関する検討

1. 評価概要	p1
2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)	p5
3. 津波高さ推定に関するロジックツリー(偶然的な不確実さの考慮)	p29
4. 評価結果	p40

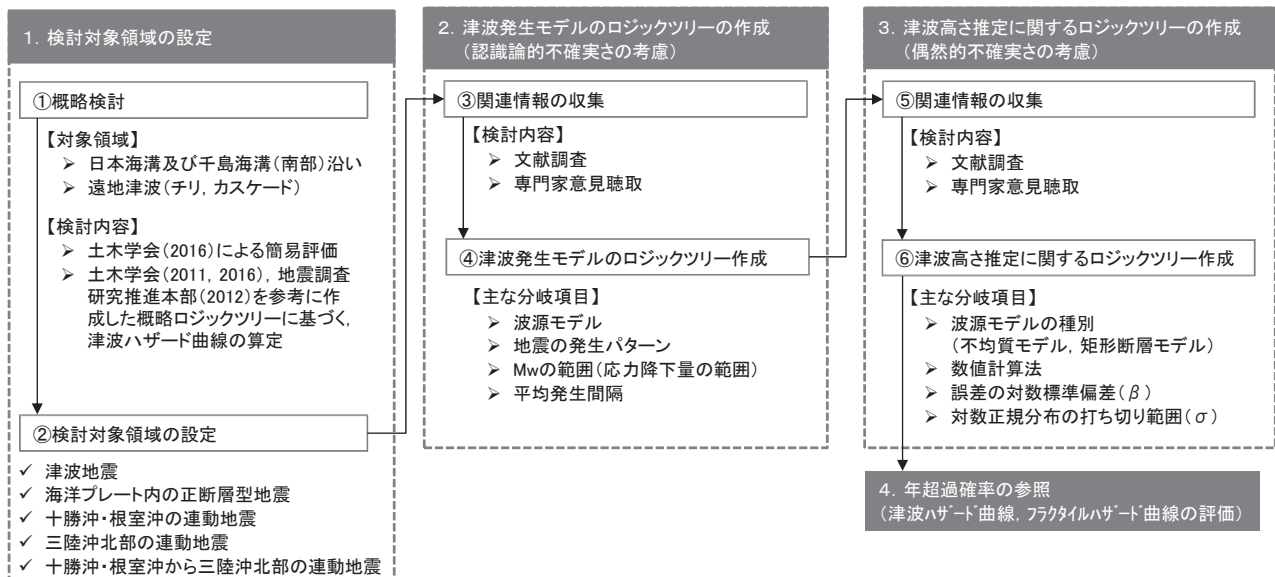
1. 評価概要

1

1.1 評価方針

確率論的津波ハザード評価は、日本原子力学会(2012)、土木学会(2011)、土木学会(2016)及び3.11地震から得られた知見等を踏まえて実施した。

- 検討対象領域(詳細検討を実施する領域)設定にあたっての概略検討(事前検討)として、各津波波源が年超過確率に与える影響を定量的に確認するため、土木学会(2011,2016)、地震調査研究推進本部(2012)を参考に概略ロジックツリーを作成し、津波ハザード曲線を算定。
- 海洋プレート内の正断層型地震の津波発生モデルのロジックツリーのうちMwの範囲について、新たに地震規模、各機関の評価事例に係る関連情報を収集するとともに、専門家意見聴取を実施し、中央マグニチュード(Mc)を1611年の津波の地震規模(Mw8.6)から1933年昭和三陸地震津波の地震規模(Mw8.4)に変更。
- 津波高さ推定に関するロジックツリーのうち一様すべりの矩形断層モデルに適用する誤差の対数標準偏差(β)等について、新たに波源特性のばらつき($\beta_{波源}$)に係る関連情報を収集するとともに、専門家意見聴取を実施し、不均質モデルと同じロジックツリーを適用できることを確認。



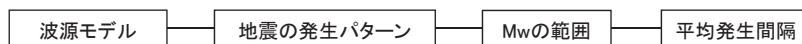
1. 評価概要

1.2 ロジックツリーの作成:概要

- ・ 認識論的不確実さは、波源モデル、地震の発生パターン、Mwの範囲及び平均発生間隔等を考慮した津波発生モデルのロジックツリーとして表現した。
- ・ 偶然的不確実さは、数値計算法、誤差の対数標準偏差(β)及び対数正規分布の打ち切り範囲(σ)を考慮した津波高さ推定に関するロジックツリーとして表現した。

■認識論的不確実さの考慮:津波発生モデルのロジックツリー

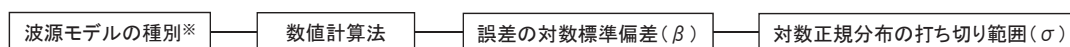
(1)各津波発生領域のロジックツリー



(2)津波発生領域の組合せに関するロジックツリー

- ・ 3.11地震から得られた知見を踏まえ、これまで発生した記録、知見がない津波発生領域(セグメント)の連動を考慮した地震を評価することから、各連動地震の発生確率に関する重み付けを行うため、地震の組合せに関するロジックツリーを追加した。

■偶然的不確実さの考慮:津波高さ推定に関するロジックツリー



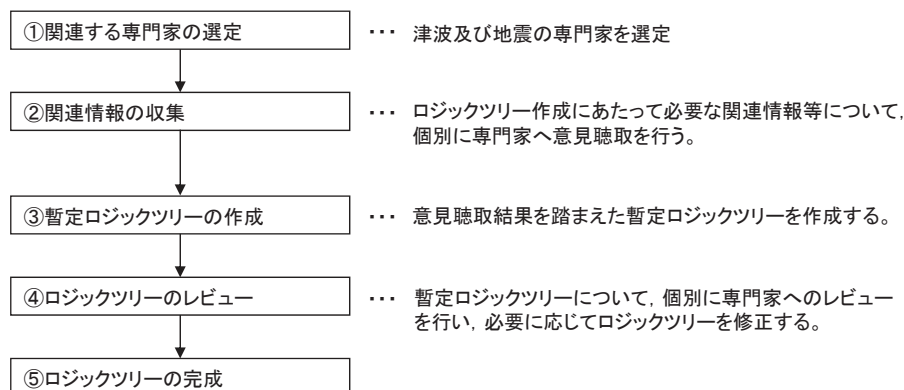
※:不均質モデル、もしくは一様すべりの矩形断層モデル(以下、「矩形断層モデル」という。)

1. 評価概要

1.2 ロジックツリーの作成:専門家活用水準

- ・ 3.11地震の発生に伴い分岐の項目、重み配分等について専門家意見が分かれることが想定されるため、日本原子力学会(2012)に示される専門家活用水準のうち専門家活用水準2を採用した。
- ・ ロジックツリーの作成フローを以下に示す。

■ロジックツリーの作成フロー



1. 評価概要

1.3 分岐の重み配分設定

- 日本原子力学会(2012), 土木学会(2011)の分岐を流用するものについては, 土木学会(2009)によるアンケート結果を踏まえた重みや, 土木学会(2011)による正規分布に対する分岐設定方法の重みを用いた。
- 新たに追加した分岐や修正した分岐の重みについては, 関連する情報を収集のうえ, 下表に示す考え方に基づき設定した。

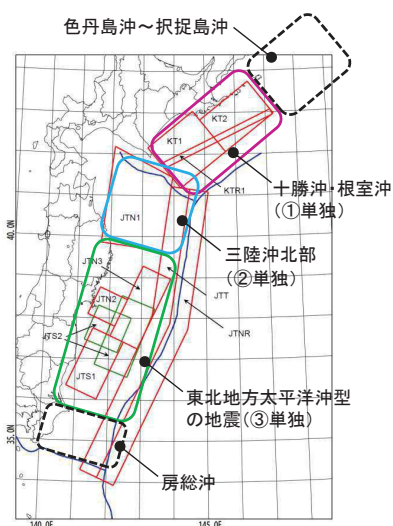
重みの配分設定方法

重みの配分 (分岐が2つの場合)	設定方法
0.5:0.5	現時点の知見で重み付けの判断が困難な場合は, 日本原子力学会(2012)に基づき, 均等配分とする。
0.3:0.7	地震調査研究推進本部, 土木学会等の評価や関連情報の収集結果から, 重みが大きいと考えられる分岐については, その重みを0.7とする。
0.1:0.9	関連情報の収集結果から, 基本的に分岐を設ける必要が無いと考えられるものの, 分岐として成立する可能性が残される分岐については, その重みを0.1とする。

2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.1 検討対象領域の設定:基本方針

- 3.11地震から得られた知見を踏まえ, 日本原子力学会(2012)に示される日本海溝及び千島海溝(南部)沿いの津波発生領域に, プレート間地震と津波地震の連動地震を追加設定した。
- 検討対象領域(詳細検討を実施する領域)は, 概略検討により各津波波源が年超過確率に与える影響を把握し, 年超過確率に与える影響が大きいと考えられる津波波源に該当する領域とした。
- 概略検討の詳細を次頁以降に示す。



日本海溝及び千島海溝(南部)沿い海域の津波発生領域区分
(日本原子力学会(2012)に一部加筆)

■検討対象領域の設定

■ : 検討対象とした領域

コード	名称	備考
JTN2	宮城県沖	概略検討:p6~8
JTN3	三陸沖南部海溝寄り	概略検討:p6~8
JTN2+JTN3	宮城県沖+三陸沖南部海溝寄り(連動)	概略検討:p6~8
JTS1	福島県沖プレート間	概略検討:p6~8
JTT	津波地震	概略検討:p6~8
JTNR	海洋プレート内の正断層型地震	
①単独	十勝沖・根室沖の連動地震	
②単独	三陸沖北部の連動地震	
③単独	東北地方太平洋沖型の地震	概略検討:p9,10
①+②	十勝沖・根室沖から三陸沖北部の連動地震	
択捉島沖～房総沖	択捉島沖から房総沖の連動地震	概略検討:p11,12

2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.1 検討対象領域の設定: 3.11地震の応力解放範囲におけるM8クラスの地震, 津波地震及び遠地津波

- 3.11地震の応力解放範囲におけるM8クラスの地震に伴う津波, 津波地震に伴う津波及び遠地津波が年超過確率に与える影響について, 土木学会(2016)を参考に検討した結果を以下に示す。
- 本検討から, 津波地震は年超過確率に与える影響は大きいと考えられる。

■土木学会(2016)

評価対象となる水位(X)の年超過確率に有意な影響を与える波源を評価対象とすればよく, 評価対象水位(X)と活動域による評価地点の最大水位上昇(下降)量(H)が, 以下の関係となる活動域は, 最終的な年超過確率に与える影響は微小であるとしている。

$$|X| > |H| \cdot \kappa^{2.3}$$

ここで, X: 評価対象となる水位(敷地高や取水可能レベル), H: 評価地点前面の最大水位上昇(下降)量, κ : 津波高さに含まれるばらつき

- Hを既往津波高, 津波高さに含まれるばらつき κ を1.4とすると, $H \times \kappa^{2.3} = H \times 1.4^{2.3} \approx 2H$ となり, 評価対象水位(X)に対し, 既往津波高(H)が約1/2以下であれば, 年超過確率に与える影響は小さいと考えられる。
- 各津波の既往津波高(H)は下表のとおりであり, 評価対象水位(X)を基準津波に伴う敷地前面における最大水位上昇量21.58mとすると, 津波地震を除いて^{※1}, 評価対象水位(X)の約1/2以下(21.58m/2=10.8m以下)である。

※1: 津波地震は日本海溝沿いのどこでも発生すると評価することから, 1896年明治三陸地震津波の波源域に正対する岩手県の既往最大津波高を採用。

種別	津波発生領域(コード)	既往津波(Mw) ^{※2}	既往津波高:H	備考(既往津波高の参考文献)
3.11地震の応力解放範囲におけるM8クラスの地震に伴う津波	宮城県沖(JTN2)	1978年(Mw7.7)	1.1m(宮城県女川町) ^{※3}	渡辺(1998)(全振幅)
	三陸沖南部海溝寄り(JTN3)	1897年(Mw7.8)	3.0m(宮城県女川町) ^{※3}	今村(1899)
	宮城県沖+三陸沖南部海溝寄り(連動)(JTN2+JTN3)	1793年(Mw8.2)	2m(宮城県女川町) ^{※3}	羽鳥(2000)
	福島県沖プレート間(JTS1)	1938年(Mw7.9)	0.55m(宮城県女川町) ^{※3}	渡辺(1998)(全振幅)
津波地震に伴う津波	三陸沖北部から房総沖の海溝寄りのプレート間地震(JTT)	1896年(Mw8.3)	3.5m(宮城県女川町) ^{※3} 26.2m(岩手県大船渡市) ^{※4}	中央気象台(1933), 伊木(1897), 松尾(1933)
遠地津波	チリ	1960年(Mw9.5)	3.3m(宮城県女川町鳴浜(敷地)) 6.1m(宮城県南三陸町) ^{※5}	チリ津波合同調査班(1961)
	カスケード	1700年(Mw9.1)	5m(岩手県大槌町) ^{※5}	Satake et al.(2003)

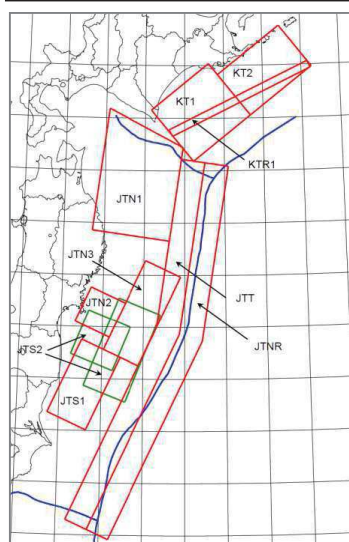
※2: 土木学会(2011)を引用。 ※3: 発電所周辺における既往最大津波高。 ※4: 1896年明治三陸地震津波の波源域に正対する岩手県における既往最大津波高。 ※5: 東日本太平洋沿岸における既往最大津波高

2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.1 検討対象領域の設定: 3.11地震の応力解放範囲におけるM8クラスの地震, 津波地震①

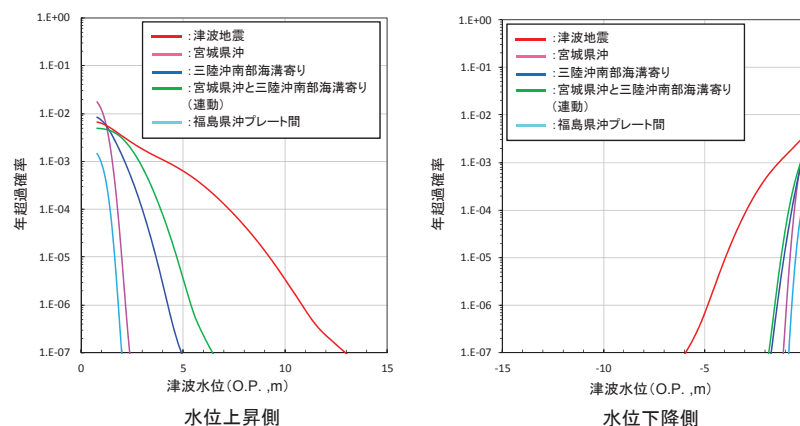
- 3.11地震の応力解放範囲におけるM8クラスの地震に伴う津波, 津波地震に伴う津波を対象に, 土木学会(2011)を参考に設定した概略ロジックツリー(詳細は次頁に示す)を用いて算定した津波ハザード曲線を以下に示す。
- 本検討から, 津波地震に伴う津波は, 3.11地震の応力解放範囲におけるM8クラスの地震に伴う津波と比較して年超過確率に与える影響は大きいことを確認した。

JTN2: 宮城県沖
JTN3: 三陸沖南部海溝寄り
JTN2+JTN3: 宮城県沖と三陸沖南部海溝寄り(連動)
JTS1: 福島県沖プレート間
JTT: 津波地震



日本海溝及び千島海溝(南部)沿い海域の津波発生領域区分 (日本原子力学会(2012))

■基準津波策定位置における津波ハザード曲線の比較



2. 津波発生モデルのロジックツリー（認識論的不確実さの考慮）

2.1 検討対象領域の設定：3.11地震の応力解放範囲におけるM8クラスの地震，津波地震②

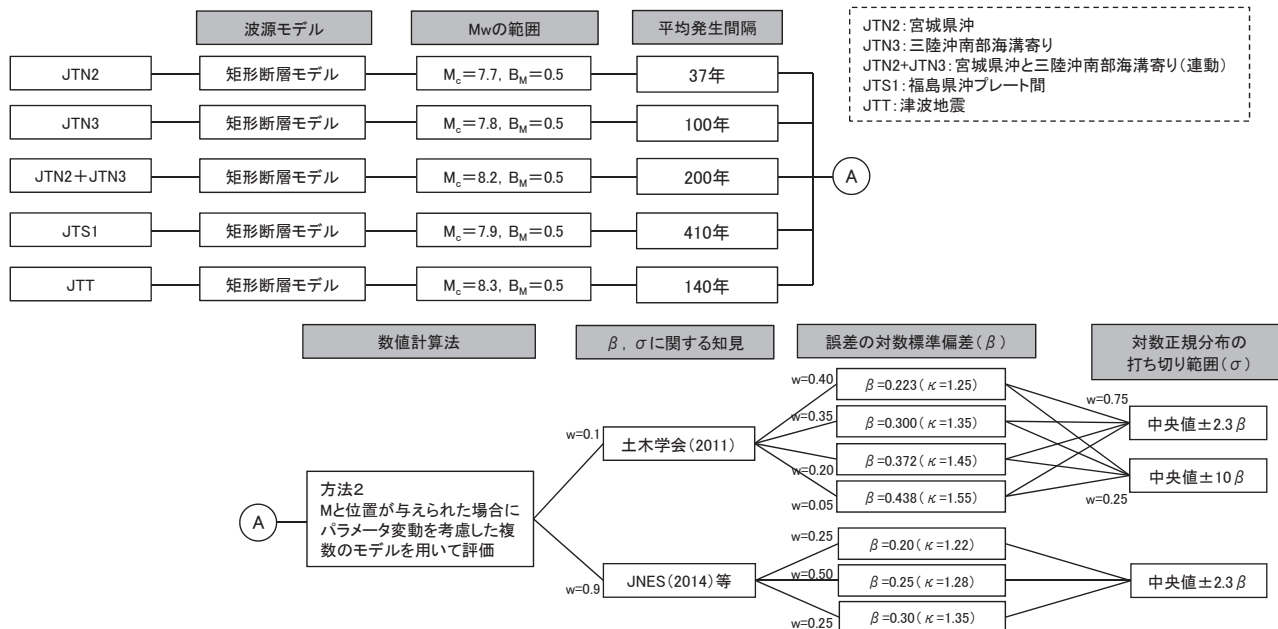
【概略ロジックツリー】

■津波発生モデルのロジックツリー

✓ 土木学会(2011)に示される各津波波源領域のロジックツリーを参考に作成した。平均発生間隔，Mwの範囲については，各分岐のうち平均的な設定値を示す分岐を選定した。

■津波高さ推定に関するロジックツリー

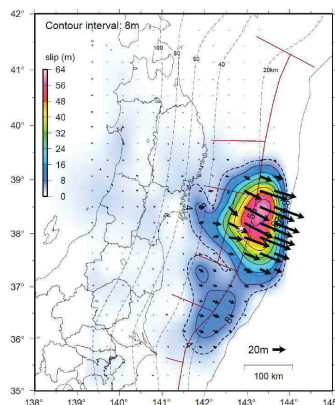
✓ 詳細検討に用いるロジックツリーと同じロジックツリーを用いた(ロジックツリーの詳細は，p29に記載)。



2. 津波発生モデルのロジックツリー（認識論的不確実さの考慮）

2.1 検討対象領域の設定：東北地方太平洋沖型の地震①

・ 地震調査研究推進本部(2012)では，次の東北地方太平洋沖型の地震の発生確率について，今後100年以内の発生確率をほぼ0%と評価している。



東北地方太平洋沖型地震の震源域 (地震調査研究推進本部(2012))

次の東北地方太平洋沖型地震の発生確率等 (地震調査研究推進本部(2012))

項目	将来の地震発生確率等 ^{注1}	備考	評価の信頼度 ^{注4}
今後10年以内の発生確率 今後20年以内の発生確率 今後30年以内の発生確率 今後40年以内の発生確率 今後50年以内の発生確率 今後100年以内の発生確率 今後300年以内の発生確率	ほぼ0% ほぼ0% ほぼ0% ほぼ0% ほぼ0% ほぼ0% 0.2%程度	津波堆積物調査で判明した過去3000年で4回の津波をもたらした地震及び2011年東北地方太平洋沖地震より，BPT分布モデルに平均発生間隔600年及び発生間隔のばらつき $\alpha = 0.24$ (データから最尤法により求めた値) を適用して算出した。	C
集積確率	ほぼ0%		
地震後経過率	0.00	経過時間0.8年を発生間隔600年で除した値。	
次の地震の規模	Mw8.4 ~ 9.0	過去に発生した地震のM, Mt, Mwを参考にし，総合的に判断した。	C

注1 評価時点は全て2012年1月1日現在。

注4 評価の信頼度

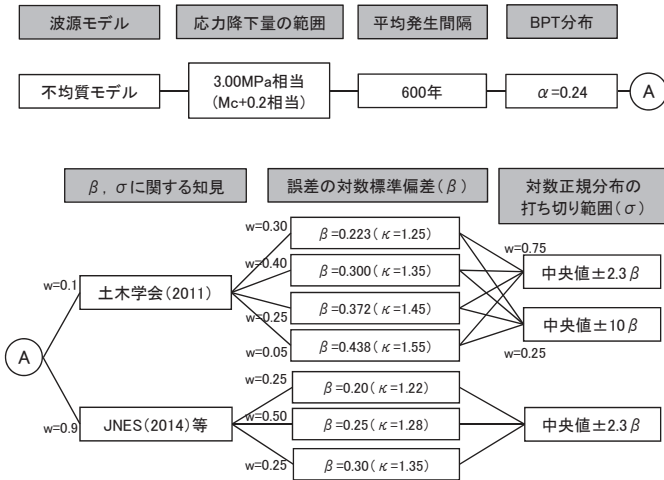
■発生確率の評価の信頼度：C

想定地震と同様な過去の地震データが少なく，必要に応じ地震学的知見を用いて発生確率を求めたため，発生確率の信頼性はやや低い。今後の新しい知見により値が大きく変わり得る。

