

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 31 年 2 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

本日まで提出範囲

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 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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再閉失敗＋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後 24 時間の原子炉隔離時冷却系の運転継続の妥当性について
- 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後 24 時間の高圧代替注水系の運転継続の妥当性について
- 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 2.3.2.3 注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.2.4 7 日間における水源評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）

- 添付資料 2.3.3.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の高圧代替注水系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.3.2 安定状態について
- 添付資料 2.3.3.3 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（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 2.3.3.4 7 日間における水源，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 全交流動力電源喪失後 24 時間の原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.4.2 安定状態について
- 添付資料 2.3.4.3 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（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 2.3.4.4 減圧・注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.4.5 7 日間における水源，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 格納容器除熱に関する感度解析
- 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 2.6.1 「L O C A 時注水機能喪失」の事故条件の設定について
- 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 減圧・注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.6.6 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 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 3.2.3 格納容器破損モード「D C H」, 「F C I」及び「M C C I」の評価事故シーケンスの位置付け
- 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L O C Aとした場合の圧力スパイクへの影響
- 添付資料 3.4.1 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.2 安定状態について
- 添付資料 3.4.3 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（水素燃焼）
- 添付資料 3.4.4 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 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響
- 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抽出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 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出, 整理
 - 3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
 - 3.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応
 - 3.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討
 - 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1PRAにおける起因事象と発生頻度
- 第1-3表 地震レベル1PRA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1PRA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1PRAイベントツリー
- 第1-3図 地震レベル1PRA階層イベントツリー
- 第1-4図(1) 地震レベル1PRAイベントツリー（外部電源喪失）
- 第1-4図(2) 地震レベル1PRA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1PRA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 P R A 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 P O S 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 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
- 11 女川 2 号炉 P R A ピアレビュー実施結果について
- 12 「P R A の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 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（以下「PRA」という。）を活用している。

当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル 1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル 1.5 PRA（出力運転時）を実施してきており、これらの PRA 手法を今回も適用した。また、外部事象としては現段階で PRA 手法を適用可能な事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル 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。

また、PRA が適用可能でないと判断した外部事象については、事故シーケンスの定性的な分析を行い、事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。

今回実施する PRA の目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで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 の対象 >

対象	許認可対象	モデル化採否
設計基準対象施設	対象	期待する ^{※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} 等は期待する。
AM 策 （平成 4 年計画・整備）	対象外	期待しない
緊急安全対策	対象外	期待しない
重大事故等対処施設	現在申請中	期待しない

※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PRA，外部事象PRA（適用可能なものとして地震，津波を選定）及びPRAを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。
- ③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難なものは，格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。
- ④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド」という。）」に記載の観点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。

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
- ・ LOCA時注水機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを実施し、事故シーケンスグループを評価した。

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

実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を1.1.1に示す。

1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) P R Aに基づく整理

内部事象レベル1 P R Aでは、各起因事象の発生後、炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し、第1-2図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。P R A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、P R Aが適用可能な事象として地震レベル1 P R A及び津波レベル1 P R Aを実施し、内部事象と同様にイベントツリー分析を行い、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第1-3図に地震P R Aの階層イベントツリーを、第1-4図に地震P R Aのイベントツリーを、第1-5図に津波P R A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、津波高さとは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、起因事象が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同様である。また、地震レベル1 P R A及び津波レベル1 P R Aでは、内部事象レベル1 P R A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。

各P R A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) P R Aに代わる検討に基づく整理

P R Aの適用が困難な地震、津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については、その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では、外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定される。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、人為事象等において想定される事象は、いずれも内部事象レベル1 P R A、地震レベル1 P R A又は津波レベル1 P R Aのいずれかで想定する起因事象に包絡されるため、その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。（別紙1）

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1-1(a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループとの関係及び解釈1-2に示されている要件との関係等を第1-6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 PRAにより抽出した各事故シーケンス（第1-5表参照）について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(a)～(g)及びこれ以外の事故シーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、プラントの状態の観点で、(a)～(g)は、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。

(b) 高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。

(c) 全交流動力電源喪失 (長期TB, TBD, TBP, TBU)

外部電源喪失の発生時に区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗するとともに、区分Ⅲの高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による高圧炉心スプレイ系専用の交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。

なお、PRAでは電源喪失の事故シーケンスを長期TB, TBD, TBP及びTBUに詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。

また、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による交流電源確保失敗は高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗し、かつ、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗する事故シーケンスを本事故シーケンスグループに分類することとする。

(d) 崩壊熱除去機能喪失 (TW)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの、格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至るおそれのあるシーケンスを、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。

(e) 原子炉停止機能喪失 (TC)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。

(f) LOCA時注水機能喪失 (AE, S1E, S2E)

大破断LOCAの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失、又は、中小破断LOCAの発生後の「高圧注水機能及び低圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」として分類する。

なお、PRAではLOCA時の注水機能喪失シーケンスを、破断口の大きさに応じてAE(大破断LOCAを起因とする事故シーケンス)、S1E(中破断LOCAを起因とする事故シーケンス)及びS2E(小破断LOCAを起因とする事故シーケンス)に詳細化して抽出しているが、いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。

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

インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)等による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」に分類する。

1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討

今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-5表参照)のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては、地震・津波特有の事象として以下の事故シーケンスを抽出した。

(1) 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、格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断LOCAを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失 (E-LOCA) が発生する可能性がある。具体的には、逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震においてLOCAが発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSの注水機能の全喪失や、使用可能なECCSの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。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、後述する事故シーケンス選定の結果、大破断LOCAについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして格納容器の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。

(2) 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、残留熱除去系が起動不能になること等の原因により、格納容器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。

(3) 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。

(4) 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、原子炉圧力容器の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において原子炉圧力容器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E C C S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。

(5) 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、格納容器の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において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E C C S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。

(6) 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機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。

大規模な地震において原子炉建屋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。

(7) 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。

(8) 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。

上記の事故シーケンスについて、解釈に従い、有効性評価における想定の要否を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。

① 炉心損傷頻度の観点

(1)～(7)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結するほど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は評価方法にかなりの保守性を有している。また、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下ようになる。

- a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。
- b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。

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

a)～c)の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(7)の各事故シーケンス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、内部事象レベル1 P R A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に対して、炉心損傷頻度の観点では、地震P R Aの精度を上げることが望ましいと考える。

また、(8)の事故シーケンスについては、津波P R Aから抽出される事故シーケンスであるが、炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度に対して0.8%程度と小さい寄与となっているが、この炉心損傷頻度は防潮堤前面での津波高さがO.P. +33.9mを超える津波の発生頻度と同じとしており、O.P. +33.9mの津波により敷地内及び建屋内へ浸水することで複数の緩和機能が喪失し、保守的に炉心損傷に直結する事象としているため、各建屋の止水対策の効果を取り込むこと等によりこの事故シーケンスの炉心損傷頻度は更に小さい値になると推定される。

② 影響度(事象の厳しさ)の観点

(1)～(7)の各事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷を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。

また、(8)の事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、敷地内及び建屋内への浸水の程度によって事象の厳しさには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、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、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。

③ 炉心損傷防止対策の観点

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として整理している(1)～(7)の各事故シーケンスについて、炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べたとおり、(1)～(7)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため、内部事象レベル1 P R Aの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられる。

また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。

損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。

上記のように、(1)～(7)の各事故シーケンスは、実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シーケンスを特定することが困難である。このため、外部事象に特有の事故シーケンスグループについては、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして事故シーケンスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の全てが機能を喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水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するべきものと考えられる。

また、(8)の事故シーケンスについても、敷地内及び建屋内への浸水の程度によって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による対応に期待できる場合も考えられ、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。

以上の検討を踏まえ、(1)～(8)の各事故シーケンスは、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1)～(8)の各事故シーケンスを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果、解釈に基づき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、新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。

また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震を受けた場合であっても、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震を受けた

場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。

津波による敷地内及び建屋内への浸水についても、複数の緩和機能が全て喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく、使用可能な設備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 炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理

内的事象レベル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ないことを確認した。

したがって、女川原子力発電所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及び1-4の要件に基づいて整理し、各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。

- 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の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及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7表に示す。

解釈1-2(a)の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。

一方で、事故シーケンスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスが存在する。具体的には以下の2つの事故シーケンスが該当する。なお、国内外の先進的な対策と女川原子力発電所2号炉の対策の比較を別紙3に示す。

- ① 大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗
- ② 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の事故シーケンスは、原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、大破断LOCA後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから、この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。

以上より、①の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。

①の事故シーケンスについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照）。

②の事故シーケンスは、原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防止することができない。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、この事故シーケンスを

国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。

②の事故シーケンスは地震レベル1 P R Aから抽出された事故シーケンスである。原子炉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6）からは、地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル1 P R A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、②の事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが、現実的に想定すると、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シーケンスは炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認する事故シーケンスに該当しないと判断した。

なお、第1-7表に示すとおり、これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約95.5%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。

1.3 重要事故シーケンスの選定について

1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方

(1) 重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理

設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を選定している。重要事故シーケンスの選定にあたっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、事故シーケンスグループごとに、事故シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。

【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】

- 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，系統間の機能の依存性の観点

本PRAでは，多重化された機器の共通原因故障を考慮しており，システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。

このため，原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き，緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスでは，共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから，これらの事故シーケンスについては，炉心損傷頻度への寄与が大きい場合，共通原因故障の影響ありと判断する。

系統間の機能依存性については，ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば，2つのフロントライン系(原子炉圧力容器への注水等，事故時の基本的な安全機能を直接果たす系統)に共通のサポート系(電源等，フロントライン系の機能維持をサポートする系統)が機能喪失し，それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。

b. 余裕時間の観点

炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため，事象が早く進展し，炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。

【例1：LOCA時注水機能喪失】

破断口径が大きい方が，原子炉冷却材の系外への流出量が多くなるため，炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。

【例2：高圧注水・減圧機能喪失】

過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため，通常水位から原子炉停止に至る手動停止，サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシーケンスの余裕時間が短い。

c. 設備容量の観点

炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要となる注水量等，設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。

【例：LOCA時注水機能喪失(中小破断LOCA)】

中小破断LOCA後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが，原子炉減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている一方，低圧注水の代替と

なる注水設備の容量は低圧ECCSより少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧ECCS失敗を含むシーケンスが厳しいと考える。

d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

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、炉心損傷頻度が高く、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する。ただし、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。

今回の内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAの結果のうち、事故シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、各PRAは扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり、結果を足し合わせて用いることの可否（比較可能性）については、PRAの結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから、結果の不確かさやPRA間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。

- 今回抽出された事故シーケンスについては、第1-8表に示すとおり、結果的に、事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンスに対して、おおむね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シーケンスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切と考え、主に着眼点b及びcによって重要事故シーケンスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シーケンスを評価することで、選定対象とした全ての事故シーケンスに対しても重大事故等対策の有効性を確認できると考えたためである。
- 着眼点dについては、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており、結果的に崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループについて、重要事故シーケンスの選定の理由としている。なお、崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失で選定した重要事故シーケンスは内部事象レベル1PRA及び地震レベル1PRAから抽出されたシーケンスであったが、第1-7表に示すとおり、いずれのPRAにおいても、事故シーケンスグループ内で最も高い炉心損傷頻度となったシーケンスである。

(2) 同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理

事故シーケンスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組合せによって決定されるものであり、起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら、事故シーケンスへの対策の観点では、同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも、喪失した機能の喪失原因が異なる場合、有効な対策が異なることがある。

具体的には、全交流動力電源喪失がこれに該当するが、同じ炉心損傷防止対策で対応可能な事故シーケンスを1つの事故シーケンスグループとし、細分化した各事故シーケンスグループからそれぞれ重要事故シーケンスを選定した。

各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の1.3.2項に示す。

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

1.3.1 項の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事故進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。また、「(3)全交流動力電源喪失」では機能喪失の状況が異なる事故シーケンスが抽出されたため、4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については第1-8表に示す。

(1) 高圧・低圧注水機能喪失

①重要事故シーケンス

「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」

②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)

③選定理由

着眼点b, c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(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)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と考えられる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(第1-8表の本事故シーケンスグループの②, ④, ⑥)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)(復水移送ポンプ)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(第1-8表の本事故シーケンスグループの①, ③, ⑤)は、他の事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②, ④, ⑥)に対して包絡性を有している。

(2) 高圧注水・減圧機能喪失

①重要事故シーケンス

「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗」

②炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・代替自動減圧機能

③選定理由

着眼点 b, c 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(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)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(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は、他の事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②, ③)に対して包絡性を有している。

(3) 全交流動力電源喪失

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

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

また、第1-4図に示すとおり、各重要事故シーケンスに対し、地震PRAからは、全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが、全交流動力電源喪失時には、最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震による損傷の有無に関わらず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが現れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。ただし、設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容器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重要事故シーケンス

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)」

②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・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)
- ・常設代替交流電源設備

③選定理由

抽出された事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)が1つであることからこれを選定した。

b) TBU

①重要事故シーケンス

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗(RCIC本体の機能喪失)」

②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・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)
- ・常設代替交流電源設備

③選定理由

抽出された事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)が1つであることからこれを選定した。

c) TBP

①重要事故シーケンス

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」

②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・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
- ・低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)
- ・常設代替交流電源設備

③選定理由

抽出された事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)が1つであることからこれを選定した。

d) TBD

①重要事故シーケンス

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

②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・ 高圧代替注水系 (常設代替直流電源設備による電源供給)
- ・ 常設代替交流電源設備

③選定理由

抽出された事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)が1つであることからこれを選定した。

(4)崩壊熱除去機能喪失

①重要事故シーケンス

「過渡事象+崩壊熱除去失敗」(炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については残留熱除去系の機能喪失又は原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮)

②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- a. 残留熱除去系の機能喪失を考慮する場合
 - ・ 原子炉格納容器フィルタベント系
- b. 原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮する場合
 - ・ 原子炉補機代替冷却水系

③選定理由

LOCAを起因とする事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの⑦～⑨)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再開失敗」については、中破断LOCA相当の漏えい量を想定している。

着眼点b、c及び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(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)として選定した。

なお、TBWシーケンスについてはTW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)

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(第1-8表の本事故シーケンスグループの⑦～⑨)が含まれており、いずれも格納容器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を起因とする事故シーケンスである。LOCAを起因とする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。

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(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は他の事故シーケンスに対して(第1-8表の本事故シーケンスグループの②～⑥)包絡性を有している。

(5) 原子炉停止機能喪失

①重要事故シーケンス

「過渡事象+原子炉停止失敗」

②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
- ・ほう酸水注入系
- ・自動減圧系作動阻止機能

③選定理由

着眼点 b, c 及び 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(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)として選定し、事象の厳しさの観点から、反応度印加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(第1-8表の本事故シーケンスグループの②～④)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(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は包絡性を有している。

(6) LOCA時注水機能喪失

①重要事故シーケンス

「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」

②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・手動減圧
- ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)

③選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの③)として選定した。

なお、LOCAに伴って生じる事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①～④)は、配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。配管破断規模

の大きさの観点では、中破断LOCAの方が水位の低下が早く、厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では、原子炉減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ECCSより少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧注水機能喪失を含む事故シーケンスが厳しいと考えられる。これらのことから、配管破断規模が大きく、低圧注水機能喪失を含むシーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの③)は本事故シーケンスグループのほかの事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①, ②, ④)に対して包絡性を有している。

また、(4)の崩壊熱除去機能喪失においてもLOCAを含む事故シーケンス(第1-8表の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑦～⑨)が抽出されている。これについて、重要事故シーケンスによる包絡性を考えると、重要事故シーケンスに低圧ECCS注水失敗が含まれており、低圧ECCS機能喪失は残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱にも期待できないこととほぼ同義であることから、本重要事故シーケンスでは、原子炉格納容器除熱機能に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから、本重要事故シーケンスは、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」のLOCAを起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものとする。

(7) 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

① 重要事故シーケンス

「ISLOCA」

② 炉心損傷防止対策 (有効性評価で主に考慮)

- ・ 手動減圧
- ・ 発生箇所の隔離

③ 選定理由

格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) に係る事故シーケンスは「インターフェイスシステムLOCA」のみである。

なお、各事故シーケンスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与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た。(別紙5)

また、各事故シーケンスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シーケンスについても、地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除いて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した。(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 PRAにおける起因事象と発生頻度

区分	起因事象グループ	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、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。
	SRV 誤開放	1.0×10^{-3}	原子炉運転中に SRV が誤開放する事象。原子炉冷却材の流出を伴う。SRV が開放されているため、圧力制御は不要である。
	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}	原子炉が減圧状態になる規模の LOCA であり、SRV による減圧操作なしに低圧注水系により事象緩和が可能。
従属性を有する起因事象	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	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	9.4×10^{-8}	隔離弁の多重故障や弁試験時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計部等にかかることでこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で流出する事象。

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	3.0×10^{-2}
原子炉建屋損傷	4.8×10^{-8}
格納容器損傷	5.2×10^{-7}
圧力容器損傷	4.1×10^{-7}
E-LOCA	6.0×10^{-7}
格納容器バイパス	1.0×10^{-7}
制御建屋損傷	1.9×10^{-7}
計測・制御系喪失	3.7×10^{-7}
直流電源喪失	1.1×10^{-6}
交流電源・原子炉補機冷却系喪失	1.5×10^{-5}

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.
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	小破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(22)
	中破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(23)
	大破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(24)
	小破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(25)
	中破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(26)
	大破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(27)
	小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(28)
	小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧 失敗	○	—	—	(29)
	中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(30)
	中破断 LOCA+HPCS 失敗+原子炉自動減圧失敗	○	—	—	(31)
大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(32)	
ISLOCA	ISLOCA	○	—	—	(33)
地震起回事象	原子炉建屋損傷	—	○	—	(34)
	制御建屋損傷	—	○	—	(35)
	格納容器損傷	—	○	—	(36)
	圧力容器損傷	—	○	—	(37)
	ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダ リ喪失(E-LOCA)	—	○	—	(38)
	計測・制御系喪失	—	○	—	(39)
	格納容器バイパス	—	○	—	(40)
津波起回事象	複数の緩和機能喪失	—	—	○	(41)

第1-6表 PRA結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

シナリオ No.	事故シナリオ	事故シナリオ別の炉心損傷頻度(1/炉年)			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	全炉心損傷頻度 に対する割合	解釈1-1(a)の 事故シナリオ グループ	規則解釈
		内部事象	地震	津波						
1	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(1) 1.5E-11	9.6E-08	-	3.6E-08	<0.1%	3.7E-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ECGS失敗	(2) 5.4E-12	9.6E-10	-	9.7E-10	<0.1%				
	手動停止+高圧注水失敗+低圧ECGS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ECGS失敗	(13) 2.1E-13	-	-	2.1E-13	<0.1%				
	サポ-ト系喪失+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(14) 7.7E-12	-	-	7.7E-12	<0.1%				
	サポ-ト系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(15) 3.1E-13	-	-	3.1E-13	<0.1%				
	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(3) 1.8E-07	1.6E-06	-	1.8E-06	2.0%				
	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-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%				
	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	1.4E-05	-	1.4E-05	15.4%				
3	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	4.5E-08	-	4.5E-08	<0.1%	1.5E-05	17.1%	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)+高圧注水失敗	(9) 1.3E-12	4.3E-07	-	4.3E-07	0.5%				
	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	1.1E-06	-	1.1E-06	1.2%				
	過渡事象+除熱失敗	(4) 5.1E-05	1.2E-05	-	6.3E-05	70.3%				
	過渡事象+SRV再閉失敗+除熱失敗	(5) 1.4E-07	3.3E-08	-	1.7E-07	0.2%				
	手動停止+除熱失敗	(18) 2.7E-06	-	-	2.7E-06	3.0%				
	手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗	(19) 7.2E-09	-	-	7.2E-09	<0.1%				
	サポ-ト系喪失+除熱失敗	(20) 1.7E-06	-	-	1.7E-06	1.9%				
	サポ-ト系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗	(21) 4.3E-09	-	-	4.3E-09	<0.1%				
	小破断LOCA+除熱失敗	(22) 5.2E-08	-	-	5.2E-08	<0.1%				
4	中破断LOCA+除熱失敗	(23) 3.4E-08	-	-	3.4E-08	<0.1%	6.7E-05	75.4%	崩壊熱除去 機能喪失	1-2(b)
	大破断LOCA+除熱失敗	(24) 3.4E-09	-	-	3.4E-09	<0.1%				
	過渡事象+原子炉停止失敗	(6) 3.9E-09	8.0E-07	-	8.0E-07	0.9%				
	小破断LOCA+原子炉停止失敗	(25) 5.0E-12	-	-	5.0E-12	<0.1%				
	中破断LOCA+原子炉停止失敗	(26) 3.3E-12	-	-	3.3E-12	<0.1%				
	大破断LOCA+原子炉停止失敗	(27) 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) -	8.1E-07	-	8.1E-07	0.9%				
	小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	(28) 6.3E-15	-	-	6.3E-15	<0.1%				
	中破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗	(29) 4.9E-14	-	-	4.9E-14	<0.1%				
	中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECGS失敗	(30) 4.2E-13	-	-	4.2E-13	<0.1%				
6	中破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動減圧失敗	(31) 2.8E-12	-	-	2.8E-12	<0.1%	8.0E-07	0.9%	LOCA時注水 機能喪失	1-2(a)
	大破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動減圧失敗	(32) 4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%				
	E-LOCA ^{**2}	(38) -	8.0E-07	-	8.0E-07	0.9%				
	7 インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)	(33) 2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%				
	原子炉建屋損傷 ^{**2}	(34) -	4.8E-08	-	4.8E-08	<0.1%				
	制御建屋損傷 ^{**2}	(35) -	1.9E-07	-	1.9E-07	0.2%				
	格納容器損傷 ^{**2}	(36) -	5.2E-07	-	5.2E-07	0.6%				
	圧力容器損傷 ^{**2}	(37) -	4.1E-07	-	4.1E-07	0.5%				
	計測・制御系喪失 ^{**2}	(38) -	3.7E-07	-	3.7E-07	0.4%				
	格納容器入バイパス ^{**2}	(40) -	1.0E-07	-	1.0E-07	0.1%				
格納容器バイパス ^{**2}	(41) -	7.3E-07	-	7.3E-07	0.8%					
格納容器貫通 配管からの漏洩	2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%	<0.1%	該当なし	1-2(b)		
原子炉建屋損傷 ^{**2}	4.8E-08	-	-	4.8E-08	<0.1%	<0.1%	該当なし	1-2(b)		
制御建屋損傷 ^{**2}	1.9E-07	-	-	1.9E-07	0.2%	0.2%	該当なし	1-2(b)		
格納容器損傷 ^{**2}	5.2E-07	-	-	5.2E-07	0.6%	0.6%	該当なし	1-2(b)		
圧力容器損傷 ^{**2}	4.1E-07	-	-	4.1E-07	0.5%	0.5%	該当なし	1-2(b)		
計測・制御系喪失 ^{**2}	3.7E-07	-	-	3.7E-07	0.4%	0.4%	該当なし	1-2(b)		
格納容器入バイパス ^{**2}	1.0E-07	-	-	1.0E-07	0.1%	0.1%	該当なし	1-2(b)		
格納容器バイパス ^{**2}	7.3E-07	-	-	7.3E-07	0.8%	0.8%	該当なし	1-2(b)		
格納容器貫通 配管からの漏洩	2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%	<0.1%	該当なし	1-2(b)		
原子炉建屋損傷 ^{**2}	4.8E-08	-	-	4.8E-08	<0.1%	<0.1%	該当なし	1-2(b)		
制御建屋損傷 ^{**2}	1.9E-07	-	-	1.9E-07	0.2%	0.2%	該当なし	1-2(b)		
格納容器損傷 ^{**2}	5.2E-07	-	-	5.2E-07	0.6%	0.6%	該当なし	1-2(b)		
圧力容器損傷 ^{**2}	4.1E-07	-	-	4.1E-07	0.5%	0.5%	該当なし	1-2(b)		
計測・制御系喪失 ^{**2}	3.7E-07	-	-	3.7E-07	0.4%	0.4%	該当なし	1-2(b)		
格納容器入バイパス ^{**2}	1.0E-07	-	-	1.0E-07	0.1%	0.1%	該当なし	1-2(b)		
格納容器バイパス ^{**2}	7.3E-07	-	-	7.3E-07	0.8%	0.8%	該当なし	1-2(b)		
合計	5.5E-05	3.3E-05	7.3E-07	8.9E-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ナリオ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IPRA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ナリオ。
 ※2：解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナリオ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追加するシナリオとして追加しないこととしたシナリオ。

第1-7表 事故シナリオ別炉心損傷頻度 (内部事象, 地震, 津波 P R A)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	対応する主要な炉心損傷防止対策	事故シナリオ別の炉心損傷頻度(1/年)				グループ別炉心損傷頻度(1/年)	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	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	高圧代替注水系 手動減圧 低圧代替注水系(備用)(復水移送ポンプ) 原子炉格納容器代替スプレッド冷却系 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系	1.5E-11	3.0E-08	-	3.0E-08	3.7E-08	<0.1%	
	過渡事象+SRV閉閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗		5.4E-12	9.6E-10	-	9.7E-10			
2	高圧注水・減圧機能喪失	高圧代替注水系 代自動減圧機能 低圧炉心スプレッド系 残置熱除去系	4.6E-13	-	-	4.6E-13	1.8E-06	2.0%	1.8E-06
	手動停止+SRV閉閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗		2.1E-13	-	-	2.1E-13			
3	全交流動力電源喪失	原子炉隔離時冷却系(所内常設普通電流電源設備による電源供給) 高圧代替注水系(所内常設普通電流電源設備による電源供給) 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレッド冷却系 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系	6.1E-11	1.4E-05	-	1.4E-05	1.5E-05	15.4%	1.5E-05
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗		9.3E-13	4.5E-08	-	4.5E-08			
4	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	高圧代替注水系(所内常設普通電流電源設備による電源供給) 高圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 上記の点検枠内の対策	1.3E-12	4.3E-07	-	4.3E-07	0.5%	0.5%	4.3E-07
	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	1.1E-06	-	1.1E-06			
5	過渡事象+除熱失敗	高圧炉心スプレッド系 原子炉隔離時冷却系 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 残置熱除去系 上記の点検枠内の対策	5.1E-05	1.2E-05	-	6.3E-05	70.3%	70.3%	6.3E-05
	過渡事象+SRV閉閉失敗+除熱失敗		1.4E-07	3.3E-08	-	1.7E-07			
6	炉心除熱機能喪失	高圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 高圧代替注水系(常設) 残置熱除去系 上記の点検枠内の対策	2.7E-06	-	-	2.7E-06	3.0%	3.0%	2.7E-06
	手動停止+SRV閉閉失敗+除熱失敗		7.2E-09	-	-	7.2E-09			
7	原子炉停止機能喪失	高圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 高圧代替注水系(常設) 残置熱除去系 原子炉格納容器代替スプレッド冷却系 原子炉格納容器代替冷却水系 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	1.7E-06	-	-	1.7E-06	1.9%	1.9%	6.7E-05
	サブポート系喪失+SRV閉閉失敗+除熱失敗		4.3E-09	-	-	4.3E-09			
8	小破断LOCA+除熱失敗	代替制御挿入機能 代替原炉格納容器ポンプトリップ機能 自動減圧系作動阻止機能 ほう湯水注入系 高圧炉心スプレッド系	3.4E-08	-	-	3.4E-08	<0.1%	<0.1%	3.4E-08
	大破断LOCA+除熱失敗		3.9E-09	8.0E-07	-	8.0E-07			
9	過渡事象+原子炉停止失敗	高圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 原子炉格納容器代替スプレッド冷却系 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系	5.0E-12	-	-	5.0E-12	<0.1%	<0.1%	5.0E-12
	中破断LOCA+原子炉停止失敗		3.3E-12	-	-	3.3E-12			
10	原子炉停止機能喪失	高圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 高圧代替注水系(常設) 残置熱除去系 上記の点検枠内の対策	3.3E-13	-	-	3.3E-13	<0.1%	<0.1%	3.3E-13
	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		-	8.1E-07	-	8.1E-07			
11	小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗	手動減圧 高圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 原子炉格納容器代替スプレッド冷却系 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系	6.3E-15	-	-	6.3E-15	<0.1%	<0.1%	6.3E-15
	中破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECGS失敗		4.9E-14	-	-	4.9E-14			
12	LOCA時注水機能喪失	手動減圧 高圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 原子炉格納容器代替スプレッド冷却系 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系	4.2E-13	-	-	4.2E-13	<0.1%	<0.1%	4.2E-13
	中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECGS失敗		2.8E-12	-	-	2.8E-12			
13	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECGS失敗	手動減圧 発生箇所の隔離 原子炉隔離時冷却系	4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%	<0.1%	4.2E-14
	インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)		2.4E-09	-	-	2.4E-09			
合計			5.5E-05	3.3E-05	-	8.9E-05	100% ※3	100% ※3	8.9E-05

※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 IPMA 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前脚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見え、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ナリオス。

※2 : 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ッド冷却系、原子炉格納容器代替冷却水系等に期待できる。

※3 : 100% : 国内第1号表で除外した事故シナリオ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ナリオ。原子炉への注水により影響を緩和できる場合がある。

第 1-8 表 重要事故シナリオ等の選定について (1/6)

事故シナリオグループ	事故シナリオ （◎は選定した重要事故シナリオ）	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）		重要事故シナリオの選定の考え方 備考 (a:系統間機能喪失, b:余裕時間, c:設備容量, d:代表値)				選定した重要事故シナリオと選定理由
		a	b	c	d	備考		
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	低	高	高	高	<aの観点> 「サポータ系喪失」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。	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より、①の事故シナリオが最も「高」なことから、 ◎「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」を重要事故シナリオとして選定した。	
	②過渡事象＋SRV再開失敗＋高 圧注水失敗＋低圧ECCS失敗	低	高	低	低	<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「サポータ系喪失」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。	【重要事故シナリオの選定】 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過渡事象を起因とした①の事故シナリオは、②～⑥の事故シナリオに対して包絡性を有している。	
	③手動停止＋高圧注水失敗＋ 低圧ECCS失敗	低	低	高	低	<cの観点> SRV再開失敗を含む場合は、SRVにより一定程度減圧されるため、再開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再開失敗を含まない場合を「高」とした。	また、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する②、④、⑥の事故シナリオは、逃がし安全弁の再閉鎖に成功する①、③、⑤の事故シナリオ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の事故シナリオに対して包絡性を有している。	
	④手動停止＋SRV再開失敗＋高 圧注水失敗＋低圧ECCS失敗	低	低	低	低			
	⑤サポータ系喪失＋高圧注水 失敗＋低圧ECCS失敗	中	低	高	低	<dの観点> 事故シナリオグループの中で最もCDFの高い事故シナリオについて、「高」とした。また、事故シナリオグループのうち最もCDFの高い事故シナリオのCDFに対して10%以上の事故シナリオについて、「中」とし、10%未満の事故シナリオについて、「低」とした。		
	⑥サポータ系喪失＋SRV再開失 敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS 失敗	中	低	低	低			

第1-8表 重要事故シナリオ等選定の選定について (2/6)

事故シナリオグループ	事故シナリオ等選定した重要事故シナリオ等 (◎は選定した重要事故シナリオ等)	対応する主要炉心損傷防止策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオ等選定の考え方 備考 (a:系統間機能依存性, b:余裕時間, c:設備容量, d:代表性)				選定した重要事故シナリオ等と選定理由
			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	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 代替自動減圧機能 低圧炉心スプレイス 残留熱除去系 	低	高	中	高	<p>【重要事故シナリオ等選定の選定】 着眼点 b, c の評価結果より、①の事故シナリオ等が最も「高」と「中」が多いため、 ◎「過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗」を重要事故シナリオ等として選定した。</p> <p>【重要事故シナリオ等選定の包絡性】 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、起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因とした①の事故シナリオ等は、②～③の事故シナリオ等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	低	低	

第1-8表 重要事故シークエンス等の選定について (3/6)

事故シークエンスグループ	詳細化した事故シークエンスグループ	①は選定した重要事故シークエンス)	事故シークエンス (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シークエンスの選定の考え方					選定した重要事故シークエンスと選定理由	
				a	b	c	d	e		
	長期 T B	◎	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系(所内常設蓄電池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(所内常設蓄電池式直流電源設備による電源供給) 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 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 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 						<p>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)」を重要事故シークエンスとして選定。</p>	<p>各重要事故シークエ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量を伴う事故シークエ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理れると考えられ、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、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回復し、原子炉格納容器フィルタベント系による除熱が可能な場合には、ここに代えて原子炉格納容器フィルタベント系による除熱が可能なことを確認する。</p>
	T B U	◎	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系(所内常設蓄電池式直流電源設備による電源供給) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 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 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 						<p>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)」を重要事故シークエンスとして選定。</p>	
全交流動力電源喪失	T B P	◎	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) 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) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ) 常設代替交流電源設備 残留熱除去系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 						<p>①「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」を重要事故シークエンスとして選定。</p>	
	T B D	◎	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系(常設代替直流電源設備による電源供給) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 常設代替交流電源設備 残留熱除去系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉格納容器代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 						<p>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」を重要事故シークエンスとして選定。</p>	

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

第1-8表 重要事故シナリオ等選定の選定について (4/6)