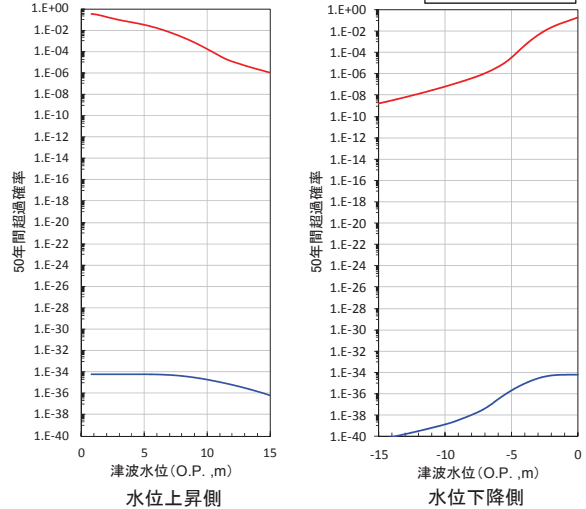
2.1 検討対象領域の設定: 東北地方太平洋沖型の地震②

- 土木学会(2016), 地震調査研究推進本部(2012)を参考に設定した概略ロジックツリーを用いて(各項目の詳細は次頁に記載), 評価基準日を2017年3月11日として算定した今後50年間の津波ハザード曲線を以下に示す。
- 本検討から, 東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波が年超過確率に与える影響は十分に小さいことを確認した。

■概略ロジックツリー



■基準津波策定位置における津波ハザード曲線



(参考) 評価基準日(時間軸原点)の違いによる今後50年の地震発生確率

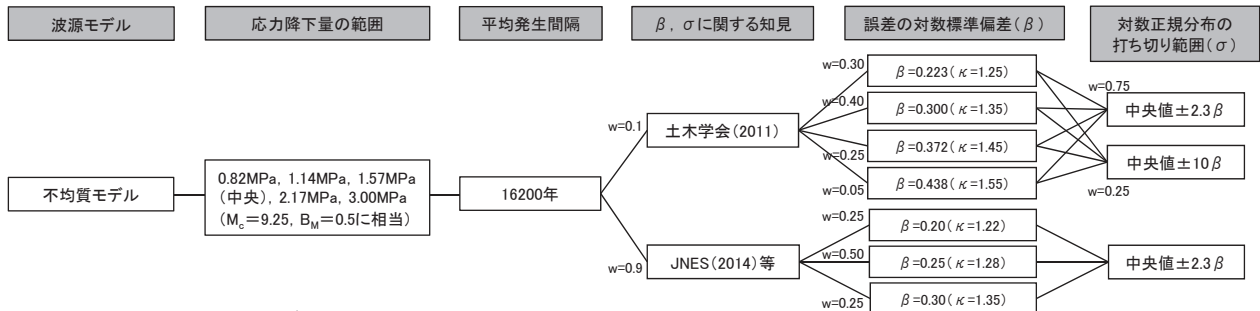
	評価基準日	今後50年の地震発生確率
東北地方太平洋沖型の地震	2011年3月11日	20~30%※1
	2017年3月11日	ほぼ0% (10 ⁻³⁵ ※2)

※1: 地震調査研究推進本部(2012)による評価
 ※2: 平均発生間隔600年, 最新活動時期2011年3月11日, α=0.24で算定

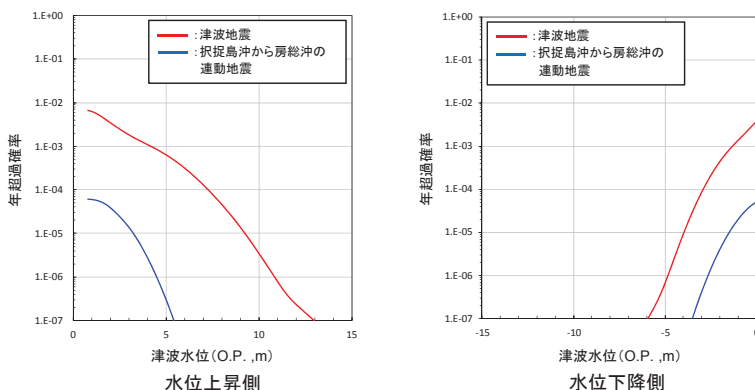
2.1 検討対象領域の設定: 択捉島沖から房総沖の連動地震①

- 土木学会(2016)等を参考に設定した概略ロジックツリーを用いて算定した津波ハザード曲線を以下に示す(各項目の詳細は次頁に記載)。
- 本検討から, 択捉島沖から房総沖の連動地震に伴う津波は, 津波地震に伴う津波と比較して年超過確率に与える影響は小さいことを確認した。

■概略ロジックツリー



■基準津波策定位置における津波ハザード曲線

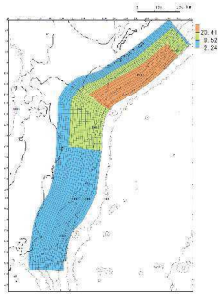


2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.1 検討対象領域の設定: 択捉島沖から房総沖の連動地震②

■波源モデル

- ・ 広域の津波特性(痕跡高)を考慮できる杉野ほか(2014)の方法を用いて設定した。



特性化モデル
(Mw(Mc)=9.25)

主な断層諸元		
断層パラメータ	設定値	備考
モーメントマグニチュード(Mw)	9.25	
断層面積(S)	278,498(km ²)	
平均応力降下量($\Delta\sigma$)	1.57MPa	Murotani et al.(2013)で示される平均値
地震モーメント(Mo)	9.47×10^{22} (Nm)	
すべり量	平均すべり量(D)	6.80(m)
	大すべり域(1.4D)	9.52(m)
	超大すべり域(3D)	20.41(m)
	背景領域(0.33D)	2.24(m)

■応力降下量の範囲

- ・ 土木学会(2016)を参考に設定した(詳細は, p23に記載)。

■平均発生間隔

- ・ 土木学会(2016)に示される十勝沖・根室沖から茨城県沖の連動地震の平均発生間隔の平均的な設定値を示す分岐を選定した。

■津波高さ推定に関するロジックツリー

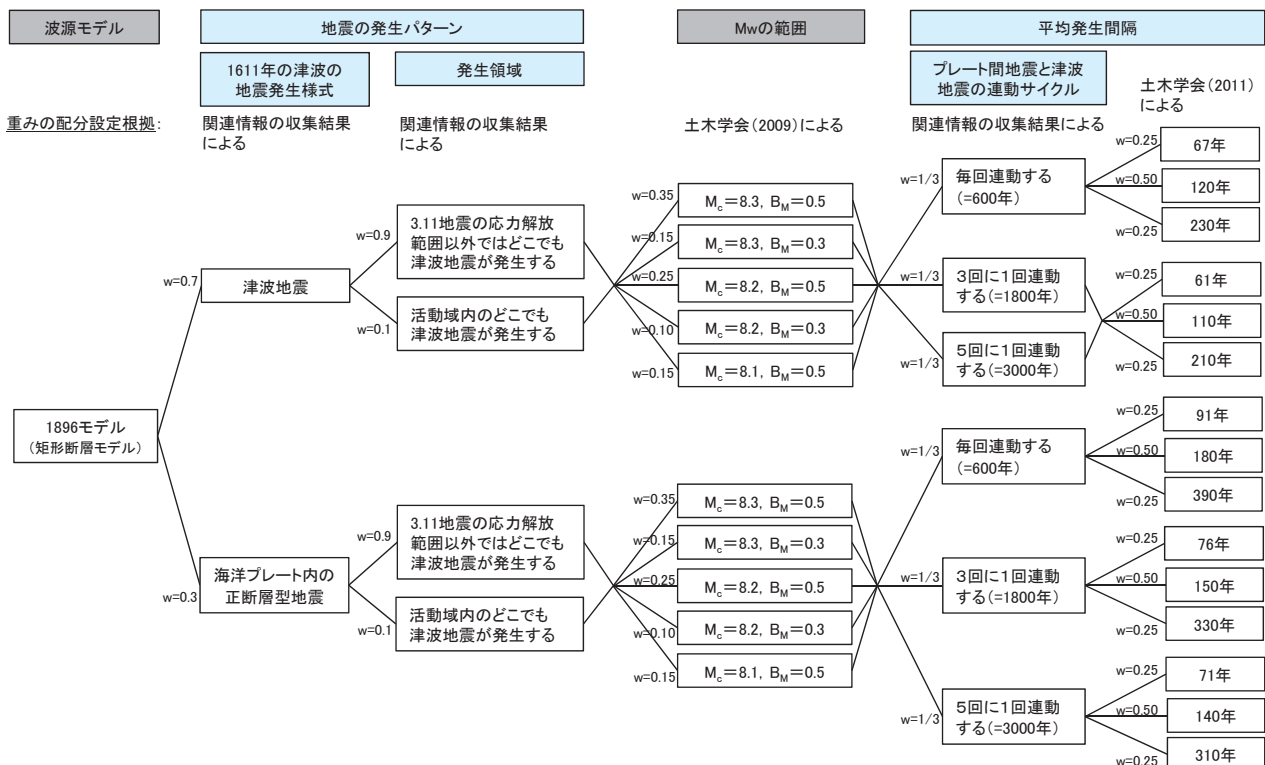
- ・ 詳細検討に用いるロジックツリーと同じロジックツリーを用いた(ロジックツリーの詳細は, p29に記載)。

2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.2 津波地震, 海洋プレート内の正断層型地震: 津波地震のロジックツリー

- ・ 土木学会(2011)のロジックツリーを基本に, 3.11地震から得られた知見等を踏まえてロジックツリーを作成した。
- ・ なお, Mwの範囲と平均発生間隔の組み合わせ(ロジックツリー)は, 土木学会(2011)と同様に, 各項目の分岐を一律に組み合わせた。

□: 土木学会(2011)からの変更箇所

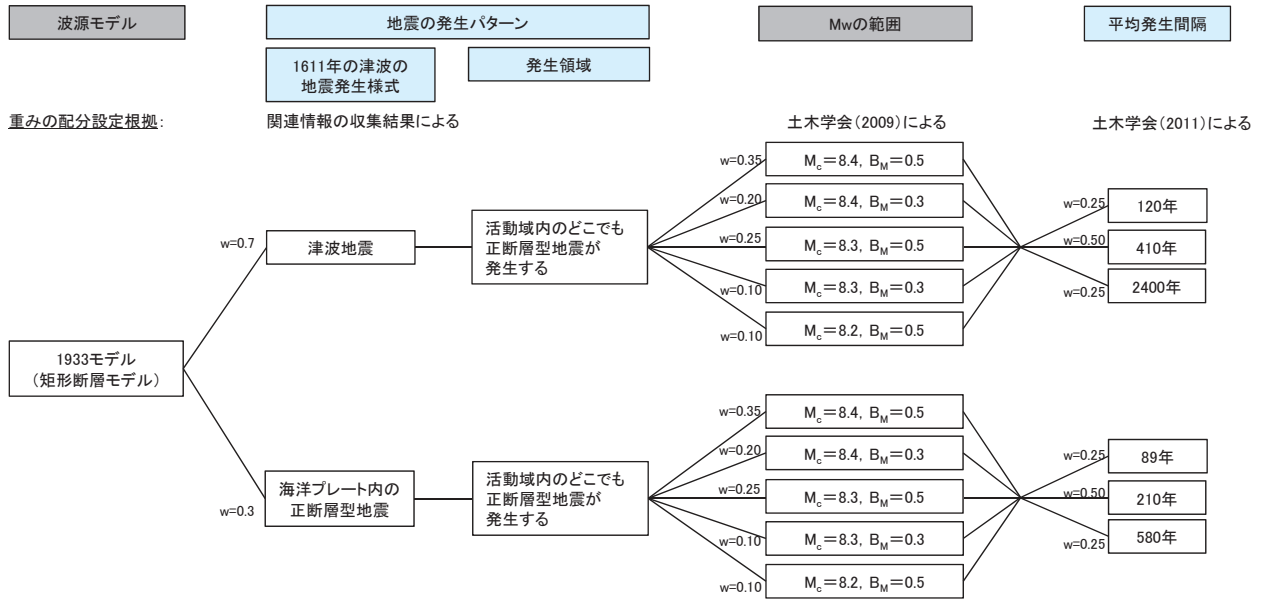


2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.2 津波地震, 海洋プレート内の正断層型地震: 海洋プレート内の正断層型地震のロジックツリー

- 土木学会(2011)のロジックツリーを基本に, 3.11地震から得られた知見等を踏まえてロジックツリーを作成した。
- なお, Mwの範囲と平均発生間隔の組み合わせ(ロジックツリー)は, 土木学会(2011)と同様に, 各項目の分岐を一律に組み合わせた。

■: 土木学会(2011)からの変更箇所



2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.2 津波地震, 海洋プレート内の正断層型地震: 1611年の津波の地震発生様式

- 土木学会(2011), 地震調査研究推進本部(2012)等では1611年の津波を津波地震と評価しているが, 土木学会(2002)では海洋プレート内の正断層型地震であった場合, その地震規模をMw8.6と評価している。
 - 今井ほか(2012)は, 1611年の津波痕跡に基づく数値シミュレーション, 並びに史料記述の再解釈から, 1611年の津波が海洋プレート内の正断層型地震であった可能性を指摘している。
 - 以上を踏まえ, 1611年の津波の地震発生様式に関する分岐(=津波地震/海洋プレート内の正断層型地震)を追加設定した。
 - 上記分岐のうち海洋プレート内地震のMc(中央マグニチュード)は, 地震規模, 並びに各機関の評価事例に係る関連情報の収集結果を踏まえ8.4とした*1。
 - 重み配分については, 1611年の津波の発生様式に係る知見の収集結果から, 津波地震の重みを0.7, 海洋プレート内の正断層型地震の重みを0.3とした。
- ※1: 専門家意見聴取結果を踏まえて設定した。

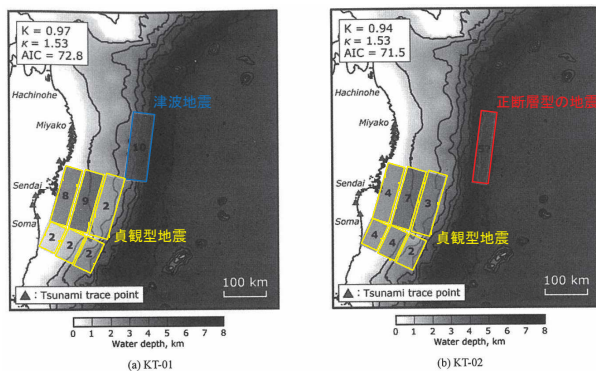
【今井ほか(2012)】

- プレート境界地震の断層面に加え, アウターライズ領域の正断層型地震の断層面を考慮して痕跡高の逆解析を実施した結果, 以下の2つの地震モデル(KT-01, KT-02)が得られた*2。
- 宮古由来記には, 津波来襲前に轟音が鳴り響いたといった宏观現象の記述が残されている。
- アウターライズ領域で発生する正断層型地震はプレート境界地震と密接に関係することも踏まえると, 正断層型地震の方がより矛盾なく解釈できるが, 津波地震を完全に否定することはできない。

※2: 逆断層地震と正断層地震の発生時間差は考慮していないが, 沿岸の津波高さに与える影響は小さいことを確認。

【1611年の津波の発生様式に係る知見の収集結果】

関連情報	1611年の津波の発生様式
相田(1977)	海洋プレート内の正断層型地震
土木学会(2002)	津波地震, 海洋プレート内の正断層型地震
地震調査研究推進本部(2002)	津波地震
中央防災会議(2005)	津波地震
土木学会(2009)	津波地震
地震調査研究推進本部(2012)	津波地震
今井ほか(2012)	海洋プレート内の正断層型地震
岩淵(2013)	津波地震

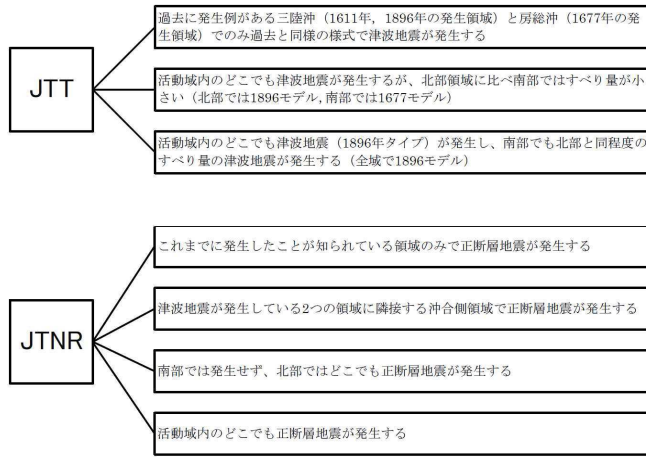


津波痕跡高から得られた1611年の津波のすべり量分布
(断層面内の数字はすべり量(m))
(今井ほか(2012)に一部加筆)

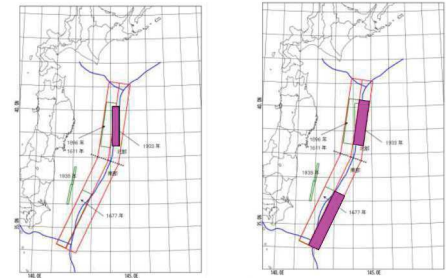
2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.2 津波地震, 海洋プレート内の正断層型地震: 地震の発生パターン

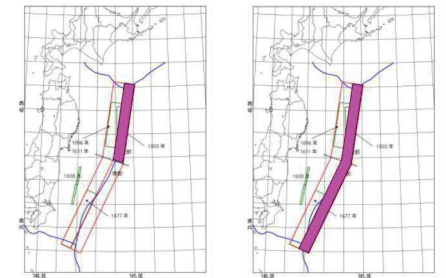
- 土木学会(2011)では、地震の発生パターンに分岐を設定しているが、地震調査研究推進本部(2012)の評価、3.11地震で得られた知見を踏まえ、日本海溝沿いのどこでも地震が発生する分岐のみとした。
- なお、津波地震については、M9クラスの巨大地震と同様に、3.11地震の応力解放範囲で発電所供用期間中に地震が発生する可能性は小さいと考えられるものの、津波地震単独で活動する際に必要な歪みは、M9クラスの巨大地震と比較して小さいことを踏まえ、応力解放範囲で津波地震が発生する場合の分岐を設定した。重み配分については、重みの配分設定方法に基づき設定した。



地震の発生パターンに関する分岐
(JTT:津波地震, JTNR:海洋プレート内の正断層型地震)
(土木学会(2011))



①これまでに発生したことが知られている領域のみで発生する
②津波地震が発生している2つの領域に隣接する沖合側領域でも発生する



③南部では発生せず、北部ではどこでも発生する
④活動域内のどこでも発生する
海洋プレート内の正断層型地震の発生位置
(土木学会(2009))

2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.2 津波地震, 海洋プレート内の正断層型地震: 平均発生間隔①

■基本方針

- 土木学会(2011), 土木学会(2016)と同様に固有地震モデルに基づく方法を用いて、以下の考え方に基づき、平均発生間隔を設定した。

津波発生領域	1611年の津波は津波地震			1611年の津波は正断層型地震		
	既往地震	中央マグニチュード* (Mc)	発生間隔等	既往地震	中央マグニチュード* (Mc)	発生間隔等
津波地震 (JTT)	1611年 1677年 1896年	8.3 (1896年)	1600年以降 約400年間において 発生は4回 (3.11地震を含む)。	1677年 1896年	8.3 (1896年)	1600年以降 約400年間において 発生は3回 (3.11地震を含む)。
海洋プレート内の 正断層型地震 (JTNR)	1933年	8.4 (1933年)	1600年以降 約400年間において 発生は1回。	1611年 1933年	8.4 (1933年)	1600年以降 約400年間において 発生は2回。

2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.2 津波地震, 海洋プレート内の正断層型地震: 平均発生間隔②

■津波地震の平均発生間隔の設定

- ・プレート間地震と津波地震の連動地震である東北地方太平洋沖型の地震, 三陸沖北部の連動地震の平均発生間隔と重複しないように(=連動サイクルを考慮して)設定した。
- ・東北地方太平洋沖型の地震, 三陸沖北部の連動地震の平均発生間隔の設定方法を以下に示す。
- ・重み配分については, 現時点の知見で判断するのは困難であることから, 均等配分とした。

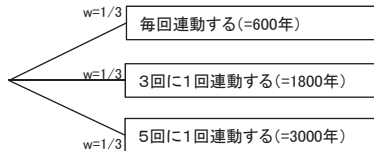
【東北地方太平洋沖型の地震の平均発生間隔の設定】

- ① 600年間隔で, 毎回プレート間地震と津波地震が連動する。
- ② 15世紀の津波と869年の津波はプレート間地震単独であったとの前提に立ち, 3回に1回のサイクルで津波地震と連動する。
- ③ 3.11地震より前の4回の地震は全てプレート間地震単独であったとの前提に立ち, 5回に1回のサイクルで津波地震と連動する。

地震調査研究推進本部(2012)による東北地方太平洋沖型の地震の評価

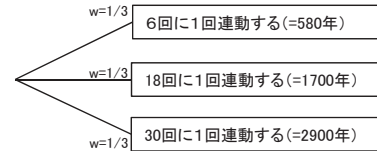
地震発生領域	地震発生年月日	地震の平均的発生頻度等 注1	地震規模			死傷者数 ^{注5}	
			M 注2	Mt 注3	Mw 注4	死者	負傷者
東北地方太平洋沖型の地震	2011/ 3/11 14:46	平均発生間隔は600年程度	9.0 注2	9.1 ~ 9.4	9.0	16,019 行方不明 3,805	6,121
	15世紀 869/ 7/13 4-5世紀 紀元前3-4世紀		8.3		8.4~ 注4	多数	—