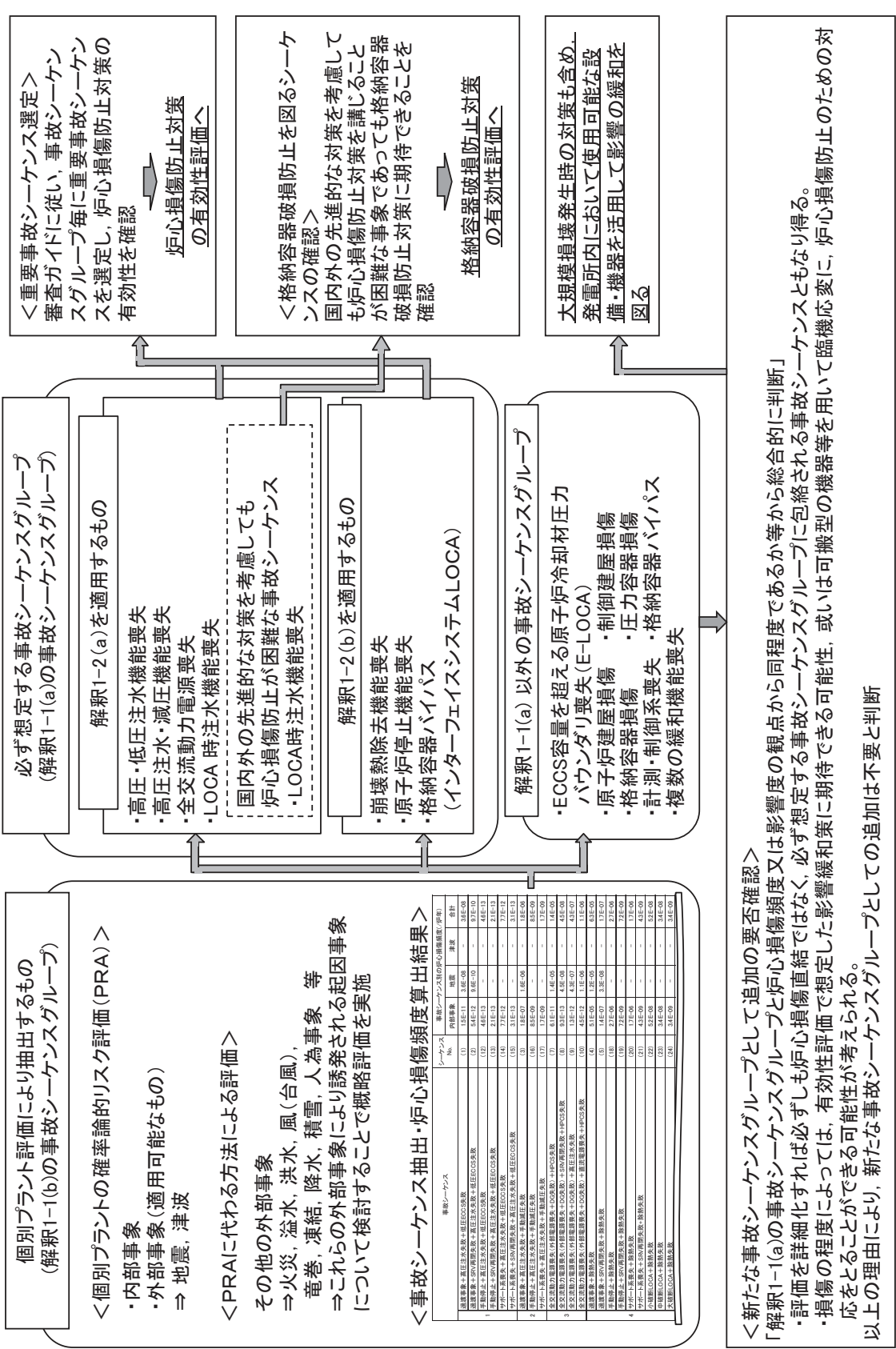
事故シナリオグループ	事故シナリオ 選定した重要事故シナリオ等 (◎は選定した重要事故シナリオ等を含む)	重要事故シナリオ等選定の考え方 備考 (a:系統間機能依存性, b:余裕時間, c:設備容量, d:代表性)				選定した重要事故シナリオ等と選定理由	
		a	b	c	d		
崩壊熱除去機能喪失	◎ ① 過渡事象+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起因事象を含む) ② 過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起因事象を含む) ③ 手動停止+崩壊熱除去失敗 ④ 手動停止+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 ⑤ サポート系喪失+崩壊熱除去失敗 ⑥ サポート系喪失+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 ⑦ 小破断LOCA+崩壊熱除去失敗 ⑧ 中破断LOCA+崩壊熱除去失敗 ⑨ 大破断LOCA+崩壊熱除去失敗	◎ ① 過渡事象+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起因事象を含む)	高	中	高	高	【重要事故シナリオ等の選定】 着眼点b, c及びdの評価結果より、①の事故シナリオ等が最も「高」と「中」が多いことから、 ◎「 <u>過渡事象+崩壊熱除去失敗</u> 」を重要事故シナリオ等として選定した。 【重要事故シナリオ等の包絡性】 LOCAを起因とする⑦、⑧、⑨の事故シナリオ等については、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、これらの事故シナリオ等は重要事故シナリオ等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ナリオ等が含まれるものの、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、起因事象発生後の事象連鎖が早い過渡事象を起因とした①の事故シナリオ等は、②～⑥の事故シナリオ等に対して包絡性を有している。
		◎ ② 過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起因事象を含む)	高	中	低	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 小破断LOCA+崩壊熱除去失敗	低	中	高	低	
		◎ ⑧ 中破断LOCA+崩壊熱除去失敗	低	中	高	低	
		◎ ⑨ 大破断LOCA+崩壊熱除去失敗	低	中	高	低	

第 1-8 表 重要事故シナリオ等選定の選定について (5/6)

事故シナリオグループ	事故シナリオ等選定した重要事故シナリオ等 (◎は選定した重要事故シナリオ等)	重要事故シナリオ等選定の考え方				選定した重要事故シナリオ等と選定理由
		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	高	高	<p>【重要事故シナリオ等選定の選定】 着眼点 b, c 及び d の評価結果より, ①の事故シナリオ等が最も「高」と「中」が多いことから, 「過渡事象 + 原子炉停止失敗」を重要事故シナリオ等として選定した。</p> <p>【重要事故シナリオ等選定の包絡性】 LOCA を起因とする ②, ③, ④ の事故シナリオ等の場合, 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。本事故シナリオグループに含まれる各事故シナリオ等は主として炉心損傷防止対策に差異がないため, ①の事故シナリオ等は, ②~④の事故シナリオ等に対して包絡性を有している。</p>
	◎ ②小破断LOCA + 原子炉停止失敗	低	中	中	低	
	◎ ③中破断LOCA + 原子炉停止失敗	低	中	高	低	
	◎ ④大破断LOCA + 原子炉停止失敗	低	高	低	低	

第1-8表 重要事故シナリオ等の選定について (6/6)

事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	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)	重要事故シナリオの選定の考え方 備考 (a:系統間機能依存性, b:余裕時間, c:設備容量, d:代表性)				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
事故シナリオグループ LOCA時 注水機能喪失	①小破断LOCA+高圧注水失敗 +低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ・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 ・原子炉格納容器フイタルタイベント系 ・常設代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 	低	低	高	低	<p>【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より, ③の事故シナリオが最も「高」が多いことから, ◎「<u>中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗</u>」を重要事故シナリオとして選定した。</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量を考慮し, 有効性評価においては, ◎「<u>中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗</u>」+<u>原子炉自動減圧失敗+崩壊熱除去機能喪失</u>について対策の有効性を確認する。</p> <p>【重要事故シナリオの包絡性】 ・配管破断規模の大ききの観点では, 中破断LOCAの方が水位の低下が早く, 厳しい事象と考えられるため, ①の事故シナリオは, 重要事故シナリオに包絡されている。 ・②, ④の事故シナリオについては, 原子炉自動減圧に失敗している点が, ③の事故シナリオと異なる。「原子炉自動減圧失敗」については, 重要事故シナリオにおいて重量を考慮しているため, 重要事故シナリオに包絡されている。</p>
	②小破断LOCA+高圧注水失敗 +原子炉自動減圧失敗		低	中	低	低	
	◎ ③中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗		低	高	中	中	
	④中破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動減圧失敗		低	高	中	高	
格納容器バイパス (ISLOCA)	◎ ISLOCA	<ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・發生箇所の隔離 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 	-	-	-	-	<p>◎「<u>ISLOCA</u>」を重要事故シナリオとして選定。</p> <p>格納容器バイパスに至る事故シナリオは①のシナリオのみであり, 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)の事故シナキクスグループ)

<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

<事故シナキクス抽出・炉心損傷頻度算出結果>

シナキクス No.	事象シナキクス	シナキクス No.	内訳事象	頻度	単位	合計
1	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損	01	1.5E-11	4.8E-08	-	3.2E-08
2	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損	02	3.4E-12	3.6E-10	-	3.7E-10
3	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷	03	2.1E-13	2.1E-13	-	2.1E-13
4	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷	04	1.7E-12	-	-	1.7E-12
5	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失	05	3.1E-13	-	-	3.1E-13
6	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス	06	1.8E-09	1.6E-06	-	1.8E-09
7	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA)	07	1.7E-09	-	-	1.7E-09
8	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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	08	1.4E-05	-	-	1.4E-05
9	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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 + 格納容器破損	09	1.3E-12	1.6E-05	-	1.6E-05
10	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷	10	4.5E-12	1.1E-05	-	1.1E-05
11	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷	11	4.4E-07	3.3E-05	-	3.4E-05
12	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷	12	2.7E-09	-	-	2.7E-09
13	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷	13	2.7E-09	-	-	2.7E-09
14	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷	14	4.4E-07	3.3E-05	-	3.4E-05
15	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷	15	3.1E-09	-	-	3.1E-09
16	過熱事象 + 高圧注水機能喪失 + 炉心の破損 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 圧力容器損傷 + 計測・制御系喪失 + 格納容器バイパス + 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 + 格納容器破損 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷 + 原子炉建屋損傷	16	3.4E-09	-	-	3.4E-09

<新たな事故シナキクスグループとして追加の要確認>

「解釈1-1(a)の事故シナキク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ナキクスグループに包絡される事故シナキクスともなり得る。
- ・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ている可能性が考えられる。

以上の理由により、新たな事故シナキクスグループとしての追加は不要と判断

第1-1図 事故シナキクスグループ抽出及び重要事故シナキク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), (24)
						炉心損傷なし (d)	(22), (23), (24)
						(f)	(28), (30), (32)
						(f)	(29), (31)
						(e)	(25), (26), (27)

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)	(33)

- (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」, 「中破断LOCA」及び「小破断LOCA」の3つの起因事象を含む

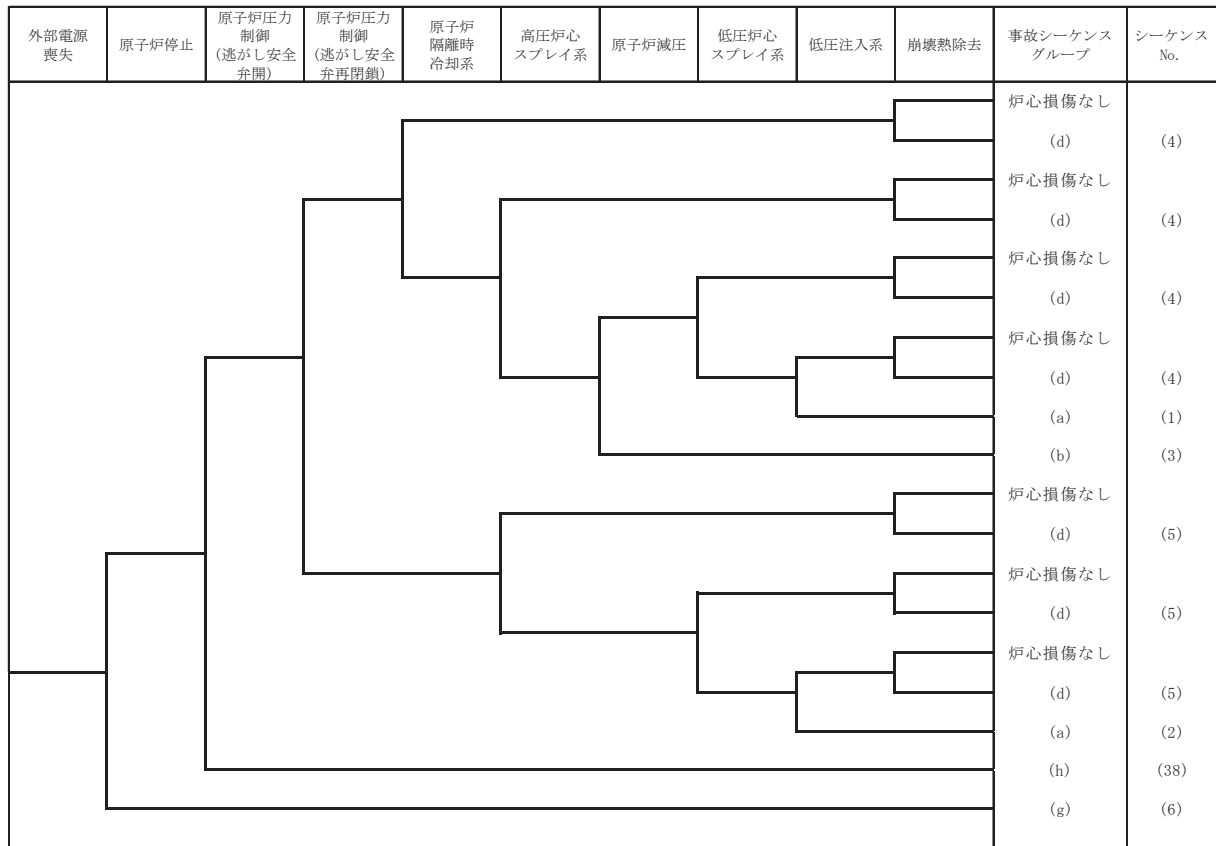
第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー(3/3)

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	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)	(39)
											(h)	(35)
											(h)	(40)
											(h)	(38)
											(h)	(37)
											(h)	(36)
											(h)	(34)

(c) 全交流動力電源喪失

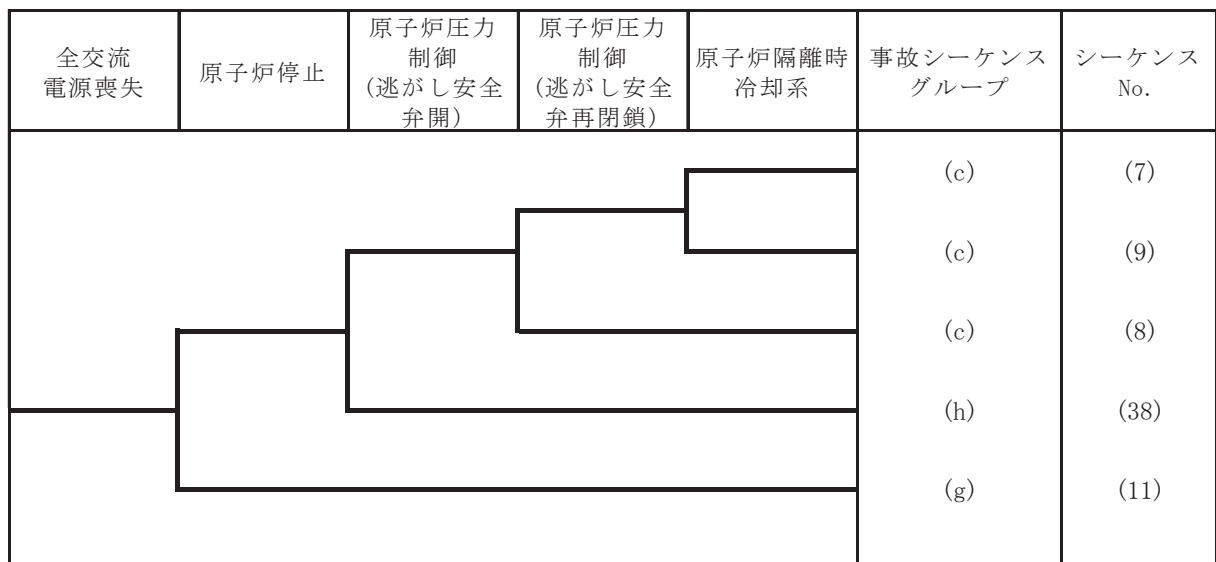
(h) 炉心損傷直結シーケンス

第1-3図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー



(a) 高压・低压注水機能喪失 (b) 高压注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失
 (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 PRA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

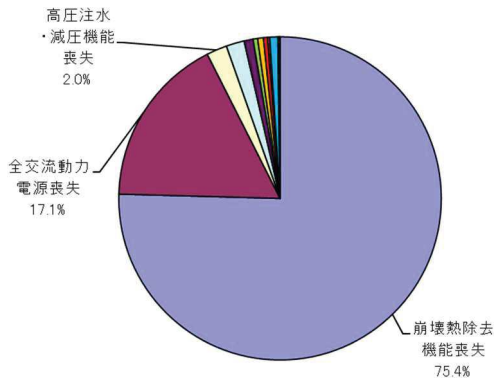
第1-4図(2) 地震レベル1 PRAイベントツリー (全交流動力電源喪失)

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	(41)

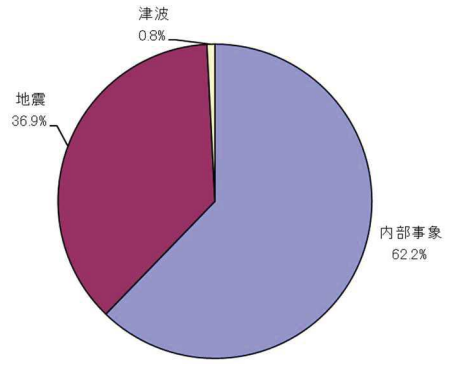
※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。

第1-5図 津波レベル1 P R A イベントツリー

事故シーケンスグループ別



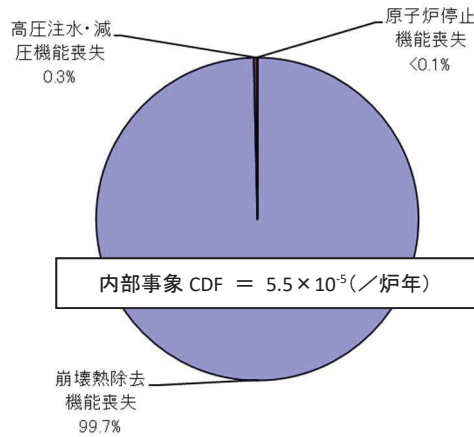
事象（内部／外部）別



全 CDF = 8.9×10^{-5} (／炉年)

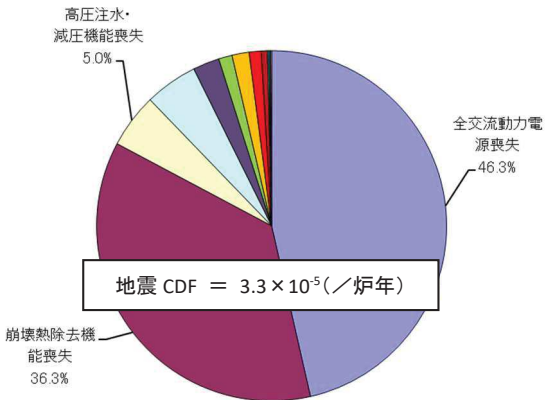
第1-6図 プラント全体の炉心損傷頻度

内部事象運転時レベル1 PRA



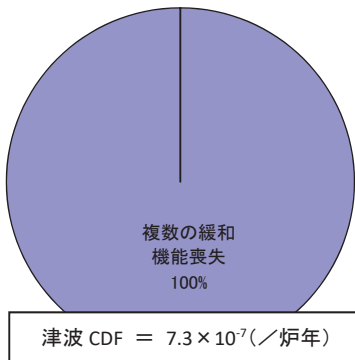
内部事象 CDF = 5.5×10^{-5} (／炉年)

地震レベル1 PRA



地震 CDF = 3.3×10^{-5} (／炉年)

津波レベル1 PRA



津波 CDF = 7.3×10^{-7} (／炉年)

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を第2-1図に示す。また、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

【概要】

- ① 内部事象レベル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・分類を実施した。
- 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の機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈1-2 (b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。
- 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の要否を検討した。
- 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（以下「P D S」という。）を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。

2.1 格納容器破損モードの分析について

解釈には、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおりに示されている。

2-1

(a) 必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 格納容器直接接触（シェルアタック）
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ① 個別プラントの内部事象に関するP R A及び外部事象に関するP R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記2-1 (a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

上記2-1(b)①に基づき、内部事象レベル1.5 PRAを実施し、格納容器破損モードを評価した。

外部事象について、地震レベル1.5 PRAは原子炉建屋、格納容器等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きく、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。

また、PRAの適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。

実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。

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

内部事象レベル1.5 PRAを実施し、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、以下の①～⑫に示す格納容器破損モードの抽出を行った。

具体的には第2-2図のとおり炉心損傷前、原子炉压力容器破損前、原子炉压力容器破損直後、原子炉压力容器破損以降の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第2-3図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部事象レベル1.5 PRAから抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2-1表に示す。また、格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第2-4図に示す。

① 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））

原子炉停止失敗時に、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事象として分類する。

② 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））

炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。

③ インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAの発生により、格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。

④ 格納容器隔離失敗

炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗しており、格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。

⑤ 原子炉压力容器内での水蒸気爆発

高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その際

の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって格納容器に衝突し、格納容器破損に至る事象として分類する。

⑥格納容器雰囲気直接加熱

高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、熔融炉心が格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、格納容器圧力が上昇し格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑦原子炉圧力容器外での水蒸気爆発

高温の熔融炉心が格納容器下部の水中に落下し、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに格納容器に付加される機械的エネルギーによって格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑧熔融物直接接触

原子炉圧力容器破損後に格納容器下部へ落下した熔融炉心が格納容器下部の床からその外側のドライウエルの床に拡がり、高温の熔融炉心がドライウエルの壁(バウンダリ)に接触してドライウエル壁の一部が熔融貫通し、格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑨雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(長期冷却失敗))

炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気によって格納容器が過圧され、破損に至る事象、又は、熔融炉心が冷却されない場合に、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し、格納容器内が過圧されて格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑩雰囲気圧力・温度による静的負荷(過温破損)

原子炉圧力容器破損後、格納容器内で熔融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、熔融炉心からの輻射及び対流によって格納容器の雰囲気が加熱され、格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑪熔融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器の破損後、格納容器内に放出された熔融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、格納容器下部の側壁のコンクリートが浸食され、原子炉圧力容器支持機能が喪失により格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑫水素燃焼

格納容器内に酸素ガス等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと反応して激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る事象として分類する。

(2) PRAに代わる検討に基づく整理

地震、津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて、内

部事象レベル1. 5 P R A の知見等を活用して検討した結果，地震，津波及びその他の外部事象等についても，炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから，格納容器破損モードは内部事象と同等であり，今回，内部事象 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判断した。（別紙1）

2.1.2 内部事象レベル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2-1(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。

2-1

(a)必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 格納容器直接接触（シェルアタック）
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

確認の結果，上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(4)の破損モードが抽出されたため，これを新たな格納容器破損モードとして追加することの要否について検討を実施した。

なお，必ず想定する格納容器破損モードのうち，格納容器直接接触（シェルアタック）は，格納容器下部の床面とその外側のドライウエルの床面とが同じ高さに設計されている B W R M a r k - I 型の格納容器に特有の破損モードであり，女川原子力発電所2号炉の M a r k - I 改良型格納容器では，溶融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから，格納容器破損モードとして考慮しない。（別紙7）

また，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，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は十分低い。このため，本破損モードはレベル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，格納容器内の窒素ガス置換が水素燃焼の発生防止対策であることを踏まえ，窒素ガス置換対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても格納容器の雰囲気が水素ガスの可燃限界以下（水素濃度がドライ条件に換算して4 vol%以下又は酸素濃度5 vol%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 (未臨界確保失敗)

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

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(2) 過圧破損 (崩壊熱除去失敗)

本破損モードは内部事象レベル1.5 PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(5.5×10^{-5} /炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約100%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。

(3) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCA

これらの破損モードは、事象の発生と同時に格納容器の隔離機能を喪失している事象であり、解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。

このため、講じるべき対策は炉心損傷防止であり、これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

以下に、格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCAで想定した事象を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理由を示す。

a. 格納容器隔離失敗

本破損モードは炉心が損傷した時点で格納容器の隔離に失敗している事象を想

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、炉心損傷時点で格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として、ランダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。

現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。(別紙8)

今回実施した内部事象レベル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で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し、当該破損モードの格納容器破損頻度(9.4×10^{-10} /炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合0.1%未満)を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さくなると推定される。(別紙8)

以上、本事象は発生と同時に格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。通常の運転管理において格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く、本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

また、格納容器隔離失敗については地震レベル1 PRAにおいても抽出されており、地震レベル1 PRAでは、地震によって格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が格納容器外で破断する事象を想定している。

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

この観点から、地震レベル1 PRAで抽出された格納容器隔離失敗についても、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。

b. インターフェイスシステムLOCA

本破損モードは、発生と同時に格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点で

は内部事象レベル1 P R Aの結果から重要事故シーケンスとして抽出し、有効性評価の対象としている。

格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉压力容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものとする。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。なお、当該破損モードの格納容器破損頻度(2.4×10^{-9} /炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。

(4) 原子炉压力容器内での水蒸気爆発

本破損モードについては各種研究により得られた知見から格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。(別紙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抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

以上から、P R Aの知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。

2.2 評価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格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定している。

評価事故シーケンス選定にあたっては、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に示されている、当該破損モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

P R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシーケンスを選定する。また、炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。

(2) 格納容器雰囲気直接加熱

P R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、原子炉压力容器破損までの余裕時間の観点で厳しいシーケンスを選定する。

(3) 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

P R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉压力容器外の溶融燃

料-冷却材相互作用の観点で厳しいシーケンスを選定する。

(4) 水素燃焼

水素燃焼の観点で厳しいシーケンスを選定する。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、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから、本破損モードはレベル1.5 PRA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上昇の観点で厳しいシーケンスを選定する。

(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用

PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。

上記に基づき、内部事象レベル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では、先ず格納容器破損モードごとに格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し、その後、選定したPDSを含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものと考ええる。

2.2.1 評価対象とするPDSの選定

内部事象レベル1.5 PRAでは、内部事象レベル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の破損に至る事故シーケンスを定量化している。

その際、格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」、 「原子炉圧力容器圧力」、 「炉心損傷時期」及び「電源有無」の4つの属性に着目してレベル1 PRAから抽出された事故シーケンスグループを分類し、PDSとして定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。

このPDSの定義に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のある全てのPDSを整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDSを検討し、評価対象とするPDS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、格納容器先行破損又は格納容器バイパスに該当するPDS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

2.2.1項で格納容器破損モードごとに選定したPDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し、評価事故シーケンスを選定した。選定結果を第2-4表に示す。

なお、重大事故等対処設備により、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び格納容器下部への溶融炉心の落下を防止できるため、原子炉圧力容器の損傷が前提となる「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価では、物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から、一部の重大事故等対処設備に期待せず、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び格納容器下部への溶融炉心の落下に至る状況を仮定している。

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た。（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グループのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、今回整備した格納容器破損防止対策により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。

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスのうち、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

格納容器破損防止対策の有効性評価における評価シーケンスの選定では、上記の事故シーケンスを含めて格納容器破損モードごとに選定している。したがって、炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても、今回整備した格納容器破損防止対策により、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、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による対応も含め、敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、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	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	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)	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)	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」 →事故シナシケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」
	過圧破損 (未臨界確保失敗)	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」 →事故シナシケンスグループ「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	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	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。
	溶融物直接接接触 ^{※1}	—	—	格納容器直接接接触 (シールドアタック)	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	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」 →事故シナシケンスグループ「格納容器バイパス」
格納容器隔離失敗	隔離失敗	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ナシ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
券囲気圧力・温度 による静的負荷 （格納容器過圧破損）	1.3E-09	TQUV	0.0%	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・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。 【事象進展の厳しさの観点】 ・LOCA は破断口から格納容器ドライウエ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。 なお、「券囲気圧力・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/格納容器券囲気直接加熱」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。 以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シナケンスである 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。	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%		
		券囲気圧力・温度 による静的負荷 （格納容器過温破損）	9.4E-13		TQUV
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。</p> <p>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。</p> <p>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
		長期TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	0.0%		
		TBP	0.0%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		
		TQUV	0.0%		
		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%				
原子炉圧力容器外の 溶融燃料/冷却材相互 作用	5.0E-15			<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デスタルに落下する。 <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い程大きくなるが、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）がペデスタル部に滞留することから事象は厳しくないと考えられる。 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くない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、ペデスタル部に破断水の滞留が生じることから、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を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

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デスタルに落下する。 【事象進展の厳しさの観点】 •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 (SIE) 及び大破断 LOCA (AE) が抽出される。 •LOCA はベデスタル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%		
		SIE	2.8%		
		S2E	<0.1%		
		水素燃焼	0. 0E+00		

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ナリオの選定について(1/2)

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	該当する事故シナリオ*	格納容器破損防止対策	評価事故シナリオの選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AE+SBO	◎ ①大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗 + (デブリ格納成功) + 長期冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 (常設) ・(復水移送ポンプ) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) ・原子炉格納容器フィルターシステム ・代替循環冷却系 	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ① 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畳させることで、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ナリオを選定した。
	AE+SBO	◎ ①大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗		
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	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失敗+DCH発生	<ul style="list-style-type: none"> ・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圧で維持されるSRV再閉失敗を含まないシナリオを選定した。 【対策の有効性の観点】 高圧溶融物放出/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圧で維持されるシナリオを選定した。
		- 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失敗+DCH発生		
		◎ 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		
原子炉圧力容器外の溶融燃料/ 冷却材相互作用	TQUV	◎ ①過渡事象+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+FCI発生	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は至らないうえ、大規模な水蒸気爆発には至らないため、実験においては極めて小さいと考えられるが、解析により、圧力スライクによる格納容器パ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ナリオを選定した。 【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、格納容器圧力パ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) による水曜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ナリオを選定した。
		- ②過渡事象+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+FCI発生		
		- ③手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS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		

※◎は選定した評価事故シナリオを示す。また、各シナリオにおいて下線で示した部分が炉心損傷以降のシナリオを示す

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シナリオの選定について(2/2)

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	該当する事故シナリオ*	格納容器破損防止対策	評価事故シナリオの選定の考え方
溶融炉心・コンクリート相互作用	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＋(格納容器注水成功)＋デブプリ冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> 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前曝熱等を上回る注水) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設) 	<p>【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。</p> <p>【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ナリオを選定した。</p> <p>【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ナリオを選定した。</p>
		②過渡事象＋SRV再開失敗＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(格納容器注水成功)＋デブプリ冷却失敗		
		③手動停止＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(格納容器注水成功)＋デブプリ冷却失敗		
		④手動停止＋SRV再開失敗＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(格納容器注水成功)＋デブプリ冷却失敗		
		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＋(格納容器注水成功)＋デブプリ冷却失敗		
		⑥サポート系喪失＋SRV再開失敗＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(格納容器注水成功)＋デブプリ冷却失敗		
		⑦サポート系喪失＋SRV再開失敗＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(格納容器注水成功)＋デブプリ冷却失敗		
水素燃焼	AE+SBO	—	<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 	<p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <p>①</p> <p>【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ナリオを選定した。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。</p>

※◎は選定した評価事故シナリオを示す。また、各シナリオにおいて下線で示した部分が炉心損傷以降のシナリオを示す

個別プラント評価により抽出するもの
(解釈2-1(b)の格納容器破損モード)

<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>

・外部事象

<格納容器破損モード及び破損モードごとの
格納容器破損頻度算出結果>

破損モード	破損モードの発生頻度 (1/a)	破損モードの発生頻度 (1/a)	破損モードの発生頻度 (1/a)	破損モードの発生頻度 (1/a)
過圧破損 (長期冷却失敗) 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)	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
格納容器雰囲気直接加熱 → 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
原子炉圧力容器外での水蒸気爆発 → 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
水素燃焼※1 → 水素燃焼	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
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	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
格納容器直接接触 (シエルアタック) → 溶融物直接接触※2	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
過圧破損 (未臨界確保失敗) → 過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
インターフェイスシステムLOCA	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
原子炉圧力容器内での水蒸気爆発※3 → 格納容器隔離失敗	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000

※1 BWR1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、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、酸素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素ガス置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。

※2 BWR1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、格納容器の構造上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。

※3 BWR1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、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、格納容器破損に至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。

必ず想定する格納容器破損モード
(解釈2-1(a)の格納容器破損モード)

解釈2-1(a)を適用するもの

- 過圧破損 (長期冷却失敗) 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)
- 格納容器雰囲気直接加熱
→ 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱
- 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発
→ 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用
- 水素燃焼※1
→ 水素燃焼
- 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

解釈2-1(a)の適用を除外したもの
→ 格納容器直接接触 (シエルアタック)
→ 溶融物直接接触※2

解釈2-1(a)以外の格納容器破損モード

- 過圧破損 (未臨界確保失敗)
→ 過圧破損 (崩壊熱除去失敗)
- インターフェイスシステムLOCA
- 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発※3
→ 格納容器隔離失敗