※:注1~注5の解説については省略



【三陸沖北部の連動地震の平均発生間隔の設定】

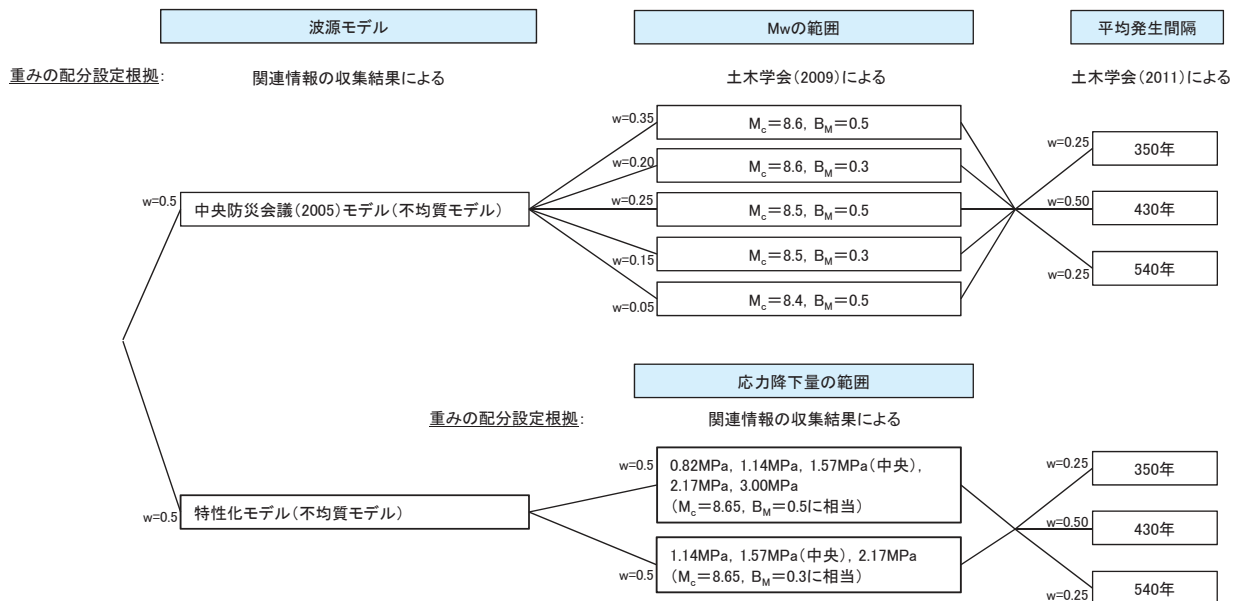
- ✓ プレート間地震と津波地震の連動地震が発生した記録が無いことを踏まえ, 東北地方太平洋沖型の地震(③単独)の平均発生間隔(600年)を参考に, プレート間地震(1677年, 1763年, 1856年, 1968年)の平均発生間隔(97年)の6回に1回(600年間隔に相当), 18回に1回(1800年間隔に相当), 30回に1回(3000年間隔に相当)のサイクルで津波地震と連動するとした。



2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.3 十勝沖・根室沖の連動地震: ロジックツリー

□ : 土木学会(2011)からの変更箇所



2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.3 十勝沖・根室沖の連動地震: 波源モデル, 平均発生間隔

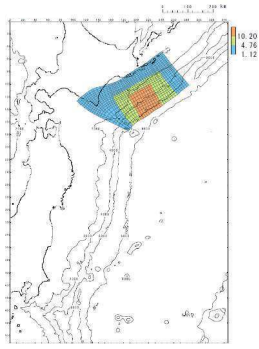
■波源モデル

【中央防災会議(2005)モデル】

- 北海道太平洋岸で確認された津波堆積物から推定される津波高を用いたインバージョンモデル(Mw8.6)。

【特性化モデル】

- 広域の津波特性を考慮した特性化モデルの設定方法(以下、「杉野ほか(2014)の設定方法」という。)を用いた。



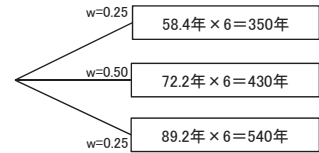
特性化モデル
(今回設定, Mw(Mc)=8.65)

主な断層諸元

断層パラメータ		設定値	備考
モーメントマグニチュード (Mw)		8.65	
断層面積 (S)		69,513 (km ²)	
平均応力降下量 ($\Delta\sigma$)		1.57MPa	Murotani et al.(2013)で示される平均値
地震モーメント (Mo)		1.18×10^{22} (Nm)	
すべり量	平均すべり量 (D)	3.40 (m)	
	大すべり域 (1.4D)	4.76 (m)	
	超大すべり域 (3D)	10.20 (m)	
	背景領域 (0.33D)	1.12 (m)	

■平均発生間隔

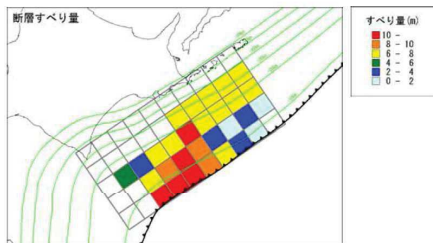
- 十勝沖, 根室沖, 色丹島沖, 択捉島沖で発生している各地震の平均発生間隔(72.2年)(地震調査研究推進本部(2004)), 並びに十勝沖の地震と根室沖の地震の連動サイクル(6回に1回連動)(土木学会(2011))を基に, 土木学会(2011)に示される固有地震の平均発生間隔の誤差を考慮して設定した。
- 重み配分については, 土木学会(2011)の正規分布に対する分岐設定方法を用いて設定した。



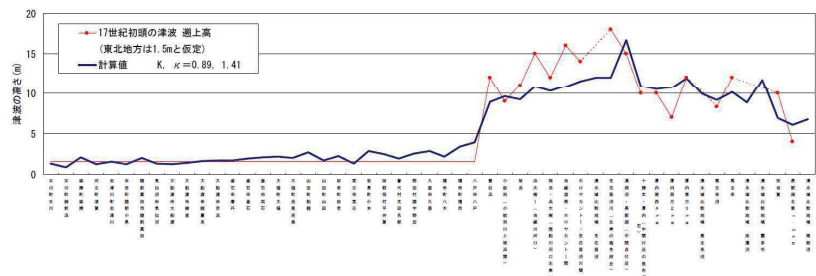
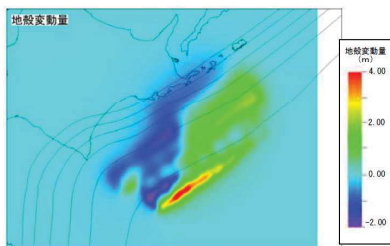
2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)

2.3 十勝沖・根室沖の連動地震: 中央防災会議(2005)モデル

- 津波堆積物から推定された北海道沿岸の津波高さ及び浸水域の広がり参照して, インバージョン手法により, 500年間隔地震の想定断層を推定したモデルである。



Mw=8.6		各セグメントのすべり量分布(m)									
深度	走向方向										
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
1	0.0	1.2	3.6	6.7	9.8	12.9	17.2	12.8	0.0	0.0	
2	0.5	2.3	1.7	3.9	8.7	12.6	9.1	6.1	0.0	0.0	
3	7.0	7.0	7.0	7.0	10.1	7.3	6.1	3.0	5.8	0.0	
4	7.0	7.0	7.0	7.0	7.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	

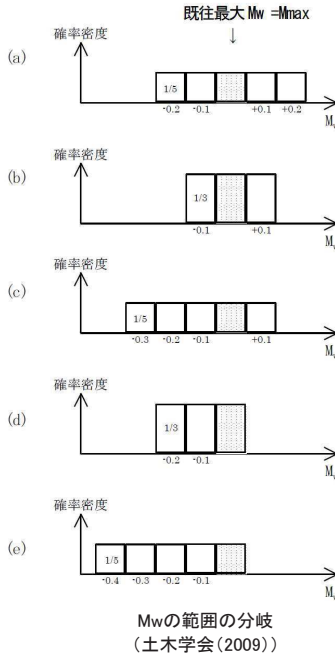


断層モデル及び17世紀初頭の津波の遡上高と計算値の比較等
(中央防災会議(2005))

2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)
 2.3 十勝沖・根室沖の連動地震:Mwの範囲①

■中央防災会議(2005)モデル

- ・ 土木学会(2011)を参考に、中央防災会議(2005)モデルの地震規模(Mw8.6)をMc(中央マグニチュード)とし、Mwの範囲は0.3, 0.5とした。
- ・ 重み配分については、土木学会(2009)による十勝沖と根室沖の連動地震の重みを準用した。



十勝沖(KT1)と根室沖(KT2)の連動地震のMwの範囲の重みに関するアンケート結果(土木学会(2009))

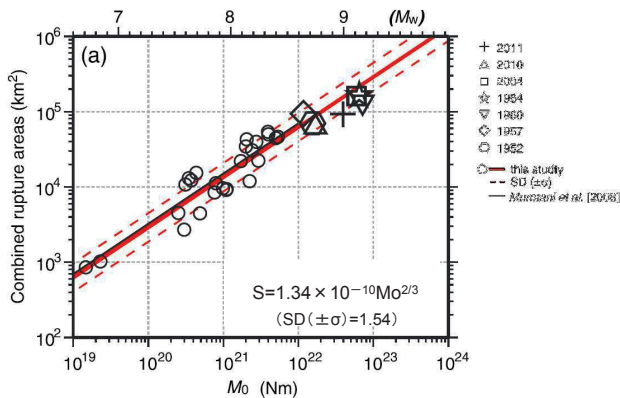
パターン	既往最大との関係	Mwの幅	Mwの範囲 (Mmax=8.6) 下段: ずり量(m)						重み【ご記入ください】
			8.2	8.3	8.4	8.5	8.6	8.7	
a.	既往最大を上回る地震が発生する	0.5							0.35[0.40]
b.	既往最大を上回る地震が発生する	0.3							0.20[0.15]
c.		0.5							0.25[0.20]
d.	既往最大を上回る地震は発生しない	0.3							0.15[0.20]
e.	既往最大を上回る地震は発生しない	0.5							0.06[0.06]
特記事項【できるだけご記入ください】								重みの合計	1.0

[]内の値はH16年度に実施した同じ設問に対する回答の平均

2. 津波発生モデルのロジックツリー(認識論的不確実さの考慮)
 2.3 十勝沖・根室沖の連動地震:Mwの範囲②

■特性化モデル

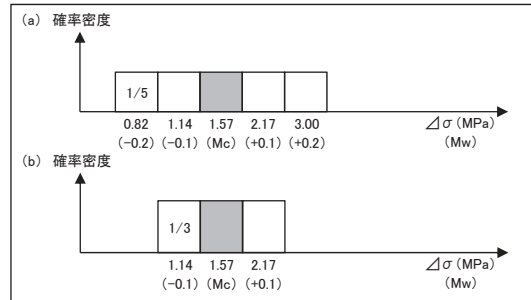
- ・ 土木学会(2016)は、Murotani et al.(2013)のスケーリング則による応力降下量の平均値1.57MPaに、ばらつきとして±1σを考慮した場合の応力降下量の範囲は0.82~3.00MPa、±0.5σを考慮した場合は1.14~2.17MPaであり、Mwの範囲としてそれぞれMw±0.2、Mw±0.1となるが、これは土木学会(2011)で採用しているMwの範囲にほぼ相当するため、ロジックツリーの分岐として考えることができるとしている。また、Murotani et al.(2013)の関係から応力降下量3.0MPaは、パラメータの標準偏差の範囲で上限的な応力降下量であるとしている。
- ・ 以上から、応力降下量の範囲(Mwの範囲)の分岐を以下のとおり設定し、重み配分については均等配分とした。



平均応力降下量 Δσ=1.57MPa
 S+1σ時の平均応力降下量 Δσ=0.82MPa
 S-1σ時の平均応力降下量 Δσ=3.00MPa
 S+0.5σ時の平均応力降下量 Δσ=1.14MPa
 S-0.5σ時の平均応力降下量 Δσ=2.17MPa

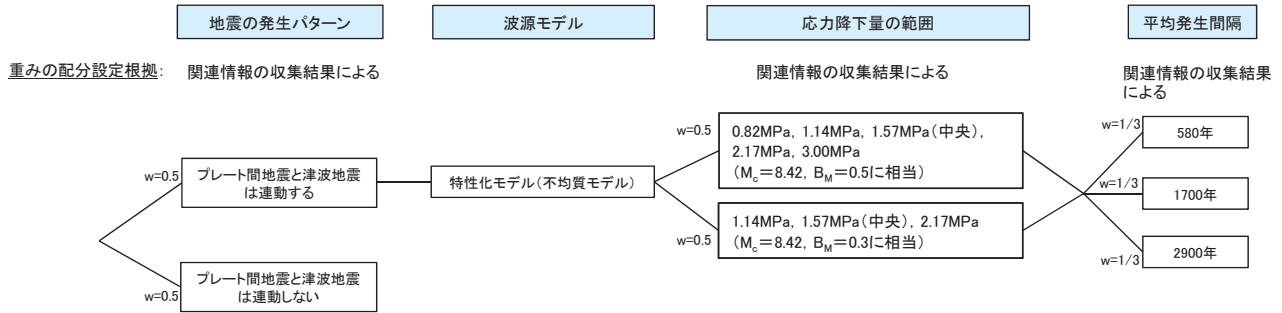
破壊領域(S)とMoの関係
 (Murotani et al.(2013))

【応力降下量の範囲】



2.4 三陸沖北部の連動地震:ロジックツリー

□:土木学会(2011)からの変更箇所



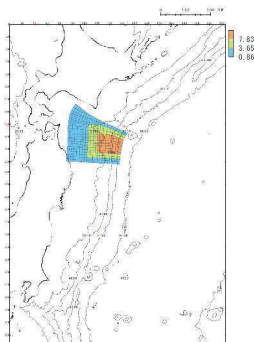
2.4 三陸沖北部の連動地震:地震の発生パターン, 波源モデル, 応力降下量の範囲, 平均発生間隔

■地震の発生パターン

- 本領域では、プレート間地震と津波地震の連動地震が発生した記録が無いことを踏まえ、地震発生様式に関する分岐(=プレート間地震と津波地震は連動する/連動しない)を追加設定した。
- 重み配分については、現時点の知見で判断するのは困難であることから、均等配分とした。

■波源モデル

- 十勝沖・根室沖の連動地震と同様に、杉野ほか(2014)の設定方法を用いた。



主な断層諸元

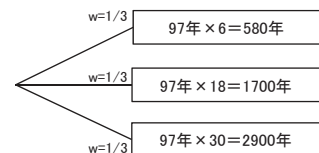
断層パラメータ	設定値	備考
モーメントマグニチュード (Mw)	8.42	
断層面積 (S)	40,959 (km ²)	
平均応力降下量 ($\Delta\sigma$)	1.57MPa	Murotani et al.(2013)で示される平均値
地震モーメント (Mo)	5.43×10^{21} (Nm)	
すべり量	平均すべり量 (D)	2.61 (m)
	大すべり域 (1.4D)	3.65 (m)
	超大すべり域 (3D)	7.83 (m)
	背景領域 (0.33D)	0.86 (m)

■応力降下量の範囲

- 十勝沖・根室沖の連動地震と同様の考え方で分岐・重みを設定した。

■平均発生間隔

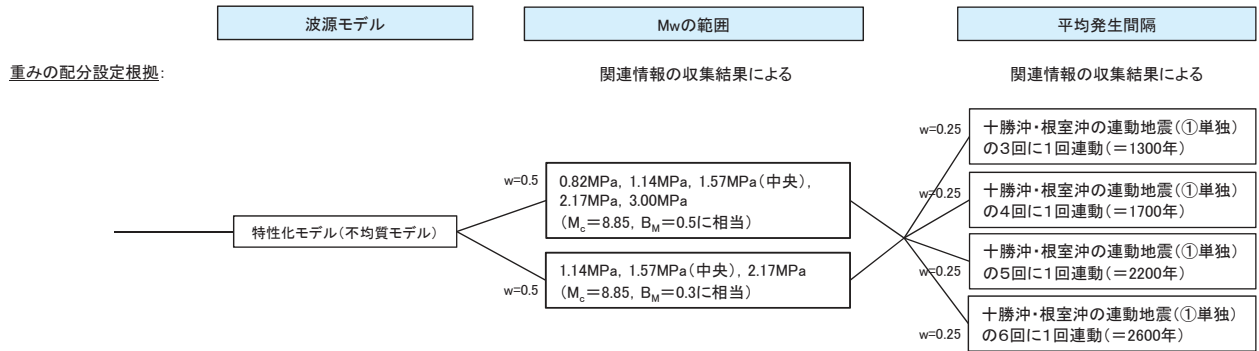
- 本領域では、プレート間地震と津波地震の連動地震が発生した記録がないことを踏まえ、東北地方太平洋沖型の地震の平均発生間隔(600年)を参考として、プレート間地震(1677年, 1763年, 1856年, 1968年)の平均発生間隔(97年)の6回(600年間隔に相当), 18回に1回(1800年間隔に相当), 30回に1回(3000年間隔に相当)発生するとした。



- 重み配分については、現時点の知見で判断するのは困難であることから、均等配分とした。

2.5 十勝沖・根室沖から三陸沖北部の連動地震:ロジックツリー

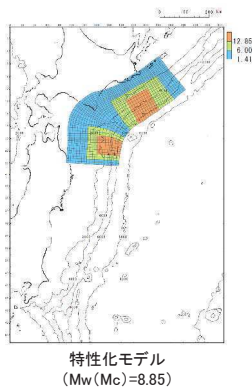
□ : 土木学会(2011)からの変更箇所



2.5 十勝沖・根室沖から三陸沖北部の連動地震:波源モデル, 応力降下量の範囲, 平均発生間隔

■波源モデル

- 十勝沖・根室沖の連動地震と同様に、杉野ほか(2014)の設定方法を用いた。



主な断層諸元

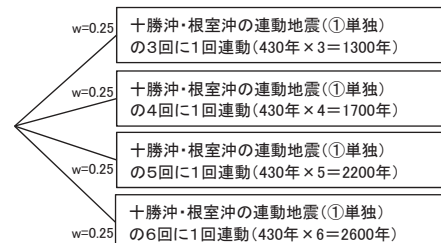
断層パラメータ	設定値	備考
モーメントマグニチュード (Mw)	8.85	
断層面積 (S)	110,472 (km ²)	
平均応力降下量 ($\Delta\sigma$)	1.57MPa	Murotani et al. (2013) で示される平均値
地震モーメント (Mo)	2.37×10^{22} (Nm)	
すべり量	平均すべり量 (D)	4.28 (m)
	大すべり域 (1.4D)	6.00 (m)
	超大すべり域 (3D)	12.85 (m)
	背景領域 (0.33D)	1.41 (m)

■応力降下量の範囲

- 十勝沖・根室沖の連動地震と同様の考え方で分岐・重みを設定した。

■平均発生間隔

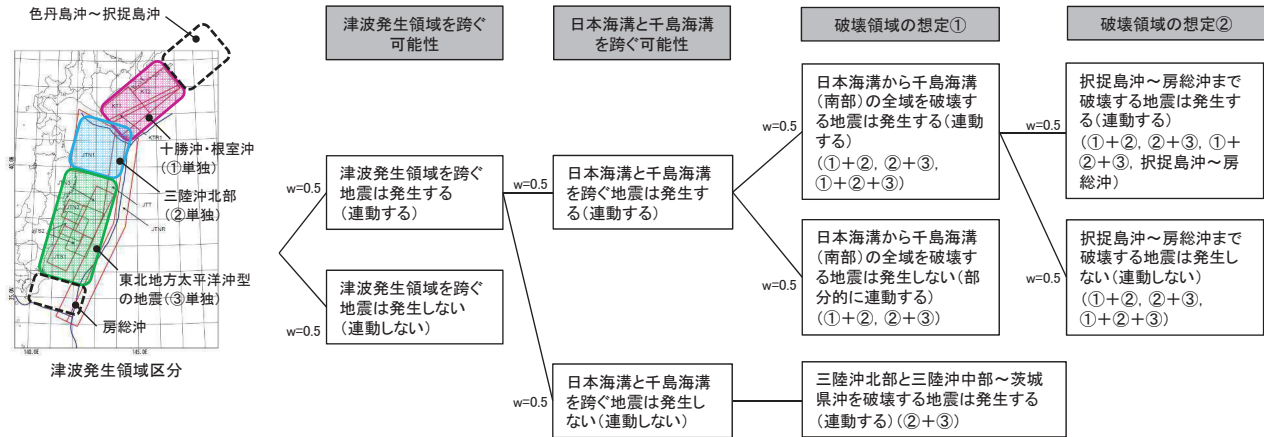
- 領域を跨ぐ連動地震が発生した記録・知見がないことを踏まえ、以下の国内外の地震の連動サイクルを踏まえ、十勝沖・根室沖の連動地震の平均発生間隔を基に設定した。
 - ✓ 南米チリの地震: 3回に1回連動
 - ✓ 十勝沖・根室沖の連動地震: 6回に1回連動
 - ✓ 宮城県沖と三陸沖南部海溝寄りの連動地震(1793年の地震): 5回に1回連動
- 重み配分については、現時点の知見で判断するのは困難であることから、均等配分とした。



2.6 地震の組合せに関するロジックツリー

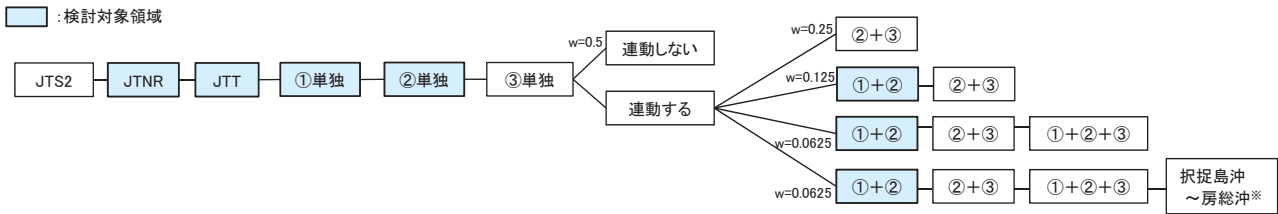
津波発生領域の連動パターン

- 3.11地震から得られた知見を踏まえ、これまで発生した記録、知見がない津波発生領域(セグメント)の連動を考慮した地震を評価することから、各連動地震の発生確率に関する重み付けを行うため、以下のとおり、連動パターンを考慮した。
- 各分岐の重み配分については、現時点の知見で判断するのは困難であることから、均等配分とした。



地震の組合せに関するロジックツリー

- 上記に基づき設定したロジックツリーを以下に示す。



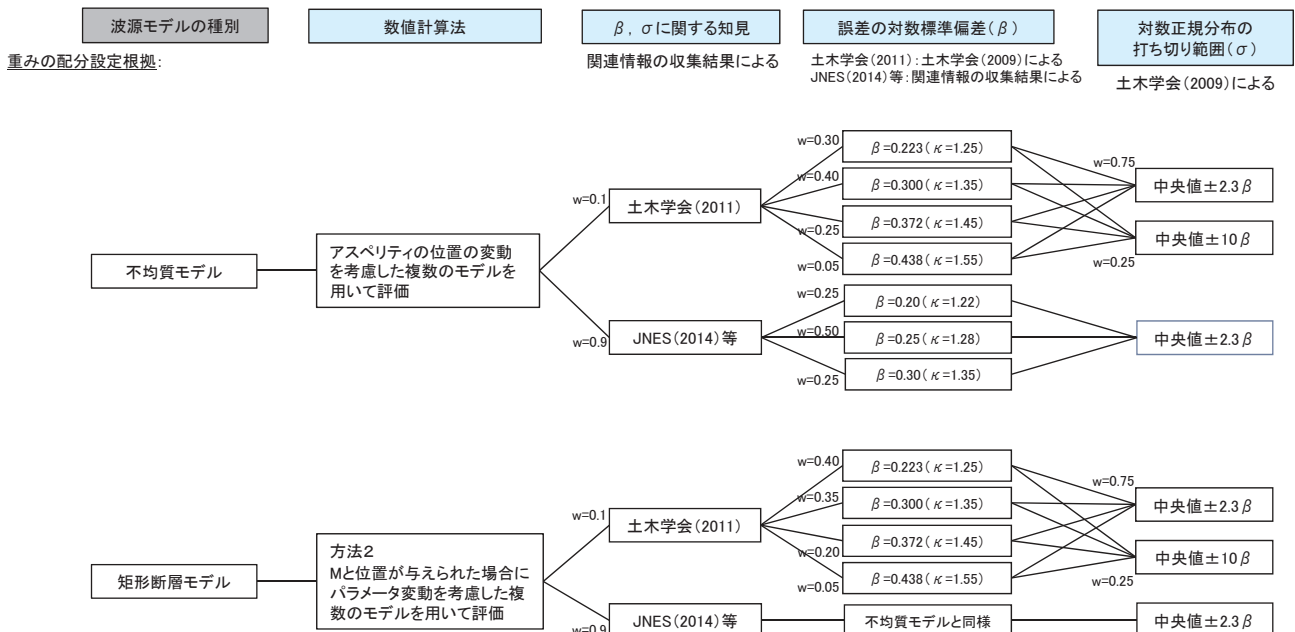
※: 択捉島沖から房総沖の連動地震は、津波地震(JTT)と比較して年超過確率に与える影響は小さいことを確認。

3. 津波高さ推定に関するロジックツリー(偶然的な不確実さの考慮)

3.1 津波高さ推定に関するロジックツリー

- 偶然的な不確実さ要因は、日本原子力学会(2012)、土木学会(2011)及び土木学会(2016)を踏まえて、津波高さ推定に関するロジックツリーとして設定した。

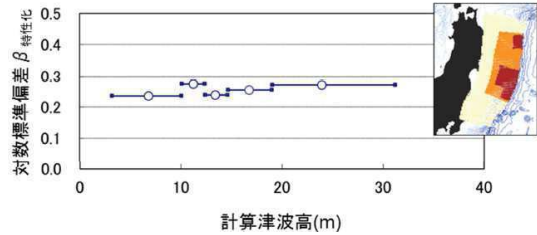
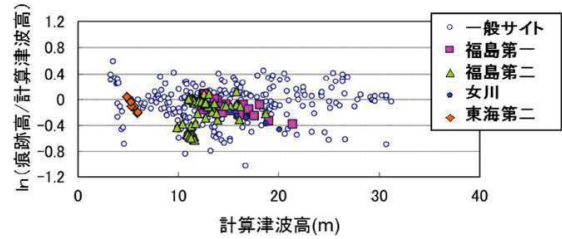
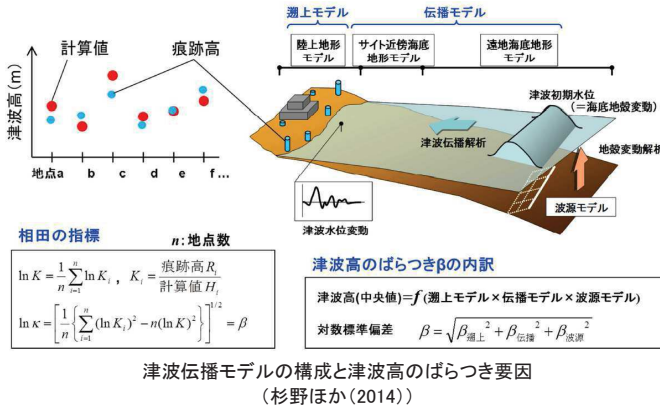
土木学会(2011)からの変更箇所



3. 津波高さ推定に関するロジックツリー(偶然的不確かさの考慮)

3.2 誤差の対数標準偏差(β)に関する3.11地震から得られた知見

- 津波高さのばらつき(β)は、津波波源モデル(β_{波源})、海底地形を含めた海上伝播(β_{伝播})、陸上地形を含めた陸上遡上(β_{遡上})のモデル化上のばらつきが混在する。さらには、痕跡情報である津波高さや位置情報の不確かさも含まれる(杉野ほか(2014))。
- 杉野ほか(2014)は、3.11地震に伴う津波を再現する特性化波源モデル(杉野ほか(2013))による痕跡高と計算値の関係から、津波高さのばらつき(β_{特性化})を整理し、土木学会(2011)のばらつきβ(およそ0.28~0.47)に対して、β_{特性化}は0.24~0.27と大きく低減したとしている。



特性化波源モデルのβ_{特性化}と計算津波高の関係 (杉野ほか(2014))

3. 津波高さ推定に関するロジックツリー(偶然的不確かさの考慮)

3.2 誤差の対数標準偏差(β)に関する3.11地震から得られた知見

- 杉野ほか(2014)は、土木学会(2011)のばらつきよりも小さくなった理由について、以下のとおり種々の要因が重なった結果によるものとしている。

■要因

- ✓ 波源特性において特性化波源モデルとして不均一なすべり分布を取り入れたこと。
- ✓ 遡上特性では航空レーザー測量による標高データに基づいて陸上地形モデルの空間格子間隔を詳細化したこと。
- ✓ 痕跡情報では土木学会(2011)の痕跡情報は歴史記録に基づいているのに対し、今回対象とした3.11地震津波の痕跡情報はGPS測量に基づいた詳細な情報を有していること。

これらの各種モデル化や痕跡情報の精度向上が、ばらつきの低減に寄与した。

津波伝播によるばらつきβに関する土木学会(2011)との比較 (杉野ほか(2014))

	1) 波源特性	2) 伝播特性	3) 遡上特性	4) 痕跡情報	津波高さのばらつきβ(κ)
土木学会 2011.9	• 一様すべりモデル	• 海底地形	• 地形格子 100~200m • 遡上なしの全反射	• 痕跡点の位置情報 の精度:小	日本海溝: 0.34~0.37 (1.40~1.45) 南海トラフ: 0.30~0.47 (1.35~1.60)
	• 不均一モデル	• 海底地形	• 地形格子 50m • 遡上なしの全反射	• 痕跡点の位置情報 の精度:小	日本海溝: 0.31~0.37 (1.37~1.45) 南海トラフ: 0.28~0.39 (1.32~1.48)
東北地震 津波	• 特性化波源モデル (不均一モデル)	• 海底地形	• 地形格子 5.6m • 遡上あり • 建屋あり	• 痕跡点の位置情報 の精度:高	日本海溝: 0.24~0.27 (1.27~1.31)

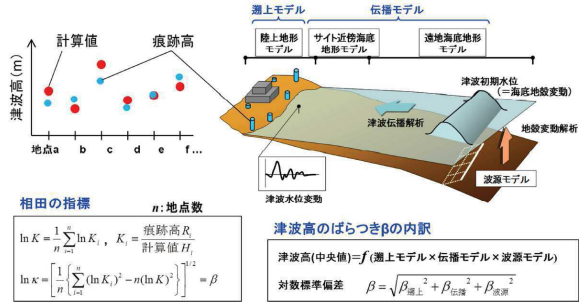
各種モデル化精度の向上

3. 津波高さ推定に関するロジックツリー(偶然的不確かさの考慮)

3.3 矩形断層モデルに適用する誤差の対数標準偏差(β)等の分岐設定

■ 検討概要

- ・ 杉野ほか(2014)は不均質モデルを対象とした検討であるとともに、杉野ほか(2015)に示される矩形断層モデルのロジックツリーは、土木学会(2011)の設定方法を引用し、3.11地震から得られた知見は反映されていない。
 - ・ 以上を踏まえ、矩形断層モデルに、不均質モデルと同じロジックツリーを適用できるかを確認するため、既往津波の再現解析、並びに土木学会(2009)の評価から、モデルの違いが波源特性のばらつき(β_{波源})に与える影響について考察した*。
- *: 伝播特性、遡上特性のばらつき(β_{伝播}、β_{遡上})は、解析に用いる地形データ等が同一であることから、モデルの違いが各ばらつきに与える影響は無いと考えられる(下表)。



津波伝播モデルの構成と津波高のばらつき要因(杉野ほか(2014))

津波伝播によるばらつきβに関する土木学会(2011)との比較(杉野ほか(2014))

	1) 波源特性	2) 伝播特性	3) 遡上特性	4) 痕跡情報	津波高のばらつきβ(κ)
土木学会 2011.9	・ 一律すべりモデル	・ 海底地形	・ 地形格子 100~200m ・ 遡上なしの全反射	・ 痕跡点の位置情報 の精度・小	日本海溝: 0.34~0.37 (1.40~1.45) 南海トラフ: 0.30~0.47 (1.35~1.60)
	・ 不均一モデル	・ 海底地形	・ 地形格子 50m ・ 遡上なしの全反射	・ 痕跡点の位置情報 の精度・小	日本海溝: 0.31~0.37 (1.37~1.45) 南海トラフ: 0.28~0.39 (1.32~1.48)
東北地震 津波	・ 特性化波源モデル (不均一モデル)	・ 海底地形	・ 地形格子: 5.6m ・ 遡上あり ・ 建屋あり	・ 痕跡点の位置情報 の精度・高	日本海溝: 0.24~0.27 (1.27~1.31)

各種モデル化精度の向上

モデルの違いが伝播特性・遡上特性のばらつきに与える影響に関する考察

津波高さのばらつき要因	内容
伝播特性(β _{伝播})	解析に用いる海底地形等は同一であることから、モデルの違いによる影響は無い。
遡上特性(β _{遡上})	解析に用いる地形データ、空間格子間隔等は同一であることから、モデルの違いによる影響は無い。

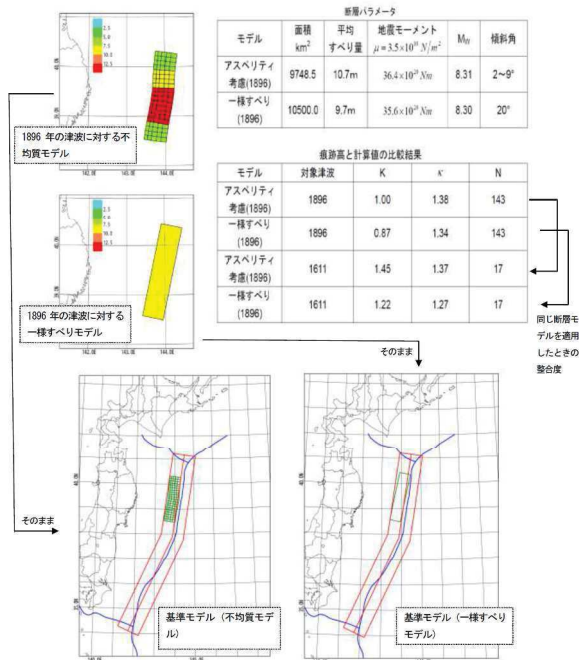
3. 津波高さ推定に関するロジックツリー(偶然的不確かさの考慮)

3.3 矩形断層モデルに適用する誤差の対数標準偏差(β)等の分岐設定

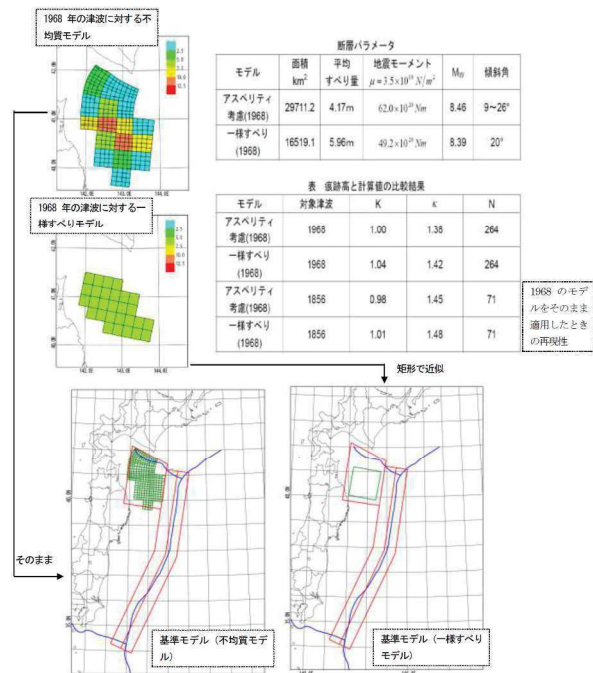
■ 既往津波の再現解析: 1896年明治三陸地震津波, 1968年十勝沖地震に伴う津波

- ・ 土木学会(2009)では、1896年明治三陸地震津波、1968年十勝沖地震に伴う津波の痕跡高を用いたインバージョンモデルと矩形断層モデルを用いて再現解析を実施し、両モデルのばらつき(κ)は同程度であることを示している。
- ・ 以上から、波源特性のばらつき(β_{波源})は、矩形断層モデルと不均質モデルで有意な差は無いと考えられる。

【1896年明治三陸地震津波(土木学会(2009))】



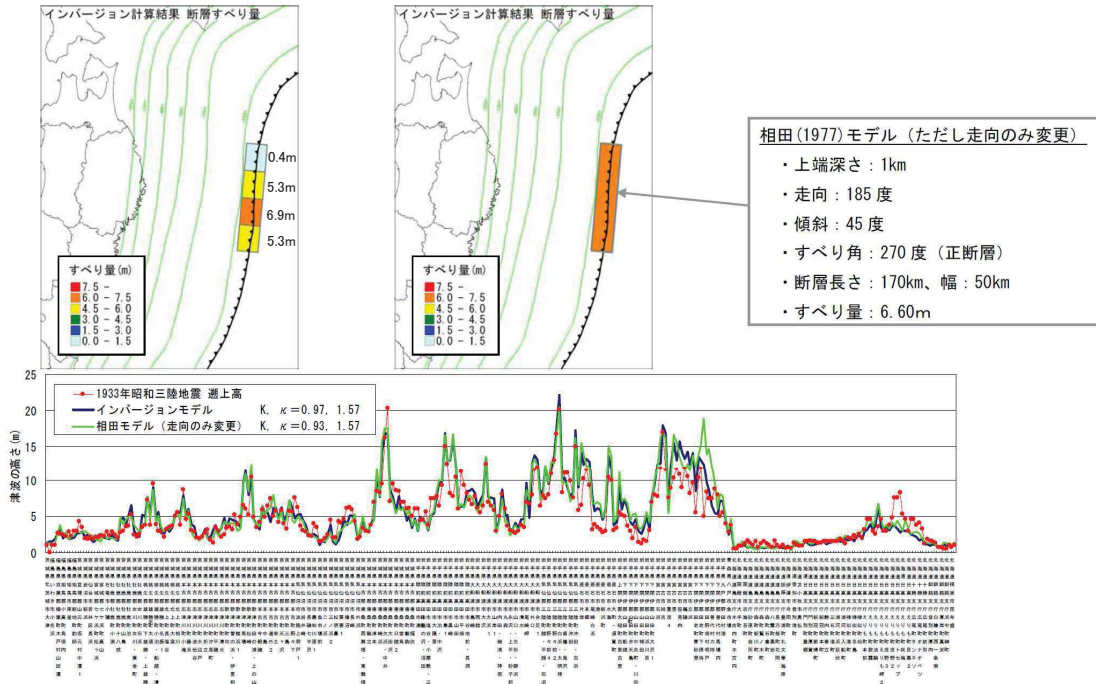
【1968年十勝沖地震に伴う津波(土木学会(2009))】



3.3 矩形断層モデルに適用する誤差の対数標準偏差(β)等の分岐設定

■既往津波の再現解析: 1933年昭和三陸地震津波

- 中央防災会議(2005)では、1933年昭和三陸地震津波の痕跡を用いたインバージョンモデルと矩形断層モデルを用いて再現解析を実施し、両モデルのばらつき(κ)は同程度であることを示している。
- 以上から、波源特性のばらつき(β 波源)は、矩形断層モデルと不均質モデルで有意な差は無いと考えられる。

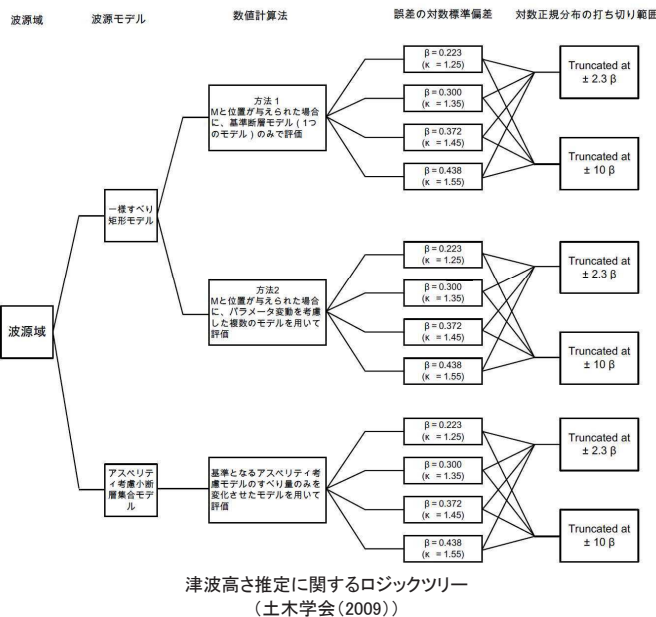


1933年昭和三陸地震津波のインバージョンモデルと相田(1977)モデル(矩形断層モデル)との比較 (中央防災会議(2005)に一部加筆)

3.3 矩形断層モデルに適用する誤差の対数標準偏差(β)等の分岐設定

■土木学会(2009)の評価

- 土木学会(2009)では、矩形断層モデル、並びに不均質モデルで得られた計算水位に含まれるばらつきに関するアンケート結果を踏まえロジックツリーを作成しており、矩形断層モデルの不確かさを考慮した分岐(方法2)と不均質モデルの分岐で、ほぼ同程度の重みを設定している。



津波高さ推定に関するロジックツリー (土木学会(2009))

■アンケート結果(土木学会(2009))

【矩形断層モデル(一様すべり矩形モデル): 方法1】

分岐	考え方	重み【ご記入ください】
①	$\kappa=1.25$ に相当する断層を含む	0.10(0.10)
②	$\kappa=1.35$ に相当する断層を含む	0.30(0.35)
③	$\kappa=1.45$ に相当する断層を含む	0.45(0.40)
④	$\kappa=1.55$ に相当する断層を含む	0.15(0.15)
特記事項【できるだけご記入ください】		重みの合計 1.0

【】内の値はH16年度に実施した同じ設問に対する回答の平均

【矩形断層モデル(一様すべり矩形モデル): 方法2】

分岐	考え方	重み【ご記入ください】
①	$\kappa=1.25$ に相当する断層を含む	0.40(0.40)
②	$\kappa=1.35$ に相当する断層を含む	0.35(0.35)
③	$\kappa=1.45$ に相当する断層を含む	0.20(0.20)
④	$\kappa=1.55$ に相当する断層を含む	0.05(0.05)
特記事項【できるだけご記入ください】		重みの合計 1.0

【】内の値はH16年度に実施した同じ設問に対する回答の平均

【不均質モデル(アスペリティ考慮小断層集合モデル)】

分岐	考え方	重み【ご記入ください】
①	$\kappa=1.25$ に相当する断層を含む	0.30
②	$\kappa=1.35$ に相当する断層を含む	0.40
③	$\kappa=1.45$ に相当する断層を含む	0.25
④	$\kappa=1.55$ に相当する断層を含む	0.00
特記事項【できるだけご記入ください】		重みの合計 1.0

3. 津波高さ推定に関するロジックツリー(偶然的不確かさの考慮)

3.3 矩形断層モデルに適用する誤差の対数標準偏差(β)等の分岐設定

■まとめ

- ・ 既往津波の再現解析から、波源特性のばらつき($\beta_{波源}$)は、矩形断層モデルと不均質モデルで有意な差は無いと考えられる。
- ・ また、土木学会(2009)では、アンケート結果を踏まえ、矩形断層モデルの不確かさを考慮した分岐(方法2)と不均質モデルの分岐で同程度の重みを設定している。
- ・ 以上から、矩形断層モデルに、不均質モデルと同じロジックツリーを適用できることを確認した。

3. 津波高さ推定に関するロジックツリー(偶然的不確かさの考慮)

3.4 津波高さ推定に関するロジックツリーの設定

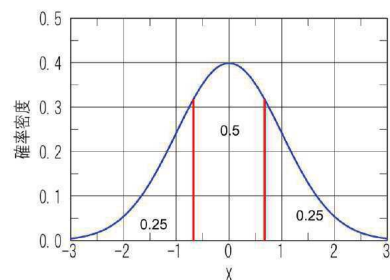
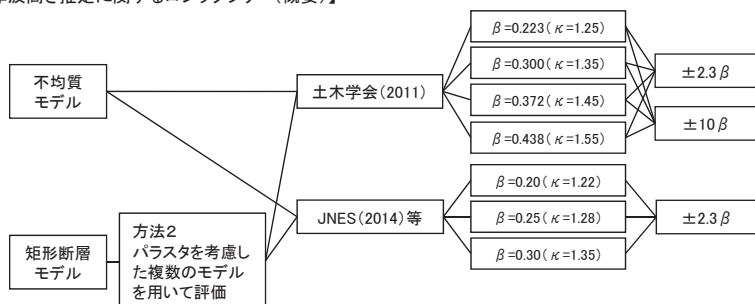
- ・ 誤差の対数標準偏差(β)に関する3.11地震から得られた知見の評価への反映について、評価に用いる解析条件等は、下表のとおり、JNES(2014)等に示される設定方法を反映する条件を満足すると考えられることから、同知見を評価に反映した。なお、杉野ほか(2014)の検討は、Mw8.9以上の巨大地震に分類される3.11地震の1ケースのみであり、これ以外の地震規模についても同様の検証が必要と考えられることから、土木学会(2011)の設定方法も分岐として考慮した*。
- ・ β 、 σ に関する知見に関する分岐の重み配分については、重み配分設定方法に基づき、土木学会(2011)の重みを0.1、JNES(2014)等の重みを0.9とした。また、JNES(2014)等の β に関する分岐の重み配分については、土木学会(2011)の正規分布に対する分岐設定方法を用いた*。