事象の特徴、頻度等を考慮し、格納容器破損モード及び評価事象シナリオへの追加は不要と判断

<評価事象シナリオの選定>

- 格納容器破損モードの発生観点で厳しいプラント損傷状態(PDS)を選定されたPDSに属する事象シナリオから格納容器破損モードの発生観点で厳しいシナリオを選定

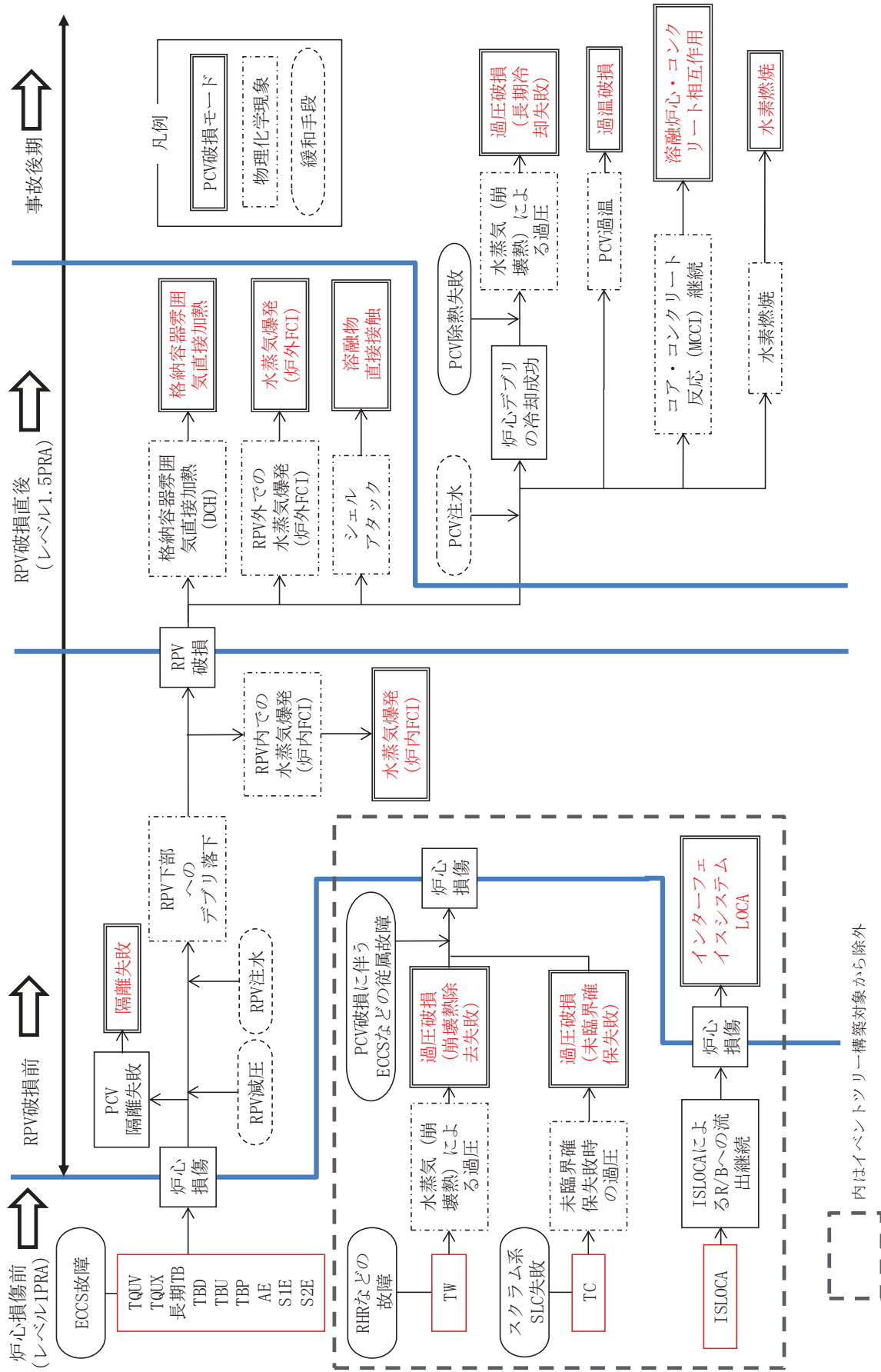
格納容器破損防止対策の有効性評価

<炉心損傷防止対策を図るシナリオの確認>

炉心損傷後の格納容器機能に期待できないため、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

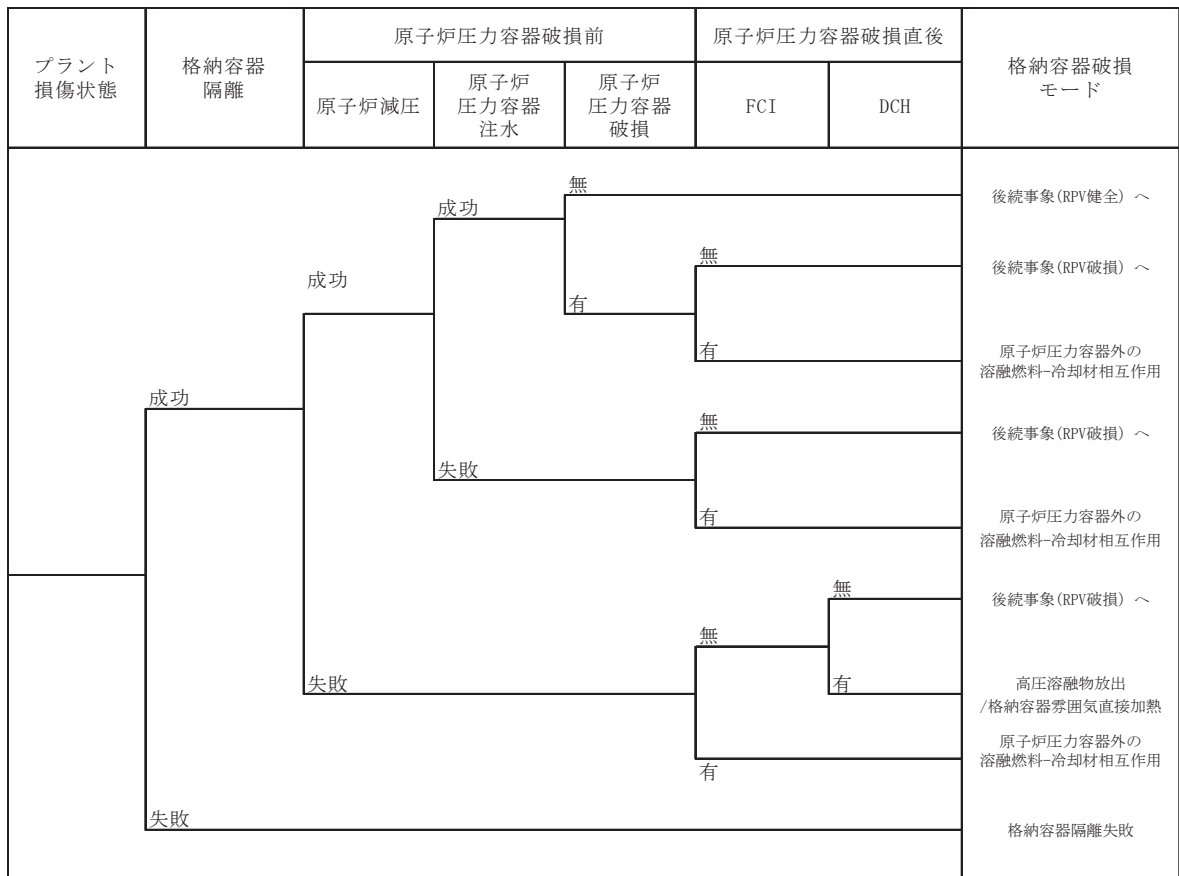
炉心損傷防止対策の有効性評価

第2-1図 格納容器破損モード及び評価事象シナリオ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

内はイベントツリー構築対象から除外



FCI：原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

DCH：格納容器雰囲気直接加熱

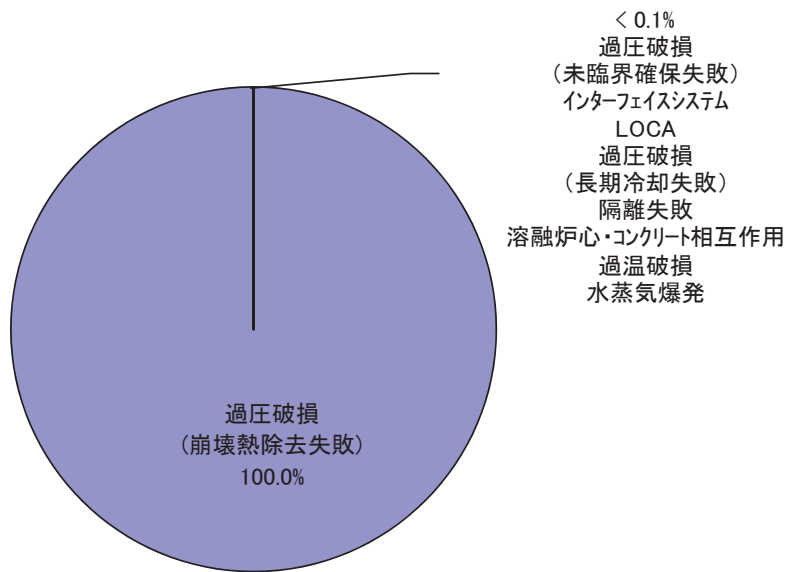
第2-3図 格納容器イベントツリー(1/2)

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	
				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抽出及び重要事故シーケンスの選定について

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価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の抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて、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可否を検討した。
- 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。

上記4-1(b)を踏まえて、2号炉を対象とした内部事象停止時レベル1 P R A評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行った。

なお、事故シーケンスグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シーケ

スグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件^{*1}で評価した停止時P R Aの結果を用いた。

※1 従来から整備してきたAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない条件

3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出、整理

定期検査中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル1 P R Aにおいては、定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態（以下「POS」という。）に分類し評価を行う。

分類したPOSを、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-2図に示す。また、POSごとの期間及び系統の待機状態を示した工程表を第3-3図に示す。

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

3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

3.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

第3-2表に示す停止時P R Aにより抽出した各事故シーケンスについて、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で必ず想定する事故シーケンスグループに対応する(1)から(3)の事故シーケンスグループとして整理した。

(1) 崩壊熱除去機能喪失

運転中の残留熱除去系の故障が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。

(2) 全交流動力電源喪失

外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生後に、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗により、燃料損傷に至る

事故シーケンスを解釈 4-1 (a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。

(3) 原子炉冷却材の流出

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈 4-1 (a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。

なお、必ず想定する事故シーケンスグループのうち「反応度の誤投入」については、プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はないこと、万一反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから、今回の停止時PRAでは考慮していない。

ただし、万一上記のような反応度事故が起こった場合においても、実際に局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至らないことを確認するため、「反応度の誤投入」については、有効性評価の評価対象とする事故シーケンスグループとした。

3.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討

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

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

重要事故シーケンスの選定に当たっては、以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す。(第3-3表)

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

a. 余裕時間

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選定している。(第3-4表)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。

なお、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。(第3-3

表，第3-4表)

b. 設備容量

設備容量については，事故シーケンスグループ内での必要な設備容量の大きさに応じて「高」，「中」，「低」と3つに分類した。なお，反応度の誤投入については，事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため，それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。（第3-3表，第3-4表）

c. 代表性

第3-2表の事故シーケンスごとの炉心損傷頻度を比較し，事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」，事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的な事故シーケンスの炉心損傷頻度に対して10%以上のものを「中」，10%に満たないものを「低」と3つに分類した。

3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

3.2.1の選定の着眼点を踏まえ，同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には，事象進展が早いもの等，より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定理由及び選定結果について，第3-3表及び以下に示す。

(1) 崩壊熱除去機能喪失

①重要事故シーケンス

・崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗

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及び着眼点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」を起因事象とする事故シーケンスの対策の有効性については，全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。

③燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・待機中の残留熱除去系（LPCIモード）

(2) 全交流動力電源喪失

①重要事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・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及び着眼点bは「中」とし、崩壊熱除去・炉心冷却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及び着眼点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」及び「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燃料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燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）
- ・常設代替交流電源設備

(3) 原子炉冷却材の流出

①重要事故シーケンス

- ・原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋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、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(C U W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R W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(C R D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(L P R M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燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・待機中残留熱除去系（L P C Iモード）

(4) 反応度の誤投入

①重要事故シーケンス

- ・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試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。

③燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・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、燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故等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 PRA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サポート系が故障した場合、これらが必要としている複数の設備全てが使用不能となり、RHRフロントライン系の故障と比べてもその影響が大きいことから、RHRフロントライン系の故障と分けて考慮し、RHRサポート系の故障による除熱失敗を想定。
外部電源喪失	2.6×10^{-5} / 日	送電系統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	
CRD交換時のLOCA	5.5×10^{-6} / 定期検査	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。
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	原子炉ウエル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、CUWによる原子炉圧力容器の冷却材のブローが実施され、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 運転停止中事故シナリオグループ別炉心損傷頻度

事故シナリオ	シナリオ No.	シナリオ別 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	運転停止中事故シナリオグループ	備考
1	(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	
	(2)	3.2×10 ⁻⁸					
2	(3)	2.2×10 ⁻¹³	サポーター機能(電源機能)の喪失	5.1×10 ⁻⁸	5.1%	全交流動力電源喪失	
	(4)	1.7×10 ⁻¹²					
	(5)	3.5×10 ⁻⁸					
	(6)	1.6×10 ⁻⁸					
3	(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	
	(8)	1.7×10 ⁻¹⁰ (5.7×10 ⁻¹¹ /回)					
	(9)	4.0×10 ⁻¹² (4.0×10 ⁻¹² /回)					
	(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 重要事故シークエンス（運転停止中）の選定について（1/3）

事故シークエンスグループ	選定した重要事故シークエンス (◎は選定した重要事故シークエンス)	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)		重要事故シークエ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クエンスと選定理由
		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 原子炉への注水機能	—※1 ・待機中の残留熱除去系 ・低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)	中	中	高	<p>【重要事故シークエンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より, ①の事故シークエンスが最も「高」と「中」が多いため, ①の事故シークエンスを「高」と「中」と「中」と「中」と設定し「◎」崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗として選定した。</p> <p>【重要事故シークエンスの包絡性】 ・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於いては, ①の事故シークエンスと同等である。外部電源喪失を起因とするシークエンスについては, 事故シークエンスグループ「全交流動力電源喪失」において評価する。</p>
	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 崩壊熱除去機能※1 原子炉への注水機能	・常設代替交流電源設備 —※1 ・待機中の残留熱除去系 ・低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)	中	中	低	

※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 重要事故シークエンス (運転停止中) の選定について (2/3)

事故シークエンスグループ	事故シークエンス (◎は選定した重要事故シークエンス)	重大事故等対処設備等 (下欄は有効性を確認する主な対策)	重要事故シークエ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クエンスと選定理由
			a	b	c	
事故シークエンスグループ	◎ ①外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	燃料損傷防止に必要な機能	対策設備			
		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	低	
		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	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) (復水移送ポンプ) ・大容量送水ポンプ (タイプI)			
		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			
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系	中	低	
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ・大容量送水ポンプ (タイプI)			
		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			
		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	低	高	
		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) (復水移送ポンプ) ・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、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				
◎ 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	低	高		
◎ 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				
◎ ④外部電源喪失 + 交流電源喪失	崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
◎ ④外部電源喪失 + 交流電源喪失	原子炉への注水機能	・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ・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ことで燃料損傷を防止でき、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する)
(原子炉建屋 (原子炉開放時) 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ために残留熱除去系等を復旧する)

第3-3表 重要事故シークエンス (運転停止中) の選定について (3/3)

事故シークエンス グループ	事故シークエンス (◎は選定した重要事故シークエンス)	燃料損傷防止に必要な機能 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シークエ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クエンスと選定理由
			a	b	c	
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	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) 対策設備 ・待機中の残留熱除去系 ・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 原子炉への注水機能	中	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クエンスにおいても同程度であることから、「中」とした。	【重要事故シークエンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より、①の事故シークエンスが最も「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」 を重要事故シークエンスとして選定した。 【重要事故シークエンスの包絡性】 ・②「原子炉冷却材の流出 (CUWプロ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、運転手順書において、原子炉水位の監視を実施している他、プロロー水の排水先のR/W廃棄物処理設備の運転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箇所が同一であるため認知は容易であると考慮されるため、選定から除外した。 ・④「原子炉冷却材の流出 (LPRW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箇所が同一であるため認知は容易であると考慮されるため、選定から除外した。
			中	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、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、その他の事故シークエンスについては、「低」とした。	
			中	低	<cの観点 (1事象発生当たりの頻度)> 事故シークエンスグループの中で最もCDFの高い事故シークエンスについて、「高」とした。また、事故シークエンスグループのうち最もCDFの高い事故シークエンスのCDFに対して10%以上の事故シークエンスについて、「中」とし、10%未満の事故シークエンスについて、「低」とした。	
			中	低	<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、「一」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クエンスであるため、「一」とした。	
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	-	-	◎「制御棒の誤引き抜き」を重要事故シークエンスとして選定 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	CW 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)の事故シナリオグループ)

<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

<事故シナリオ抽出・炉心損傷頻度算出結果>

事故シナリオグループ	事故シナリオ	シナリオ別CDF (シテ断絶数)	グループ別CDF (シテ断絶数)	全CDFへの 寄与割合
崩壊熱除去機能喪失 機能喪失	崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	9.0×10^{-7}	9.3×10^{-7}	94.6%
	外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.2×10^{-8}		
	外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	2.2×10^{-12}	5.1×10^{-8}	5.1%
	外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.5×10^{-8}		
全交流動力 電源喪失	外部電源喪失+直流電源喪失	1.6×10^{-8}	1.7×10^{-10} (1.7×10^{-10} /回)	<0.1%
	外部電源喪失+交流電源喪失	1.6×10^{-8}		
	原子炉冷却材の流出(CLM)フロー一時の冷却材流出+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.7×10^{-10}		
	原子炉冷却材の流出(CRO交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	5.7×10^{-11}		
原子炉冷却材 の流出	原子炉冷却材の流出(CRO交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	4.0×10^{-12}	3.5×10^{-10}	<0.1%
	原子炉冷却材の流出(CRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	4.0×10^{-12}		
	原子炉冷却材の流出(PRM交換後の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	2.3×10^{-12}		
	合計	9.8×10^{-7}	9.8×10^{-7}	100.0%

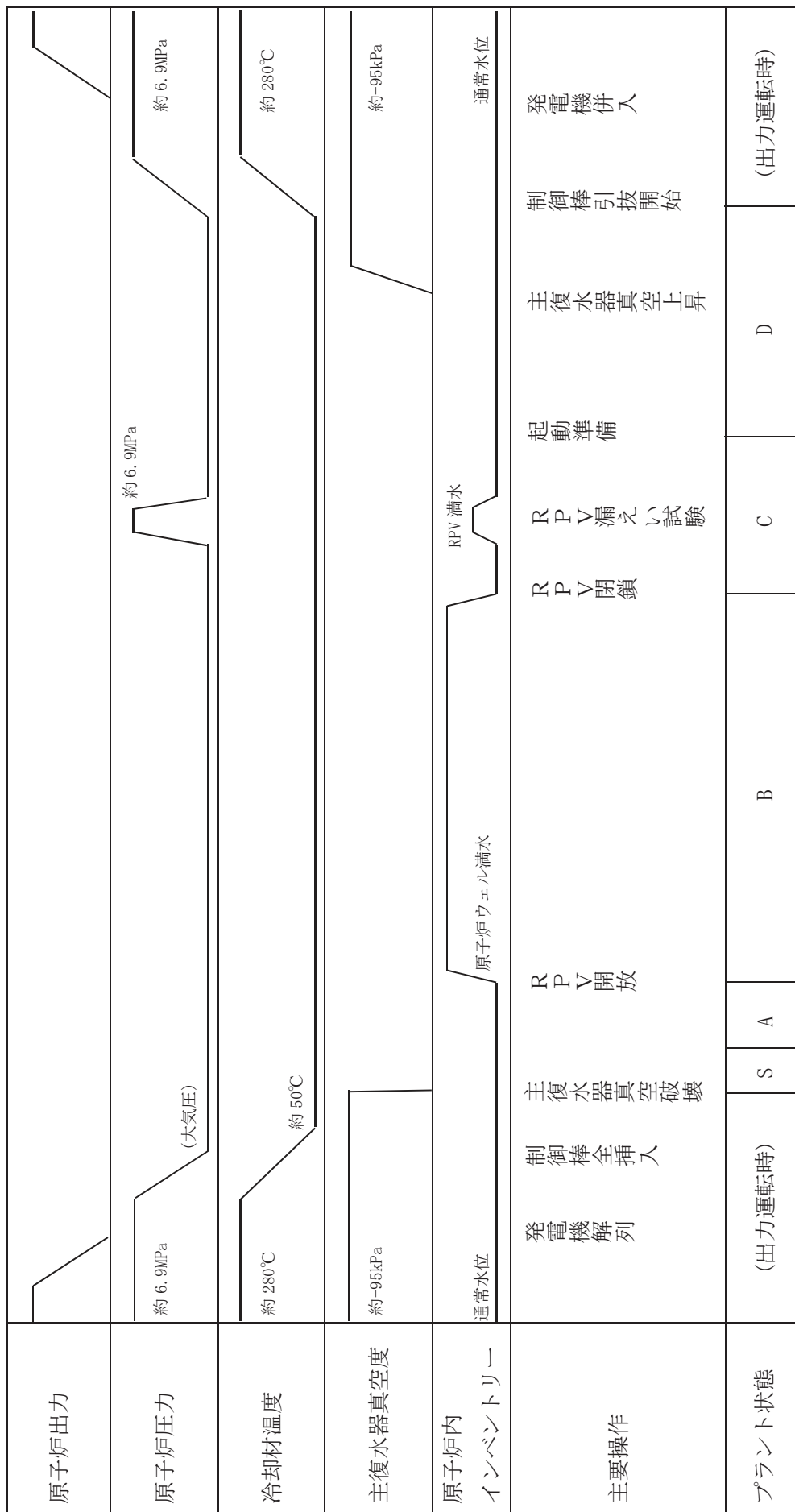
必ず想定する事故シナリオグループ
(規則解釈4-1(a)の事故シナリオグループ)

- ・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。

事故シナリオ毎に審査ガイドに従い重要事故シナリオを選定
燃料損傷防止対策
の有効性評価へ

第3-1図 運転停止中原子炉における事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ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 POSの分類 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										
	S	A1	A2	A1	A2	A2	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B1	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	B2	C2	C2	D	D	D	D	D							
定期検査主要工程	原子炉開放	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									
	原子炉再稼																																																								
代表水位	通常水位																																																								
崩壊除去熱	RHR-A																																																								
	RHR-B																																																								
	RCIC																																																								
	HPCS																																																								
	LPCI-A																																																								
	LPCI-B																																																								
	LPCI-C																																																								
	LPCS																																																								
	MUWC (ポンプA)																																																								
	MUWC (ポンプB)																																																								
	MUWC (ポンプC)																																																								
サポータ系	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

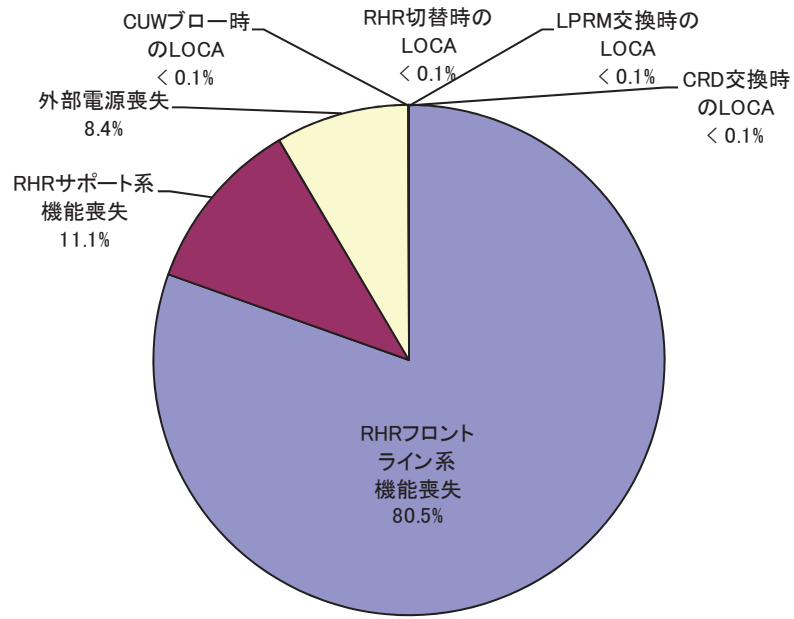
外部電源喪失	直流電源 (区分Ⅰ, Ⅱ)	交流電源 ^{※1} (区分Ⅰ, Ⅱ)	崩壊熱除去・ 炉心冷却 ^{※2,3}	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
				炉心損傷なし	(2)
				崩壊熱除去機能喪失	
				炉心損傷なし	(4), (6) ^{※7}
				全交流動力電源喪失	
				炉心損傷なし	(3), (5) ^{※7}
				全交流動力電源喪失	

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	

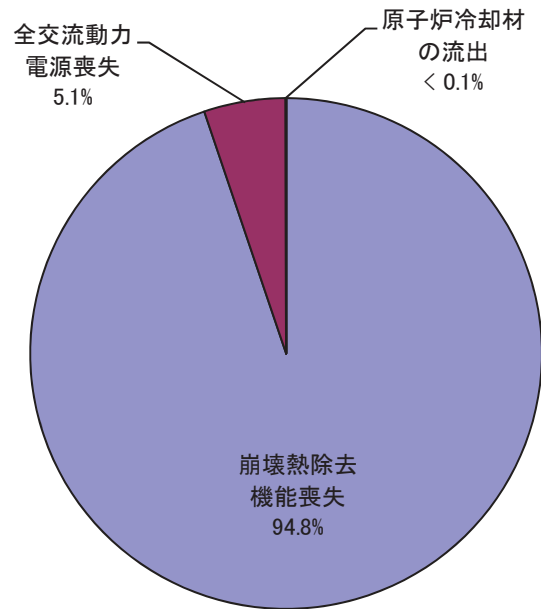
- ※1 D/G-A, Bが機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング
 ※2 除熱機能(RHR)及び注水機能(HPCS, LPCS, LPCI, MUWC)の確保に失敗するかどうかを示すヘディング
 ※3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時において、RHR, LPCS, LPCI及びMUWCの除熱・注水機能は期待できないが、HPCSは直流電源、交流電源ともに区分Ⅲであるため、その機能に期待できる。
 ※4 RHRフロントライン・サポート系機能喪失
 ※5 RHR切替時、CUWブロー時、CRD交換時、LPRM交換時の冷却材流出の4つの起因事象を含む
 ※6 事象を認知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



全炉心損傷頻度 : 9.8×10^{-7} (/ 定期検査)

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

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は、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。

これらのPRAについて、PRAの実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人 日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビュアーを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」（平成21年6月一般社団法人日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果、実施したPRAにおいて、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。その結果を別紙11に示す。

また、各実施項目について、「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル1 PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波））、レベル1.5 PRA（内部事象、外部事象（地震））の対応状況を確認した。その結果を別紙12に示す。

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。溢水，火災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

1.1 内部溢水，内部火災の影響

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 内部溢水，内部火災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	内部溢水，内部火災によるタービン廻り設備の機能喪失
隔離事象	内部溢水，内部火災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	内部溢水，内部火災による給復水ポンプ等の機能喪失
外部電源喪失	内部溢水，内部火災による常用母線等の機能喪失
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	内部溢水，内部火災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。

内部溢水、内部火災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、地震随伴溢水及び地震随伴火災を対象とした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

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 内部溢水、内部火災の影響

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 P R A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 P R A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 P R Aについては、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1 P R Aの標準的なP R A手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震、津波レベル1 P R Aの評価結果、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する整理、図1-1に示す内部事象停止時レベル1 P R Aのマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他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 P R Aにて抽出した事故シーケンスグループ以外に、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。

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な機能

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

- ・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1 P R A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、圧力容器損傷、E-L O C A、計測・制御系喪失、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。各システム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システムが重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続しているシステムは崩壊熱除去に関するシステム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」の起回事象が発生する。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）（復水移送ポンプ）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 内部溢水、内部火災の影響

個々の機器が内部溢水又は内部火災の影響を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものでは無いが、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。

内部溢水、内部火災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」の起回事象が発生し、外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起回事象が発生するが、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、運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル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溢水、火災の影響拡大防止対策を講じ、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失の発生を防止する。

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））を参考に起回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回事象は、内部事象停止時レベル1 P R Aにおいて抽出される起回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、地震随伴溢水及び地震随伴火災を対象とした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ナクセスの抽出結果

起因事象	外部事象	地震	津波	内部溢水・内部火災	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 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考ええる。

※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ていない（事故シナクセ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グラリ喪失は「E-LOCA」として直接炉心損傷に至る事象に整理する。

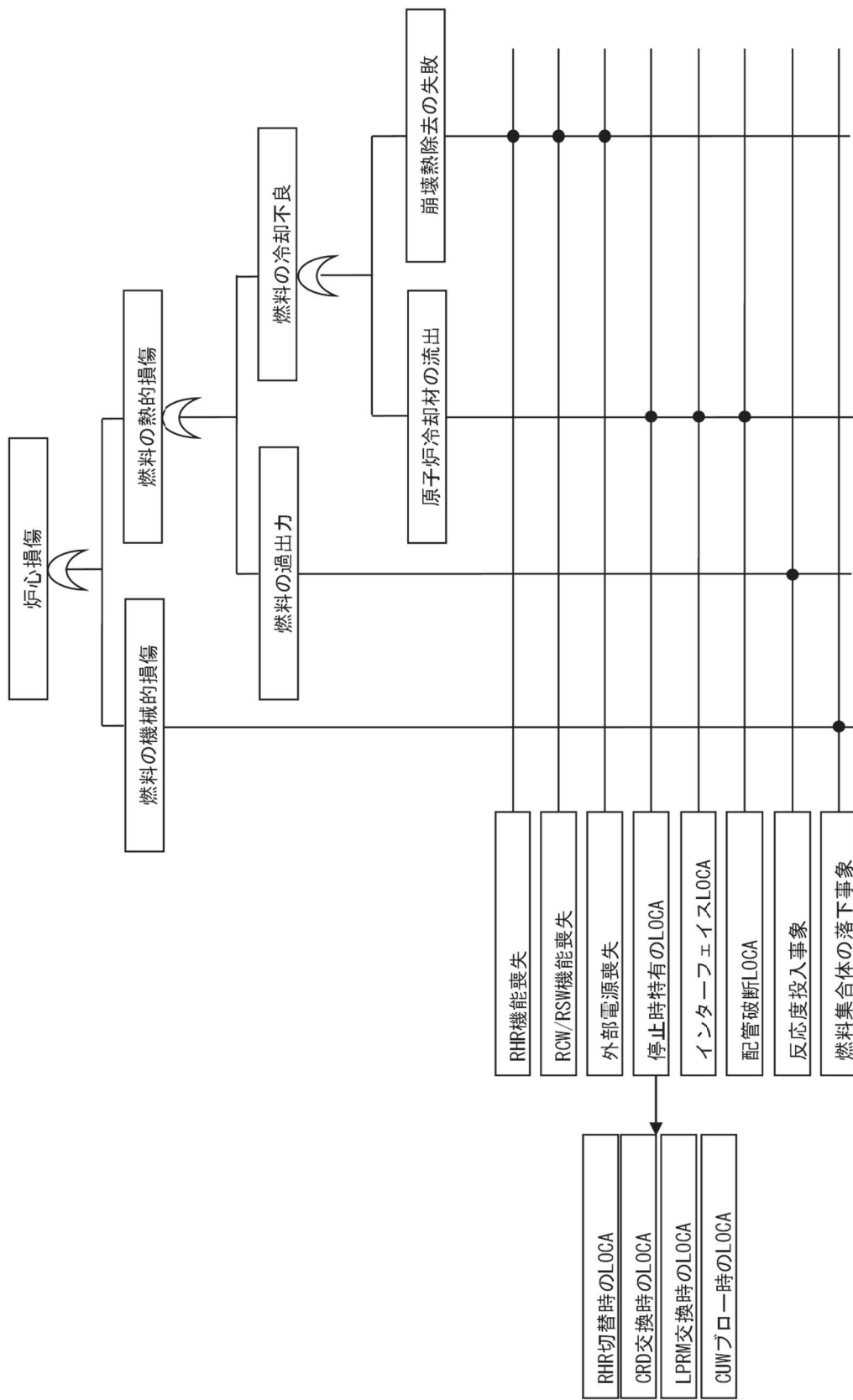


図 1-1 起因事象の抽出に用いたマスターロジックダイアグラム

外部事象（地震，津波，溢水及び火災を除く）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，溢水及び火災を除く）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 N R C 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, November 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）
- ・ダムの崩壊
- ・爆発
- ・近隣工場等の火災
- ・有毒ガス
- ・船舶の衝突
- ・電磁的障害

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築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、建屋内空調は海水をヒートシンクとして冷却していることから室内の気温上昇の影響は著しくなく安全機能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

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，考慮すべき起回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

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，サプレッションチェンバ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、サブプレッションチェンバ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，サプレッションチェンバ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、サプレッションチェンバ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，サブプレッションチェンバ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、考慮すべき起回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、考慮すべき起回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。

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、サプレッションチェンバ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，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、サブレーションチェンバ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、考慮すべき起因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余裕があるが、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，サプレッションチェンバ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、サプレッションチェンバ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。

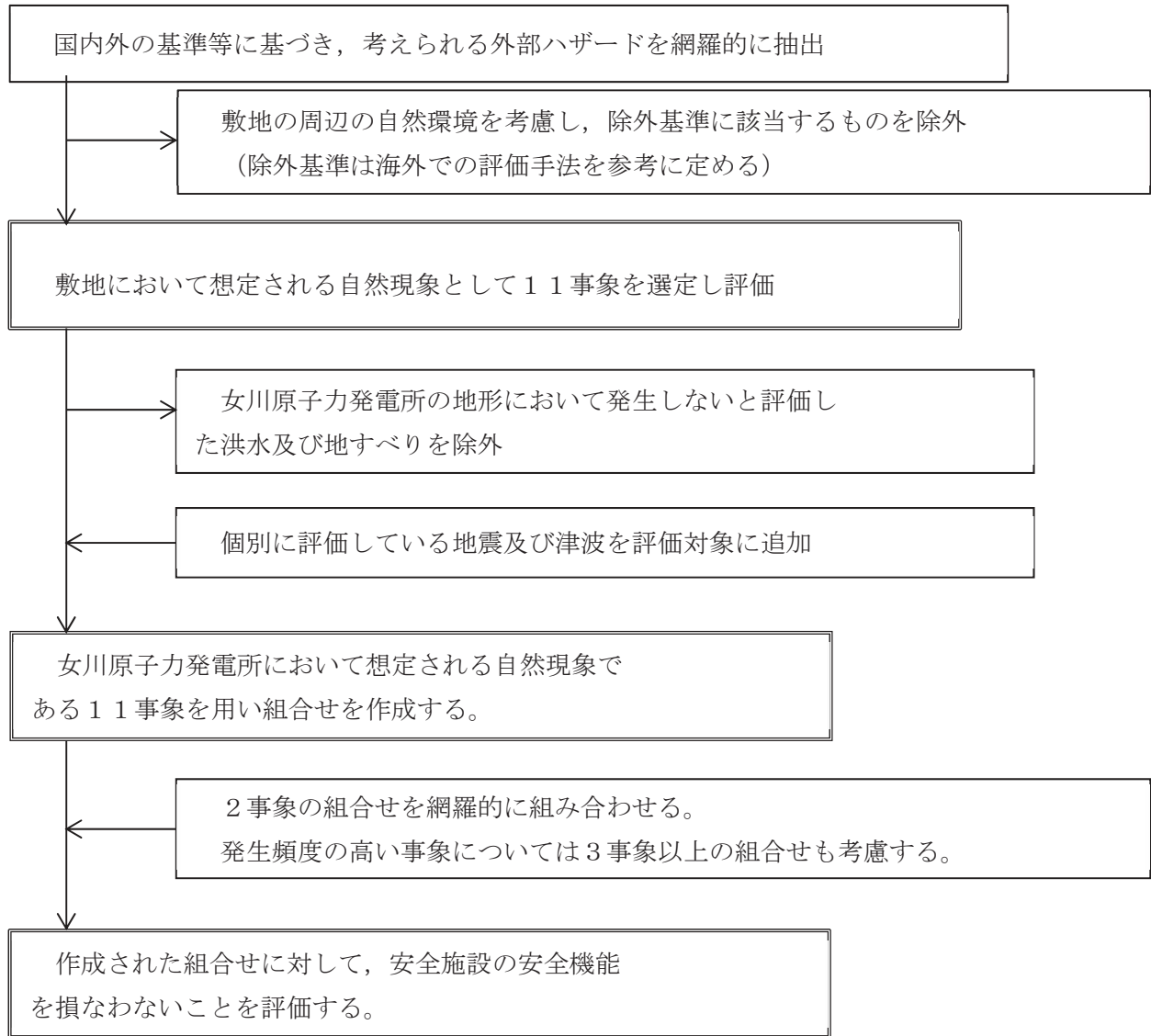


図1 自然現象の組合せの評価フロー

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

※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要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以下にて確認を実施した。

2. 地震事象特有の格納容器破損モードについて

炉心損傷後の格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく，地震事象特有の影響としては，地震動により直接的に格納容器が損傷する場合，格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に係る設備が損傷することで格納容器破損に至る場合が考えられる。

(1) 格納容器本体の損傷

地震動による原子炉建屋の損傷影響により格納容器が破損に至る，又は格納容器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 α モードとして分類されている。

このケースの場合，炉心損傷時に格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており，内部事象レベル 1. 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

地震動により格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで，炉心損傷により発生した放射性物質が格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては，格納容器本体の損傷と同様に炉心損傷時には格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり，内部事象レベル 1. 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格納容器圧力が抑制できなくなり，格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては，内部事象レベル 1. 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1.5 PRAと同様であるといえる。

3. 格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンスについて

上述の通り、地震事象特有の影響として格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、格納容器破損モードとしては内部事象レベル1.5 PRAと同様である。

また、地震動による直接的な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、格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。

加えて格納容器本体の損傷については、内部事象運転時レベル1.5 PRAでも想定していない機器の損傷モードであるが、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1.5 PRAについて

内的事象運転時PRAでは、レベル1 PRA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1.5 PRA評価の起点となるようプラント損傷状態を定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態などの観点から格納容器の健全性に影響を与える事象(過温破損、水蒸気爆発など)を抽出しているが、地震レベル1.5 PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建屋、格納容器等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至るシナリオを考慮する必要がある。

具体的には、地震レベル1 PRA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. 格納容器バイパス
8. 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 + 原子炉停止失敗
9. 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 8 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 4.8×10^{-8} ／炉年であり、全炉心損傷頻度（ 8.9×10^{-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 1.9×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.9×10^{-5} /炉年) に対して0.2%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

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 5.2×10^{-7} ／炉年であり、全炉心損傷頻度（ 8.9×10^{-5} ／炉年）に対して0.6%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 4.1×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.9×10^{-5} / 炉年) に対して 0.5% 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 3.7×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度(8.9×10^{-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. 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。(添付資料-5)

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とおり範囲を有している。

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。

<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 1.0×10^{-7} ／炉年であり、全炉心損傷頻度（ 8.9×10^{-5} ／炉年）に対して0.1%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。

8. 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, 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 8.1×10^{-7} / 炉年であり, 全炉心損傷頻度 (8.9×10^{-5} / 炉年) に対して 0.9%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。

9. 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 (8.9×10^{-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，緩和設備の損傷の規模によっては，R C I C 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大きいサプレッションチェンバボックスサポート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

図1に原子炉格納容器全体概要図を示す。ドライウェル周囲に円環状のサプレッションチャンバが配置しており、そのサプレッションチェンバを支持するためにボックスサポートが下部に設置されている。ボックスサポートの詳細については図2に示す。

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

ボックスサポートの構造強度評価においては、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、荷重を交番荷重ではなく、単調に負荷する保守的な決定論的耐震評価に基づいて行っており、ボックスサポート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、ボックスサポートはサプレッションチェンバの内側、外側で全32個配置しているものの、耐震評価は最大荷重が発生するボックスサポートに着目して実施している。そのため、一部のボックスサポートが地震によって変形を生じた場合でも、健全なボックスサポートが多数存在しておりサプレッションチェンバの支持機能は維持するものと考えられる。また、ボックスサポートに変形が生じた場合でも、サプレッションチェンバのバウンダリ機能が損傷することも考え難く、ボックスサポートの損傷が原子炉格納容器の機能喪失に直結するわけではない。

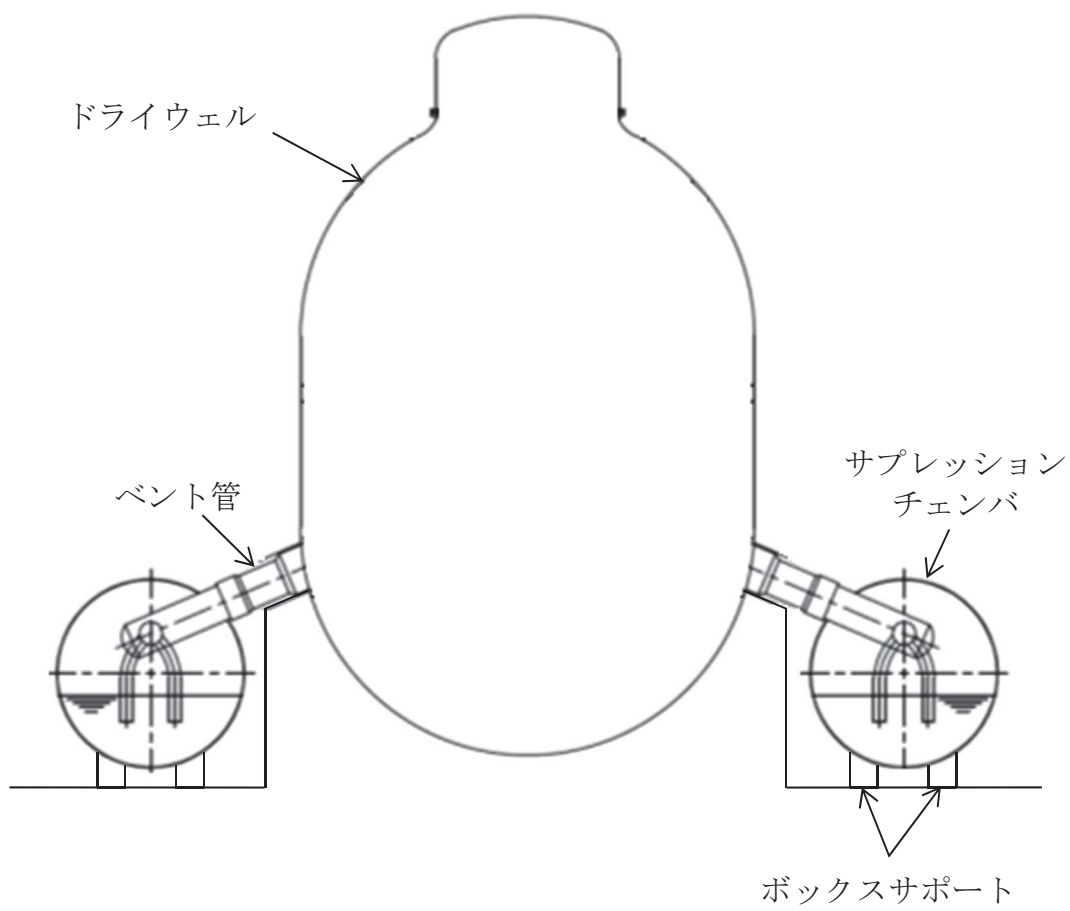


図1 原子炉格納容器全体概要図

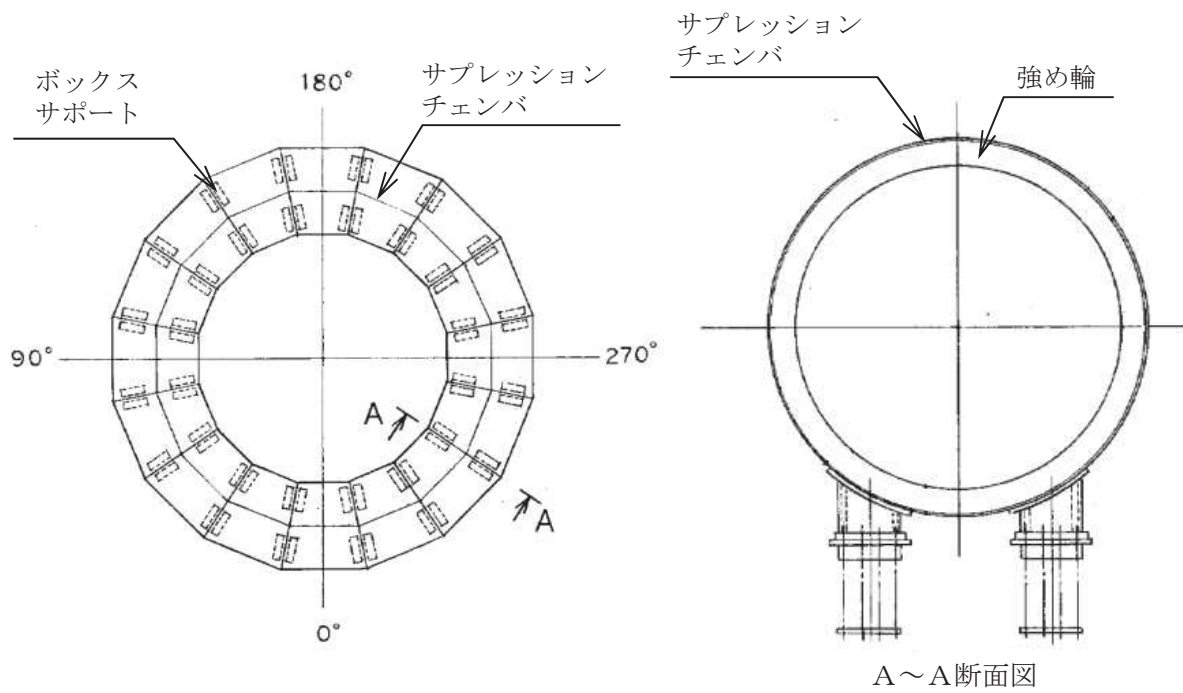
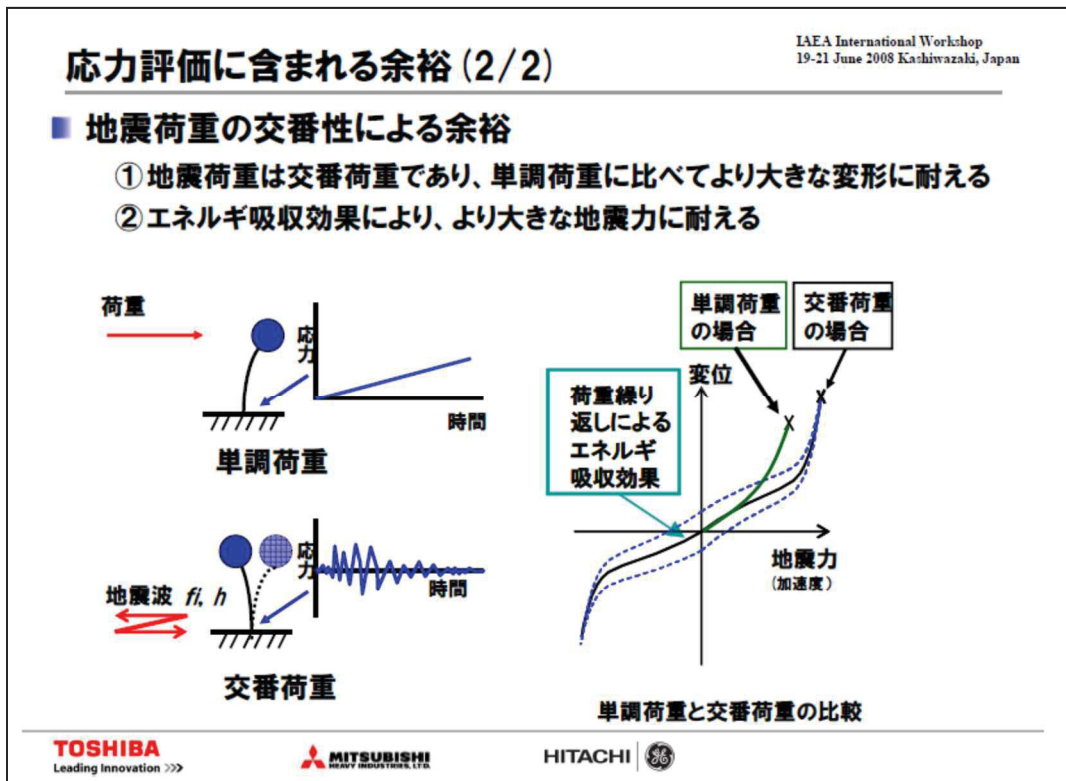


図2 サプレッションチェンバボックスサポート概要図

※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3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4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コンクリートを考慮すること、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。

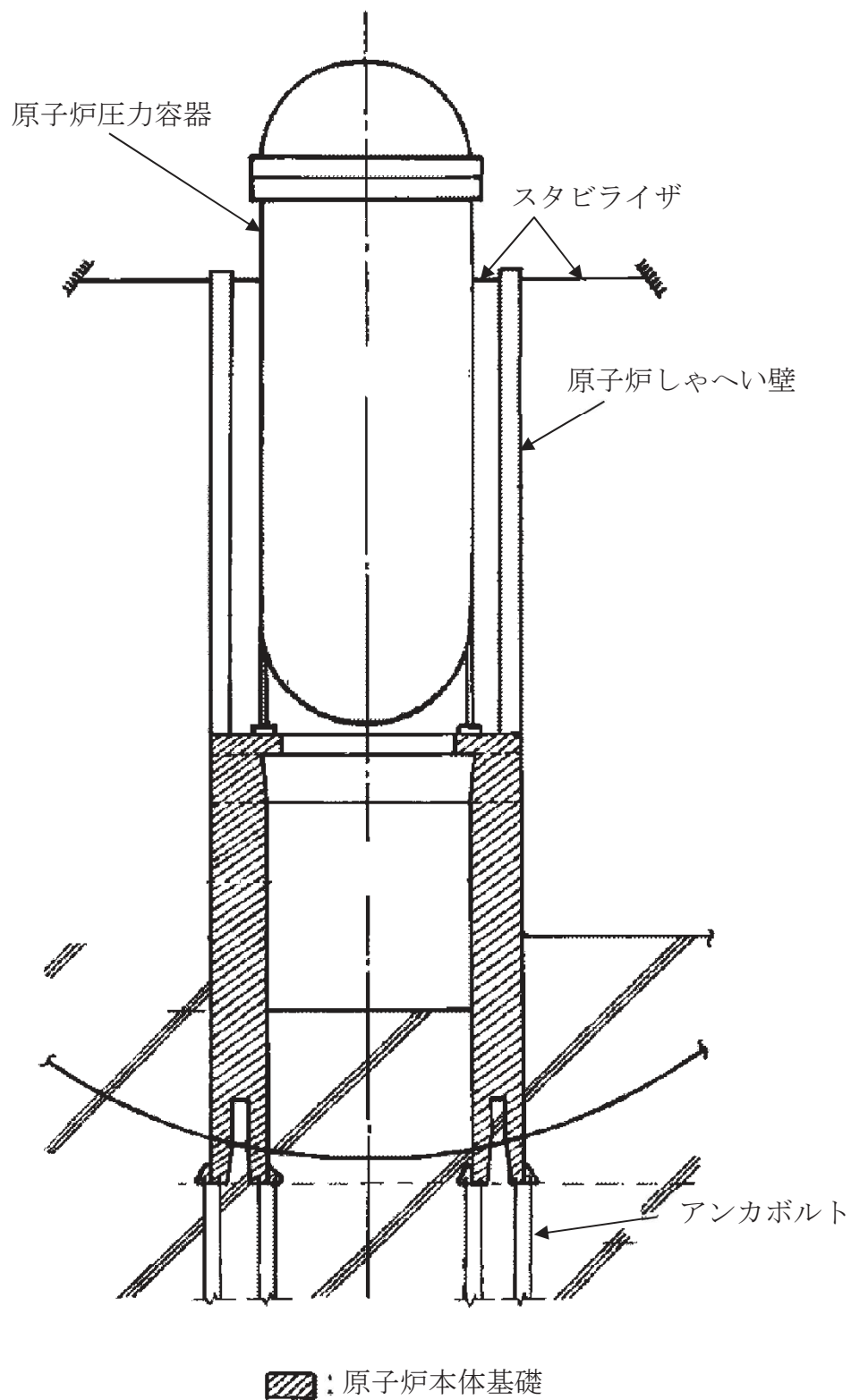
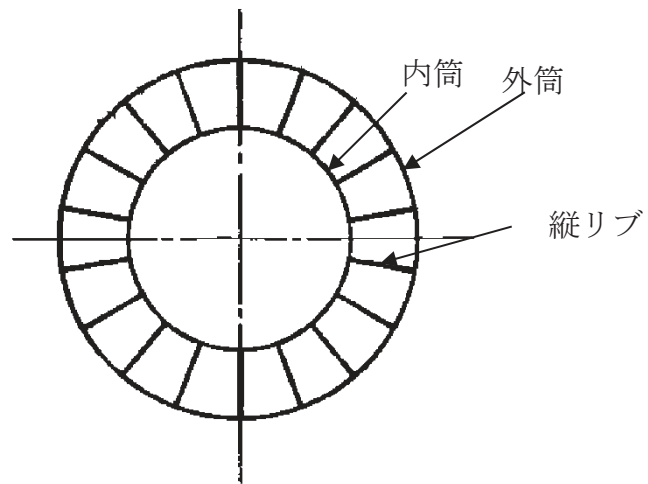
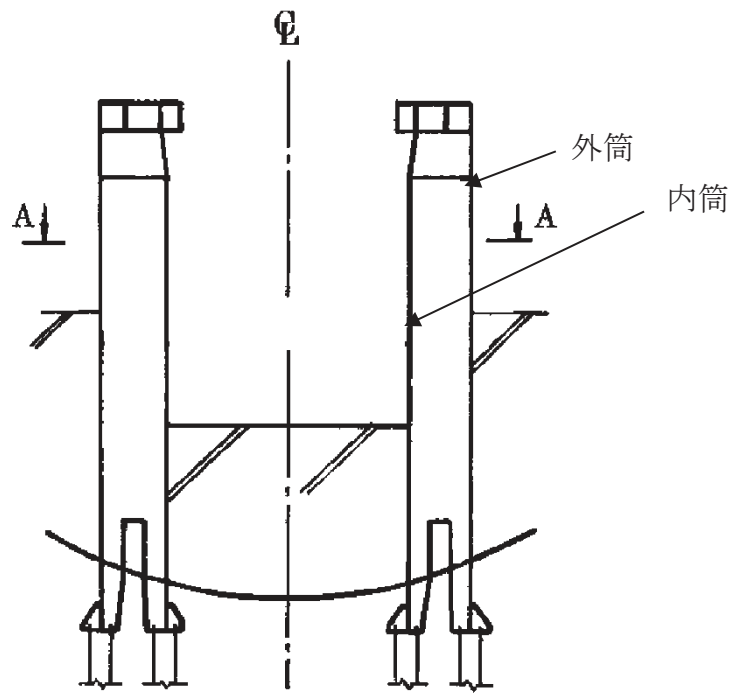


図3 原子炉本体基礎の概要図 (1 / 2)



A-A 断面

図3 原子炉本体基礎の概要図 (2 / 2)

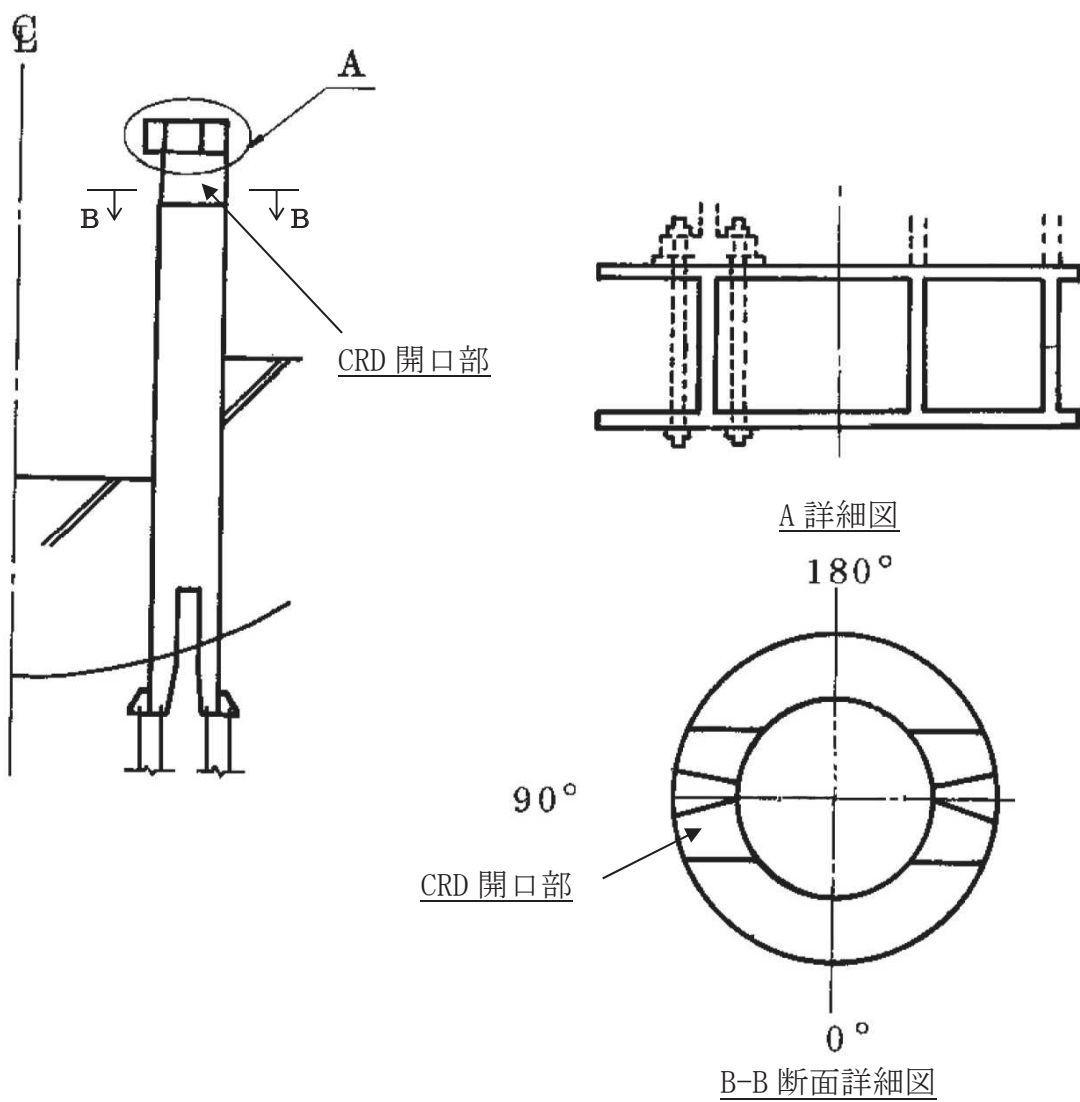


図4 原子炉本体基礎 CRD開口部

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大きい高圧炉心スプレイ系配管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

E-LOCAシーケンスの対象として、原子炉格納容器内に設置されている、高圧炉心スプレイ系配管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。

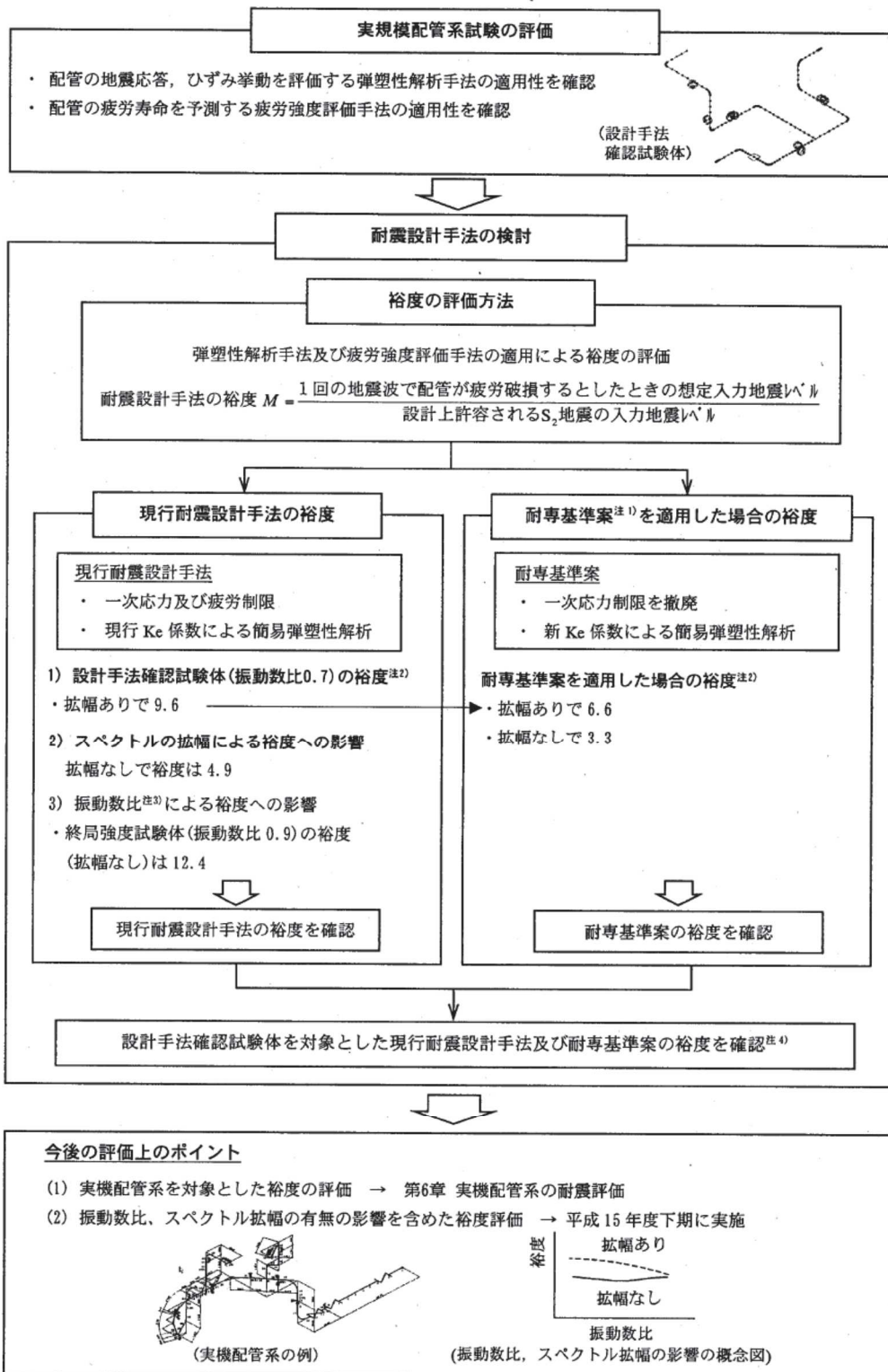
c. 決定論的耐震評価における保守性

高圧炉心スプレイ系配管のフラジリティ評価では、配管系全体として最も裕度の小さいサポートを対象としている。しかし、サポートが一部損傷した場合は、配管系全体の振動性状は変化するものの、即座に配管本体が損傷するものではないことから、現状のフラジリティ評価は保守的なものとなっている。

2. 現実的評価

現実的な評価を行う場合、上記のとおり、サポート損傷が即座に配管系の機能喪失に繋がるものとの考え方ではなく、サポートが損傷し、振動性状が変化して、その後、配管本体が損傷するとの状況まで考慮して評価を実施することが考えられる。今回の評価はそういった現実的状況を考慮せず、サポート損傷が即座に配管損傷に繋がるとの保守的な考え方で実施しているものである。

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

(出典) 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」

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維持確認済加速度値は、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。

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原子炉冷却材浄化系配管については、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」（出典は別紙 2（添付資料－3）と同様）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。

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。

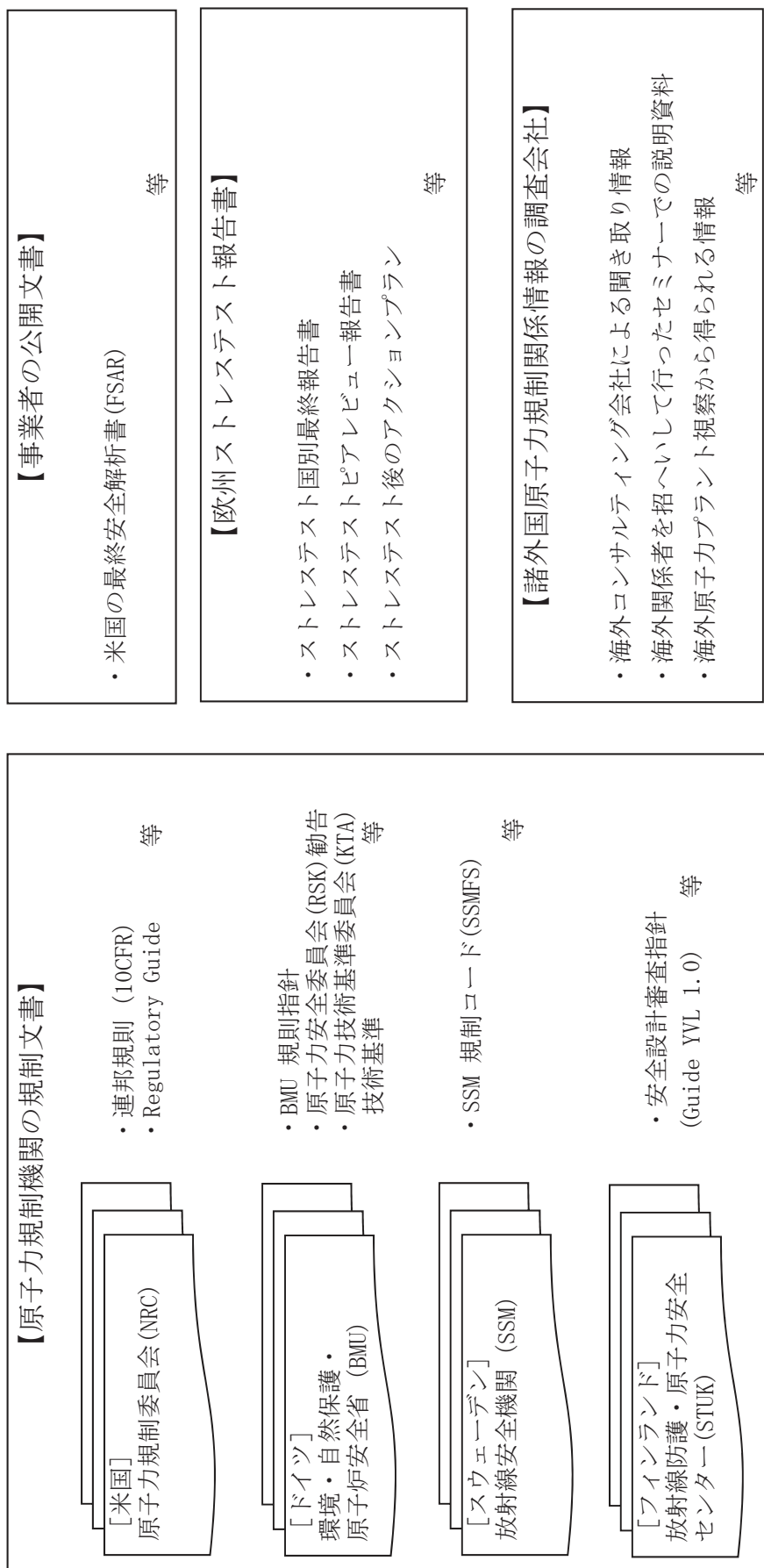


図 1 諸外国で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

別表 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 【 】：設計基準準事故対策設備

分類	事故シナリオ	重大事故等対策にかかっている設備又は操作					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	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ※ ろ過水系 制鋼棒駆動水系による進展抑制 大容量送水ポンプ (タイプ I) 	<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：防炎用水タンク、飲料水系) 高圧サベラス水系 (RRR 経由) (水源：池、非常用冷却塔) CRD ポンプ 復水ポンプ RURSI (RRR 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) サベラス水系 (水源：河川) 復水系 (給水ポンプバイパス付追設) インターナルポンプ・シール水系 可搬式消火ポンプ 	—	<ul style="list-style-type: none"> 火災用ポンプ+予備ポンプ (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) (復水移送ポンプ) として復水補給水系による炉心冷却手段を整備する。</p> <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) 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>
		<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 	<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"> 独立非常用系の中圧ヒートシンク フィルタベント 必須サベラス水系による除熱 (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 代替最終ヒートシンクの導入 	<ul style="list-style-type: none"> 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>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、耐圧強化ベント系を整備する。</p> 	
		<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ 大容量送水ポンプ (タイプ I) ※ 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ 可搬型ポンプ (大規模損壊) 	<ul style="list-style-type: none"> サベラス水系 (D/W、W/W スプレイ可) 可搬型消火ポンプ (S/P 注水) 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動ポンプ 消防車 	<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>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> <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> <p>女川2号炉においては、復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた原子炉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>
		<ul style="list-style-type: none"> CST への水の補給 淡水貯水タンク ※ 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、燃料タンク、他ユニット貯蔵タンク 非処理水：消炎用水系、公共の消炎水、水道水等 RWST からの補給 他ユニット CST からの補給 防炎用水タンク 飲料水系 	<ul style="list-style-type: none"> CST への補給 消炎水系からの補給 消炎系からの補給 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 消炎系からの補給 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、淡水貯水タンク、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。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策に相当する設備であり、重大事故等対策設備に相当するものではない。</p>					