*: 専門家意見聴取結果を踏まえてロジックツリー、重み配分を設定した。

【津波ハザード評価の解析条件等】

項目		設定内容
最小空間格子間隔		・ 5m(2500/486)。 ・ 発電所周辺及び津波の周期特性に関する検討から、計算水位に複雑な地形の影響が適切に考慮されていることを確認。
計算条件		各津波の再現解析により妥当性を確認。
津波波源モデル	特性化モデル	広域の津波特性を考慮できる杉野ほか(2014)を踏まえて設定。
	矩形断層モデル	既往津波の再現解析、土木学会(2009)の評価内容から、波源特性のばらつき($\beta_{波源}$)は、矩形断層モデルと不均質モデルで有意な差は無いことを確認。

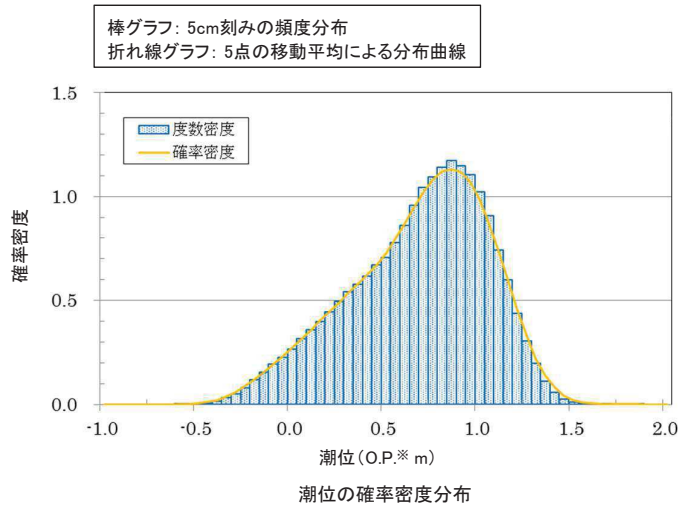
【津波高さ推定に関するロジックツリー(概要)】



正規分布に対する分岐設定方法
(土木学会(2011))

4.1 津波ハザード曲線の評価概要

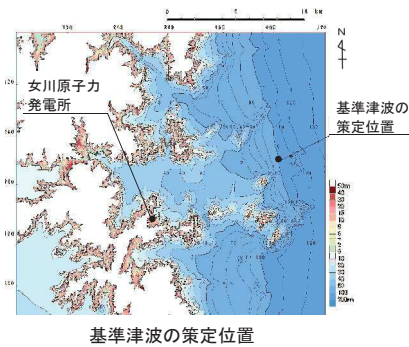
- 津波ハザード曲線は、津波発生領域毎に計算した全分岐に対するハザード曲線を組合せる際、モンテカルロ手法により5,000本のサンプルを抽出して算定した。
- 潮位の確率密度分布については、敷地南方約11kmに位置する気象庁鮎川検潮所における1970年～2010年の観測記録を用いて算定した。



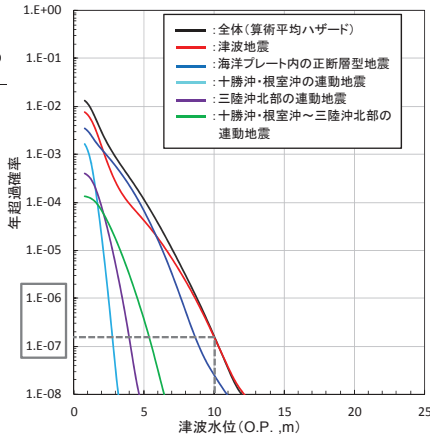
※:O.P.は女川原子力発電所工事用基準面であり, 東京湾平均海面(T.P.)-0.74m

4.2 年超過確率の参照

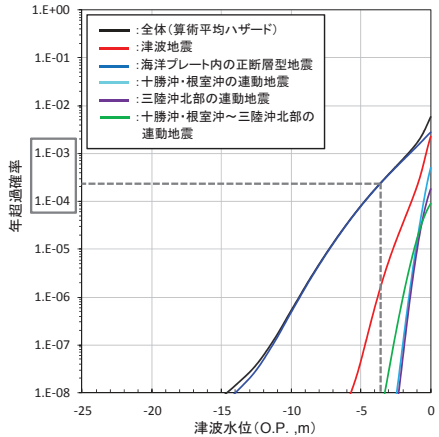
- 基準津波の年超過確率は、水位上昇側で $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 程度、水位下降側で $10^{-3} \sim 10^{-4}$ 程度である。



■水位上昇側



■水位下降側

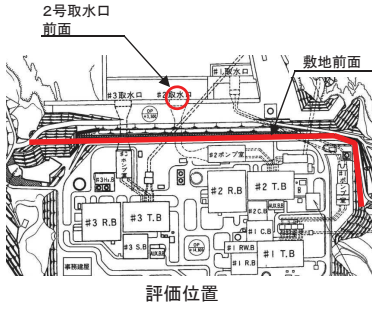


	津波水位
基準津波 (水位上昇側)	O.P.+10.1m

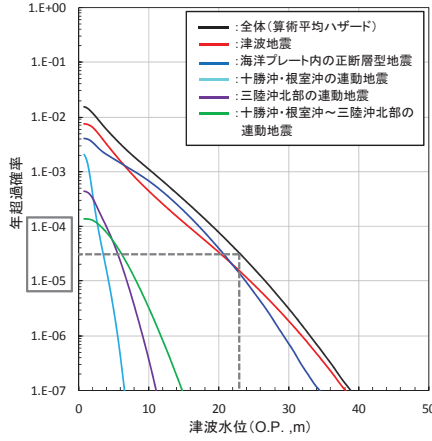
	津波水位
基準津波 (水位下降側)	O.P.-3.5m

4.2 年超過確率の参照

- ・ 基準津波による各評価位置の津波水位に対する年超過確率は、敷地前面(水位上昇側)で $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度、2号取水口前面(水位下降側)で $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度である。

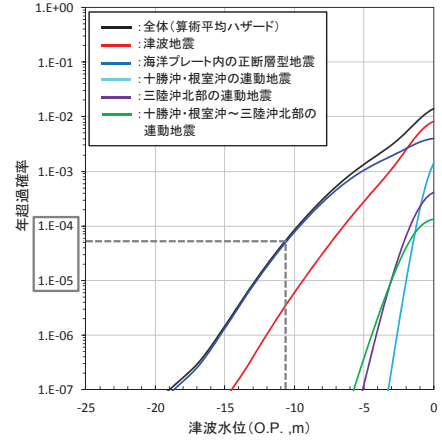


■敷地前面(水位上昇側)



	津波水位
基準津波 (水位上昇側)	O.P.+23.1m

■2号取水口前面(水位下降側)

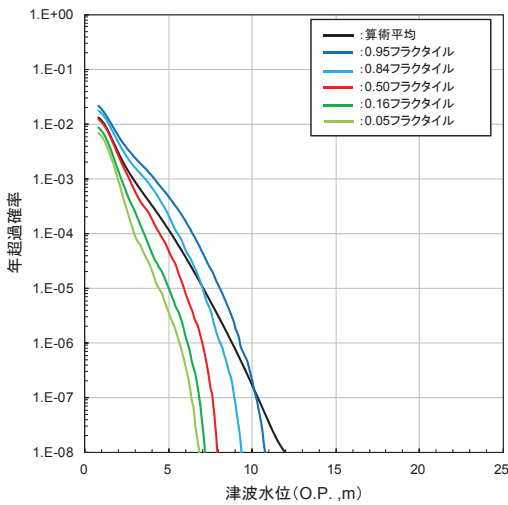


	津波水位
基準津波 (水位下降側)	O.P.-10.6m

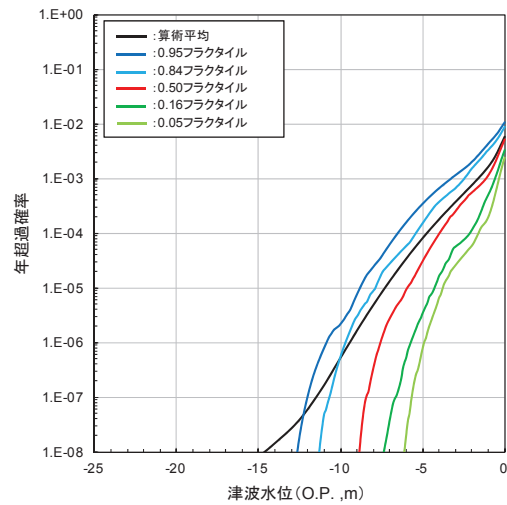
4.2 年超過確率の参照:フラクタイルハザード曲線

- ・ 水位上昇側, 水位下降側のフラクタイルハザード曲線を以下に示す。

■水位上昇側



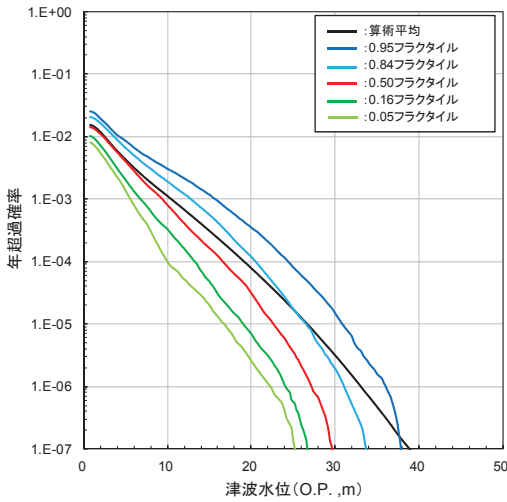
■水位下降側



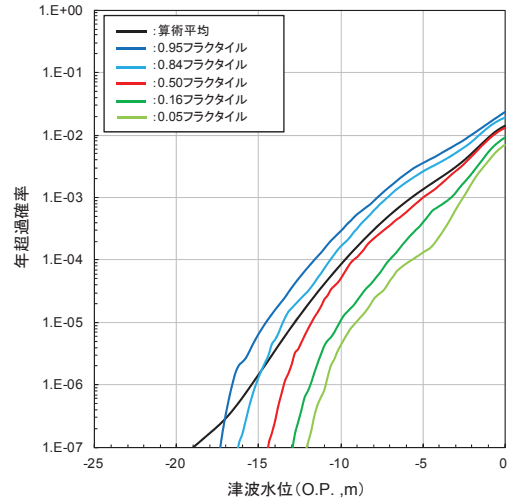
4.2 年超過確率の参照:フラクタイルハザード曲線

- 敷地前面(水位上昇側), 2号取水口前面(水位下降側)のフラクタイルハザード曲線を以下に示す。

■敷地前面(水位上昇側)



■2号取水口前面(水位下降側)



参考文献

- 一般社団法人日本原子力学会(2012):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
- 社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2011):確率論的津波ハザード解析の方法
- 公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会(2016):原子力発電所の津波評価技術2016
- 地震調査研究推進本部地震調査委員会(2012):三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価(第二版)について
- 社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2009):確率論的津波ハザード解析の方法(案)
- 渡辺偉夫(1998):日本被害津波総覧[第2版], 東京大学出版会
- 今村明恒(1899):三陸津浪取調報告, 震災予防調査会報告, vol.29, pp.17-32
- 羽鳥徳太郎(2000):三陸沖歴史津波の規模の再検討, 津波工学研究報告17, pp.39-48
- 中央气象台(1933):昭和八年三月三日三陸沖強震及津波報告, 験震時報, Vol.7, No.2別刷
- 伊木常誠(1897):三陸地方津浪実況取調報告, 震災予防調査会報告, 第11号, pp.5-34
- 松尾春雄(1933):三陸津浪調査報告, 内務省土木試験所報告, 第24号, pp.83-112
- チリ津波合同調査班(1961):1960年5月24日チリ地震津波に関する論文及び報告, 丸善
- Kenji Satake, Kelin Wang, Brian F. Atwater(2003):Fault slip and seismic moment of the 1700 Cascadia earthquake inferred from Japanese tsunami descriptions, JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH,VOL.108, NO.B11,2535
- 独立行政法人原子力安全基盤機構(JNES)(2014):確率論的手法に基づく基準津波策定手引き, 2014年2月
- 杉野英治・岩淵洋子・橋本紀彦・松末和之・蛭澤勝三・亀田弘行・今村文彦(2014):プレート間地震による津波の特性化波源モデルの提案, 日本地震工学会論文集, 第14巻, 第5号
- 社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2002):原子力発電所の津波評価技術
- 今井健太郎・菅原大助・今村文彦(2012):津波痕跡と史料から解釈した1611年慶長地震, 第31回日本自然災害学会学術講演会, III-2-2
- 相田勇(1977):三陸沖の古い津波のシミュレーション, 東京大学地震研究所彙報, Vol.52, pp.71-101
- 地震調査研究推進本部地震調査委員会(2002):三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価について
- 内閣府中央防災会議事務局(2005):資料1 中央防災会議 日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震に関する専門調査会(第10回)強震動及び津波高さの推計について
- 岩淵洋(2013):日本海溝海側斜面における地殻伸張速度及びそこで発生する正断層地震について, 海洋情報部研究報告第50号
- Satoko Murotani, Kenji Satake, Yushiro Fujii(2013):Scaling relations of seismic moment,rupture area,average slip,and asperity size for M~9 subduction zone earthquakes, Geophysical Research Letters,Vol.40,pp.5070-5074
- 地震調査研究推進本部地震調査委員会(2004):千島海溝沿いの地震活動の長期評価(第二版)について
- 杉野英治・呉長江・是永眞理子・根本信・岩淵洋子・蛭沢勝三(2013):原子力サイトにおける2011東北地震津波の検証, 日本地震工学会論文集, 第13巻, 第2号(特集号)
- 杉野英治・岩淵洋子・阿部雄太・今村文彦(2015):確率論的津波ハザード評価における津波想定の影響, 日本地震工学会論文集, 第15巻, 第4号
- 菅野剛・大内一男・平田一穂(2012):女川原子力発電所における津波の評価および対策, 電力土木, No.362

津波 PRA における漂流物の取り扱いについて

建屋・機器のフラジリティを評価する際の漂流物の取扱いに関して、日本原子力学会発行の「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」（以下、「津波 PRA 学会標準」という。）では以下のように記されている。

- ① 評価対象物に応じて複数の損傷モード・部位が存在し得るが、これらの中から支配的な損傷モード及び部位のみ評価対象として選定してもよい。

（津波 PRA 学会標準「8. 2. 3 損傷モード及び部位の抽出」より抜粋）

- ② 津波による対象漂流物の選定に際しては、～（省略）～当該サイトに影響を与える可能性のある漂流物の諸元（位置・種類・頻度）に留意し、支配的な津波波源から当該サイトまでに存在する漂流物の発生頻度が炉心損傷頻度に比べて小さい場合、もしくは、当該サイトに接岸していない船舶に対しては対象から除外してもよい。

（津波 PRA 学会標準「8. 2. 3 損傷モード及び部位の抽出」より抜粋）

この2つの記載を参考にして、建屋・機器リスト中の各設備に対して漂流物の衝突に関するフラジリティを検討した。検討内容を以下に示す。

- (1) 起動変圧器、RSW/HPSW ポンプ及び燃料移送ポンプについて

設置高さが敷地面とほぼ同じであるため、漂流物の衝突で機能喪失する以前に敷地内浸水での没水／被水により機能喪失すると想定される。このため、これらの設備については上記①を適用し、没水／被水を支配的な損傷モードとして選定した。

- (2) 津波防護施設及び浸水防止設備について

- a. 津波防護施設

- (a) 防潮堤

防潮堤に対する漂流物の影響を評価し、健全性に影響を及ぼすことのないことを確認した（添付資料参照）。

O. P. 33. 9m を超える津波では、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティ評価は考慮しない。

- (b) 防潮壁

O. P. 33. 9m を超える津波では、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティ評価は考慮しない。

- b. 浸水防止設備（浸水防止壁，建屋止水対策，原子炉建屋，原子炉建屋外壁扉，制御建屋，制御建屋外壁扉）

プラントウォークダウンおよび浸水解析を実施し，浸水防止設備に対する波力，漂流物等による機能喪失の可能性は小さいと判断した。

0. P. 33. 9m を超える津波では，敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため，当該設備の機能喪失の有無は評価に影響しないことから，フラジリティ評価は実施していない。

- (3) 起因事象を緩和する設備について（HPSW ポンプ及び燃料移送ポンプを除く）

建屋内に設置されている緩和設備は，漂流物の衝突の影響を受ける可能性は小さいと判断した。このため，これらの設備については上記②を適用し，漂流物の衝突による影響はないと判断した。

屋外に設置されている CST は，浸水解析を実施し，CST に対する波力による機能喪失の可能性は小さいと判断した。また，CST 周辺の浸水深は低く重量物が漂流物化しないことから，CST に影響を与えることはないと判断した。

0. P. 33. 9m を超える津波では，敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の緩和機能喪失となり炉心損傷に至るため，フラジリティ評価は考慮しない。

以上

防潮堤に対する漂流物の影響評価

1. 漂流物の調査範囲の設定

基準津波のうち敷地前面において最高水位となる津波(以下、「基準津波」という。)の波源特性及び発電所周辺の流況分析に基づき図 1-1 に示す調査範囲を設定して、防潮堤に影響を与える可能性がある漂流物を抽出した。

調査範囲設定に当たり考慮した事項を以下に示す。

① 漂流物の移動量に基づく調査範囲の設定

以下のとおり、基準津波の波源特性から防潮堤に到達する可能性がある漂流物の移動量を算定し、調査範囲を発電所中心から半径 5km に設定した。

i. 基準津波の波源特性

- ・ 基準津波(=東北地方太平洋沖型の地震(プレート間地震))の発生形態及び2号取水口前における水位時刻歴波形から、防潮堤に津波が到達する可能性があるのは第1波(図 1-2)。
- ・ 発電所敷地における第1波の水位上昇発生時から最高水位到達までに要する時間は約 15 分(図 1-2)。
- ・ 発電所周辺における流況分析から、基準津波の流速は概ね 5m/s 以下(図 1-3)。

ii. 漂流物の移動量の算定

- ・ 漂流物は、各地点における津波の第1波水位上昇時のいずれかで発生するものとし、発電所敷地における基準津波の波源特性を踏まえ以下のとおり算定した。

【漂流物の移動量】

$$\begin{aligned} &= \text{第1波水位上昇に要する時間 (15 分)} \times \text{津波の流速 (5m/s)} \\ &= 4.5\text{km} \end{aligned}$$