別表 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わる設備又は操作					対策の概要
			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	女川2号炉 【・低圧注水系※】 【・低圧炉心スプレイス※】 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） ・過水系 ・大容量送水ポンプ（タイプ1）	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
		原子炉減圧	・代替自動減圧機能※ ・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 — 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	・多重化炉容減圧系（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）	・過渡時の減圧自動ロジック ・減圧機能の信頼性向上	・減圧機能の信頼性向上 — 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	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ていることを評価している。 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。	
		最終ヒートシンク	【・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 ・原子炉補機代替冷却水系	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
		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。					

別表 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とは操作					対策の概要
			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) (復) ・水移送ポンプ) ※ (直) ・低圧代替注水系 (常設) (直) ・流動低圧注水ポンプ) ・高圧代替注水系 ・手動起動含む) ・<u>ろ過水系</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・「ディーゼル」駆動消火ポンプ (燃料貯蔵カク燃料供給系有。水源：防火用水カク、飲料水系) ・SBOの影響を受けないポンプによるサピス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	<p>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。</p> <p>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への給電手段を整備する。また、電源給水系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。</p>
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ (タイプ I) 	1と同様	1と同様	—	1と同様	<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)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"> ・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	<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、SR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。</p> <p>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。</p>
		給水源	<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 	—	1と同様	—	1と同様	1と同様
			1と同様	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様

別表 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	重大事故等対策にかかるとされる設備又は操作					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	<p>女川2号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備※ 	<p>米国</p> <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 	<p>ドイツ</p> <ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系のディーゼル発電機 	<p>スウェーデン</p> <ul style="list-style-type: none"> ガスタービン発電機(4日分の燃料有) 	<p>フィンランド</p> <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、除熱系2系統(海水、空冷)設置 非常用ディーゼル発電機の 	<p>対策の概要</p> <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。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>
		<p>可搬型代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機 	<p>可搬型ディーゼル発電機</p>	<p>可搬型ディーゼル発電機</p>	<p>可搬型ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> 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) SA用可搬型ディーゼル発電機(PP系→PCV注水への弁操作用) 	<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。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>	
		<p>号炉間電源融通</p> <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 	<p>ユニット間での交流電源接続</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>ユニット間の交流電源接続</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>ユニット間の交流電源接続</p> <ul style="list-style-type: none"> 小型可搬DG×3台(中外保管) 	<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。女川2号炉においても同等の手段を整備している。</p>	
		<p>所内常設蓄電式直流電源設備(負荷切り離しによる容量保持)※</p> <ul style="list-style-type: none"> 蓄電池の容量増強 	<p>バッテリー容量増加</p> <ul style="list-style-type: none"> 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) 所内バッテリーの再充電 	<p>バッテリー容量の増強</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機による充電 	<p>不要負荷の切り離しによる蓄電池容量保持</p> <ul style="list-style-type: none"> SA設備への給電バッテリー 	<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。女川2号炉においても同等の手段を整備している。</p>	
		<p>可搬型代替直流電源設備</p>	<p>携帯型バッテリーによる所内バッテリーの再充電</p>	<p>可搬型ディーゼル発電機による充電</p>	<p>充電用可搬型発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。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+D/G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+DG失敗」+SRV再閉失敗+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ないことを確認した。</p>					

別表 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とは操作					対策の概要	
			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重畳想定)	炉心冷却	女川2号炉	3と同様	1と同様	1と同様	1と同様	3と同様	
			<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系※ 低圧代替注水系(常設) 水移送ポンプ)※ 高圧代替注水系 ろ過水系 大容量送水ポンプ(タイプI) 	3と同様	1と同様	1と同様	1と同様		
		原子炉減圧	減圧機能の信頼性向上	3と同様	2と同様	1と同様	2と同様	3と同様	3と同様
			<ul style="list-style-type: none"> 高圧窒素ガス供給系(非常用) 蒸気供給圧の調整機能 可搬型代替直流電源設備からの給電 	3と同様	2と同様	1と同様	2と同様		
		最終ヒートシンク	【・残留熱除去系※】	1と同様	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"> 原子炉格納容器フィルタ ベント系 耐圧強化ベント系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様		
		格納容器注水(格納容器スプレイ)	格納容器注水	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系※ 復水移送ポンプ 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様		
		給水源	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
			<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ(タイプI) 	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)	代替電源設備	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様		
	<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				
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。							

別表 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とは操作					対策の概要
			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	女川 2 号炉 【・高圧炉心スプレイス系※】 ・原子炉隔離時冷却系※ ・高圧代替注水系 【・低圧炉心スプレイス系】 ・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ・ろ過水系 ・大容量送水ポンプ (タイプ 1)	1 と同様	—	1 と同様	1 と同様	
		原子炉減圧	・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	2 と同様	—	2 と同様	3 と同様	
		最終ヒートシンク	・原子炉格納容器フィルタ ・ベント系※ ・耐圧強化ベント系	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	
		格納容器注水 (格納容器スプレイス)	・復水移送ポンプ ……大容量送水ポンプ (タイプ 1) ※	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	
5	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	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ないことを確認した。 (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ないことを確認した。	・ 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	・ バックアップ・AKA 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	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。					

別表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とは操作					対策の概要
			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	女川2号炉 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)※ ・ろ過水系 ・大容量送水ポンプ(タイプI)	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	・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	・原子炉格納容器フィルタペント系※ ・耐圧強化ベント系 ・原子炉補機代替冷却水系	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(格納容器スプレイ)	・復水移送ポンプ	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)	・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ナダリ喪失(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	既設設備で対応 【・低圧注水系※】 【・低圧炉心スプレイ系※】 ・ろ過水系	(情報なし)	(情報なし)	(情報なし)	(情報なし)	米国においては、炉心冷却は既設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、既設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	・ISLOCAの早期検出・隔離(既設の計装・設備から兆候を検知) ・原子炉の減圧整備	(情報なし)	(情報なし)	(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HPCS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「HPCS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)取水機能喪失に外部電源喪失を重畳させた場合と(2)残留熱除去系が故障した場合の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、本事故シーケンスについて、「HPCSによる注水継続（サプレッションチェンバからCSTへの水源切替）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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	・HPCSのみによる注水維持
崩壊熱除去	・RHRの機能喪失 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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

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） （復水移送ポンプ）	○
		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%	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ） ・原子炉補機代替冷却水系	○
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） （復水移送ポンプ）	○
		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%		・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ） ・原子炉補機代替冷却水系
		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	8.4E-14	1.5%	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）	○
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） （復水移送ポンプ） ・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%		・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
		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%	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ） ・原子炉補機代替冷却水系	○
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%	・低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ） ・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） （復水移送ポンプ） ・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%		・低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）
		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／RSW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）（復水移送ポンプ）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+AO系電動弁作動失敗 + HPCS計画外停止+RCICポンプ起動失敗 + 手動減圧操作失敗	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） （復水移送ポンプ） 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（常設） （直流駆動低圧注水ポンプ） 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） （復水移送ポンプ） 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） （復水移送ポンプ） 常設代替直流電源設備 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）（復水移送ポンプ）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げられている。SRV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停止後、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）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）（復水移送ポンプ）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。常設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再閉失敗 + 除熱失敗	1.4E-07	非隔離事象 + SR弁再閉失敗 + RHR手動操作失敗	7.7E-08	56.2%		○	
		RPS誤動作等 + SR弁再閉失敗 + RHR手動操作失敗	2.5E-08	18.2%		○	
		隔離事象 + SR弁再閉失敗 + RHR手動操作失敗	1.2E-08	8.9%		○	
		水位低下事象 + SR弁再閉失敗 + 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再閉失敗 + 除熱失敗	7.2E-09	通常停止 + SR弁再閉失敗 + 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 + SR弁再閉失敗 + 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 + SR弁再閉失敗 + 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再閉失敗 + 除熱失敗	4.3E-09	補機冷却系B系喪失 + SR弁再鎖失敗 + RHR-A熱交換器伝熱管閉塞	6.0E-10	14.1%		○	
		補機冷却系B系喪失 + SR弁再鎖失敗 + RHR手動操作失敗	3.2E-10	7.6%		○	
		タービン・サポート系喪失 + SR弁再鎖失敗 + RHR手動操作失敗	3.2E-10	7.6%		○	
小破断LOCA + 除熱失敗	5.2E-08	小破断LOCA + RHR手動操作失敗	5.0E-08	97.1%	・原子炉格納容器フィルタベント系	○	
		小破断LOCA + RHRポンプ起動失敗共通原因故障	2.9E-10	0.6%		○	
		小破断LOCA + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.6E-10	0.3%		○	
		小破断LOCA + RHRポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.6E-10	0.3%		○	
中破断LOCA + 除熱失敗	3.4E-08	中破断LOCA + RHR手動操作失敗	3.3E-08	97.1%	・原子炉格納容器フィルタベント系	○	
		中破断LOCA + RHRポンプ起動失敗共通原因故障	1.9E-10	0.6%		○	
		中破断LOCA + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.1E-10	0.3%		○	
		中破断LOCA + RHRポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.1E-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%		○	
		大破断LOCA + RHR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 手動操作失敗や RHR 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	○
小破断LOCA + 原子炉停止失敗	5.0E-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	99.7%		○
中破断LOCA + 原子炉停止失敗	3.3E-12	中破断LOCA + トリップアクチュエータリレー共通原因故障	3.3E-12	99.7%		○
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，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
小破断LOCA + 高压注水失敗 + 低压ECCS失敗	6.3E-15	小破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ + RCIC水源切替操作失敗 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	4.4E-16	7.0%	・ 高压代替注水系 ・ 低压代替注水系（常設） （復水移送ポンプ） ・ 原子炉補機代替冷却水系	○
		小破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ + RCIC水源切替操作失敗 + RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	3.1E-16	4.9%		○
		小破断LOCA + HPCS S/C側ミニマムフロー弁制御部作動失敗 + RCIC水源切替操作失敗 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.3E-16	3.6%		○
		小破断LOCA + HPCS S/C側ミニマムフロー弁作動失敗 + RCIC水源切替操作失敗 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.3E-16	3.6%		○
小破断LOCA + 高压注水失敗 + 原子炉自動減圧 失敗	4.9E-14	小破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ + RCIC水源切替操作失敗 + 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	9.3E-16	1.9%	・ 高压代替注水系 ・ 低压代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）	○
		小破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ + RCIC水源切替操作失敗 + 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	8.7E-16	1.8%		○
		小破断LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ + RCIC水源切替操作失敗 + 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	5.9E-16	1.2%		○
中破断LOCA + HPCS失敗 + 低压ECCS失敗	4.2E-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	10.3%	・ 高压代替注水系 ・ 低压代替注水系（常設） （復水移送ポンプ） ・ 原子炉補機代替冷却水系	○
		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	7.2%		○
		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	5.4%		○
		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	5.4%		○
中破断LOCA + HPCS失敗 + 原子炉自動減圧 失敗	2.8E-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	3.2%	・ 高压代替注水系 ・ 低压代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）	○
		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	3.0%		○
		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 + 低压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%	-	×*

※大破断 LOCA では高压代替注水系，低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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のうち、「中破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動減圧失敗」については、HPCS失敗の要因として、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。また、「小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗」については、上記の他にRCIC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。
- 「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」についても、HPCS失敗の要因として、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。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。また、「小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」については、上記の他にRCIC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。
- 上記カットセットに対する炉心損傷防止対策としては、高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水が有効である。また、RCW/RSWポンプの共通原因故障を含むカットセットでは格納容器除熱機能も併せて喪失しており、原子炉補機代替冷却水系による格納容器除熱も有効となる。
- 「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）（復水移送ポンプ）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及び代替循環冷却系による格納容器除熱により、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何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。支配的な基事象として高圧注水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と同様に支配的な基事象として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。

起因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CFP(1/炉年)	PDS	主要なカットセット	CFP(1/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)(復水移送ポンプ)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(可搬型) 原子炉格納容器フィルタベント系 代替循環冷却系 	○
		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)(復水移送ポンプ)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(可搬型) 代替循環冷却系 	○
		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 代替循環冷却系 	○
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%	— (格納容器バウン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) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(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	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 +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）（復水移送ポンプ）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（可搬型） ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・代替循環冷却系 	○
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、RPS誤動作等といった過渡事象時の手動減圧操作失敗、HPCSやRCIC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）（復水移送ポンプ）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及び代替循環冷却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	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+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）（復水移送ポンプ）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（可搬型） ・代替循環冷却系 	○
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）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び代替循環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及び代替循環冷却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	CFF (/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) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)及び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) (復水移送ポンプ) ・ 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) (復水移送ポンプ) ・ 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）（復水移送ポンプ）及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）（復水移送ポンプ）及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 1.0×10^{-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の数が膨大となるため、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」、「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 事故シークエンスの分析(最小カットセット)の結果(1/3)

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス※1	主要なカットセット※2		炉心損傷頻度		主な対策	対策有効性
		主要なカットセット※2		[/炉年]	寄与割合※3 [%]		
TQIV (高圧・低圧注水機能喪失) (3.7×10^{-8} /炉年)	外部電源喪失 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗 (3.6×10^{-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 デューゼル機関機能喪失+LPCS 系弁機能喪失+RHR 系弁機能喪失		6. 1E-10	1.7	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 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 デューゼル機関機能喪失		6. 0E-10	1.7		○
		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 デューゼル発電機機能喪失+LPCS 系弁機能喪失+RHR 系弁機能喪失		5. 9E-10	1.6		○
TQIX (高圧注水・減圧機能喪失) (1.6×10^{-6} /炉年)	外部電源喪失 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗 (1.6×10^{-6} /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		1. 5E-06	90.1	<ul style="list-style-type: none"> 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 デューゼル機関機能喪失+S/R 弁機能喪失		8. 3E-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 デューゼル発電機機能喪失+S/R 弁機能喪失		7. 4E-09	0.4		○
TW (崩壊熱除去機能喪失) (1.2×10^{-5} /炉年)	外部電源喪失 + 除熱失敗 (1.2×10^{-5} /炉年)	外部電源設備機能喪失+RHR ランダム機能喪失		1. 2E-05	99.4	<ul style="list-style-type: none"> 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		3. 1E-08	0.3		○
		外部電源設備機能喪失+RHR 配管損傷		2. 1E-08	0.2		○
TC (原子炉停止機能喪失) (1.6×10^{-6} /炉年)	全交流動力 電源喪失 + 原子炉停止失敗 (8.1×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+非常用デューゼル機関機能喪失+水圧制御ユニット 機能喪失		1. 6E-07	20.1	<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 自動減圧系作動阻止機能 	—※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		1. 4E-07	17.5		—※4
		外部電源設備機能喪失+非常用デューゼル発電機機能喪失+水圧制御ユニット 機能喪失		1. 1E-07	13.3		—※4

※1 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンス上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したものの。括弧内は同じ事故シークエンスグループに該当する事故シークエンスのうち、支配的な事故シークエ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 事故シークエ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クエンス

第1表 事故シナリオの分析(最小カットセットの抽出)結果(2/3)

事故シナリオグループ	主要な事故シナリオ*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 [%]			
TB (全交流動力電源喪失) (1.5×10^{-5} /炉年)	長期 TB (1.4×10^{-5})	交流電源・補機冷却系ランダム機能喪失	7. 1E-06	51.7	<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 	○	
		非常用 MCC 機能喪失	2. 4E-06	17.1			○
		軽油タンク損傷	1. 4E-06	10.0			
TB (4.5×10^{-6})	全交流動力電源喪失 +SRV 再閉失敗 (4.5×10^{-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	1. 9E-08	42.7	<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 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 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+非常用 MCC 機能喪失+S/R 弁ランダム再閉鎖失敗	6. 3E-09	14.1			○
		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	3. 7E-09	8.2			
TBU (4.3×10^{-7})	全交流動力電源喪失 +RCIC 失敗 (4.3×10^{-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	1. 4E-07	32.9	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 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+非常用 MCC 機能喪失+RCIC ランダム機能喪失	4. 7E-08	10.9			○
		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	2. 7E-08	6.4			
TBD (1.1×10^{-6})	直流電源喪失 (1.1×10^{-6} /炉年)	外部電源設備機能喪失+直流主母線盤機能喪失	1. 1E-06	99.1	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) 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	6. 3E-09	0.6			○
		外部電源設備機能喪失+直流電源ランダム機能喪失	4. 5E-09	0.4			

※1 主要な事故シナリオグループには含まれる複数のシナリオを、シナリオ上の主要な特徴に着目し、詳細化して分類したものの。括弧内は同じ事故シナリオグループに該当する事故シナリオのうち、支配的な事故シナリオの炉心損傷頻度(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 事故シナリオのCDFに対するカットセットの寄与割合を示す。

第1表 事故シークエンスの分析(最小カセットセットの抽出)結果(3/3)

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス ^{※1}	カセットセットの分析結果	炉心損傷頻度		主な対策	対策有効性
			[/炉年]	寄与割合 ^{※3} [%]		
LOCA (LOCA時注水機能喪失) (8.0×10^{-7} /炉年)	E-LOCA (6.0×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+核計装損傷	2.4E-07	39.5	—	—
			1.4E-07	23.0		
			1.2E-07	20.4		
格納容器バイパス (1.0×10^{-7} /炉年)	格納容器バイパス (1.0×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+CUW入口ラライン隔離弁機能喪失+PCV外Bクラス配管	4.9E-08	48.9	—	—
		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	3.4E-08	33.9		
計測・制御系喪失 (3.7×10^{-7} /炉年)	計測・制御系喪失 (3.7×10^{-7} /炉年)	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	1.8E-08	18.4	—	—
		外部電源設備機能喪失+A系原子炉保護系盤機能喪失	2.1E-07	58.1		
		外部電源設備機能喪失+計装ラック損傷	1.4E-07	39.0		
		外部電源設備機能喪失+原子炉冷却制御盤機能喪失	4.1E-08	11.5		
制御建屋損傷 (1.9×10^{-7} /炉年)	制御建屋損傷 (1.9×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+制御建屋損傷	1.9E-07	100.0	—	—
圧力容器損傷 (4.1×10^{-7} /炉年)	圧力容器損傷 (4.1×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+圧力容器支持構造物損傷	2.2E-07	54.5	—	—
		外部電源設備機能喪失+原子炉しゃへい壁損傷	9.8E-08	24.1		
		外部電源設備機能喪失+RPV損傷	7.8E-08	19.0		
格納容器損傷 (5.2×10^{-7} /炉年)	格納容器損傷 (5.2×10^{-7} /炉年)	外部電源設備機能喪失+ボックスサポート損傷	3.2E-07	60.7	—	—
		外部電源設備機能喪失+格納容器スタビライザ損傷	1.9E-07	36.4		
		外部電源設備機能喪失+機器搬出入口損傷	4.7E-08	9.0		
原子炉建屋損傷 (4.8×10^{-8} /炉年)	原子炉建屋損傷 (4.8×10^{-8} /炉年)	外部電源設備機能喪失+原子炉建屋損傷	4.8E-08	100.0	—	—

※1 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンス上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したものの、括弧内は同じ事故シークエンスグループに該当する事故シークエンスのうち、支配的な事故シークエ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 事故シークエンスのCDFに対するカセ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(T Q U V)

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(R C I C), 高圧炉心スプレイ系(H P C S), 低圧炉心スプレイ系(L P C S), 残留熱除去系(R H R)の機能喪失が含まれる。高圧代替注水系又は低圧代替注水系(常設(復水移送ポンプ)による炉心冷却, 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱が対策となる。

○ 高圧注水・原子炉減圧機能喪失(T Q U X)

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1 P R A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R C I C, H P C S, 主蒸気逃がし安全弁(S R V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(T W)

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R H R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(T C)

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。原子炉スクラムが必要な際に制御棒を挿入できない場合に、交流電源が喪失しているため、ほう酸水注入系(S L C)による原子炉未臨界に期待できず、炉心損傷に至る。

しかしながら、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。

○ 全交流動力電源喪失(T B)

・ 全交流電源喪失(長期T B)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流電源喪失」(長期T B)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、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、緩和設備に期できず、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2.5vol%以下に管理されている。一般に可燃限界とされている濃度は、水素が4 vol%以上かつ酸素が5 vol%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 vol%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 vol%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 vol%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。

【審査ガイドの記載】

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可能性がある。

・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。

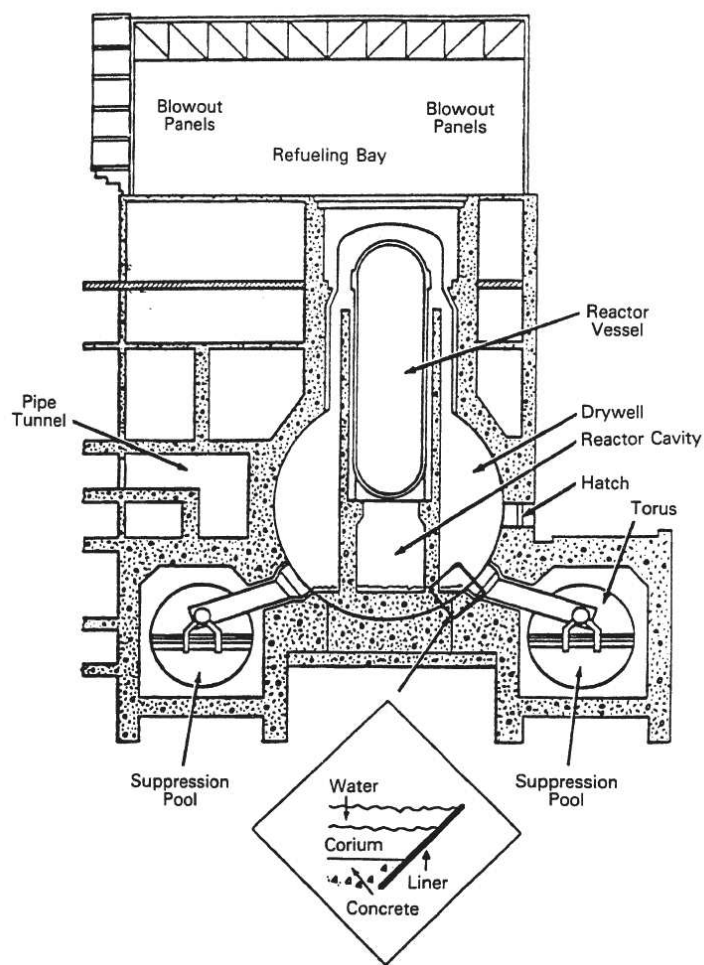


図1 BWR Mark-I型格納容器におけるシェルアタックのイメージ（側面図） [1]

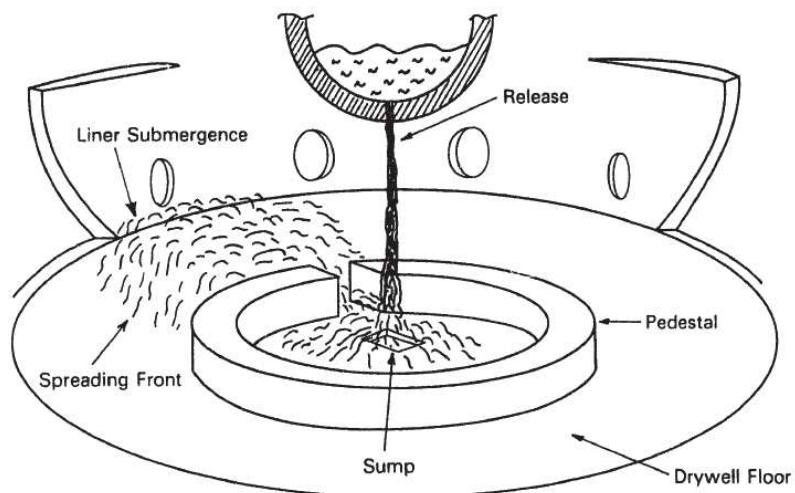


図2 BWR Mark-I型格納容器における溶融炉心のペDESTAL外側への流出のイメージ [1]

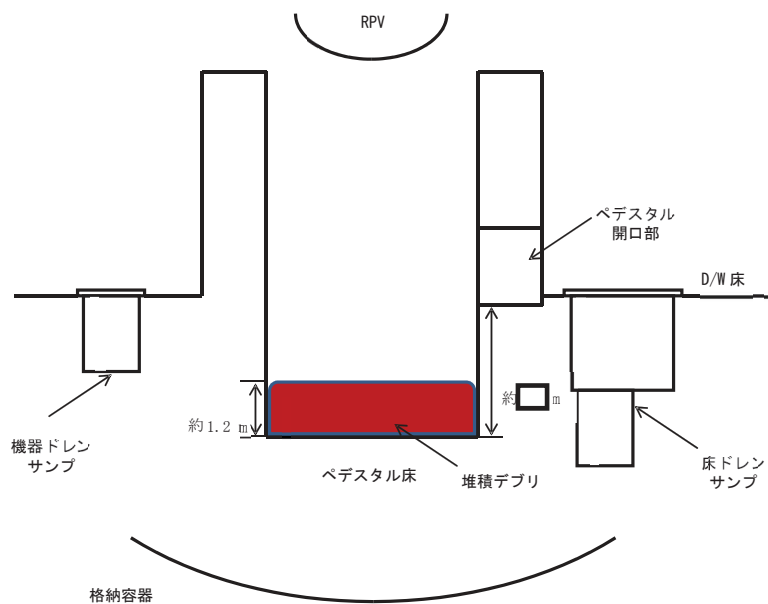


図3 ペデスタル内堆積デブリ状況

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 27 m³であり、ペデスタル床面積約 24 m²からデブリ体積高さは約 1.2 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 m があるため、ドライウェ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，スペーサ），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）等である。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。

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UO₂及びZr等のデ

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。

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1.5 mとなり、増加分は約0.3 mであることから、ドライウェ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。

この条件を踏まえ、全量が粒子化した際の堆積高さを評価（以下「評価ケース1」という。）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1.5 mに対し、デブリ堆積高さは約2.9 mとなるが、ペDESTAL床からペDESTAL開口部までの高さ約□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ェル床にデブリが拡がることはない。

(3) 溶融炉心の落下位置及び堆積形状に係る知見の影響

溶融炉心の落下位置及び堆積形状に係る知見として、近年、以下のものがある。

- ①東京電力福島第一原子力発電所2号炉におけるペDESTALの調査結果により溶融炉心が原子炉圧力容器の中心位置から偏って落下した可能性がある。
- ②PULiMS 実験^[2]において確認された溶融炉心の堆積高さと拡がり距離のアスペクト比が確認されている。

本評価（以下「評価ケース2」という。）では、評価ケース1よりもデブリ堆積高さを保守的に評価するため、これら近年の知見を踏まえ、溶融炉心が原子炉圧力容器の中心位置から偏って落下し、溶融炉心が円錐状に堆積するという仮定で堆積高さの評価を行った。

a) デブリ堆積高さの評価条件

評価ケース2において、評価ケース1に対する変更点は以下の通り。この他の評価条件は評価ケース1の評価条件と同等である。

- ・溶融炉心の落下位置として最外周の制御棒駆動機構位置を設定し、落下した溶融炉心が円錐状に堆積する。

図4に、原子炉圧力容器下部の偏心位置から溶融炉心が落下し、円錐状に堆積した場合を想定した図を示す。

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。

b) 溶融炉心の堆積高さの評価結果

表 1 に、各評価ケースでのデブリ堆積高さの評価結果を示す。

評価ケース 2 において、デブリ堆積の頂点位置における高さは約3.2mであり、ペDESTAL開口部高さ（ m）を下回っている評価結果となった。

よって、溶融炉心が原子炉圧力容器下部の偏心位置から落下し円錐状に堆積した場合においても、ドライウェル床面に流出することではなく、溶融炉心が格納容器壁面に直接接触することはない。

表 1 各評価ケースにおけるデブリ堆積高さ

	評価ケース 1	評価ケース 2
デブリ堆積高さ (格納容器下部壁面位置)	約2.9m	約3.1m
デブリ堆積高さ (頂点)	約2.9m	約3.2m

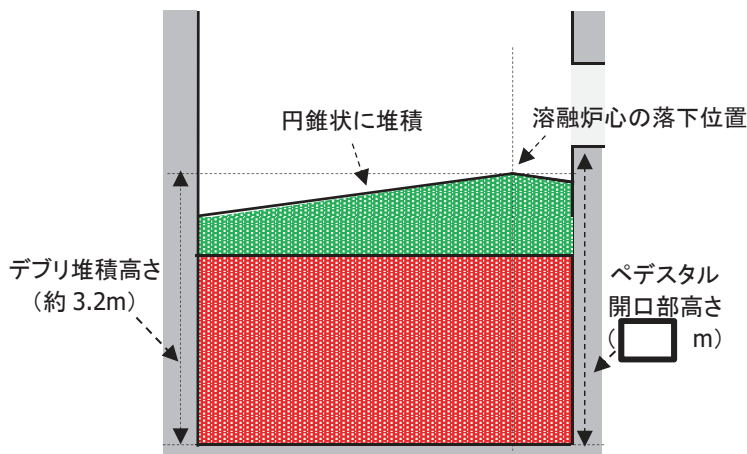


図 4 堆積デブリとペDESTAL開口部の高さ関係

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)
- [2] A.Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).

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-4220^[1]）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。

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、現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していること、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 PRAで適用した格納容器隔離失敗確率の文献（NUREG/CR-4220）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]（EPR I 報告書）の調査例を示す。

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 I L R T 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 E P R 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 I	ILRT 中に発見された真空破壊装置の漏えい

E P R I 報告書では、大規模漏えいに至る事象実績を I L R T 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 I L R T 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、E P R 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。

参考文献

- [1] U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220
- [2] EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008

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COTELS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 $50m^3$ 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UO₂-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）
- ・ UO₂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）
- ・ UO₂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	Yes	-
	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	3066	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	-

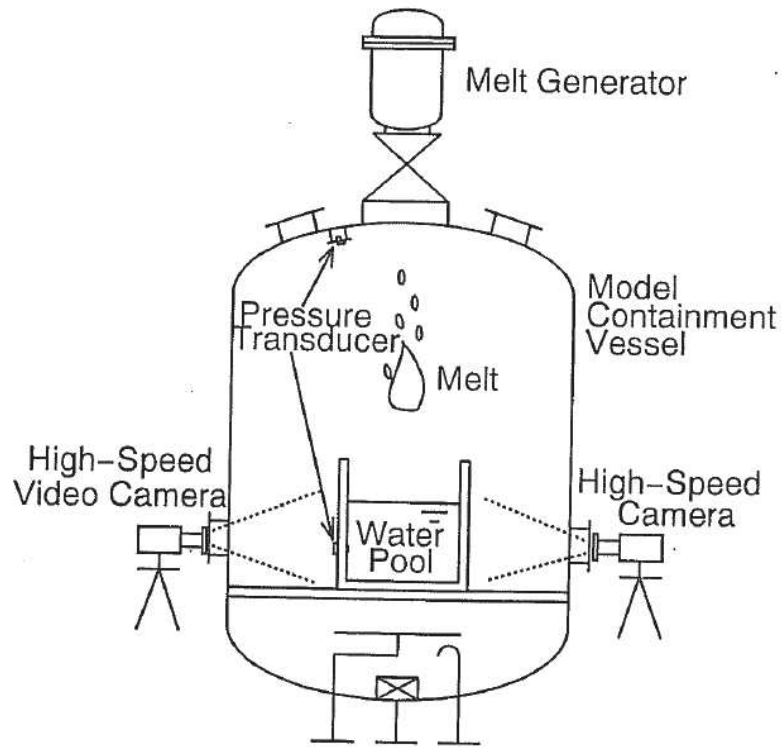
(注) 溶融物温度は 3000~3100K と見積もられている

表 3 BWR 体系における炉内 F C I 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 の压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-熔融物スラッグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。従って, スラッグにより破壊された压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)

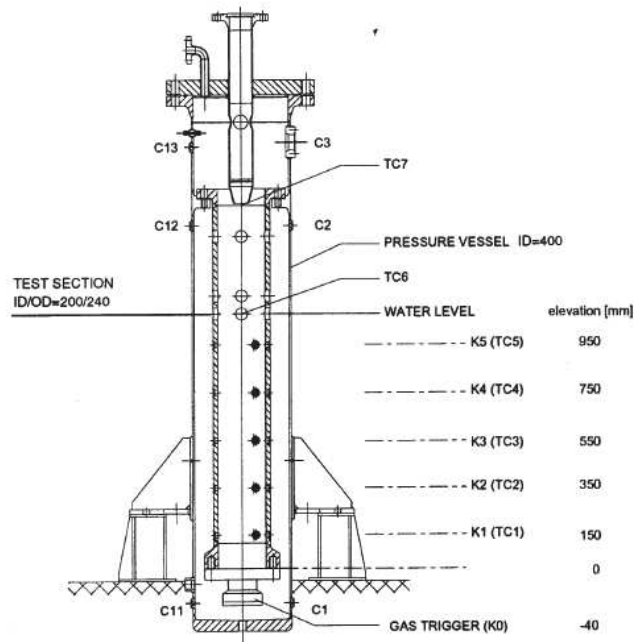
表 4 BWR 実機体系を踏まえた炉内 FCI の分析結果

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はあるが, 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。



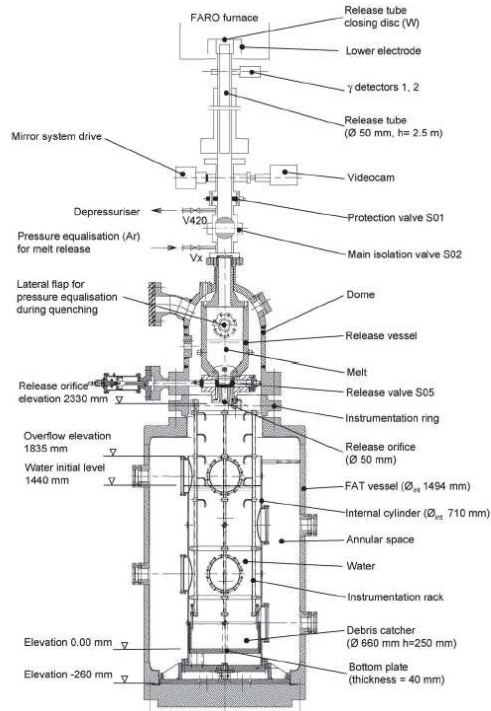
出典：参考文献[1] p. 371 Fig. 1

図 2-1 ALPHA 試験装置の概要



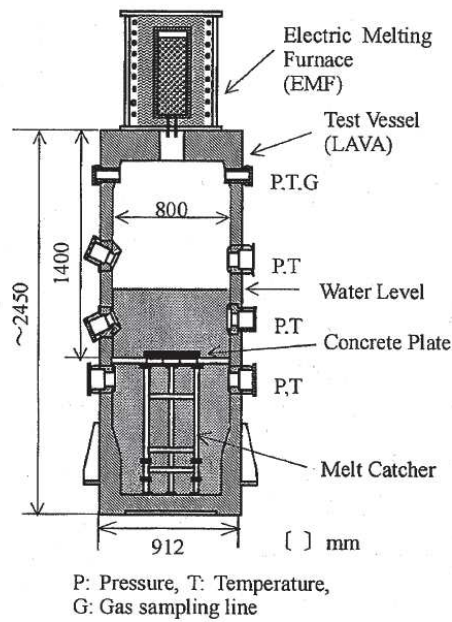
出典：参考文献[2] p. 380 Fig. 1

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4.3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, Mark-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。

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. 2 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（図1参照）。

○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。

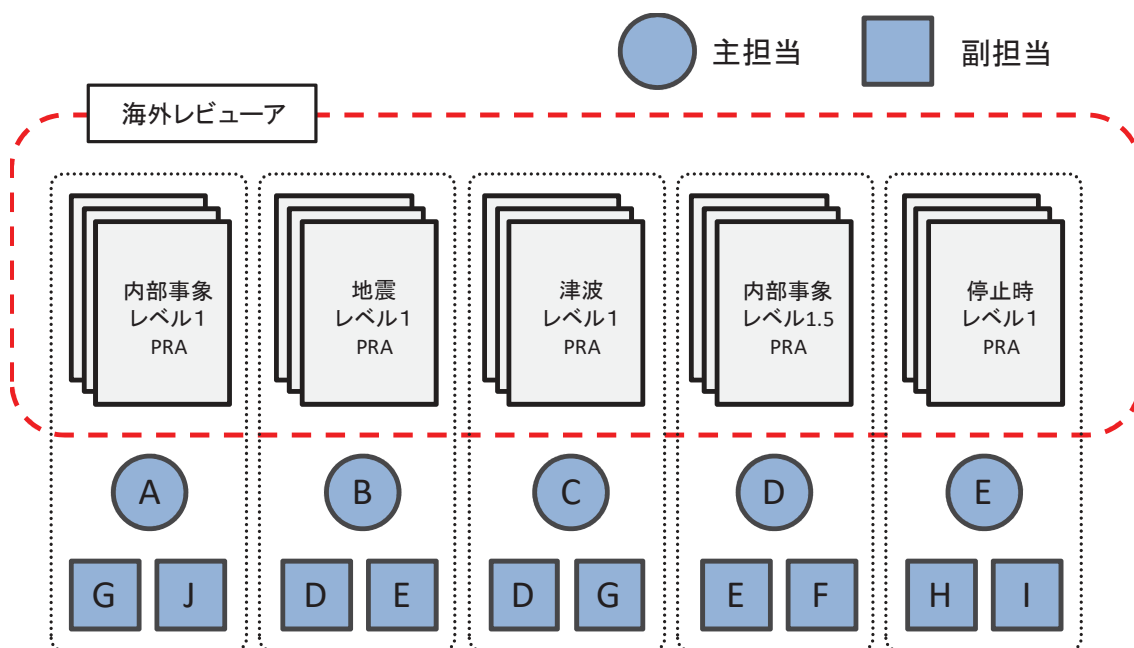


図1 レビュー体制のイメージ

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。

表1 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

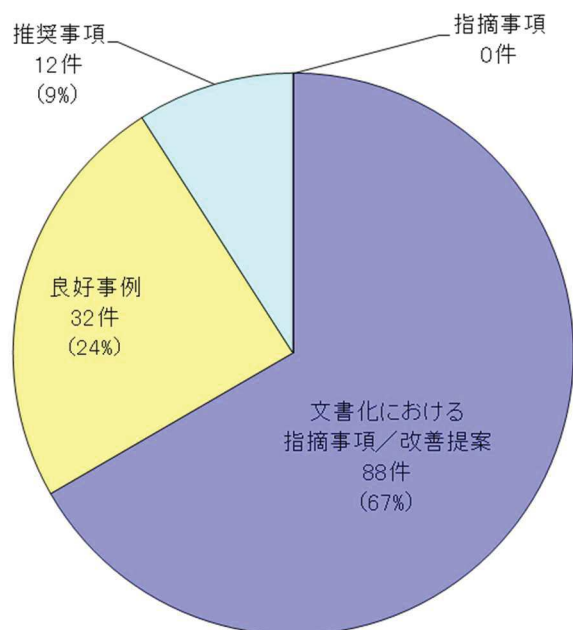


図2 全コメントに対する各コメントの割合

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 F T 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(表2参照)。

<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。P R A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 P R A)

(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P R Aにおいて検討を行う。

4. まとめ

女川2号炉の各P R Aを対象としたピアレビューの結果、国内レビューアからの指摘事項は無かったが、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、P R A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P R A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。

表2 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いが、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り、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ぬ。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	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TBSW/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	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られているか。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ア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アは実施していない。運転員へのインタビュアを行い、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>
4	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なければならぬ。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アを含めた検討を実施する。</p>
停止時 レベル1	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の低水位と圧力抑制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>

表2 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
		<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>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、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】 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カス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、重要事故シナリオ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カストツリー法の適用可否検討を実施する。</p>
	7	<p>【フラジリティ評価手法】 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（もつ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のもつ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>
地震L1	8	<p>【地震起因の LOCA 発生頻度評価】 炉心損傷を引き起こすような支配的な地震事故シナリオは、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 事故シナリオは炉心損傷に直接つながる Excessive LOCA (E-LOCA) に分類される。</p> <p>上記の事故シナリオに加えて、地震事象によって発生する他の事故シナリオが多く存在する。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ナリオを隠し、覆ってしまいかもしれない。</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なる重要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」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) 本書は、「美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 新規制基準では、「解釈第3章第37条（重大事故等の拡大の防止等）「1-1(a)及び(b)」、「2-1(a)及び(b)」及び「4-1(a)及び(b)」における事故シナ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ナ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で評価する方法について、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> <p>2. PRAの評価対象 今回の原子炉等規制法改正後の初回設置（変更）許可時においては、これまで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が、評価対象を明示すること(例：下図の(B)までの設備について、既許可ECCSの機能を作動させるための手動起動措置を評価対象とすることはできるが、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>「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> <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IPRA(出力運転時、停止時)、レベル1,6PRA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IPRA及び津波レベルIPRA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ナケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。(2. 事故シナ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。(事故シナケンスグループ及び重要事故シナケンス等の選定について 別紙1 有効性評価の事故シナ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>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ナ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。 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. 事故シナ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>●プラント状態分類の結果</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。 （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. 事故シナケクス</p> <ul style="list-style-type: none"> ① イベントツリー ● イベントツリー図 ● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明 ● 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ナケク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. 事故シナケクス)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象としたシステムとその説明 ● 評価対象システム一覧 ● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定 ② システム信頼性評価手法 ③ システム信頼性評価の結果 ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット (FT を用いた場合) ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 	<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、主要なミニ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> <ul style="list-style-type: none"> ① 非信頼度を構成する要素と評価式 ② 機器故障率パラメータの一覧 ● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の種類、機器の境界、故障モードの分類等） ● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等） ● 機器故障率パラメータの不確かさ幅 ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 ④ 待機除外確率 ⑤ 共通要因故障の評価方法及び共通要因故障パラメータ 	<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、機器の種類、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及び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> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価結果 ● 人的過誤評価用いた主要な仮定 <p>h. 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ② 炉心損傷頻度 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナケンスと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナケンスの分析 ③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析 	<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。人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後で分類し、さらに起因事象発生前は復旧忘れ、起因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。 (3.1.1.g. 人的過誤)</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 RiskSpectrumPSA 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、起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナケンスを整理し、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ナ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実さ解析を実施した。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、不確実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>3.1 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> <ul style="list-style-type: none"> ●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>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> <ul style="list-style-type: none"> ●プラント状態分類の考え方 ●プラント状態の分類結果 	<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ー(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> <ul style="list-style-type: none"> ●起回事象リスト、説明及び発生頻度 <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> <ul style="list-style-type: none"> ●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の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) ●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。 <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ヤ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> <ul style="list-style-type: none"> ●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>c. 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> ●炉心損傷の定義 ●起回事象ごとの成功基準の一覧表 ●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ●成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性 	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ●「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) ●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) ●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) ●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)

「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. 事故シナケクス</p> <ul style="list-style-type: none"> ① イベントツリー ● イベントツリー図 ● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明 ● 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ナケク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. 事故シナケクス)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象としたシステムとその説明 ● 評価対象システム一覧 ● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定 ② システム信頼性評価手法 ③ システム信頼性評価の結果 ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット (FT を用いた場合) ④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 	<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、主要なミニ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> <ul style="list-style-type: none"> ① 非信頼度を構成する要素と評価式 ② 機器故障率パラメータの一覧 ● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の境界、故障モードの分類等） ● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等） ● 機器故障率パラメータの不確かさ幅 ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 ④ 待機除外確率 ⑤ 共通要因故障の評価方法及び共通要因故障パラメータ 	<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・保修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MOL 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及び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> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価結果 ● 人的過誤評価用いた主要な仮定 <p>h. 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ② 炉心損傷頻度 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナケンスと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナケンスの分析 ③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析 	<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。人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後で分類し、さらに起因事象発生前は復旧忘れ、起因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>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、起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナケンスを整理し、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 IPRA 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ナ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実さ解析を実施した。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、不確実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> <ul style="list-style-type: none"> ① 対象とするプラントの説明 ● 地震PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <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IPRA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IPRA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ナダリ喪失(E-LOCA) ・格納容器バイパス ・制御建屋損傷 ・計測・制御系喪失 ・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IPRA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> <ul style="list-style-type: none"> ① 地震ハザード評価の方法 ● 新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法の説明 ② 地震ハザード評価に当たったの主要な仮定 ● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確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>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等をモデル化した。</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ドを地震本部（2013）に基づき設定しモデル化した。</p>

「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>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 ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 ⑤ フラジリティ評価における応答情報 ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 ⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果 	<p>地震動伝播モデルはNoda et al. (2002) による距離減衰式、断層モデル手法を用い、距離減衰式には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、過去の地震等を参考に設定した。</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評価に当たったの主要な仮定)</p> <p>③ 2.1.b. 確率論的地震ハザード曲線と年超過確率毎の同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目標スペクトルは、同様ハザードスペクトルを基準化し、基準地震動の地震動特性を踏まえて設定した。また、模擬地震波の経時特性をM=8.3、等価震源距離 $X_{eq}=132\text{km}$ 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>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、構造強度に関する評価では、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」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>d. 事故シナケケンス</p> <p>(1) 起因事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度 ● 地震により誘発される起因事象の選定方法とその結果 ● グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起因事象と、対象外とした理由 ● 地震固有の事象とその取扱い <p>② 階層イベントツリーの考え方、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> <ul style="list-style-type: none"> ① 成功基準の一覧 ● 起因事象ごとの成功基準 ● 炉心損傷の定義 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合に使用した解析コードの検証性 <p>(3) 事故シナケケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ① イベントツリー ● イベントツリー図 ● ヘディング、事故進展及び最終状態 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 <p>(4) システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象としたシステムとその説明 	<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"> ● 外部電源喪失 ● 原子炉建屋損傷 ● 格納容器損傷 ● 圧力容器損傷 ● ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウナダリ喪失 (E-LOCA) ● 格納容器バイパス ● 制御建屋損傷 ● 計測・制御系喪失 ● 直流電源喪失 ● 交流電源・原子炉補機冷却系喪失 <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。</p> <p>(3.2.1.d. 事故シナケケンス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. 事故シナケケンス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、最終状態を事故シナケ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. 事故シナケケンス③事故シナケケンス)</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</p>

「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>● 評価対象システム一覧</p> <p>● 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> <p>● B及びCクラス機器の取扱い</p> <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> <p>● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</p> <p>● 主要なミニマルカットセット (FT を用いた場合)</p> <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> <p>● 人的過誤の評価に用いた手法</p> <p>● 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</p> <p>● 人的過誤評価用いた主要な仮定</p> <p>● 人的過誤評価結果</p> <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> <p>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シークエンスと分析</p> <p>● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シークエンスと分析</p> <p>● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シークエンスと分析</p> <p>● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析</p> <p>③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>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IPRAと同じである。また、原子炉炉冷却材圧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> <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、事故シークエンスに対しては、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. 事故シークエンス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 IPRA 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.事故シークエンス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、事故シークエ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.事故シークエンス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> <ul style="list-style-type: none"> ① 対象とするプラントの説明 ● 津波PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <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 ● 事故シナリオと起回事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果 	<p>①内部事象運転時レベルIPRA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、以下の起回事象を選定した。</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"> ・起回事象を引き起こす設備 ・津波防護施設/浸水防止設備 ・起回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> <ul style="list-style-type: none"> ① 津波ハザード評価の方法 ● 新規制基準（津波）にて策定された基準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 ② 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定 ● 津波発生モデル、津波伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実性要因の分析結果の説明 ● 不確実性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、不確実性要因分析を行い、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.b ① 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>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（不確実さの設定、応答係数等） ④ フラジリティ評価における耐力情報 ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 <ol style="list-style-type: none"> ⑤ フラジリティ評価における応答情報 ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力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】 <ol style="list-style-type: none"> ⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果 	<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）に最も寄与度が高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>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、不確実さは考慮していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起動変圧器 <ul style="list-style-type: none"> ⇒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 <ul style="list-style-type: none"> ⇒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 <ul style="list-style-type: none"> ⇒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） <ul style="list-style-type: none"> ⇒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. 事故シナリクス</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 起因事象 ① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度 ● 津波により誘発される起因事象の選定方法とその結果 ● グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起因事象と、対象外とした理由 ● 津波固有の事象とその取扱い <ol style="list-style-type: none"> ② 階層イベントツリーとその説明 ● 起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明 	<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） <ul style="list-style-type: none"> 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～） <ul style="list-style-type: none"> 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> <ul style="list-style-type: none"> ① 成功基準の一覧 ● 起因事象ごとの成功基準 ● 炉心損傷の定義 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合に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) 事故シナケケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ① イベントツツリ ● イベントツツリ図 ● ヘディング、事故進展及び最終状態 ● イベントツツリ作成上の主要な仮定 <p>(4) システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象としたシステムとその説明 ● 評価対象システム一覧 ● 系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定 ● B及びCクラス機器の取扱い <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) 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>(5) 人的過誤</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果 <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ② 炉心損傷頻度結果 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナケケンスと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナケケンスと分析 ● フラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナケケンスと分析 	<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ツリ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 0.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、原子炉建屋、制御建屋及びびタービン建屋への浸水状態を考慮してイベントツツリを作成し、敷地及びび原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生した場合に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。</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。</p> <p>(6)</p> <p>① イベントツツリを用いて、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。</p>

「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>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の事故シナリオ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 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>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ナリオを、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の事故シナリオ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プラント損傷状態の一覧)</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. 事故シナリオ</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ナリオと対象事故シナリオの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シナリオ選定の考え方 ● 事故進展解析の解析条件 ● 解析対象とした事故シナリオ一覧 ● 対象事故シナリオの説明 ● 有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由 <p>② 事故シナリオの解析結果</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ナリオ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ナリオ一覧、対象事故シナリオ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事故シナリオの解析結果)</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ケケンスと分析 ● 起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シケケンスと分析 ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シケケンスと分析 <p>g. 不確実さ解析及び感度解析</p> <p>① 不確実解析結果</p> <p>② 感度解析結果</p>	<p>①格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率またはフォ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 RiskSpectrumPSA 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ケケンスと分析、起因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>①不確実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、不確実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不確実さ解析)</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 ● 事故シナリオと起回事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果 <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、津波）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法 ② 地震ハザード評価に当たったの主要な仮定 ● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実さ要因の分析結果の説明 ● 不確実さ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 ③ 地震ハザード評価結果 ● 作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、地震ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明 <p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <ul 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（不確実さの設定、応答係数等） ④ フラジリティ評価における耐力情報 ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 ⑤ フラジリティ評価における応答情報 ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 ⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果 	<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>同上</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> <ul style="list-style-type: none"> ① プラント損傷状態の分類 ● プラント損傷状態の考え方 ● プラント損傷状態の考え方 ● レベル1の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果 ● レベル1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>e. 格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器破損モードの概要と各破損モードに関する説明 ● 格納容器破損モード分類の考え方 ● 格納容器破損モードの概要 ● 各破損モードに関する説明 <p>f. 事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス ● 格納容器イベントツリー構築の考え方 ● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明 <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（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>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>同上</p>
<p>g. 事故進展解析</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明 ● 事故シナリオ選定の考え方 ● 選定した事故シナリオと説明 ● 事故進展解析の解析条件 ● 有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由 <p>② 事故シナリオの解析結果</p> <p>h. 格納容器破損頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器破損頻度の評価方法 ② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 ● 分岐確率の算出方法 ● 使用した分岐確率 ③ 格納容器破損頻度の評価結果 ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析 ● 起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析 	<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>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
<ul style="list-style-type: none"> ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シナケンスと分析 i. 不確かさ解析及び感度解析 <ul style="list-style-type: none"> ① 不確か解析結果 ② 感度解析結果 	同上

「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>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. ビアレビュー</p> <p>① ビ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 ビアレビューの手順</p> <p>③ ビアレビューの結果</p> <p>④ ビアレビュー結果のPRAへの反映状況</p>	<p>① レビューの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して選定している。</p> <p>● 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き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。オンサイトレビューに際しては、適宜PRA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。</p> <p>④ 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 PRAを実施するに当たって行った品質保証活動</p> <p>● PRA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PRAを実施した。</p> <p>● 実施に当たってはPRAを含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。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 起回事象
 - 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 起回事象
 - 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 本日まで提出範囲
 - 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

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 起回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 起回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 炉心損傷頻度の計算に用いた計算コードの特徴(検証結果)
- 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 起回事象からCR引抜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を起回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 起回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

本日ご提出範囲

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. a-4 起因事象の抽出に対する網羅性について
- 別紙3. 2. 1. a-5 制御建屋空調系喪失事象の扱いについて
- 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
- 別紙3. 2. 1. d-4 炉心損傷頻度の計算に用いた計算コードの特徴（検証結果）

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

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 外部事象

3.2.1 地震 PRA

外部事象地震レベル 1 PRA（以下、「地震 PRA」という。）は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下、「地震 PSA 学会標準」という。）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 3.2.1-1 図に示す。なお、今回の地震 PRA では、地震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。

3.2.1.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

(1) サイト・プラント関連情報の収集・分析

内部事象出力時レベル 1PRA（以下、「内部事象 PRA」という。）で収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震 PRA を実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を収集・分析した。収集した情報を第 3.2.1.a-1 表に示す。

(2) 地震 PRA において考慮する緩和機能(系統)の概要

地震 PRA において考慮する緩和機能(系統)は「3.1.1 出力運転時 PRA」での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

内部事象 PRA に対する地震 PRA の特徴は以下の通りである。

- ・ 給復水系等の耐震重要度 B または C クラスの設備は基本的には期待しない。ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要となる設備は評価対象とする。
 - ・ 燃料移送系
 - ・ 軽油タンク
- ・ 格納容器バイパスを評価するため、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する原子炉格納容器外の配管（耐震重要度 B クラス）を評価対象とする。
- ・ 地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とする。
- ・ 複数基同時被災の影響を考慮し、隣接号機からの電源融通（高圧電源融通）に期待しない。
- ・ 事故シーケンス評価における起因事象に関しては、複数の建屋・構築物、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時損傷することによる様々な起因事象を合理的に処理するために、成功基準の観点からグループ化を行った上で、プラントへの影響が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを

作成している。

(4) プラントウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得すること、及び、検討したシナリオの妥当性を確認することを目的として、地震 PRA の観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について確認した。評価対象機器選定フローを第 3.2.1. a-1 図に、評価結果の例を第 3.2.1. a-2 図に示す。（別紙 3.2.1. a-1, 別紙 3.2.1. a-2）

- ・耐震安全性の確認
- ・二次的影響の確認

※点検項目については、地震 PSA 学会標準を参考に更に細分化して設定している。

プラントウォークダウンの結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。

(5) 今回実施した地震 PRA の前提条件等について

今回実施した地震 PRA について、主な留意点を以下に示す。

a. 評価の前提条件について

- ・評価地震動範囲は 0.0G~3.0G（解放基盤表面上の加速度）とする。
- ・津波および地震随伴の火災、溢水が建屋、機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみ評価する。

b. 地震の影響について

- ・冗長機器及び設備は、地震の影響により同時に損傷する（完全相関）と仮定する。
- ・余震による炉心損傷への影響は考慮しない。
- ・経年劣化による炉心損傷への影響は考慮しない。

② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範囲に分析し、事故シナリオを設定した。事故シナリオの選定にあたっては、地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム、機器（以下、「SSC」という。）の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震の安全機能への影響、経年劣化を考慮した場合の影響を考慮した。

なお、地震 PRA の対象範囲は、プラント内の設備の中でも地震耐力が比較的弱く、機能喪失時に広範囲の安全設備に影響を及ぼす外部電源設備の損傷による「外部電源喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度 0.02G 以上）とした。

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又は定量的に判断してスクリーニングを行い、事故シナリオの明確化を行った。事故シナリオに

対するスクリーニング結果を第 3.2.1.a-2 表に示す。事故シナリオのスクリーニングについては、これまでに決定論的に評価されている情報または運用面での対策・対応に関する情報に基づき判断している。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を第 3.2.1.a-3 図に示すフローを用いて実施し、以下の起因事象を選定した。(別紙 3.2.1.a-3, 別紙 3.2.1.a-4, 別紙 3.2.1.a-5)

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 格納容器損傷
- ・ 圧力容器損傷
- ・ ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA)
- ・ 格納容器バイパス
- ・ 制御建屋損傷
- ・ 計測・制御系喪失
- ・ 直流電源喪失
- ・ 交流電源・原子炉補機冷却系喪失

これらの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、地震特有の起因事象を分類した。分類した結果を第 3.2.1.a-3 表に示す。

これらの結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係る SSC を抽出し、地震 PRA で対象となる建屋・機器リストを作成した。第 3.2.1.a-4 表にリストを示す。

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

原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準(2015) *1 の方法に基づき評価を行う。

② 確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルとしては、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

i. 海溝型地震

地震本部 (2013) *2 では、東北地方太平洋沖型地震と宮城県沖地震を特定地震として扱っており、本評価でもこれらの地震を特定地震として評価した。東北地方太平洋沖型地震の震源モデルの諸元は、神田ほか (2012) *3, Asano (2012) *4 及び諸井ほか (2012) *5 に基づき設定した。また、宮城県沖地震の震源モデルの諸元は地震本部 (2005) *6 に基づき設定した。東北地方太平洋沖型地震については、地震本部 (2013) と同様に更新過程

を適用した。設定した震源モデルの諸元を第 3.2.1.b-1 表に示す。

ii. 内陸地殻内地震

敷地から 100km 程度以内にある「[新編]日本の活断層」^{*7}に掲載されている確実度 I 及び II の活断層及び敷地周辺の地質調査結果に基づいて評価した活断層等を特定震源としてモデル化した。なお、これらの断層群の連動も考慮した。敷地周辺の主な活断層分布及び震源モデルの諸元を第 3.2.1.b-1 図及び第 3.2.1.b-2 表に示す。

b. 領域震源モデル

敷地から 100km 以内の領域において、地震本部（2013）におけるモデル 1、モデル 2 を参照し、その領域区分、対象領域の最大マグニチュードをモデル化した。設定した領域区分と最大マグニチュードを第 3.2.1.b-2 図に示す。

(2) 地震動伝播モデルの設定

東北地方太平洋沖型地震については、Noda et al.（2002）^{*8}による距離減衰式及び断層モデル手法による評価を実施した。その他の震源については、Noda et al.（2002）による距離減衰式を用い、観測記録に基づいた補正または、内陸補正を考慮した。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、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。

なお、ロジックツリーには、地震本部（2013）のモデル 1 とモデル 2 の両方を、重み付けを考慮し取り入れた。作成したロジックツリーを第 3.2.1.b-3 図に、ロジックツリーの分岐および重み付けの考え方を第 3.2.1.b-3 表に示す。

③ 確率論的地震ハザード評価結果

(1) 地震ハザード曲線

上記により評価した平均地震ハザード曲線を第 3.2.1.b-4 図に、特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線を第 3.2.1.b-5 図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.2.1.b-6 図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動 S_s の設計用応答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルとの比較を第 3.2.1.b-7 図に示す。基準地震動 S_s の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、 $10^{-3} \sim 10^{-6}$ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期毎の平均ハザード曲線を第 3.2.1.b-8 図に示す。

(3) フラジリティ評価用地震動

応答解析に基づく方法に用いるフラジリティ評価用地震動は第 3.2.1.b-9 図に示す一様ハザードスペクトルの形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性は Noda et al. (2002) に基づき、M8.3、等価震源距離 $X_{eq}=132\text{km}$ として設定した。

(参考資料)

- *1 日本原子力学会 (2015) : 日本原子力学会標準, 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準
- *2 地震調査研究推進本部 (2013) : 今後の地震動ハザード評価に関する検討 ～ 2013 年における検討結果～
- *3 神田克久, 武村雅之, 広谷浄, 石川和也 (2012) : 震度分布に基づく 2011 年東北地方太平洋沖地震の短周期地震波発生域, 地震 第 2 輯, 第 65 巻
- *4 Asano, K. and T. Iwata (2012), Source model for strong ground motion generation in the frequency range 0.1-10 Hz during the 2011 Tohoku earthquake, Earth Planets Space, 64, 1111-1123.
- *5 諸井孝文, 広谷浄, 石川和也, 水谷浩之, 引間和人, 川里健, 生玉真也, 釜田正毅 (2013) : 標準的な強震動予測レシピに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現, 日本地震工学会第 10 回年次大会梗概集
- *6 地震調査研究推進本部 (2005) : 宮城県沖地震を想定した強震動評価 (一部修正版)
- *7 活断層研究会編 (1991) : [新編]日本の活断層 分布図と資料, 東京大学出版会
- *8 Noda, S., K. Yashiro, K. Takahashi, M. Takemura, S. Ohno, M. Tohdo and T. Watanabe (2002) : RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis. Oct.16-18, Istanbul
- *9 松田時彦 (1975) : 活断層から発生する地震の規模と周期について, 地震第 2 輯, 第 28 巻, 269-284
- *10 池浦友則, 野田静男 (2005) : 同一地点における地震動応答スペクトルのばらつき - 地震規模と震源距離がそれぞれ等しい強震記録ペアの分析 -, 日本地震工学会論文集, 第 5 巻, 第 3 号, 2005 年
- *11 加藤愛太郎 (2012) : 2011 年東北地方太平洋沖地震の特徴について, 地球科学 第 46 巻, 87-98
- *12 森川信之, 神野達夫, 成田章, 藤原広行, 奥村俊彦, 福島美彦 (2006) : 震源域と観測点を特定した地震動強さのばらつき - 観測記録に基づく検討 -, 第 12 回日本地震工学シンポジウム

3.2.1.c. 建屋・機器フラジリティ

3.2.1.c-1. 建屋フラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第3.2.1.a-4表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋及び制御建屋とした。各建屋の概要をそれぞれ第3.2.1.c-1-1図及び第3.2.1.c-1-2図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

② フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法は、「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）」を用いた。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。

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）

(1) 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確実さ（以下、「 β_r 」という。）と認識論的不確実さ（以下、「 β_u 」という。）については、地震PSA学会標準等に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第3.2.1.c-1-1表に示す。

(2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、耐震壁のせん断破壊の程度を表すことができる指標として、せん断ひずみを選定した。

(3) 地震動強さの指標

地震ハザード評価及び事故シーケンス評価と共通であり、建屋の損傷評価の指標との相関がある指標として、一般的に用いられる解放基盤表面の最大加速度（周期0.02秒時の加速度応答スペクトル値）を選定した。

④ フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震PSA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。損傷限界点の現実的な値を第3.2.1.c-1-2表に示す。

⑤ フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく非線形地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震PSA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

(1) 入力地震動

入力地震動は、フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍した地震動を解放基盤表面に定義し、建屋周辺地盤の状況を適切に考慮したモデルにより評価した。建屋 - 地盤連成モデルへの入力概要を第3.2.1.c-1-3図に示す。

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

女川原子力発電所2号炉のコンクリートの材料物性値を第3.2.1.c-1-3表、原子炉建屋周辺の地盤物性値を第3.2.1.c-1-4表に示す。地震応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PSA学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第3.2.1.c-1-5表に示す。

地震応答解析モデルは、主要な耐震壁を曲げ・せん断部材に置換し、重量を各階床位置に集中させた質点系モデルを用いた。各建屋の地震応答解析モデルを第3.2.1.c-1-4図及び第3.2.1.c-1-5図に示す。

(3) 現実的応答

原子炉建屋及び制御建屋の現実的応答は地震PSA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、その物性値には中央値を与えた応答解析結果により算出した。また、対数標準偏差は、地震PSA学会標準に基づき最大応答せん断ひずみとして0.2を与えた。

⑥ 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答を用いて、各耐震要素の各入力レベルでの損傷確率を対数正規累積分布関数（最小2乗法）により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。高信頼度低損傷確率（以下、「HCLPF」という。）は、95%信頼度フラジリティ曲線における5%損傷確率の加速度として定義する。

建屋のフラジリティ曲線は、各建屋を構成する要素のうち、HCLPFが最小となる要素を対象として算出することとした。

各建屋のフラジリティ曲線を第3.2.1.c-1-6図及び第3.2.1.c-1-7図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確率（加速度中央値）及びHCLPFについて第3.2.1.a-4表に示す。

3.2.1.c-2. 機器のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象は、3.2.1.a.②項で作成した建屋・機器リストに

記載されたものとする。損傷モードは、構造損傷と機能損傷に分類し、評価対象機器の要求機能を踏まえて適切に設定する。

タンク・熱交換器のような静的機器は、要求機能の喪失につながる延性破壊や脆性破壊等の構造損傷の観点から支配的な部位に着目してフラジリティを評価する。また、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器は、システム評価上の要求機能に対応して、構造損傷に加え、動的機能限界や電氣的機能限界等の機能損傷の双方の観点から支配的な部位に着目してフラジリティを評価する。ここで、フラジリティ評価は JEAG4601 に基づき実施した既工認等の耐震評価結果を基に算出する。

なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震評価が実施されるが、部位間で裕度（例えば、設計許容値／発生応力）が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類（引張応力・曲げ応力・組合せ応力等）によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には耐震性評価上最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。

② フラジリティの評価方法の選択

フラジリティの評価方法は、「現実的耐力と現実的応答による方法（以下、「応答解析に基づく方法」という。）」、「現実的耐力と応答係数による方法（以下、「原研法」という。）」、「耐力係数と応答係数による方法（以下、「安全係数法」という。）」の中から「安全係数法」を選択した。

「安全係数法」は後述のとおり、既工認等の地震応答解析結果、耐力係数及び応答係数により評価する。

「安全係数法」は十分精度のある設計応答を基に、不確かさの要因を既往知見に基づく係数として積み上げて現実的応答を求める方法であり、不確かさ要因を考慮した応答解析により現実的応答を直接求める手法と同等の結果が得られると考えられる。

なお、「安全係数法」は米国において、評価手法として提案され^{*13}、約 40 プラントでの評価実績がある^{*14-16}。

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）

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大加速度 A をフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

$$A = A_m \cdot \varepsilon_r \cdot \varepsilon_u$$

ここで、

A_m ：機器が損傷に達する時の地震動強さ（フラジリティ加速度）A の中央値

ε_r ：中央値に対する偶発的不確かさを示すランダム変数。中央値を 1 として

対数標準偏差 β_r である対数正規分布を仮定する。

ε_u : 中央値に対する認識論的不確実さによるランダム変数。中央値を 1 として対数標準偏差 β_u である対数正規分布を仮定する。

フラジリティ加速度 A を累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。

なお、フラジリティ評価では、直接 A_m 、 ε_r 及び ε_u からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様に算定する。

$$A_m = F \cdot A_d \quad (\text{式3.2.1-1})$$

ここで、

F : 安全係数 (裕度)

A_d : 基準地震動の最大加速度

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式3.2.1-2})$$

$$= \frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}} \times \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}$$

応答に関する安全係数 耐力に関する安全係数

$$\therefore F = F_c \cdot F_{RE} \cdot F_{RS} \quad (\text{式3.2.1-3})$$

ここで、

F_c : 機器の耐力係数

F_{RE} : 機器の応答係数

F_{RS} : 建屋の応答係数

(式 3.2.1-1) の安全係数 (裕度) は、(式 3.2.1-2) のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、(式 3.2.1-3) のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合 (応答に関する安全係数) と現実的な耐力に対する設計応答値の割合 (耐力に関する安全係数) に分離して評価する。

ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器の応答係数 F_{RE} と建屋の応答係数 F_{RS} に分割して評価する。

耐力係数 F_c 、機器応答係数 F_{RE} 及び建屋応答係数 F_{RS} は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、さらにいくつかの係数から構成されている。また、これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第 3.2.1.c-2-1 表に示す。