② 発電所周辺の津波流向に基づく調査範囲の設定

図 1-3 に示す発電所周辺の津波流向から、防潮堤に漂流物が襲来する可能性がある影響範囲として、調査範囲の南端を寄磯崎付近に、北端を大貝崎付近に設定した。

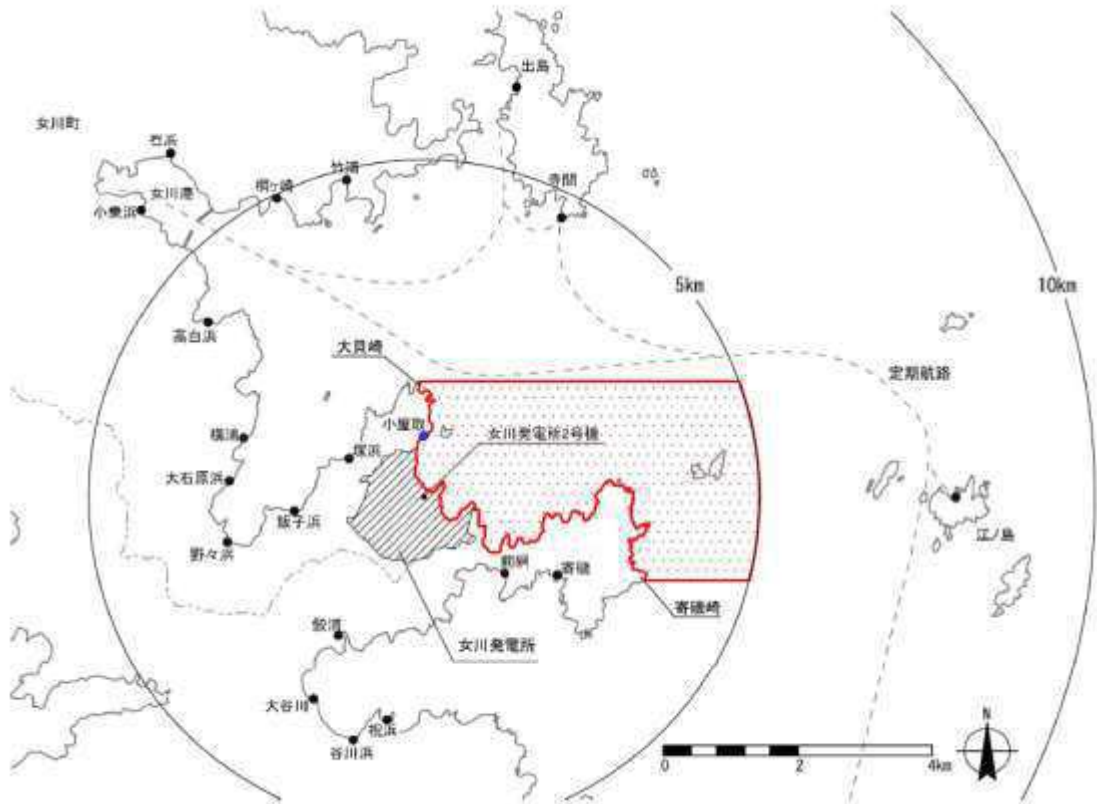


図 1-1 漂流物調査範囲

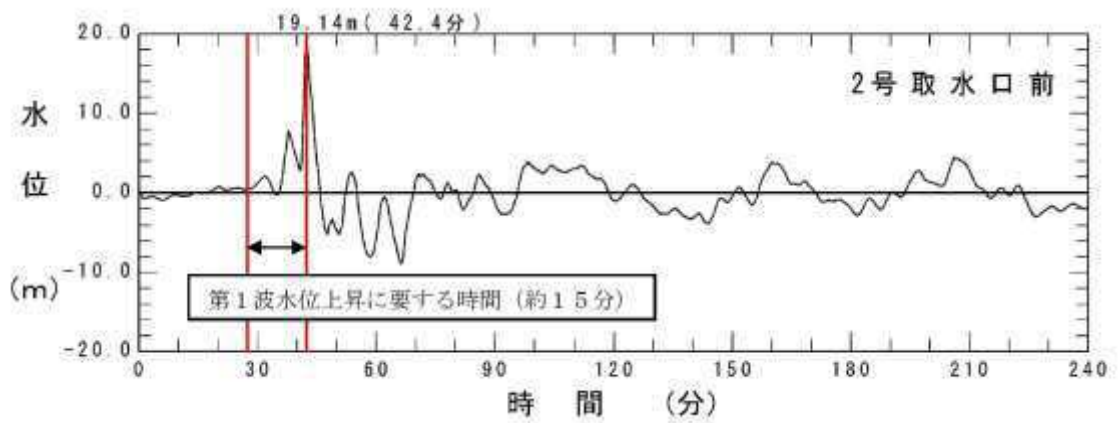


図 1-2 2号取水口前の水位時刻歴波形

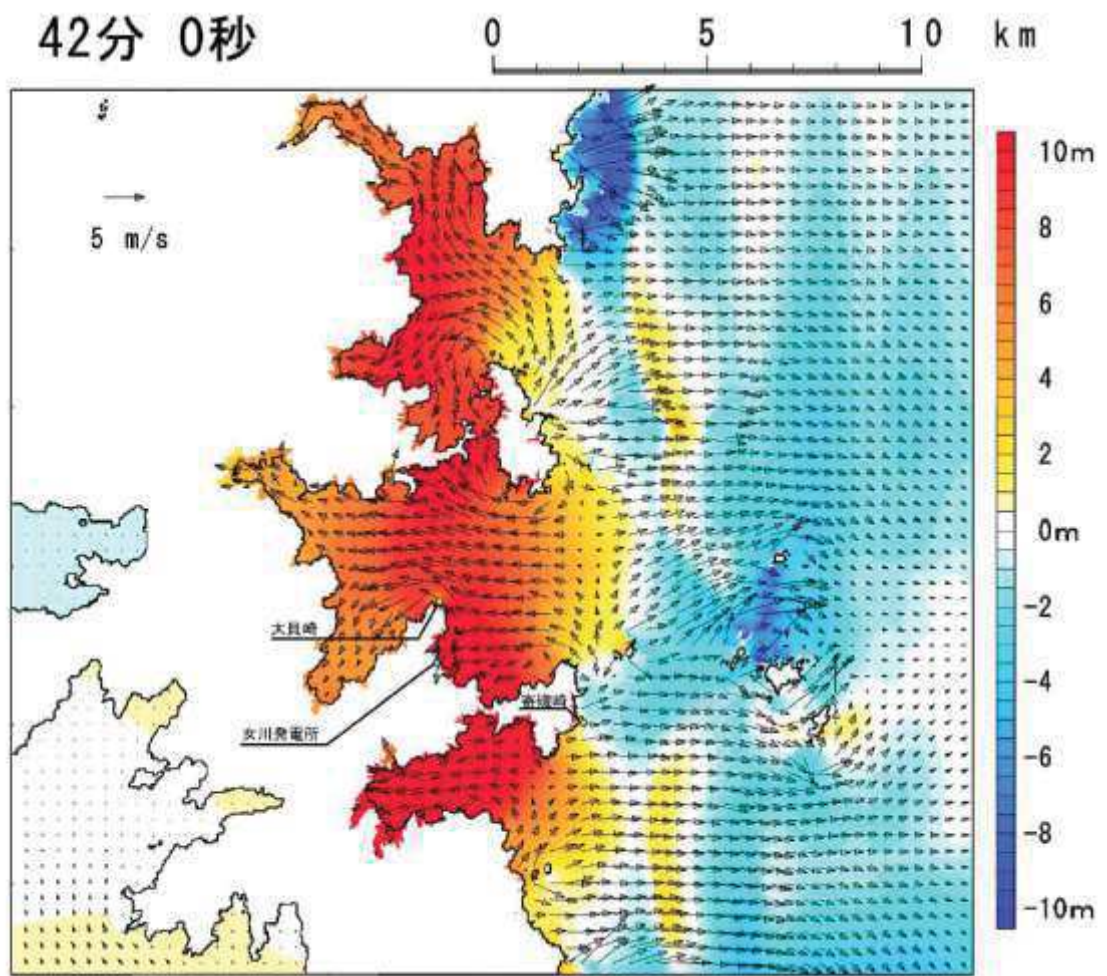


図 1-3 女川発電所周辺の津波流向ベクトル（地震発生後 42 分 0 秒）

2. 漂流物の調査方法及び調査結果

(1) 調査方法

調査範囲内の人工構造物，海上設置物，船舶について，机上調査，プラントウォークダウン，聞き取り調査により抽出した(表 2-1)。

なお，今回調査範囲として設定した領域は，2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波により，家屋・海上設置物の流出等の被害が発生しているが，現在復旧途上であることを考慮し，地震発生前の状況を考慮し漂流物を抽出した。

表 2-1 漂流物の調査方法

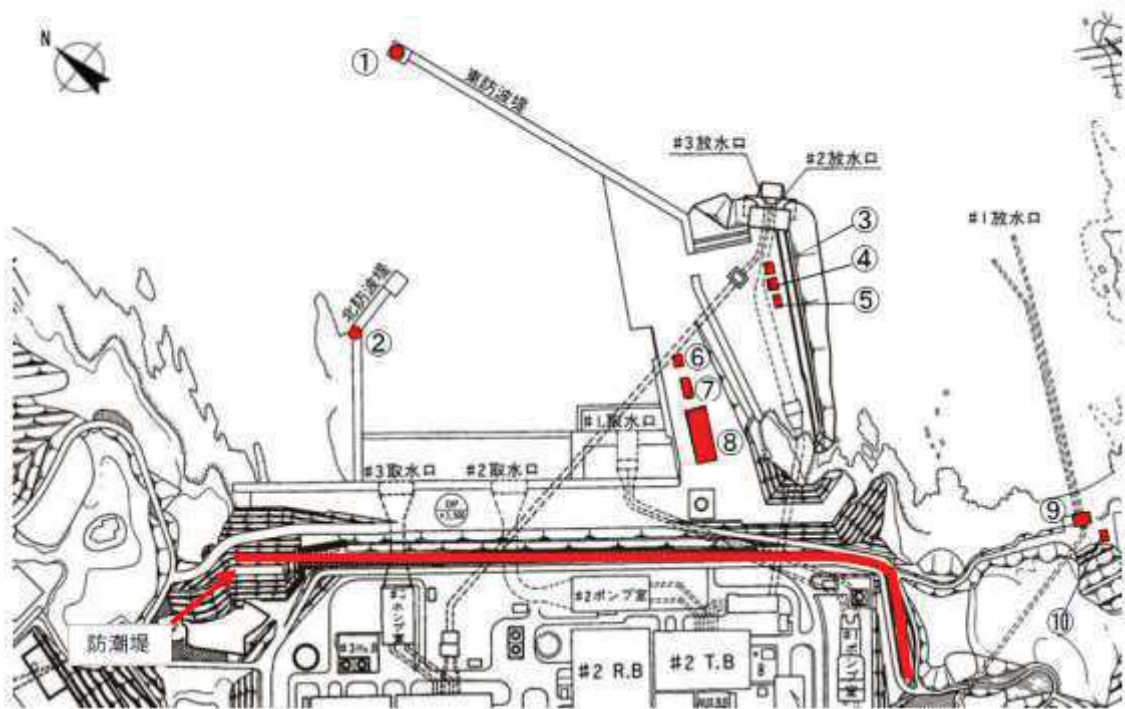
	調査分類	調査方法	対象例
A	発電所敷地内における人工構造物	プラントウォークダウン 机上調査	港湾施設 建屋等
B	漁港・集落・海岸線の人工構造物	プラントウォークダウン 机上調査	港湾施設 家屋等
C	海上設置物	聞き取り調査 机上調査	係留漁船 養殖漁業施設 標識ブイ等
D	船舶	聞き取り調査 机上調査	燃料等輸送船 定期航路船舶

(2) 調査結果

調査分類 A～D のうち，防潮堤への漂流可能性のある人工構造物が確認された調査分類 A 及び C の調査結果を図 2-1 及び図 2-2 に示す。

調査分類 B については，漁港・集落・海岸線の人工構造物として小屋取地区が該当し，津波に伴い漂流物となる可能性があるものとして，家屋，一般車両，タンクが抽出された。ただし，同地区は発電所近傍(発電所から 700m 程度)に位置しており，同地区を遡上する津波と発電所防潮堤へ遡上する津波の第 1 波到達時間と最高水位到達時間に大きな差は無いことから，同地区で発生した漂流物が防潮堤に影響を及ぼすことはない。

また，調査分類 D の船舶については，女川発電所沖合約 2 km を航行する定期航路船舶及び女川発電所へ寄港する燃料等輸送船が抽出されたが，いずれも津波警報等発令時には適切な退避行動をとるため漂流物とならない。



種類	主材料	漂流可能性	評価
灯台 (①)	鋼材	なし	重量物であるため漂流しない
導標 (②)	鋼材	なし	
3号機放水路サンプリング建屋 (③)	R C	なし	
2号機放水口モニター建屋 (④)	R C	なし	
2号機放流管真空ポンプ室 (⑤)	R C	なし	
港湾作業管理詰所 (⑥)	鋼材	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある (津波波力により壁材等が構造体から分離する可能性を考慮, 重量 5t 未満)
資機材格納倉庫 (⑦)	鋼材	有り	
屋外電動機等点検建屋 (⑧)	鋼材	有り	
1号機放水路サンプリング室 (⑨)	R C	なし	重量物であるため漂流しない
1号機放水口モニター建屋 (⑩)	R C	なし	
配電柱	R C	なし	
一般車両	—	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある (重量 5t 未満)

図 2-1 調査分類 A (発電所敷地内における人工構造物) の調査結果



種類	主材料	漂流可能性	評価
消滅範囲標識ブイ (①)	F R P	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある (重量 1t 未満)
航路標識ブイ (②)	鋼材	なし	重量物であるため漂流しない
海水温度観測鉄塔 (③)	鋼材	なし	
海水温度観測用浮標 (④)	鋼材	なし	
養殖漁業施設 (⑤)	ロープ等	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある (重量 1t 未満)
係留漁船 (⑥)	F R P	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある (最大重量 15t*)

※津波漂流物対策施設設計ガイドライン(案)(平成 21 年 5 月, 沿岸技術研究センター, 寒地港湾技術研究センター)に準拠し, 総トン数の 3 倍を重量として考慮した(係留漁船の最大総トン数約 5t)

図 2-2 調査分類 C (海上設置物) の調査結果

3. 防潮堤に対する漂流物の影響

(1) 漂流物による衝突力

調査の結果、防潮堤に対して最も影響がある漂流物として係留漁船(最大重量15t)を抽出し、「道路橋示方書(I 共通編・IV 下部構造編)・同解説」に準拠し、以下の式により衝突力を算定した。係留漁船による衝突力は $P=73.6\text{kN}$ となり、防潮堤を片持ち梁でモデル化した場合、防潮堤の天端(0. P. 29m)に漂流物が衝突した場合の最大曲げモーメントは $772.8\text{kN}\cdot\text{M/本}$ となる。

$$P=0.1 \cdot W \cdot v$$

ここに、P:衝突力(kN)

W:流送物の重量(15.0t=147.1kN)

V:表面流速(5.0m/s)

(2) 防潮堤の耐力

防潮堤の耐力については別紙 3.2.2. c-2 に示しており、HCLPF 値が 41.7m となっている。また、防潮堤の現実的耐力(全塑性モーメント)の平均値は $114,255\text{kN}\cdot\text{M/本}$ となっており、係留漁船による衝突力($772.8\text{kN}\cdot\text{M/本}$)に対して十分大きい。

したがって、表 3-1 に示すとおり、防潮堤に対する漂流物の影響は軽微であり、防潮堤の健全性に影響を及ぼすおそれはない。

表 3-1 防潮堤に対する漂流物の影響評価

調査分類		漂流物	評価結果
A	発電所敷地内における人工構造物	壁材等 (5 t 未満) 一般車両 (5 t 未満)	調査分類 C の最大重量物の係留漁船以下である
B	漁港・集落・海岸線の人工構造物	該当なし	—
C	海上設置物	係留漁船 (15 t) 消滅範囲標識ブイ (1 t 未満) 養殖漁業施設 (1 t 未満)	最大重量物の係留漁船による衝突力は防潮堤の耐力に対して十分小さいことから、防潮堤の健全性に影響を及ぼすおそれはない
D	船舶	該当なし	—

防潮堤の耐力について

1. 評価手順

防潮堤の機能が喪失する津波高さの限界を評価するため、「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年，日本原子力学会）」等を参照し，防潮堤のフラジリティ評価を行った。評価手順を図1に示す。

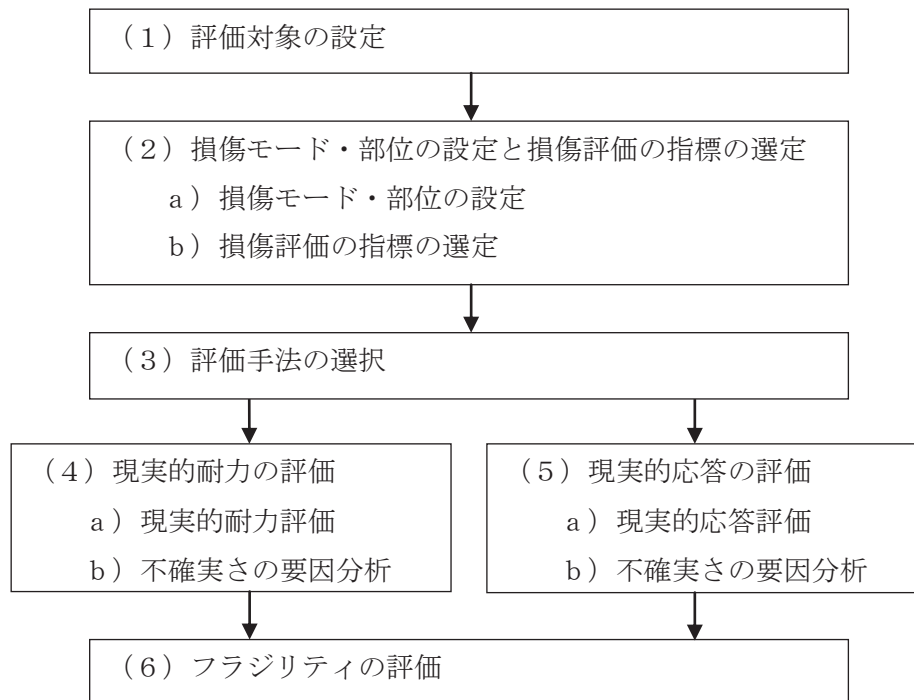


図1 フラジリティ評価手順

2. 評価条件

防潮堤の基準津波に対する耐性については、工事計画認可申請書添付書類「V-2-9-2-1-1 防潮堤の耐震性についての計算書」（平成 25 年 12 月 27 日）（以降、【工認図書】という）において評価している。

工認図書において、基準津波による津波波力に対して最も裕度が小さい断面と支配的な損傷部位・損傷モードを抽出した結果、鋼管式鉛直壁（土砂部、支持杭部）の背面補強工上面位置（O.P.+18.5m）での曲げ損傷が支配的となった。これに着目し、片持ち梁モデルによる発生曲げモーメント（現実的応答）と全塑性モーメント（現実的耐力）を算定することで、フラジリティ評価を行った（図 2）。

現実的応答と現実的耐力の評価において考慮した不確かさ要因を表 1 に、津波波圧の算定方法を図 3 に示す。

なお、本評価においては、押し波（海側から防潮堤に津波が作用する場合）を対象に津波波圧を算定しており、浸水深の基準面を O.P.+2.5m としている。引き波（陸側から防潮堤に津波が作用する場合）の場合には、浸水深の基準面が O.P.+13.8m と高くなり、津波波圧が押し波よりも小さくなることから、引き波の影響も包含した評価条件となっている。

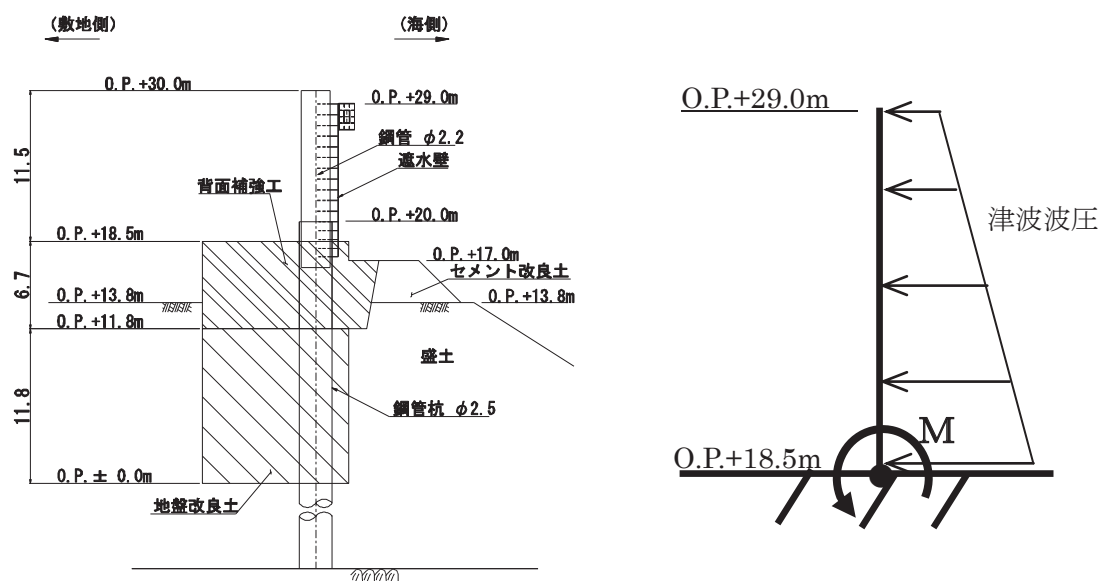


図 2 評価断面図と評価モデル（鋼管式鉛直壁（土砂部、支持杭部））

表 1 考慮する不確かさ要因

損傷モード	評価項目	一般的な不確かさ要因	
		偶然的な不確かさ	認識論的不確かさ
波力	耐力評価	鋼管杭の全塑性モーメント算定時の降伏強度 ^{※1} 平均値/基準値=1.23 標準偏差=0.10	$c\beta^e = 0.15^{※3}$
	応答評価	津波波圧算定時の水深係数 α ^{※2} 平均値=1.15 標準偏差=0.10	

※1 独立行政法人土木研究所（2009）：鋼道路橋の部分係数設計法に関する検討

※2 大村英昭，尾崎充弘，平田一穂，秋山義信，岩前伸幸，池谷毅（2014）：波形特性を再現した防潮堤に作用する津波波力実験，土木学会論文集 B3（海洋開発）Vol. 70, No. 2, I_432-I_437

※3 R. P. Kennedy and M. K. Ravindra（1984）：Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies, Nuclear Engineering and Design, Vol. 79, pp. 47-68

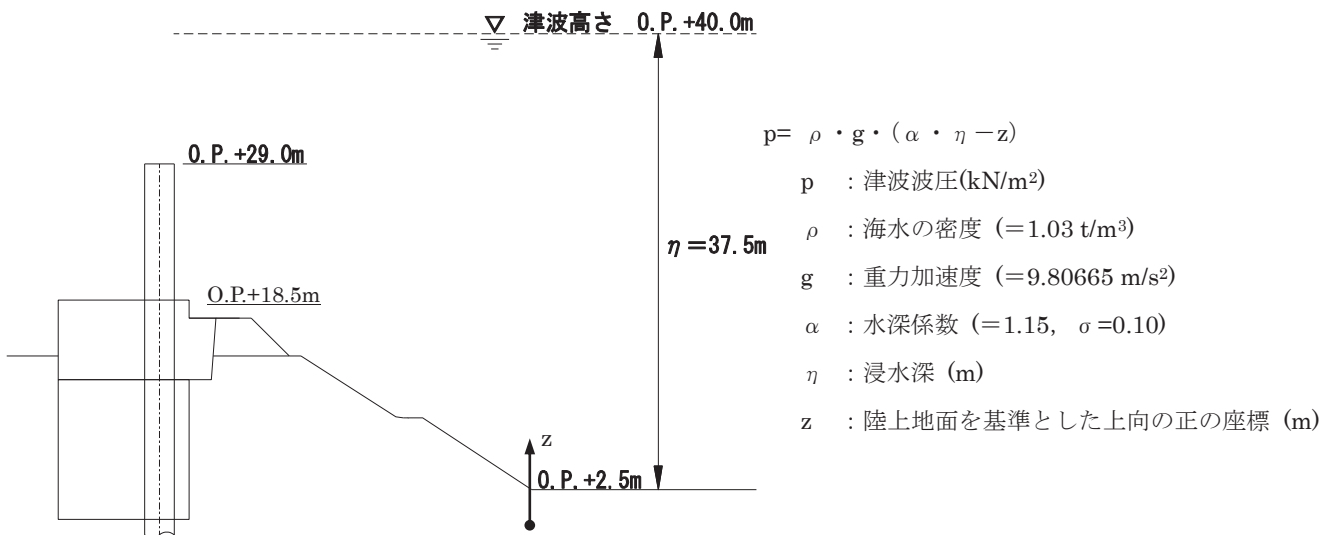


図 3 津波波圧の算定方法（津波高さ O.P. +40m の場合）

3. 評価結果

4 種類の津波高さ（O.P. +40m, 45m, 50m, 60m）に対する現実的応答（発生曲げモーメント）と現実的耐力（全塑性モーメント）の算定結果を図 4 に，防潮堤の損傷確率より近似した fragility 曲線の算定結果を図 5 に示す。

50%信頼度 fragility 曲線の損傷確率の中央値の津波高さは 67.9m となり，HCLPF 値は 41.7m となった。

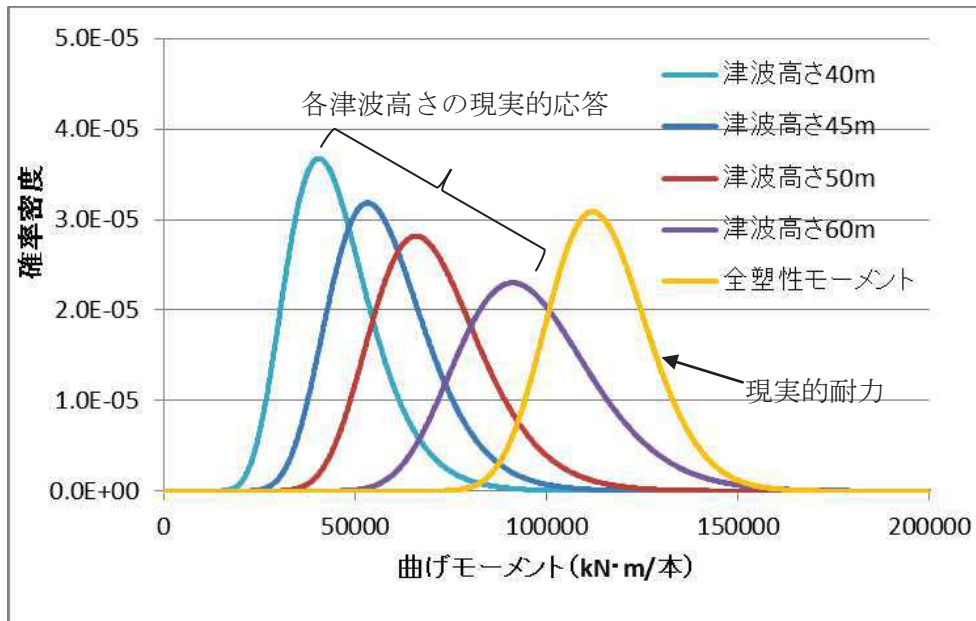
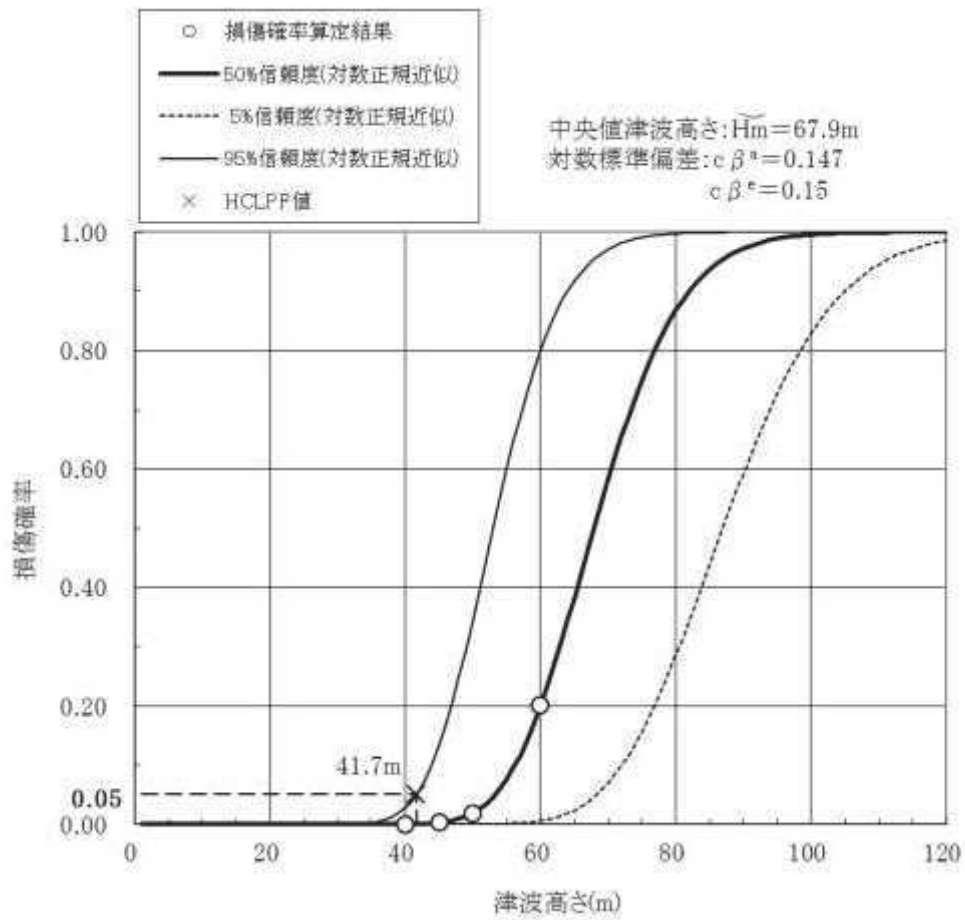


図4 現実的応答と現実的耐力の算定結果



津波高さ(m)	40	45	50	60
損傷確率	3.4E-04	3.0E-03	1.8E-02	2.0E-01

図5 近似したフラジリティ曲線の算定結果

以上

津波による敷地浸水解析について

1. はじめに

本資料では、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動^{※1}による影響を考慮する。

※1 敷地が一様に約 1m 沈下（その後継続的に隆起）

2. 敷地への浸水経路について

設計基準対象施設に対して、基準津波による遡上波が直接到達、流入することを防止できるように、敷地前面に O.P. 29m の防潮堤を設置する。また、海と接続する取水路、放水路、排水路等からの敷地への流入を防止するため、流入経路となる可能性のある開口部に対して、防潮壁の設置、閉止板の設置等の浸水対策を実施する。

上記の浸水対策により、基準津波による浸水経路はなくなるが、津波の高さに応じ防潮壁が機能喪失することを想定して、浸水解析条件を設定する。

3. O.P. 29m 津波時の浸水解析について

敷地前面には津波防護施設として、天端高さ O.P. 29m の防潮堤を設置する。このため、O.P. 29m の津波による遡上波は敷地に到達することはないが、取水路及び放水路の開口部 (O.P. 14m) より、津波が敷地に流入することが考えられることから、O.P. 29m の津波による取水路及び放水路を浸水経路とした浸水解析を実施した。

a. 浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

(a) O.P. 29m 津波の作成

- ・ 確率論的津波ハザード評価から得られる津波ハザード曲線のうち、津波水位 O.P. 29m（年超過確率： 4.49×10^{-6} ）に最も寄与度が大きい津波地震（Mw8.3）を、敷地前面位置（＝防潮堤位置）で最高水位が O.P. 29m 程度となるように、断層モデルのすべり量を調整したものを O.P. 29m 津波とした。敷地前面の最高水位地点及び敷地前面の最高水位地点で抽出した水位時刻歴波形を補図 1-1 及び補図 1-2 に示す。

(b) 浸水の検討

- ・ 開口部からの浸水については、女川 1～3 号炉の取水口及び放水口前面における O.P. 29m 津波の水位時刻歴波形を用いて、1～2 号炉については、取水口～海水ポンプ室に至る経路、3 号炉については取水口～海水熱交換器建屋に至る経路及び各号炉の放水口～放水立坑に至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した^{※2}。取水・放水施設の一例として、女川 2 号炉の取水施設を補図 1-3 に示す。

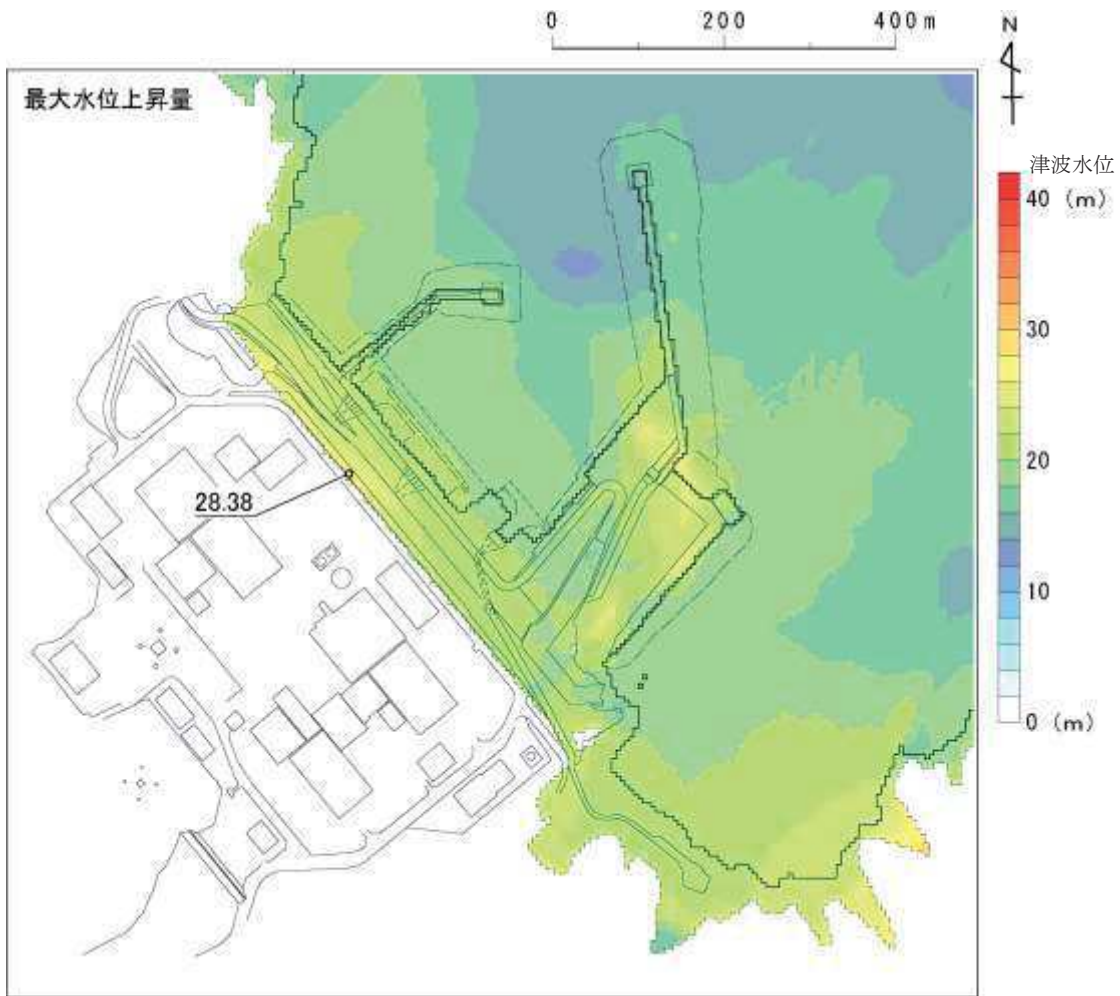
※2 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水理模型実験による検証，土木学会論文集 B3（海洋開発），
Vol. 69, No. 3. 2. 2-32, 2013

- ・ 浸水量の算定にあたっては，取水路及び放水路の開口部周りに設置する防潮壁から越流した津波は全量敷地内に留まるものとし，排水施設からの排水は考慮していない。

b. 浸水解析結果

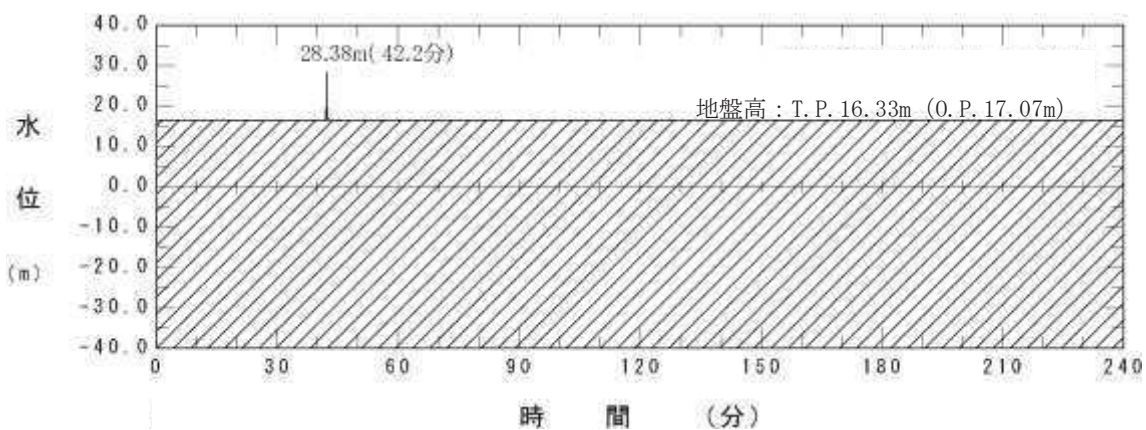
敷地内最大浸水深分布を補図 1-4 に示す。

津波高さ O.P. 29m 未満においては，発電所敷地内への浸水がほぼ発生せず，津波によるプラントへの影響がないため，津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。



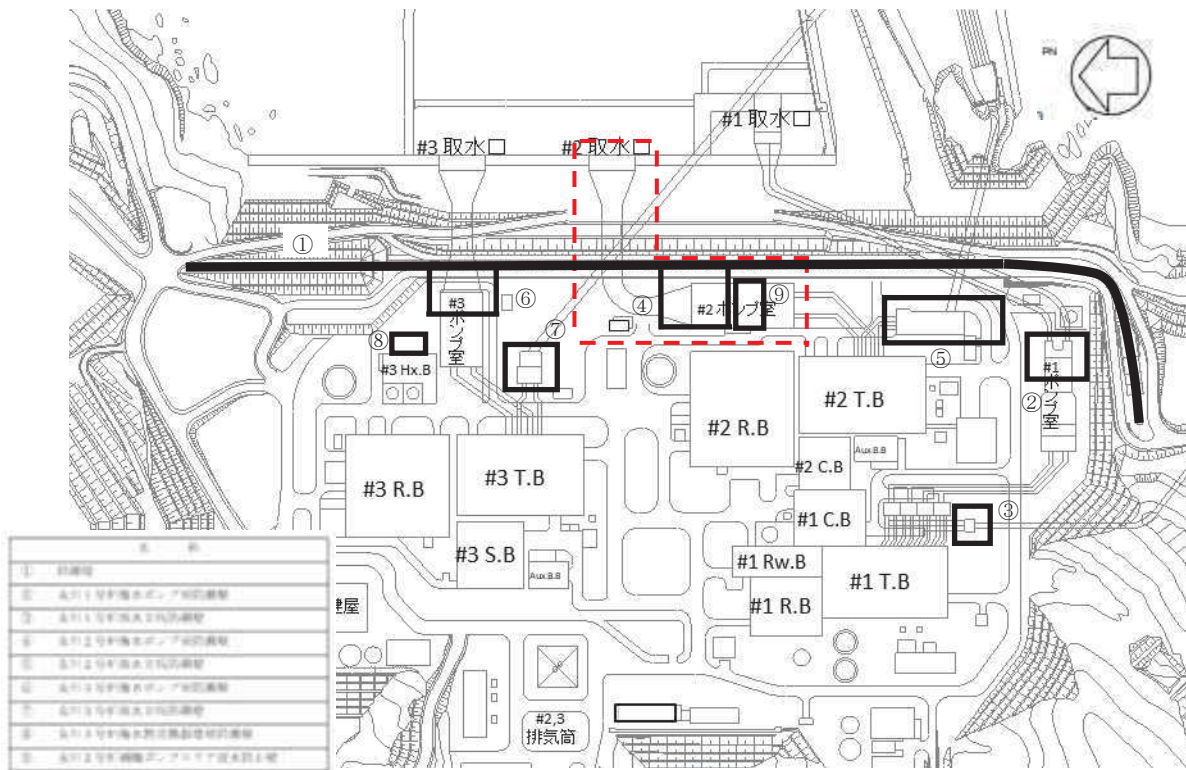
注) 図上の津波水位は、T.P. 表示。
 T.P. 28.38m=O.P. 29.12m (O.P. ±0.0m=T.P. -0.74m)
 なお、同地震に伴い発電所敷地は7cm隆起している。

補図 1-1 敷地前面 (防潮堤前面) 最高水位地点 (最大水位上昇量分布)

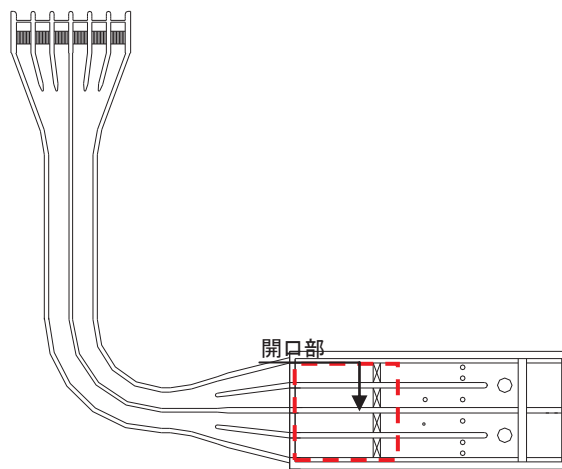


注) 図上の津波水位は、T.P. 表示。
 T.P. 28.38m=O.P. 29.12m (O.P. ±0.0m=T.P. -0.74m)
 なお、同地震に伴い発電所敷地は7cm隆起している。

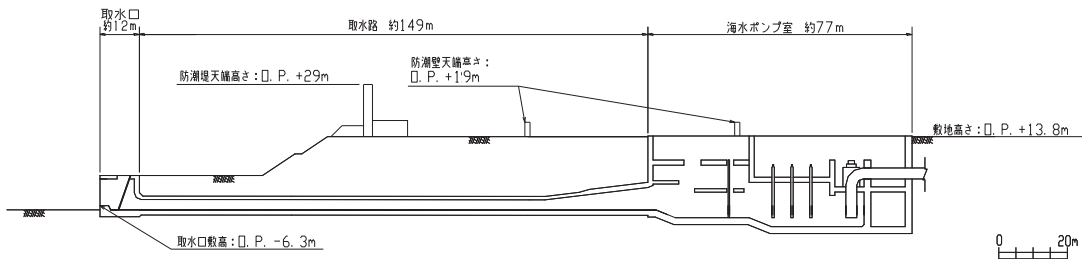
補図 1-2 敷地前面 (防潮堤前面) 最高水位地点 (水位時刻歴波形)



敷地全体平面図（浸水防護施設の配置を明示）

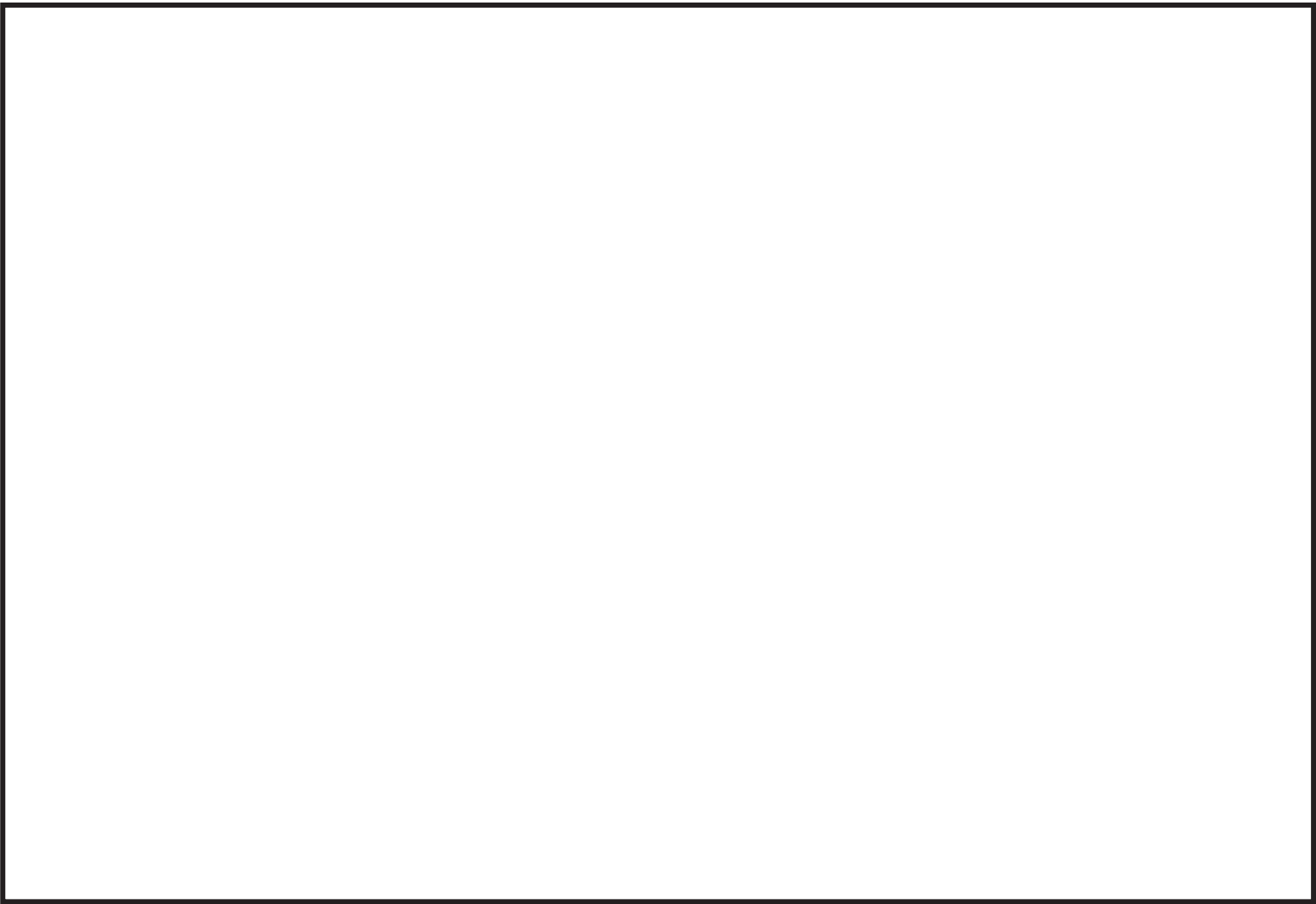


取水施設（平面図）



取水施設（断面図）

補図 1-3 女川2号炉取水施設



補図 1-4 0. P. 29m 津波による敷地内最大浸水深分布

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4. O. P. 29m を超える津波による事故シナリオについて

(1) O. P. 33.9m 津波

O. P. 33.9m 津波時^{※1}の浸水解析を行い、O. P. 29m を超える津波による事故シナリオを分析した。

※1 防潮堤を無限壁とした条件での津波水位(=津波ハザード評価と同一の条件)。
防潮堤を O. P. 29m とした場合の津波水位は O. P. 33.0m (補図 2-1 参照)

a. 浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

(a) O. P. 33.9m 津波の作成

- ・ 確率論的津波ハザード評価から得られる津波ハザード曲線のうち、津波水位 O. P. 33.9m (年超過確率： 7.25×10^{-7}) に最も寄与度が大きい津波地震 (Mw8.3) を、敷地前面位置(=防潮堤位置)で最高水位が O. P. 33.9m 程度となるように、断層モデルのすべり量を調整したものを O. P. 33.9m 津波とした。敷地前面の最高水位地点及び敷地前面の最高水位地点で抽出した水位時刻歴波形を補図 2-1 及び補図 2-2 に示す。

(b) 浸水の検討

- ・ O. P. 33.9m の津波では、津波が天端高さ O. P. 29m の防潮堤を越流して敷地に到達することから、防潮堤を越流した津波による浸水及び開口部からの浸水について検討を実施した。
- ・ 開口部からの浸水については、女川 1～3 号炉の取水口及び放水口前面における O. P. 33.9m 津波の水位時刻歴波形を用いて、1～2 号炉については、取水口～海水ポンプ室に至る経路、3 号炉については取水口～海水熱交換器建屋に至る経路及び各号炉の放水口～放水立坑に至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した^{※2}。