機器の耐力係数 : F_c

$$F_c = F_s \cdot F_\mu$$

ここで、

F_s : 強度係数

F_μ : 塑性エネルギー吸収係数

機器の応答係数 : F_{RE}

$$F_{RE} = F_{SA} \cdot F_D \cdot F_M \cdot F_{MC}$$

ここで、

F_{SA} : スペクトル形状係数

F_D : 減衰係数

F_M : モデル化係数

F_{MC} : モード合成係数

建屋の応答係数 : F_{RS}

$$F_{RS} = F_1 \cdot F_2 \cdot F_3$$

ここで、

F_1 : 解放基盤表面の地震動に関する係数

F_2 : 建屋への入力地震動に関する係数

F_3 : 建屋の地震応答に関する係数

ここで、建屋の応答係数について、第3.2.1.c-2-2表の値を使用する。

④ フラジリティ評価における耐力情報

評価部位及び損傷モード（応力種類）は、その機器において耐震評価上最も裕度の低いものを選定した。耐力値は、その評価部位に使われる部材の、「JSME 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）に記載されている許容値に基づく現実的値を適用した。確率分布は、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果、文献値及び工学的判断等によって評価し、 β_r 、 β_u として定量化して考慮した。

なお、評価部位及び損傷モードの指標については、既工認等における耐震解析で考慮されている。

⑤ フラジリティ評価における応答情報

評価部位及び損傷モード（応力種類）は、その機器において耐震評価上最も裕度の低いものを選定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 β_r 、 β_u として定量化して考慮した。

なお、機器応答の伝達特性については、既工認等における耐震解析で考慮されている。

⑥ 機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第 3.2.1. a-4 表に示す。

機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「大型機器」，「静的機器」，「動的機器」，「電気盤・計装」及び「配管」の 5 グループに分類した。また、グループ毎に代表機器を F V 重要度より抽出し、その評価の具体例を以下に示す。

(1) 大型機器（原子炉圧力容器）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：制御棒駆動機構ハウジング貫通孔
- ・設置位置：原子炉圧力容器下部
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 1000ガル（S s - 2）
- ・評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）
- ・評価対象部位：スタブチューブ
- ・評価応力：軸圧縮応力

第3.2.1. c-2-3表に、制御棒駆動機構ハウジング貫通孔の耐震評価結果を示す。

第3.2.1. c-2-3表をもとにフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数 F_c の評価

(a) 強度係数 F_s の評価

本係数は、設計応力に対する限界応力の持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、 σ_c ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時発生応力

σ_N ：通常運転時応力

評価対象部位であるスタブチューブの材質（NCF600）から、限界応力として「設計・建設規格」の第 I 編付録材料図表 Part7 より $B = 84\text{N/mm}^2$ （評価温度：289℃）を採用する。B 値とは板厚やヤング率等で設定される数値で円筒形設備の圧縮荷重に対して適用される許容基準である。

なお、国内文献^{*17}より上記規格値に含まれる安全率 2.0 倍を考慮して限界応力の中央値とする。

従って、

$$\sigma_c = 2.0 \times B = 2.0 \times 84 = 168\text{N/mm}^2$$

以上より、強度係数 F_s は、以下の通りとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N} = \frac{168-7}{54-7} = 3.43$$

不確実さは、座屈応力評価式や安全率に含まれる不確実さが支配的と考えられるが、残留応力や局所的なひずみの影響によるランダム性の不確実さも考えられるため $\beta_r : \beta_u = 1 : 2$ として算定する。この場合、設計許容値 B 値が 99% 下限値に相当するものとして不確実さを算定する。

$$\beta_c = \frac{1}{2.33} \ln\left(\frac{2 \times B}{B}\right) = 0.30$$

$$\beta_r = \frac{1}{\sqrt{5}} \beta_c = 0.13$$

$$\beta_u = \frac{2}{\sqrt{5}} \beta_c = 0.27$$

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_s = 3.11 \quad \beta_r = 0.13, \quad \beta_u = 0.27$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収による裕度を評価するものである。

座屈評価においては、弾性範囲内で座屈が生じると考えられるため塑性変形によるエネルギー吸収効果が期待できないことから考慮しない。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00 \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を第 3.2.1.c-2-1 図に示す。

$$F_{SA} = \frac{\text{拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度}}{\text{拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度}}$$

本機器については時刻歴解析を適用しており、床応答スペクトルを使用していないため考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本係数は、現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1.c-2-2 図に示す。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での応答値}}{\text{減衰定数の中央値での応答値}}$$

本機器については減衰定数の中央値は設計用減衰定数よりも大きいと考えられるが、保守的に設計用減衰定数と同一とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(c) モデル化係数 F_M の評価

本係数は、機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因する保守性及び不確実さを評価するものである。

本機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、本機器の耐震評価は多質点系モデルを用いて行われているため、不確実さは海外文献^{*13}より0.15とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_M = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.15$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本係数は、機器の地震応答がスペクトルモーダル解析で評価されている場合に、モード合成に起因する保守性及び不確実さを評価するものである。

本機器については時刻歴解析を適用しており、スペクトルモーダル解析を実施していないため考慮しない。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

c. 建屋の応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1. c-2-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本係数は、基準地震動のスペクトルの持つ裕度を評価するものであり、第 3.2.1. c-2-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

中央値は、基準地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋または機器の固有周期における比として、次式により評価する。

$$\text{スペクトル形状係数} = \frac{\text{基準地震動の応答加速度}}{\text{一様ハザードスペクトルの応答加速度}}$$

また、不確実さは、地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮されるため、本係数では考慮しない。

本機器については1次固有周期での比を適用する。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 1.22, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度及び基礎による入力損失に関する設計上の裕度を評価するものである。

本評価では、設計地盤モデルは中央値を与えるとみなし、また基礎が地盤を拘束することによる入力損失は考慮しないことから、中央値を1.00とする。

不確かさは、建屋の地震応答に関する係数 F_3 の不確かさと合わせて評価する。

β_r は、「地震PSA学会標準」で示される代表プラントにおける床応答スペクトルの不確かさが、概ね0.2程度であることから0.20とする。

β_u は、解析モデル化誤差等によるものであり、国内文献^{*18}に基づき0.15とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \beta_r = 0.20, \beta_u = 0.15 \quad (\beta_r \text{ 及び } \beta_u \text{ は } F_3 \text{ と共通})$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤－建屋連成系モデルに関する設計上の裕度および建屋の非線形応答が機器入力に与える裕度を評価するものである。

本評価では、建屋振動モデルは過去の地震観測記録との整合を考慮した諸元を使用していること、また一般的に建屋の非線形挙動により線形時よりも応答加速度が低減される傾向にあることから、中央値を1.00とする。

不確かさは、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の不確かさと合わせて評価する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \beta_r = 0.20, \beta_u = 0.15 \quad (\beta_r \text{ 及び } \beta_u \text{ は } F_2 \text{ と共通})$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-2-4 表に示す。これらの結果より、制御棒駆動機構ハウジング貫通孔のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及びHCLPFは、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1. c-2-4 図に示す。

$$A_m = 4.26 \text{ (G)}$$

$$\beta_r = 0.24, \beta_u = 0.34$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 4.26 \times \exp[-1.65 \times (0.24 + 0.34)] \\ &= 1.64 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(2) 静的機器（水圧制御ユニット）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：水圧制御ユニット
- ・設置位置：原子炉建屋 0.P.6.0m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：剛構造
- ・評価地震動：最大加速度 1000 ガル（S s - 2）
- ・評価項目：構造損傷（支持機能）
- ・評価対象部位：取付ボルト
- ・評価応力：引張応力，せん断応力

第3.2.1.c-2-5表に，水圧制御ユニットの耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-2-5表をもとにフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数 F_c の評価

(a) 強度係数 F_s の評価

ボルトの強度係数については，引張応力及びせん断応力に対して次式により評価する。

$$\left(\frac{\sigma}{\sigma_c}\right)^2 + \left(\frac{\tau}{\tau_c}\right)^2 = \left(\frac{1}{F_\sigma}\right)^2 + \left(\frac{1}{F_\tau}\right)^2 = \left(\frac{1}{F_s}\right)^2$$

ここで，

σ : 引張応力

τ : せん断応力

σ_c : 限界引張応力の中央値

τ_c : 限界せん断応力の中央値

F_σ : 引張に対する余裕度

F_τ : せん断に対する余裕度

以上より，強度係数 F_s は次式により評価する。

$$F_s = \frac{1}{\sqrt{\left(\frac{1}{F_\sigma}\right)^2 + \left(\frac{1}{F_\tau}\right)^2}}$$

評価対象部位である取付ボルトの材質（SCM435）から，限界応力として「設計・建設規格」の第 I 編付録材料図表 Part5 の引張応力 $S_u = 906\text{N/mm}^2$ （評価温度：50°C）を採用する。

なお，上記規格値に含まれる余裕（ S_u 値の1.17倍）考慮するとともに，限界引張応力は谷径断面積と呼び径断面積の比（0.75）を乗じ，限界せん断応力はせん断の許容値に適用する $\sqrt{3}$ で除した値とする。

従って，

$$\begin{aligned}\sigma_c &= S_u \times 1.17 \times 0.75 = 906 \times 1.17 \times 0.75 = 795 \text{ N/mm}^2 \\ \tau_c &= (S_u \times 1.17) / \sqrt{3} = (906 \times 1.17) / \sqrt{3} = 612 \text{ N/mm}^2 \\ F_\sigma &= \sigma_c / \sigma = 795 / 286 = 2.78 \\ F_\tau &= \tau_c / \tau = 612 / 81 = 7.56\end{aligned}$$

$$F_s = \frac{1}{\sqrt{\left(\frac{1}{F_\sigma}\right)^2 + \left(\frac{1}{F_\tau}\right)^2}} = \frac{1}{\sqrt{\left(\frac{1}{2.78}\right)^2 + \left(\frac{1}{7.56}\right)^2}} = 2.61$$

不確かさ β_u として、限界応力における引張応力の中央値 $1.17 \times S_u$ に対して、規格値 S_u が 99% 信頼下限に相当すると考える。

$$\beta_u = \frac{1}{2.33} \ln\left(\frac{1.17 \times S_u}{S_u}\right) = 0.07$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = 2.61 \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.07$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

ボルトの塑性変形は局所的であり、塑性エネルギーの吸収はほとんど期待できないため、塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(c) モデル化係数 F_M の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

c. 建屋の応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1.c-2-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは、原子炉建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。

$$F_1 = 0.86, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_r = 0.20, \quad \beta_u = 0.15$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \quad \beta_r = 0.20, \quad \beta_u = 0.15$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-2-6表に示す。これらの結果より、水圧制御ユニットのフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及びHCLPFは、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-5図に示す。

$$A_m = 2.28 \text{ (G)}$$

$$\beta_r = 0.20, \quad \beta_u = 0.17$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.28 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.17)] \\ &= 1.24 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(3) 動的機器（ディーゼル機関）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関
- ・ 設置位置：原子炉建屋 O.P. 15.0m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛構造
- ・ 評価地震動：最大加速度 1000ガル（S s-2）
- ・ 評価項目：機能損傷（動的機能）

第3.2.1.c-2-7表に、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関の耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-2-7表をもとにフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

本係数は下記の式で算出する。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$$

・ 損傷加速度中央値について

ディーゼル機関のように、構造強度に加え動的機能維持が必要な機器は、試験加速度（機能維持確認済加速度 等）に基づきフラジリティ評価を行う。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、損傷加速度の HCLPF＝試験加速度とする。また、誤動作・損傷に対する損傷加速度中央値 A_m を HCLPF から下記のように推定する。

$$\begin{aligned} A_m &= \text{HCLPF} / 0.9 \\ &= 3.3 / 0.9 \\ &= 3.67 \text{ (G)} \end{aligned}$$

不確かさは、 A_m と HCLPF より求める。 A_m と HCLPF の関係は以下のとおりである。

$$A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

β_r と β_u は同程度と考え、 $\beta_r = \beta_u$ とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{3.67}{1.61} = 2.28$$

$$\beta_r = 0.03, \beta_u = 0.03$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

本機器のような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(c) モデル化係数 F_M の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

c. 建屋の応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1.c-2-2 表に示す原子炉建屋の建屋応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは、原子炉建屋の 1 次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。

$$F_1 = 0.86, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_r = 0.20, \quad \beta_u = 0.15$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \quad \beta_r = 0.20, \quad \beta_u = 0.15$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1.c-2-8 表に示す。これらの結果より、ディーゼル機関のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1.c-2-6 図に示す。

$$A_m = 2.00 \text{ (G)}$$

$$\beta_r = 0.20, \quad \beta_u = 0.15$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.00 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.15)] \\ &= 1.12 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(4) 電気盤・計装（電気盤）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：125 V 直流受電パワーセンタ 2 A
- ・ 設置位置：制御建屋 0.P. 8.00m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛構造
- ・ 評価地震動：最大加速度1000ガル（S s-2）
- ・ 評価項目：機能損傷（電氣的機能）

第3.2.1.c-2-9表に、125 V 直流受電パワーセンタ 2 A の耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-2-9表をもとにフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数 F_c の評価

(a) 強度係数 F_s の評価

本係数は下記の式で算出する。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$$

・ 損傷加速度中央値について

電気盤・計装のように、構造強度に加え電氣的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能維持確認済加速度 等）に基づきフラジリティ評価を行う。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、以下に示す方法（ここでは、「 β 設定法」という。）により誤動作・損傷に対する損傷加速度中央値を推定する。

[β 設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPF は次式により評価される。

$$\text{HCLPF} = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

上式より、

$$A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

これと同様に、加振試験における損傷加速度中央値と損傷加速度の HCLPF の関係は次式により表される。

$$\text{損傷加速度中央値} = \text{損傷加速度の HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

従って、“損傷加速度の HCLPF = 試験加速度” とし、不確かさ β_r 及び β_u を与えることにより、損傷加速度中央値を推定できる。

なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確かさは $\beta_r = 0.10$, $\beta_u = 0.20$ 程度と考えられる。

従って、パワーセンタの損傷加速度中央値は、 β 設定法に基づき以下の通りとなる。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u)) \\ &= 2.31 \times \exp(1.65 \times (0.10 + 0.20)) \\ &= 3.79 \text{ (G)} \end{aligned}$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{3.79}{1.42} = 2.67$$

$$\beta_r = 0.10, \quad \beta_u = 0.20$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

電気盤・計装については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{SA}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(c) モデル化係数 F_M

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{MC}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

c. 建屋の応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1.c-2-2 表に示す制御建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは、制御建屋の 1 次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。

$$F_1=0.88, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_2=1.00, \beta_r=0.20, \beta_u=0.15$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_3=1.00, \beta_r=0.20, \beta_u=0.15$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1-c-10 表に示す。これらの結果より、パワーセンタのフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1.c-2-7 図に示す。

$$A_m=2.40 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.22, \beta_u=0.25$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.40 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.25)] \\ &= 1.11 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(5) 配管（原子炉補機冷却水系弁）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：原子炉補機冷却水系弁
- ・設置位置：原子炉建屋 0. P. -8. 1m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造（当該弁を含む配管）
- ・評価地震動：最大加速度 1000 ガル（S s - 2）
- ・評価項目：機能損傷（動的機能）

第3. 2. 1. c-2-11表に、原子炉補機冷却水系弁の耐震評価結果を示す。第3. 2. 1. c-2-11表をもとにフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数 F_c の評価

(a) 強度係数 F_s の評価

本係数は下記の式で算出する。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$$

・損傷加速度中央値について

弁のように、動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能維持確認済加速度 等）に基づきフラジリティ評価を行う。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、損傷加速度の HCLPF = 試験加速度とする。また、誤動作・損傷に対する損傷加速度中央値 A_m を HCLPF から下記のように推定する。

$$\begin{aligned} A_m &= \text{HCLPF} / 0.9 \\ &= 9.5 / 0.9 \\ &= 10.56 \text{ (G)} \end{aligned}$$

不確実さは、 A_m と HCLPF より求める。 A_m と HCLPF の関係は以下のとおりである。

$$A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

β_r と β_u は同程度と考え、 $\beta_r = \beta_u$ とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{10.56}{5.15} = 2.05$$

$$\beta_r = 0.03, \quad \beta_u = 0.03$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

弁のような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定

できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{\mu} = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価

当該弁の地震による応答加速度は、当該弁を含む配管のスペクトルモーダル解析により得られることから、機器の応答係数は配管に対して評価する。

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

本機器は拡幅した床応答スペクトルにより耐震評価を行っているため本係数を考慮する。なお、応答スペクトル比（拡幅後／拡幅前）は、サイト・プラントによらず有意な差はないと考えられるため、代表プラントで評価した値を用いる。

代表プラントでの応答スペクトル比は、機器系の主要周期帯である0.05～0.1秒に対して1.1～1.4であり、この知見から中央値 F_{SA} を算定する。また、不確かさは応答スペクトル比の最小値と最大値がそれぞれ中央値に対し－95%下限値と+95%上限値に相当するものとみなし算定する。なお、不確かさは、本係数を各機器に対して一般値として適用するため、すべて β_u とする。

$$F_{SA} = \sqrt{1.1 \times 1.4} = 1.24$$

$$\beta_u = \frac{1}{1.65 \times 2} \ln\left(\frac{1.4}{1.1}\right) = 0.07$$

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.24, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.07$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本機器の設計用減衰定数と減衰定数の中央値での応答値の比は、下記のNewmark応答倍率式*20を用いる。

$$\text{応答値} = 3.21 - 0.68 \times \ln(h)$$

ここで、 h ：減衰定数（%）

減衰定数の中央値及び不確かさは、振動試験データや基準類等を参考にして設定する。

なお、不確かさ β_c は、振動試験による減衰データの下限值を設計用減衰として用いているため、設計用減衰定数による応答が減衰定数の中央値による応答の99%上限値と仮定して算出する。 β_r と β_u は1：1で配分する。

本機器においては、設計用減衰定数2.0%、減衰定数の中央値5.3%を用いる。

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(2)}{3.21 - 0.68 \times \ln(5.3)} = 1.32$$

$$\beta_r = \beta_u = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln\left(\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(2)}{3.21 - 0.68 \times \ln(5.3)}\right) = 0.08$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D=1.32, \beta_r=0.08, \beta_u=0.08$$

(c) モデル化係数 F_M の評価

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、本機器の耐震評価は多質点系モデルを用いて行われているため、不確かさは海外文献^{*13}より0.15とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.15$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本機器はスペクトルモーダル解析を行っているため、モード合成法に含まれる余裕としては、「地震PSA学会標準」に基づき、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{MC}=1.03, \beta_r=0.13, \beta_u=0.00$$

c. 建屋の応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1.c-2-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本機器については、原子炉補機冷却水系配管の1次固有周期より短周期側の比の最小値を適用する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_1=0.86, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_2=1.00, \beta_r=0.20, \beta_u=0.15$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_3=1.00, \beta_r=0.20, \beta_u=0.15$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1-c-2-12 表に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水系弁のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及びHCLPFは、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1.c-2-8 図に示す。

$$A_m=3.03 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.25, \beta_u=0.24$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 3.03 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.24)] \end{aligned}$$

=1.35 (G)

(参考資料)

- *13 : R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)
- *14 : R. Kassawara. EPRI Report 1003121. “Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations”, Electric Power Research Institute. December 2001
- *15 : Westinghouse Electric Company. “AP-1000 Design Control Document”, December 2011
(年・月は、AP1000標準設計認証修正版のNRC認可時期を示す)
- *16 : General Electric (GE) Nuclear Energy, “ABWR Design Document”, March 1997
(年・月は、ABWR標準設計認証のNRC認可時期を示す)
- *17 : 原子炉構造設計 数値解析から耐震設計まで, 矢川元基・一宮正和, 倍風館
- *18 : 原子力発電所建屋のフラジリティ評価における認識的不確実さに関する研究 (その3)まとめ, 日本建築学会大会学術講演梗概集 (九州), 2007年8月
- *19 : 安全研究年報 (平成24年度), 平成25年8月, 独立行政法人 原子力安全基盤機構
- *20 : N. M. Newmark and W. J. Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-0098

3.2.1.d. 事故シーケンス

① 起回事象

(1) 評価対象とした起回事象のリスト, 説明及び発生頻度

3.2.1.a. ②にて同定した地震時特有の要因による分析を踏まえた地震 PRA における起回事象及びその説明を以下に示す。また, 起回事象の発生頻度を第 3.2.1.d-1 表に示す。

a) 外部電源喪失

地震耐力の小さい外部電源設備の損傷により引き起こされる過渡事象である。他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため, 他の過渡事象 (非隔離事象等) を代表する起回事象として選定した。

b) 原子炉建屋損傷

原子炉建屋の損傷により, 原子炉格納容器, 原子炉压力容器, 非常用交流電源や注水設備等の広範囲にわたる建屋内の構築物及び緩和設備が損傷する事象である。発生した場合にどの程度緩和設備に期待できるか不明であるため, 保守的に緩和手段のない起回事象として選定した。

c) 格納容器損傷

原子炉格納容器等の損傷により, 原子炉压力容器, 原子炉格納容器内配管,

主蒸気逃がし安全弁等の原子炉格納容器内及び周辺設備が損傷する事象である。発生した場合の損傷程度の特が難しく、どの程度緩和設備に期待できるか不明であるため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

d) 圧力容器損傷

原子炉圧力容器の損傷により大規模な LOCA の発生及び緩和設備が機能喪失する事象を想定する。発生した場合の損傷程度の特が難しく、どの程度緩和設備に期待できるか不明であるため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

e) ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA)

原子炉格納容器内配管の破断またはノズルの損傷により原子炉格納容器内に原子炉冷却材が流出する事象である。発生した場合の損傷程度及び漏えい量の特が難しいため、保守的に ECCS 容量を超える LOCA を想定し小破断・中破断・大破断 LOCA を包絡する起因事象として選定した。(別紙 3. 2. 1. d-1)

f) 格納容器バイパス

主蒸気隔離弁、原子炉冷却材浄化系隔離弁または給水系隔離弁の損傷による原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離失敗及び原子炉格納容器外の耐震重要度低クラス配管の損傷により、格納容器バイパスが発生する事象である。発生した場合の損傷程度が不明であり、どの程度緩和設備に期待出来るか不明であるため、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

g) 制御建屋損傷

制御建屋の損傷により、建屋内の中央制御盤及び直流電源等が損傷する事象である。事象発生時、ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

h) 計測・制御系喪失

計測機器及び制御盤の損傷により、緩和設備が機能喪失する事象である。事象発生時、ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

i) 直流電源喪失

直流電源設備の損傷により、D/G の起動失敗、直流電源で機能する緩和設備が機能喪失する事象である。発生した場合にはほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

j) 交流電源・原子炉補機冷却系喪失

非常用交流母線、D/G 及び原子炉補機冷却系機器の損傷により、非常用交流電源が喪失する事象である。また、事象発生の有無により、その後のプラントの挙動が大きく異なるため、起因事象として選定した。

(2) 階層イベントツリーとその説明

選定した起因事象の発生頻度を合理的に評価するため、階層イベントツリーにより起因事象の階層化を行った。階層イベントツリーのヘディングは、内部事象 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。第 3.2.1. d-1 図に地震 PRA の階層イベントツリーを示す。

起因事象の発生頻度は、それぞれ関連する事象をイベントツリーのヘディングに設定し、それぞれ対象となる SSC のフラジリティ及びランダム故障確率を評価することで算出する。なお、後続のヘディングの分岐確率は、内部事象 PRA との境界となる外部電源喪失を除き、先行のヘディングで考慮している事象が発生しないという条件において評価する。(別紙 3.2.1. d-2)

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

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、地震時においても内部事象 PRA と相違ない。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、緩和手段がない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 PRA と同様に 24 時間とする。また、地震動で損傷した機器の復旧は期待しない。(別紙 3.2.1. d-3)

③ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

イベントツリーは小イベントツリー／大フォールトツリー法に基づいて作成し、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事象の進展に影響する重要な設備状態および運転員操作を選定した。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、炉心損傷に至る事故シーケンスグループの分類を行った。分類した結果を第 3.2.1. d-2 表に示す。

本評価では、以下に示す 3 つのイベントツリーを作成し、各々を結合した。

a) 階層イベントツリー

地震発生による外部電源喪失と組み合わせて、プラントの事故に至る起因事象は、階層イベントツリーで考慮する。階層イベントツリーは第 3.2.1. d-1 図の通りである。

b) 外部電源喪失時イベントツリー

階層イベントツリーの外部電源ヘディング失敗後のヘディングに全て成功した場合、本ツリーに至る。外部電源喪失時イベントツリーでは非常用交流

電源は既に確保されているとする。外部電源喪失時イベントツリーを第 3. 2. 1. d-2 図に示す。

c) 全交流動力電源喪失時イベントツリー

非常用交流電源の確保に失敗し、スクラムに成功した場合に、本ツリーに至る。全交流動力電源喪失時イベントツリーを第 3. 2. 1. d-3 図に示す。

④ システム信頼性

(1) 評価対象としたシステムとその説明

内部事象 PRA でまとめた情報の活用や、地震による建屋・機器ごとの損傷モードによるプラントへの影響を整理して作成した建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象 PRA と同等である。

なお、給復水系等の耐震重要度 B または C クラスの設備は基本的には期待しない。ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要となる設備は評価対象とする。評価対象システムの一覧を第 3. 2. 1. d-3 表に示す。

- ・燃料移送系
- ・軽油タンク
- ・耐震重要度 B クラス配管

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取り扱い

冗長設備は基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されるため、同様の系統及び機器に対する機能喪失は、系統間及び機器間で完全に従属するものとした。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を想定した。

(3) システム信頼性評価結果

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 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がある設備については建屋・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。

(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

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。

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

a. 起因事象発生前人的過誤

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はないため、内部事象 PRA での検討結果を用いた。起因事象発生前の人的過誤確率を第 3. 2. 1. d-4 表に示す。

b. 起因事象発生後人的過誤

事象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内的事象 PRA における人的過誤と同様である。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。起因事象発生後の人的

過誤確率を第 3.2.1.d-5 表に示す。

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

本評価では、信頼性解析支援システムを使用し、フォールトツリー結合法によってミニマルカットセットを作成し、炉心損傷頻度を算出した。(別紙 3.2.1.d-4)

なお、評価地震動範囲は 0.0G～3.0G とした。

(2) 炉心損傷頻度結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 3.3×10^{-5} (／炉年) と算出された。

起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第 3.2.1.d-6 表に、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第 3.2.1.d-7 表に、加速度区分別の炉心損傷頻度を第 3.2.1.d-8 表に示す。

起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.1.d-4 図、事故シーケンスグループ別の寄与割合を第 3.2.1.d-5 図、また、加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率を第 3.2.1.d-6 図に示す。

(3) 評価結果の分析

起因事象別の結果では、交流電源・原子炉補機冷却系喪失を起因とする炉心損傷頻度が最も大きく (46.0%)、次いで外部電源喪失を起因としたもの (44.0%) となった。

事故シーケンスグループ別の結果では、長期 TB (41.7%) と TW (36.3%) が大部分を占める結果となった。

長期 TB では、ランダム故障による交流電源・原子炉補機冷却系の機能喪失の寄与が支配的となった。地震による外部電源が喪失し、交流電源・原子炉補機冷却系が喪失した場合には、全交流動力電源喪失が発生することとなる。本評価においては、外部電源の復旧には期待していないことから、RCIC が健全な場合においても直流電源が枯渇し炉心損傷に至る。

TW では、地震による機器の故障ではなく、RHR 系のランダム故障による機能喪失の寄与が支配的となった。RCIC 注水に成功するも、ランダム要因により RHR による格納容器除熱に失敗し、炉心損傷に至る。

地震加速度区分別では、0.2G～0.4G が最も支配的な加速度区間となった。これは、この加速度領域 (低加速度領域) においては、機器の地震故障に対してランダム故障の寄与が支配的になるためである。

なお、原子炉建屋損傷、計測・制御系喪失などの炉心損傷直結事象については、事象進展の特定、詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため、保守的に炉心損傷直結事象として整理しており、地震に対するプラントの現実的な耐性が PRA の結果に現れているものではない。

(4) 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するため FV 重要度を評価した。評価結果を第 3.2.1.d-9 表に示す。

ランダム故障による格納容器除熱機能喪失が最も炉心損傷への寄与割合が大きく，約 4 割を占めた。次いで，交流電源・原子炉補機冷却系ランダム故障の FV 重要度が高い結果となっているが，これは，長期 TB に係るランダム故障である。続いて，RCIC ランダム故障が続き，FV 重要度の上位 3 位をランダム故障が占める結果となった。

b. 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の下限值(5%)，中央値(50%)，平均値及び上限値(95%)の評価結果を第 3.2.1.d-10 表及び第 3.2.1.d-7 図に示す。

全炉心損傷頻度の平均値は 3.2×10^{-5} (／炉年) となった。不確実さ幅を示すエラーファクタは 4.0 となり，95%上限値と 5%下限値の間に約 16 倍程度の不確実さの幅があるという結果となった。

c. 感度解析

感度解析は，相関仮定に係るケースについて実施した。

a) 感度解析ケース

本評価では，同様の系統及び機器に対しては，地震に対する耐力及び応答は完全相関を仮定している。この仮定の炉心損傷頻度への影響について評価するため，FV 重要度の上位を占める非常用 MCC，燃料移送系設備(燃料移送系配管，軽油タンク)，直流主母線盤及び非常用ディーゼル機関に対して完全独立を仮定した場合の感度解析を実施した。なお，評価対象の事故シーケンスグループは上記設備の影響が大きい全交流動力電源喪失グループとした。

b) 評価結果

感度解析の結果を第 3.2.1.d-11 表に示す。完全独立を想定した場合，長期 TB で約 3 割，TBU で約 2 割，TBP で約 2 割，TBD で約 9 割炉心損傷頻度が低減した。炉心損傷頻度に対する改善寄与割合が大きい TBD シーケンスに対する加速度毎の炉心損傷頻度を第 3.2.1.d-8 図に示す。設備損傷による炉心損傷が支配的となる約 0.5G 以上で完全独立(多重化)の効果が表れており，この改善効果が当該シーケンスグループの炉心損傷頻度の低減に寄与したと考えられる。

第3.2.1.a-1表 地震レベルIPRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源(1/2)

	PRA評価作業	情報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握 PRA評価作業	PRA実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象PRA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) 全体配置図, 機器配置図, 耐震計算書, プラントウォークダウン報告書 発電用原子炉設置変更許可申請書
2	地震ハザード評価	敷地周辺地域における地震発生様式を考慮し, 震源モデルの設定に係る震源特性や, 地震動伝播モデルの設定に係わる地震動伝播特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉設置許可申請書 気象庁地震カタログ 文献調査結果, 地震観測記録 地震調査研究推進本部(2013): 今後の地震動ハザード評価に関する検討 ~2013年における検討結果~
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 国内外のPRA情報 工事計画認可申請書
4	事故シナリオの分析と起 因事象の分類 評価	a) 事故シナリオの分析	<ul style="list-style-type: none"> 国内外のPRA情報 地震PSA学会標準 上記1の情報源 既往のPRA情報 NUREG/CR-1278
		b) 成功基準の設定	
		c) システムのモデル化	
		d) 事故シナリオの定量化	
		<ul style="list-style-type: none"> 安全系など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 対象プラントに即した機器故障モード, 運転形態 評価結果の妥当性を確認できる情報 	

第3.2.1.a-1表 地震レベルIPRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源(2/2)

	参考文献
地震ハザード評価	<p>*1 日本原子力学会(2015):日本原子力学会標準,原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 *2 地震調査研究推進本部(2013):今後の地震動ハザード評価に関する検討 ~2013年における検討結果~ *3 神田克久,武村雅之,広谷浄,石川和也(2012):震度分布に基づく2011年東北地方太平洋沖地震の短周期地震波発生域,地震 第2巻,第65巻 *4 Asano, K. and T. Iwata (2012), Source model for strong ground motion generation in the frequency range 0.1-10 Hz during the 2011 Tohoku earthquake, Earth Planets Space, 64, 1111-1123. *5 諸井孝文,広谷浄,石川和也,水谷浩之,引間和人,川里健,生玉真也,釜田正毅(2013):標準的な強震動予測レシビに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現,日本地震工学会第10回年次大会梗概集 *6 地震調査研究推進本部(2005):宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版) *7 活断層研究会編(1991):[新編]日本の活断層分布図と資料,東京大学出版会 *8 Noda, S., K. Yashiro, K. Takahashi, M. Takemura, S. Ohno, M. Tohdo and T. Watanabe (2002): RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis. Oct.16-18, Istanbul *9 松田時彦(1975):活断層から発生する地震の規模と周期について,地震第2巻,第28巻,269-284 *10 池浦友則,野田静男(2005):同一地点における地震動応答スペクトルのばらつき-地震規模と震源距離がそれぞれ等しい強震記録ペアの分析-,日本地震工学会論文集,第5巻,第3号,2005年 *11 加藤愛太郎(2012):2011年東北地方太平洋沖地震の特徴について,地球科学第46巻,87-98 *12 森川信之,神野達夫,成田章,藤原広行,奥村俊彦,福島美彦(2006):震源域と観測点を特定した地震動強さのばらつき-観測記録に基づく検討-,第12回日本地震工学シンポジウム *13 R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, "Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies", Nuclear Engineering and Design 79(1984) *14 R. Kassawara. EPRI Report 1003121. "Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations", Electric Power Research Institute. December 2001 *15 Westinghouse Electric Company. "AP-1000 Design Control Document", December 2011 (年・月は,AP1000標準設計認証修正版のNRC認可時期を示す) *16 General Electric (GE) Nuclear Energy, "ABWR Design Document", March 1997 (年・月は,ABWR標準設計認証のNRC認可時期を示す) *17 原子炉構造設計 数値解析から耐震設計まで,矢川元基・一宮正和,倍風館 *18 原子力発電所建屋のフラジリティ評価における認識的不確実さに関する研究(その3)まとめ,日本建築学会大会学術講演梗概集(九州),2007年8月 *19 安全研究年報(平成24年度),平成25年8月,独立行政法人 原子力安全基盤機構 *20 N. M. Newmark and W. J. Hall, "Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants", NUREG/CR-0098</p>
建屋・機器 フラジリティ 評価	

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング(1/5)