※2 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水理模型実験による検証，土木学会論文集 B3 (海洋開発)，
Vol. 69, No. 3. 2. 2-32, 2013

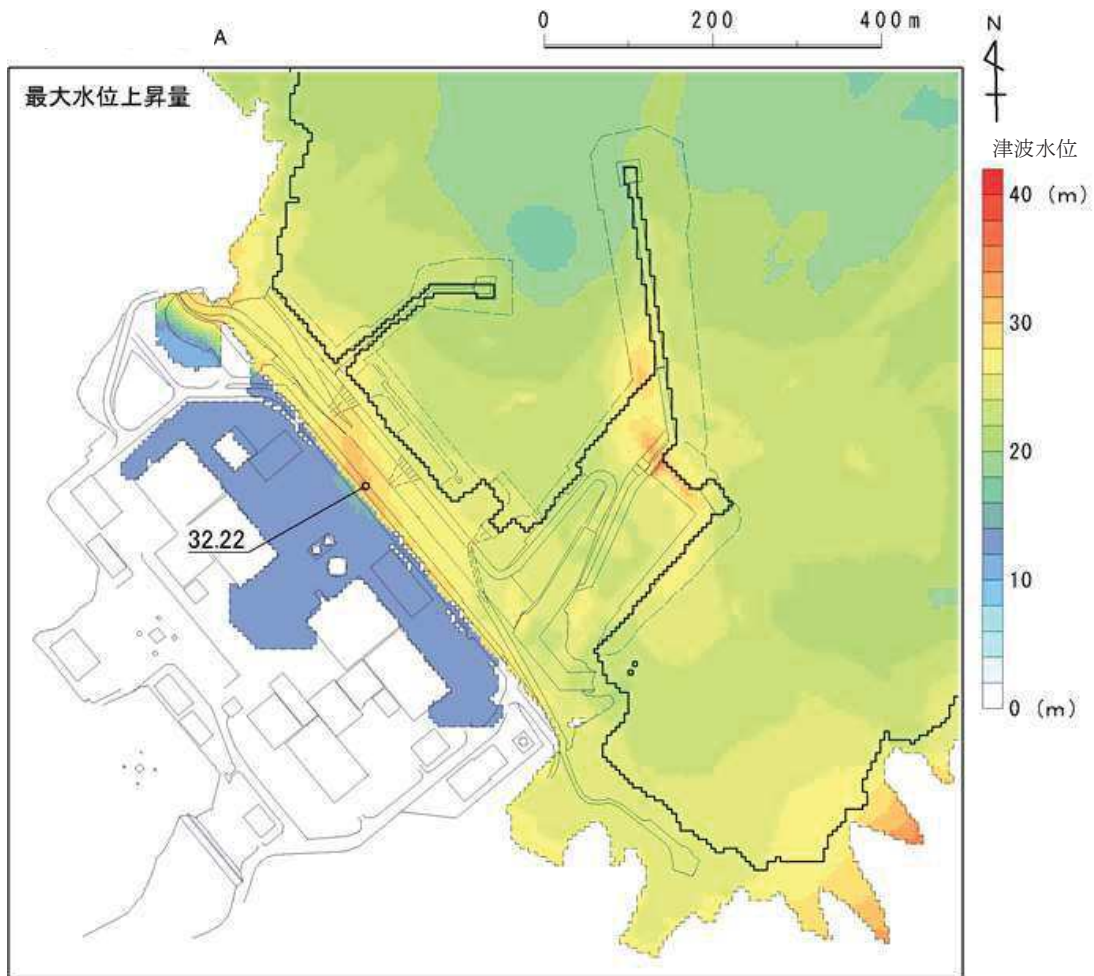
- ・ 浸水量の算定にあたって考慮した浸水経路は各開口部のみとし、排水施設は考慮していない。

b. 浸水解析結果

敷地内最大浸水深分布を補図 2-3 に示す。O. P. 33.9m 津波により建屋まわりでの浸水深は、原子炉建屋で最大約 0.1m，制御建屋で最大約 0.2m，タービン建屋で最大約 0.5m となる。原子炉建屋及び制御建屋のカーブ高さ(建屋外壁扉の下端レベルから敷地レベルの高さ)を越えないが、タービン建屋のカーブ高さを越えてター

ビン建屋内への浸水が発生する。なお、敷地内浸水により、起動変圧器、RSW/HPSWポンプ、燃料移送ポンプは機能喪失しないことを確認している。

以上より、「0. P. 29m～0. P. 33. 9m」までは、原子炉建屋、制御建屋への浸水がないため緩和設備は健全であるが、タービン建屋内への浸水により種々の過渡事象が発生する可能性がある。

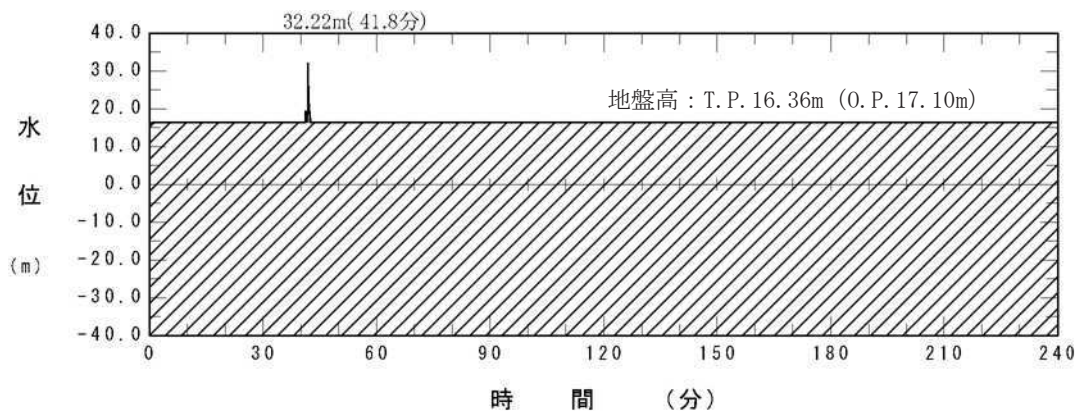


注) 図上の津波水位は、T.P. 表示。

T.P. 32.22m=O.P. 32.96m (O.P. \pm 0.0m=T.P. -0.74m)

なお、同地震に伴い発電所敷地は10cm隆起している。

補図 2-1 敷地前面 (防潮堤前面) 最高水位地点 (最大水位上昇量分布)

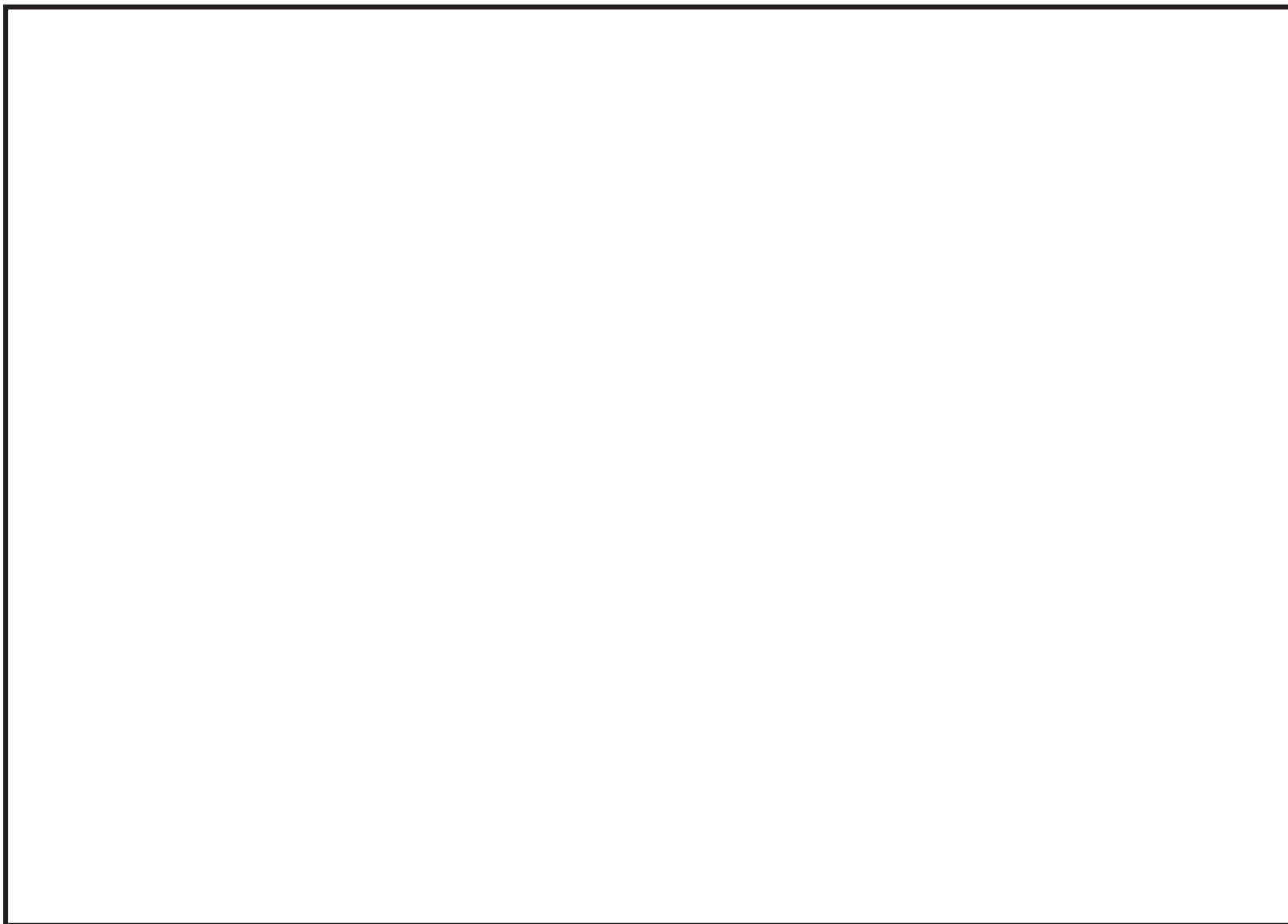


注) 図上の津波水位は、T.P. 表示。

T.P. 32.22m=O.P. 32.96m (O.P. \pm 0.0m=T.P. -0.74m)

なお、同地震に伴い発電所敷地は10cm隆起している。

補図 2-2 敷地前面 (防潮堤前面) 最高水位地点 (水位時刻歴波形)



補図 2-3 O.P. 33.9m 津波による敷地内最大浸水深分布

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

5. 解析コードの妥当性について

解析コードには、鹿島建設（株）・中部大学が開発した「都市型水害予測解析システム（Ver1.2）」を使用している。本システムは、治水対策等への適用実績^{※1}がある都市部における内水氾濫解析コードに、取放水路等を介して海水が構内開口部から溢水する機構を組み込んだものである。

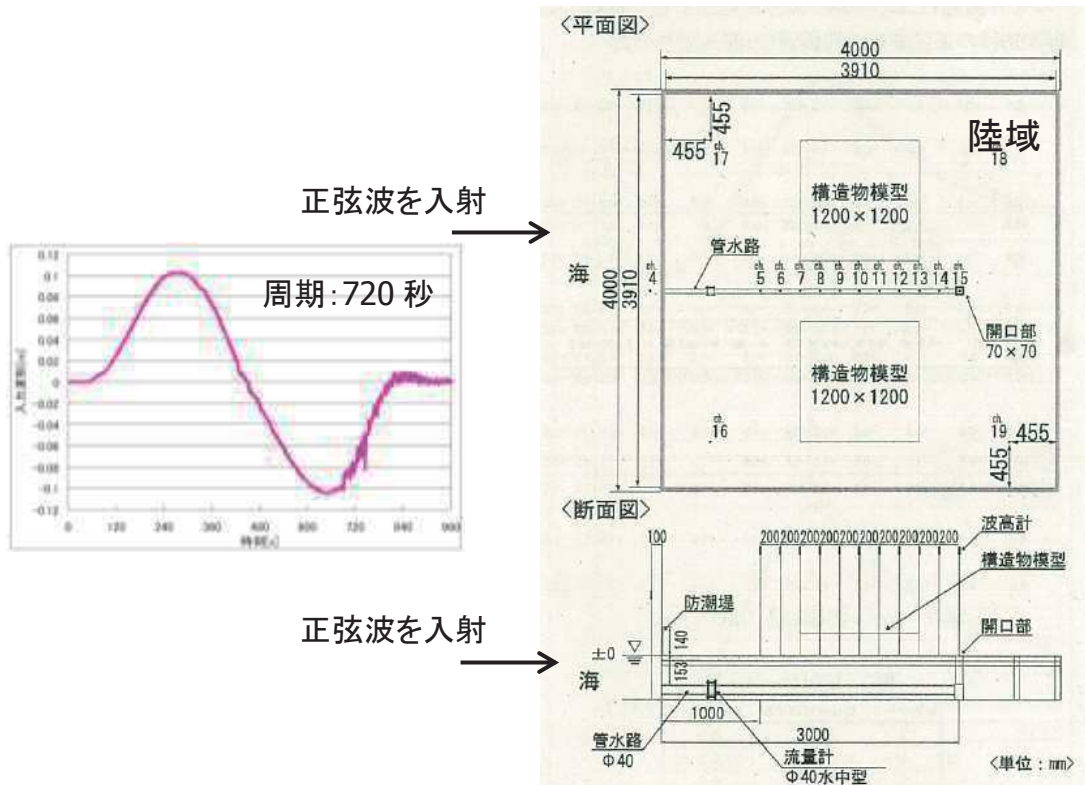
発電所構内を想定した模型に正弦波を入射させた（補図 3-1）水理模型実験による検証^{※2}がなされている。

補図 3-1 に示す陸域部を完全にドライとした実験の場合では、氾濫水の先端が底面の不陸及び表面張力の影響を強く受け、再現計算の精度を検証する上でその取り扱いが困難になる。不陸、表面張力の影響を最小限とするよう陸域部の初期状態をウエットとした場合の実験では、実験値と解析値の水位ピーク時の相対誤差は 4% であり、非常に精度よく再現されている。

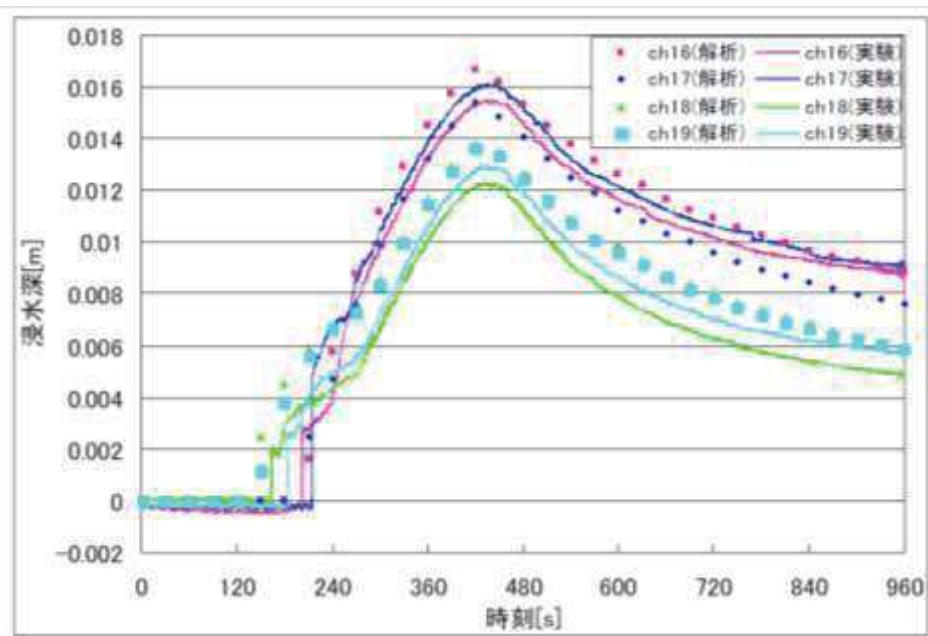
また、発電所構内の通常の状態である陸上部の初期状態をドライとした場合においては、底面の不陸等の影響が大きく計算精度はウエットの場合より多少落ちるが、時系列の全般的な傾向は良く再現されていることが確認された（補図 3-2）。

※1：武田 誠，森田 豊，松尾 直規：下水道システムを考慮した氾濫解析の治水対策への適用，水工学論文集，第 51 巻，pp.529-534，2007

※2：高橋俊彦，福山貴子，新保裕美，秋山義信，田中昌宏，池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水理模型実験による検証，土木学会論文集 B3（海洋開発），69 巻，1 号，pp.22-32，2013（詳細は下図）



補図 3-1 水理模型実験概要
(高橋ほか (2013) に一部加筆)



(点が解析結果，線が実験値を示す。)

補図 3-2 陸域部における水位時刻歴波形 (高橋ほか (2013))

以上

津波高さが O. P. 33. 9m を超過した場合の事故シナリオについて

本津波 PRA においては、O. P. 33. 9m を超過する津波が敷地及び建屋内に流入した場合に起因事象「敷地及び建屋内浸水」が発生し、炉心損傷に至ると想定している。ここでは、O. P. 33. 9m を超過する津波が敷地及び建屋内へ浸水が始まった以降の事故シナリオについて検討した。

1. 事故シナリオの分析

(1) 屋外設備の機能喪失による影響

O. P. 33. 9m を超過する津波が発生した場合、敷地内浸水により、起因事象対象設備（起動変圧器、RSW/HPSW ポンプ及び燃料移送ポンプ）は没水により機能喪失することとなる。このため、起動変圧器の機能喪失により外部電源が喪失するとともに、RSW/HPSW ポンプ及び燃料移送ポンプの機能喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機及び HPCS 系ディーゼル発電機が機能喪失するため、全交流動力電源喪失となる。

(2) 原子炉建屋及び制御建屋内設備の機能喪失による影響

O. P. 33. 9m を超える津波による敷地内の浸水を想定すると屋外設備の機能喪失及び原子炉建屋への浸水による様々な緩和設備に対する影響が想定される。こうした O. P. 33. 9m を超える津波として申請時点の敷地状況及び津波防護設備の設計（現在よりも防潮壁が 1m 低く保守的な条件）を基とした敷地内氾濫解析を用い、津波の規模として、①O. P. 33. 9m～35. 2m（建屋内浸水による RCIC が機能喪失しない範囲）、②O. P. 35. 2m～38. 6m（空調ルーバからの浸水が限定される範囲）及び③O. P. 38. 6m～（空調ルーバからの大規模な浸水が想定される範囲）の 3 通りについて事故シナリオの分析を行った。

津波高さが O. P. 38. 6m 以下の場合、全ての建屋外壁扉を閉めた状態では、原子炉建屋付属棟への空調ルーバからの浸水のみとなることから、炉心損傷回避のために必要となる機器が機能喪失せず、事故シーケンスとしては長期 TB に整理されることから、外壁扉が誤開放している場合について検討した。

以下に、プラントの対応性について示す。

①津波高さ O. P. 33. 9m～35. 2m の場合

a. 浸水経路特定結果

【原子炉建屋】

大物搬入口脇の外壁扉からの浸水を想定した場合、RCIC 関連設備（全交流動力電源喪失時に期待できる緩和系）のあるエリアへは流入しない。

【原子炉建屋付属棟】

建屋北東側の外壁扉からの浸水を想定した場合、1F のほぼ全域が浸水し、貫通部、階段室、EV 室等から B1F、B2F、B3F に流下し各フロアの全域が浸

水するが、RCIC 関連設備の設置が無く、原子炉建屋への流入経路も存在しない。

【制御建屋】

建屋南側の外壁扉からの浸水を想定した場合、1F 共通エリアから階段室を経由して B2F の空調機械 (B) 室側が浸水するが、RCIC 関連設備は機能喪失しない。

b. 機器没水評価及び事故シーケンス評価結果

評価の結果、直流電源及び RCIC は建屋内浸水により機能喪失しないため、津波高さ 0. P. 33. 9m~35. 2m における原子炉建屋への浸水が発生した場合の事故シーケンスは長期 TB に整理される。

②津波高さ 0. P. 35. 2m~38. 6m の場合

a. 浸水経路特定結果

【原子炉建屋】

大物搬入口脇の外壁扉から浸水を想定した場合、浸水量が極めて多いため、原子炉水位計、RCIC ポンプ及びタービン、RCIC MCC 等が没水する。

【原子炉建屋付属棟】

建屋北東側の外壁扉と、M2F の空調ルーバからの浸水を想定した場合、浸水経路は津波高さ 0. P. 33. 9m~35. 2m と同様となり、炉心損傷回避のために必要となる機器が機能喪失することはない。

【制御建屋】

建屋南側の外壁扉からの浸水を想定した場合、海水流入により 1F 共通エリア全域が浸水し、階段室からの流下によって B2F, B3F 全域が浸水するが、直流電源関連機器がある B1F は浸水しないため、機能喪失しない。

b. 機器没水評価及び事故シーケンス評価結果

評価の結果、直流電源の系統機能が維持される一方で、RCIC については主要な機器類が同時に没水するため機能喪失することとなった。よって、津波高さ 0. P. 35. 2m~38. 6m については、RCIC が機能喪失することとなるため、事故シーケンスは TBU に整理される。

③津波高さ 0. P. 38. 6m~の場合

津波高さが 0. P. 38. 6m を越える場合、建屋外壁扉の開閉状態に因らず、「防潮堤機能喪失」により敷地及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、非常用炉心冷却系等、広範な緩和設備が喪失するため直接炉心損傷に至る。

2. 津波高さが O.P. 33.9m を超過した場合の事故シナリオの取り扱い

O.P. 33.9m を超える津波を詳細化することで抽出される事故シーケンスの炉心損傷頻度は、 10^{-7} オーダーであり、かつ、全炉心損傷頻度に占める割合は 1%未滿となる。

O.P. 33.9m を超える津波で抽出される事故シーケンスは内部事象 PRA で抽出される事故シーケンス（長期 TB 及び TBU）であり、その影響は同等となる。

したがって、O.P. 33.9m を超える津波については、O.P. 38.6m を超える津波において発生が想定される「複数の緩和機能喪失」にて代表させている。（表 1 参照）

表 1 事故シーケンスの整理結果

津波高さ	建屋外壁扉/開	建屋外壁扉/閉	津波 PRA の整理
～O.P. 29m	(内部事象 PRA と同様)		内部事象 PRA
O.P. 29m～33.9m	(地震 PRA と同様)*		地震 PRA*
O.P. 33.9m～35.2m	長期 TB	長期 TB	複数の緩和機能喪失
O.P. 35.2m～38.6m	TBU	長期 TB	
O.P. 38.6m～	防潮堤機能喪失		

※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震 PRA に包含される。

以上