①本震による炉心損傷事故に直接的に繋がらうる事故シナリオ		分析	スクリーニング結果
事故シナリオ			
耐震重要度Sクラス機器の損傷		地震PRAでは設計基準地震動を超えるような領域の地震を考慮するため、そのような地震が発生した場合には耐震重要度Sクラスの機器が損傷し、重大な事象に至る可能性がある。	地震PRAで考慮
安全設備の使命時間内の機能維持に必要な設備の損傷		事象緩和に必要な設備を使命時間の間作動させるのに必要な設備(燃料移送系設備等)が損傷した場合、重大な事象に至る可能性がある。	地震PRAで考慮
耐震重要度Sの非常用発電機用の蓄電池の過放電に伴う立ち上がりが不能		<ul style="list-style-type: none"> 蓄電池は定期的な点検(サンプル確認及び全数確認)により保守管理されており、地震以外の過放電であればランダム故障として考慮している。 また、加振試験により蓄電池の機能維持が確認されており、地震時の過放電の可能性は極めて低い。 	除外

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(2/5)

②本震による炉心損傷事故に間接的に繋がらうる事故シナリオ 一安全機能を有する建屋・構築物、機器以外の屋内・屋外設備の損傷（その1）		スクリーニング結果
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器、格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> 天井クレーンは、Ss 地震動に対して落下防止対策を有している。 また、通常時は原子炉圧力容器、原子炉格納容器上になく、運転中に地震動により落下して、原子炉圧力容器、原子炉格納容器が損傷することはない。 東北地方太平洋沖地震においても、天井クレーン走行部については、軸受が損傷していたもの、落下防止機能は満足しており、安全上重要な設備に波及的影響を与えていないことを確認している。 	除外
耐震重要度 B、C クラスの損傷に伴う耐震重要度 S クラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 当該プラントの耐震設計において、耐震重要度 S クラスの機器は、耐震重要度 B、C クラスの機器の破損によって波及的影響が生じないよう配置等の考慮を行っている。 プラントウォークダウンにより耐震重要度 S クラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	除外
主タービンの軸受などの損傷に伴うタービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気タービンは十分な破損防止策が施されている。 また、タービンミサイルの発生確率及び防護対象設備への到達確率より、タービンミサイルによる同設備の損傷確率は極めて小さい。 仮にタービンミサイルが起こったとしても、それに耐えうるだけの建屋壁強度を有しており、損傷が波及しないよう安全系の系統分離がされている。 	除外
排気筒の転倒による原子炉建屋又は周辺構築物への影響	<ul style="list-style-type: none"> 2号炉排気筒は安全機能を有する建屋・構築物から十分離れており、排気筒の転倒による原子炉建屋又は周辺構築物への影響はない。 	除外

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(3/5)

②本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりを有する事故シナリオ 一安全機能を有する建屋・構築物、機器以外の屋内・屋外設備の損傷(その2)		スクリーニング結果
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	安全機能を有する建屋・構築物の周辺に斜面はない。	除外
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源損失への影響	本評価では、外部電源設備の中でも比較的地震耐力の小さい碍子部を、実力よりもフラジリティを保守的に設定することにより、他の外部電源設備の損傷を代表させて評価している。このため、鉄塔などの損傷に伴う外部電源損失への影響は、碍子部の損傷に包絡して評価している。	地震 PRA で考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な工業用水などの原水供給停止に伴う冷却水枯渇の影響	安全上重要な設備の冷却は、海水を最終ヒートシンクとする耐震設計された冷却設備で構成されており、原水供給には期待していない。	除外
海水ポンプ室、配管トレンチダクトなどの損傷による最終ヒートシンク喪失への影響	海水ポンプ室、配管トレンチダクトの地震耐力は、RSW 配管、RSW ポンプ等の最終ヒートシンクに関わる設備と比較して強く、直接の最終ヒートシンク喪失要因にならない。	除外

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(4/5)

②本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりを有する事故シナリオ —地震時特有の現象による運転操作の阻害及び地震時の安全機能への人的過誤の影響		スクリーニング結果
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震発生前（施設の計画，設計，材料選定，製作，組立，完成検査）のミス	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設の安全性，信頼性及び点検保守上の要求を満足するため，設計・製作・施工段階における品質保証活動で適正に管理されている。 ・また，万が一，これらのミスがあったとしても，多重性を備えた設備の全てに同様のミスが発生する可能性は小さいと考えられる。 	除外
地震中，地震後の操作員，構内勤務者，周辺関係者（送電関係など）のミスオペレーション	<ul style="list-style-type: none"> ・地震中には特に必要となる操作はないため，人的過誤の影響はない。 ・地震後の混乱に伴う高ストレス状態は，操作員の操作の阻害要因となるため，人的過誤を考慮している。 ・ただし，操作員以外の人員による操作は必要ないため考慮しない。 	地震 PRA で考慮
変圧器などの碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> ・現場での復旧操作には期待していないため停電の影響はない。 ・中央制御室への影響も，非常用照明が備えられているため，小さいと考えられる。 	除外
地盤液状化，よう壁損傷による構内通行支障	安全上重要な設備は中央制御室より操作できるため問題としないと考えるとされる。	除外
二次部材損傷による操作員等従業員への影響	施設内の損壊物や地震動による飛来物が操作員等を傷付け，操作を妨げる可能性があるが，中央制御室付近において，運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にはない。	除外

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(5/5)

③余震に係る事故シナリオ		スクリーニング結果
事故シナリオ	分析	除外 (今後の課題)
余震による炉心損傷への影響	<p>本震と比較して、余震のハザード又は建屋・構造物及び機器・配管系の損傷に対する影響が無視できない場合、本震と余震の地震動を連続して受けた場合の事故シナリオを分析して炉心損傷頻度を評価する必要がある。</p> <p>しかし、これらの評価技術は研究段階にあり、評価方法の詳細及び評価例などに関する情報が非常に少ないため、余震による炉心損傷への影響評価方法を体系的に示すには至っていない。(別紙 3.2.1.a-3)</p>	
④経年変化に係る事故シナリオ		スクリーニング結果
事故シナリオ	分析	除外
経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響	<p>予防保全等で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。</p>	

第 3.2.1.a-3 表 地震により発生する起因事象の検討結果 (1/3)

区分	起因事象グループ	地震 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 した起因事象	非隔離事象	地震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 誤動作等	同上	(○)
	外部電源喪失	地震による外部電源設備の損傷により外部電源喪失が発生する。	○
	S/R 弁誤開放	地震による外部電源喪失発生後の S/R 弁再閉鎖失敗の事故シナリオに包絡される。	(○)
	小破断 LOCA	地震により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より事象進展の厳しい ECCS 容量を超える LOCA (E-LOCA) に包絡される。	(○)
	中破断 LOCA	同上	(○)
	大破断 LOCA	同上	(○)

※(○)は評価対象とした起因事象に包絡されることを示す。

第 3.2.1.a-3 表 地震により発生する起回事象の検討結果 (2/3)

区分		起回事象グループ	地震 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	交流電源故障・原子 炉補機冷却系故障	内部事象 PRA で評価する、片系統機能喪失時の手動停止を起因とする事象は考慮 していない。	×
		直流電源故障	同上	×
通常停止	通常停止	タービン・サポート 系故障	地震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	地震発生時に本事象が発生する可能性はない。	×
地震 PRA 特有の起回事象	地震 PRA 特有の起回事象	原子炉建屋損傷	地震による原子炉建屋、原子炉压力容器または原子炉格納容器の損傷に伴い、大 規模な LOCA 及び広範囲の緩和設備の機能喪失が発生する。	○
		格納容器損傷		
		压力容器損傷		

※(○)は評価対象とした起回事象に包絡されることを示す

第 3.2.1.a-3 表 地震により発生する起回事象の検討結果 (3/3)

区分	起回事象グループ	地震 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象 外
地震 PRA 特有の起回事象	E-LOCA	地震による格納容器内配管の複数本破断が発生し、ECCS 容量を超える冷却材喪失が発生する。	○
	制御建屋損傷	地震による制御建屋の損傷に伴い、建屋内の直流電源及び中央制御盤が喪失する。	○
	計測・制御系喪失	地震による計測機器及び中央制御盤が損傷し、計測・制御系が喪失する。	○
	格納容器バイパス	地震により原子炉冷却材圧カバウンダリの隔離弁及び格納容器外配管が損傷し、格納容器バイパスが発生する。	○
	交流電源・原子炉補機冷却系喪失	地震起因またはランダム要因により交流電源または原子炉補機冷却系設備が機能喪失し、交流電源・原子炉補機冷却系が喪失する。ただし、同一系統内の冗長設備は完全相関を仮定した。	○
	直流電源喪失	地震起因またはランダム要因により直流電源設備が機能喪失し、直流電源が喪失する。ただし、同一系統内の冗長設備は完全相関を仮定した。	○

第3.2.1.a-4表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(1/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	HCLPF(G)
外部電源喪失	外部電源設備	構造損傷	碍子	0.22 0.20 0.28	0.10
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造損傷	—	2.88 0.14 0.15	1.79
格納容器損傷	原子炉格納容器本体 (原子炉格納容器スタビライザ)	構造損傷	外側ファイメイルシヤラグ本体(溶接部)	2.99 0.22 0.24	1.40
格納容器損傷	原子炉格納容器本体 (ボックスサポート)	構造損傷	ベースプレート	2.45 0.20 0.17	1.33
格納容器損傷	ベント管	構造損傷	ベントヘッド接続部	4.34 0.20 0.17	2.36
格納容器損傷	機器搬出入口 (制御棒駆動機構搬出入口)	構造損傷	制御棒駆動機構搬出入口取付部	3.19 0.20 0.17	1.73
格納容器損傷	所員用エアロック	構造損傷	所員用エアロック取付部	14.59 0.20 0.17	7.92
格納容器損傷	原子炉格納容器貫通部	構造損傷	配管 貫通部	6.30 0.32 0.31	2.23
格納容器損傷	ベントヘッド	構造損傷	エンドプレート(上側)	3.50 0.20 0.17	1.90
格納容器損傷	ダウンカマ	構造損傷	ベントヘッド接続部	17.13 0.20 0.17	9.30
圧力容器損傷	原子炉圧力容器本体 (原子炉圧力容器胴板)	構造損傷	胴板	3.39 0.22 0.24	1.59

第3.2.1.a-4表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(2/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	HCLPF(G)
圧力容器損傷	圧力容器支持構造物 (原子炉本体の基礎 CRD開口部)	構造損傷	CRD開口部	β_r 2.75 0.20 0.22	1.38
圧力容器損傷	圧力容器支持構造物 (原子炉圧力容器支持スカート)	構造損傷	スカート	3.47 0.22 0.23	1.65
圧力容器損傷	原子炉遮へい壁	構造損傷	開口集中部	3.09 0.20 0.22	1.55
E-LOCA	格納容器内配管 (原子炉再循環系配管)	構造損傷	配管本体	3.77 0.25 0.24	1.68
E-LOCA	格納容器内配管 (原子炉再循環系配管)	構造損傷	サポート本体	4.47 0.32 0.31	1.58
E-LOCA	格納容器内配管 (高圧炉心スプレイス配管)	構造損傷	サポート本体	4.61 0.33 0.32	1.58
E-LOCA	RPVノズル (制御棒駆動機構ハウジング貫通孔)	構造損傷	スタブチューブ	4.26 0.24 0.34	1.64
E-LOCA	核計装 (起動領域モニタドライチューブ)	構造損傷	ドライチューブ	2.85 0.22 0.23	1.36
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	機能損傷	駆動部	9.42 0.26 0.25	4.06
格納容器バイパス	原子炉冷却材浄化系弁	機能損傷	駆動部	3.73 0.26 0.25	1.61
格納容器バイパス	復水給水系弁	機能損傷	弁本体	4.32 0.26 0.25	1.86
格納容器バイパス	耐震重要度Bクラス配管 (原子炉格納容器外配管)	構造損傷	配管本体, サポート	1.30 0.32 0.31	0.46

第3.2.1.a-4表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(3/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	HCLPF(G)
制御建屋損傷	制御建屋	構造損傷	—	2.41 0.13 0.15	1.51
計測・制御系喪失	計装ラック (原子炉系(狭域水位)計装ラック)	機能損傷	重心位置	2.87 0.14 0.25	1.51
計測・制御系喪失	中央制御盤 (A系原子炉保護系盤)	機能損傷	重心位置	2.71 0.14 0.25	1.42
計測・制御系喪失	中央制御盤 (原子炉冷却制御盤)	機能損傷	重心位置	3.75 0.22 0.25	1.73
計測・制御系喪失	静止形無停電電源装置	構造損傷	取付ボルト	8.85 0.20 0.17	4.81
直流電源喪失	125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2A)	構造損傷	取付ボルト	4.98 0.20 0.17	2.70
直流電源喪失	125V 充電器 (125V 充電器 2A)	構造損傷	取付ボルト	6.49 0.20 0.17	3.52
直流電源喪失	直流主母線盤 (125V 直流受電パワーセンタ 2A)	機能損傷	重心位置	2.40 0.22 0.25	1.11
直流電源喪失	ケーブルトレイ	構造損傷	ケーブルトレイ, サポート	5.58 0.26 0.29	2.25
交流電源喪失	ディーゼル機関	機能損傷	機関重心位置	2.00 0.20 0.15	1.12
交流電源喪失	ディーゼル発電機	機能損傷	軸受部	2.25 0.20 0.15	1.26
交流電源喪失	燃料移送ポンプ	機能損傷	軸受部	3.54 0.10 0.15	2.34

第3.2.1.a-4表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(4/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	HCLPF(G)
				β_r	β_u
交流電源喪失	軽油タンク	構造損傷	基礎ボルト	2.45 0.25 0.25	1.07
交流電源喪失	燃料移送系配管	構造損傷	配管本体, サポート	3.25 0.32 0.31	1.15
交流電源喪失	D/G室非常用送風機 (D/G(A)室非常用送風機)	構造損傷	電動機取付ボルト	3.11 0.20 0.17	1.69
交流電源喪失	原子炉補機室送風機 (原子炉補機A室送風機)	構造損傷	軸受部	2.30 0.20 0.15	1.29
交流電源喪失	原子炉補機室排風機 (原子炉補機A室排風機)	構造損傷	軸受部	2.48 0.20 0.15	1.39
交流電源喪失	D/G室グラビティダンパ (D/G(A)室非常用送風機(A)吸込側)	構造損傷	ベーン取付位置	2.78 0.20 0.15	1.56
交流電源喪失	原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機(A)室送風機(A)吐出側)	機能損傷	ベーン取付位置	2.78 0.20 0.15	1.56
交流電源喪失	原子炉補機室換気空調系ダクト	機能損傷	サポート本体	2.81 0.20 0.17	1.53
交流電源喪失	非常用メタクラ (6.9kVメタクラ6-2C)	機能損傷	重心位置	3.40 0.22 0.25	1.57
交流電源喪失	非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器2C)	構造損傷	取付ボルト	6.34 0.20 0.17	3.44
交流電源喪失	非常用パワーセンタ (460Vパワーセンタ2C)	機能損傷	重心位置	3.14 0.22 0.25	1.45
交流電源喪失	非常用モータコントロールセンタ (460V制御建屋MCC 2C-1)	機能損傷	重心位置	2.16 0.22 0.25	0.99

第 3.2.1.a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (5/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	HCLPF(G)
交流電源喪失	原子炉補機冷却水系熱交換器	構造損傷	胴板	β_r	1.93
				3.55	
				0.20	
交流電源喪失	原子炉補機冷却水サージタンク	構造損傷	基礎ボルト	β_u	1.43
				2.64	
				0.20	
交流電源喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	機能損傷	軸位置	0.17	2.95
				4.45	
				0.10	
交流電源喪失	原子炉補機冷却水系弁	構造損傷	駆動部	0.15	1.35
				3.03	
				0.25	
交流電源喪失	原子炉補機冷却水配管	構造損傷	サポート本体	0.24	1.84
				4.20	
				0.25	
交流電源喪失	RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	機能損傷	軸受部	4.45	2.95
				0.10	
				0.15	
交流電源喪失	原子炉補機冷却海水ポンプ	機能損傷	コラム先端	2.93	1.31
				0.25	
				0.24	
交流電源喪失	原子炉補機冷却海水系ストレートナ	構造損傷	胴板	15.54	8.44
				0.20	
				0.17	
交流電源喪失	原子炉補機冷却海水系弁	機能損傷	軸受部	3.95	1.70
				0.26	
				0.25	
交流電源喪失	原子炉補機冷却海水系配管	構造損傷	サポート本体	4.34	1.48
				0.33	
				0.32	
交流電源喪失	残留熱除去系熱交換器	構造損傷	基礎ボルト	2.69	1.46
				0.20	
				0.17	
交流電源喪失	原子炉建屋(オパペロ上部)	構造損傷	—	2.98	1.52
				0.26	
				0.15	

第3.2.1.a-4表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(6/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	HCLPF(G)
スクラム失敗	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	構造損傷	スプライズプレート	β_r	2.57
スクラム失敗	炉内構造物 (シュラウドヘッド)	構造損傷	シュラウドヘッド	5.14 0.20 0.22 2.90 0.22 0.23	1.38
スクラム失敗	炉心支持構造物 (シュラウドサポート)	構造損傷	シュラウドサポートレグ	4.14 0.22 0.23	1.97
スクラム失敗	炉心支持構造物 (炉心支持板)	構造損傷	支持板	3.17 0.20 0.22	1.59
スクラム失敗	制御棒関連機器 (制御棒挿入性)	機能損傷	燃料集合体	3.41 0.26 0.22	1.54
スクラム失敗	水圧制御ユニット	構造損傷	取付ボルト	2.28 0.20 0.17	1.24
スクラム失敗	制御棒駆動水圧系配管	構造損傷	配管本体	7.07 0.27 0.26	2.95
S/R弁開放	主蒸気逃がし安全弁	機能損傷	ボンネットボルト	3.82 0.26 0.25	1.65
RCIC	原子炉隔離時冷却系ポンプ	機能損傷	軸位置	4.36 0.10 0.15	2.89
RCIC	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	構造損傷	基礎ボルト	3.53 0.20 0.17	1.92
RCIC	原子炉隔離時冷却系弁	機能損傷	駆動部	6.54 0.19 0.25	3.16

第3.2.1.a-4表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(7/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	HCLPF(G)
RCIC	原子炉隔離時冷却系配管	構造損傷	配管本体	β_r	2.38
				5.42	
				0.25	
RCIC	原子炉隔離時冷却系配管	構造損傷	サポート本体	6.50	2.30
				0.32	
				0.31	
RCIC	復水給水系配管	構造損傷	サポート本体	8.82	2.85
				0.33	
				0.32	
HPCS	高圧炉心スプレイスポンプ (電動機)	機能損傷	軸受部	3.59	2.02
				0.20	
				0.15	
HPCS	高圧炉心スプレイス配管	構造損傷	配管本体	3.98	1.72
				0.26	
				0.25	
HPCS	高圧炉心スプレイス配管	構造損傷	サポート本体	4.61	1.58
				0.33	
				0.32	
HPCS	高圧炉心スプレイス弁	機能損傷	駆動部	2.78	1.20
				0.26	
				0.25	
HPCS	HPCS ポンプ室空調機	機能損傷	軸受部	4.08	2.70
				0.10	
				0.15	
HPCS	HPCS ポンプ室空調機ダクト	構造損傷	サポート本体	2.81	1.53
				0.20	
				0.17	
HPCS	HPCS 系ディーゼル機関	機能損傷	機関重心位置	2.12	1.19
				0.20	
				0.15	
HPCS	HPCS 系ディーゼル発電機	機能損傷	軸受部	2.23	1.25
				0.20	
				0.15	
HPCS	燃料移送ポンプ	機能損傷	軸受部	3.54	2.34
				0.10	
				0.15	

第 3.2.1.a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (8/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※ ()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	
				β_r	HCLPF(G)
HPCS	燃料移送系配管	構造損傷	配管本体, サポート	3.25 0.32 0.31	1.15
HPCS	D/G (HPCS) 室非常用送風機	構造損傷	電動機取付ボルト	3.11 0.20 0.17	1.69
HPCS	原子炉補機 (HPCS) 室送風機	機能損傷	軸受部	2.30 0.20 0.15	1.29
HPCS	原子炉補機 (HPCS) 室排風機	機能損傷	軸受部	2.30 0.20 0.15	1.29
HPCS	D/G (HPCS) 室グラビティダンパ (D/G (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	機能損傷	ベーン取付位置	2.78 0.20 0.15	1.56
HPCS	原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)	機能損傷	ベーン取付位置	2.78 0.20 0.15	1.56
HPCS	原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト	構造損傷	サポート本体	2.81 0.20 0.17	1.53
HPCS	H系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)	構造損傷	取付ボルト	5.00 0.20 0.17	2.72
HPCS	H系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)	構造損傷	取付ボルト	6.49 0.20 0.17	3.52
HPCS	H系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))	機能損傷	重心位置	2.40 0.22 0.25	1.11
HPCS	H系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)	機能損傷	重心位置	3.40 0.22 0.25	1.57
HPCS	H系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)	機能損傷	重心位置	2.56 0.22 0.25	1.18

第3.2.1.a-4表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(9/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉		
				中央値(G)	β_r	HCLPF(G)
HPCS	H系母線変圧器 (HPCS交流分電盤2H用変圧器)	構造損傷	取付ボルト	11.75 0.20 0.17		6.38
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	機能損傷	軸位置	4.45 0.10 0.15		2.95
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	構造損傷	胴板	7.17 0.20 0.17		3.89
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	構造損傷	基礎ボルト	3.98 0.20 0.17		2.16
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	構造損傷	サポート本体	4.56 0.25 0.24		2.03
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	機能損傷	コラム先端	2.45 0.10 0.15		1.62
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)	機能損傷	軸受部	2.54 0.20 0.15		1.43
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	構造損傷	配管本体	4.24 0.26 0.25		1.83
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	構造損傷	サポート本体	10.20 0.33 0.32		3.49
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレ ーナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系スト レーナ(A))	構造損傷	配管本体	4.24 0.26 0.25		1.83
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレ ーナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系スト レーナ(A))	構造損傷	サポート本体	10.20 0.33 0.32		3.49
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	機能損傷	駆動部	3.60 0.25 0.24		1.60

第3.2.1.a-4表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (10/10)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川2号炉	
				中央値(G)	
				β_r	HCLPF(G)
減圧	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	構造損傷	ラジ	4.10	2.26
				0.20	
				0.16	
減圧	主蒸気逃がし安全弁	機能損傷	駆動部	1.88	0.81
				0.26	
				0.25	
LPCS	低圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	機能損傷	軸受部	3.59	2.02
				0.20	
				0.15	
LPCS	低圧炉心スプレイ系配管	構造損傷	サポート本体	5.96	2.04
				0.33	
				0.32	
LPCS	低圧炉心スプレイ系弁	機能損傷	駆動部	2.13	0.92
				0.26	
				0.25	
LPCS	LPCS ポンプ室空調機	機能損傷	軸受部	4.08	2.70
				0.10	
				0.15	
LPCS	LPCS ポンプ室空調機ダクト	構造損傷	サポート本体	2.81	1.53
				0.20	
				0.17	
LPCI, RHR	残留熱除去系ポンプ (電動機)	機能損傷	軸受部	3.59	2.02
				0.20	
				0.15	
LPCI, RHR	残留熱除去系配管	構造損傷	配管本体	4.32	1.89
				0.25	
				0.25	
LPCI, RHR	残留熱除去系弁	機能損傷	駆動部	4.04	1.80
				0.25	
				0.24	
LPCI, RHR	RHR ポンプ室空調機 (RHR ポンプ A 室空調機)	機能損傷	軸受部	4.45	2.95
				0.10	
				0.15	

第3.2.1.b-1表 プレート間地震の特定震源モデルの諸元

検討地震	Noda et al. (2002)		断層モデル手法		平均発生 間隔 (年)	備考
	地震規模	等価震源距離 Xeq (km)	地震規模	断層長さ及び 断層幅 (km)		
東北地方 太平洋沖型地震	M8.1	76.3	Mw9.0	500×200	600	更新過程
宮城県沖地震	M7.4	61.8	—	—	38	ポアソン 過程

第3.2.1.b-2表 内陸地殻内地震の特定震源モデルの諸元

No	断層名	M ^{*1}	等価震源距離 X _{eq} (km)	平均活動間隔 (年)
1	F-2断層・F-4断層	7.2	24	44,000
2	F-5断層	6.7	23	20,000
3	F-6断層～F-9断層	7.2	19	37,000
4	F-12断層～F-14断層 ^{*2}	7.1	32	38,000
5	f-13断層	6.7	17	20,000
6	f-14断層	6.7	23	20,000
7	f-15断層	6.7	24	20,000
8	F-15断層・F-16断層 ^{*2}	7.5	39	61,000
9	網地島南西沖で1測線のみで 認められる断層	6.7	27	20,000
10	Ⅲ断層	7.5	86	65,000
11	Ⅳ断層	7.6	82	68,000
12	Ⅴ断層	7.3	91	49,000
13	加護坊山-籠岳山断層 ^{*3}	6.9	36	27,000
14	旭山撓曲・須江断層 ^{*3}	6.8	28	25,000
15	2003年宮城県中部の地震南部 セグメント断層 ^{*3}	6.7	28	20,000
16	一関-石越撓曲 ^{*4}	7.3	66	47,000
17	1962年宮城県北部地震震源断層 ^{*4}	6.7	48	20,000
18	1900年宮城県北部の地震	7.0	51	31,000
19	長町-利府線断層帯	7.5	61	3,000
20	北上低地西縁断層帯	7.8	113	12,000
21	山形盆地断層帯	7.8	118	2,500
22	福島盆地西縁断層帯	7.8	103	5,000
23	双葉断層	7.5	82	8,000
24	横手盆地東縁断層帯	7.7	125	3,400
25	鬼首断層	6.7	87	2,000
26	愛子断層	6.7	67	2,000
27	作並屋敷平	6.7	79	20,000
28	遠刈田断層	6.7	88	20,000
29	鶴巻田断層	6.7	92	2,000
30	尾花沢断層	6.7	98	2,000
31	楯岡断層	6.7	96	2,000
32	新山寺境ノ目	6.7	99	2,000
33	田沢一里断層	6.7	100	2,000

※1 松田 (1975) *9等により算定。

※2 仙台湾の断層群による地震として連動を考慮[M7.6, X_{eq}=28km, 活動間隔68,000年]

※3 石巻平野周辺の断層群による地震として連動も考慮[M7.6, X_{eq}=31km, 活動間隔69,000年]

※4 岩手・宮城県境の断層群による地震として連動も考慮[M7.6, X_{eq}=58km, 活動間隔69,000年]

第3.2.1.b-3表 ロジックツリーの分岐および重み付けの考え方（特定震源）（1/2）
 <特定震源>

項 目		分 岐	重み	重み付けの考え方
プレート間地震の 特定震源の扱い※1		地震本部（2013）モデル1	7/8	領域震源の重み付けを 準用。
		地震本部（2013）モデル2	1/8	
東北地方 太平洋沖型地震	地震動伝播 モデル	敷地の観測記録を用いた 距離減衰式	1/2	距離減衰式と断層モデ ル手法を等分配に設 定。
		断層モデル手法	1/2	
内陸地殻内地震	地震像	単独での活動	1/2	単独のみの活動と連動 も考慮した活動を等分 配に設定。
		単独と連動での活動	1/2	
	ばらつき	0.45	1/2	池浦・野田（2005）*10 に基づくばらつきを等 分配に設定。
		0.40	1/2	

※1：地震本部（2013）のモデル1では、東北地方太平洋沖型地震と宮城県沖地震を特定震源として評価しているが、モデル2では宮城県沖地震は領域震源として評価している。以上を踏まえ、女川の地震ハザード評価においてはプレート間地震の特定震源の扱いとしてモデル1、2を分岐として設定。

第3.2.1.b-3表 ロジックツリーの分岐および重み付けの考え方（領域震源）（2/2）
 <領域震源>

項 目		分 岐	重み	分岐・重み付けの考え方		
プレート間地震	宮城県沖 + 三陸沖南部 海溝寄り	最大M	8.4	1/8	地震本部（2013）の最大Mに対して、同領域で過去に発生した地震の規模を参考に分岐を設定。	
			8.0	7/8		
		地震性	余震	1/2		東北地方太平洋沖地震後に余効滑りが観測されている（加藤（2012）*11）ことを踏まえ分岐を設定。
			余効すべり	1/2		
	三陸沖中部	最大M	8.2	1/8	地震本部（2013）の最大Mに対して、「宮城県沖+三陸沖南部海溝寄り」の重み付けを準用。	
			8.0	7/8		
	福島県沖	最大M	8.2	1/8	地震本部（2013）の最大Mに対して、「宮城県沖+三陸沖南部海溝寄り」の重み付けを準用。	
			8.0	7/8		
		地震動伝播モデル	Noda et al. (2002)	1/3	Noda et al. (2002)と敷地の観測記録を用いた距離減衰式の分岐を設定。	
			敷地の観測記録を用いた距離減衰式	2/3		
ばらつき	0.45	1/2	池浦・野田（2005）に基づくばらつきを等分配に設定。			
	0.40	1/2				
プレート内地震	全領域 共通	最大M	8.2	1/5	地震本部（2013）の最大Mに対して、過去に発生した地震の規模を参考に分岐を設定。	
			7.5	4/5		
		ばらつき	0.45	1/2	池浦・野田（2005）に基づくばらつきを等分配に設定。	
			0.40	1/2		
内陸地殻内地震	8 B	最大M	M7.3	1/3	地震本部（2013）の最大Mに対して、分岐を設定。	
			M6.8	2/3		
		ばらつき	0.45	1/2	池浦・野田（2005）に基づくばらつきを等分配に設定。	
			0.40	1/2		
	8 C	最大M	M7.3	1/3	地震本部（2013）の最大Mに対して、分岐を設定。	
			M7.2	2/3		
		ばらつき	0.45	1/2	池浦・野田（2005）に基づくばらつきを等分配に設定。	
			0.40	1/2		

第3.2.1.c-1-1表 考慮する不確かさ要因の例

評価方法		偶発的不確かさ (β_r)	認識論的不確かさ (β_u)
建屋	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> ・構造材料定数 ・損傷限界ひずみ 	<ul style="list-style-type: none"> ・施工精度 ・実験データの統計的精 度 ・耐力評価式の誤差
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> ・構造材料定数 ・地盤材料定数 	<ul style="list-style-type: none"> ・モデル形態 ・剛性評価の仮定 ・復元力特性のモデル化 ・耐震要素の評価範囲 ・解析手法の精度

第3.2.1.c-1-2表 損傷限界点の現実的な値 (地震PSA学会標準)

損傷限界点の指標		平均値	変動係数
せん断ひずみ	ボックス壁	5.36×10^{-3}	0.24
	円筒壁	9.77×10^{-3}	0.33

第3.2.1.c-1-3表 コンクリートの材料物性値 (設計値)

材 料	設計基準強度 F_c N/mm ² (kgf/cm ²)	減衰定数 h (%)
コンクリート	32.4 (330kgf/cm ²)	5

第3.2.1.c-1-4表 原子炉建屋周辺の地盤物性値

0.P. (m)	層区分	密度 ρ (g/cm ³)	せん断波速度 V_s (m/s)	減衰定数 h (%)
14.8	表層地盤①* ³	1.90	* 1	* 2
0.0	表層地盤②	2.38	900	3
-14.1	岩盤①	2.43	1300	3
-25.0	岩盤②	2.51	2150	3
-80.0	岩盤③	2.55	2440	3
-200.0	岩盤③	2.55	2440	3

注記* 1 : 下式により初期せん断弾性係数を求めて初期 V_s を設定する。

$$V_s = \sqrt{1000 \times G_0 / \rho} \quad (\text{m/s})$$

ここで, $G_0 = 1787\sigma^{0.84}$ (MN/m²)

$$\sigma = \sigma_v \times 2/3 \quad (\text{MN/m}^2) \quad \sigma_v: \text{単位体積重量と深度から算定}$$

注記* 2 : Rayleigh 減衰 3%(4Hz, 12Hz)とする。

注記* 3 : 表層地盤①は以下により非線形特性を設定する。

$G/G_0 - \gamma$ 関係

$$G/G_0 = 1/(1 + \gamma/\gamma_m)$$

ここで, $\gamma_m = \tau_m/G_0$

$$\tau_m = \tau_0 + \sigma_{md} \tan \phi \quad (\text{MN/m}^2)$$

$$\tau_0 = 0.1 \quad (\text{MN/m}^2)$$

$$\phi = 33.9^\circ$$

$$\sigma_{md} = \sigma_v \times 3/4 \quad (\text{MN/m}^2)$$

$h - \gamma$ 関係

$$h = 0.183\gamma/(\gamma + 0.000261)$$

第3.2.1.c-1-5表 現実的な物性値の評価方法

物性値	地盤材料定数	構造材料定数	
	地盤のせん断波速度 V_s	コンクリート強度 F_c	コンクリートの減衰定数 h
現実的な物性値の評価方法	平均値 : 設計値 変動係数 : 0.10	平均値 : $1.62 \times F_c$ 変動係数 : 0.16	平均値 : 5% 変動係数 : 0.25

第3.2.1.c-2-1表 不確かさの要因整理表

評価方法		偶発的不確かさ β_r	認識論的不確かさ β_u
機器配管系	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> 機能試験データの統計的精度 	<ul style="list-style-type: none"> 機能試験データの統計的精度 材料物性値
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> 減衰定数 モード合成法 	<ul style="list-style-type: none"> 減衰定数 床応答スペクトル 解析モデル化

第3.2.1.c-2-2表 建屋の応答係数(1/2)

建物	方向	係数			中央値	β_r	β_u		
		F ₁	F ₂	F ₃					
原子炉建屋	水平	解放基盤表面の地震動に関する係数	スペクトル形状係数	※	0.00	0.00			
		建屋への入力地震動評価に関する係数	地盤モデルに関するサブ応答係数	1.00	0.20	0.15			
			基礎による入力損失に関するサブ応答係数	1.00					
		建屋の地震応答評価に関する係数	建屋振動モデルに関するサブ応答係数	1.00			0.20	0.15	
			地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数	建屋減衰					1.00
				建屋剛性					1.00
	非線形応答に関するサブ応答係数		1.00						
	地震応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00							
	鉛直	F ₁	解放基盤表面の地震動に関する係数	スペクトル形状係数	※	0.00	0.00		
		F ₂	建屋への入力地震動評価に関する係数	地盤モデルに関するサブ応答係数	1.00	0.10	0.15		
				基礎による入力損失に関するサブ応答係数	1.00				
		F ₃	建屋の地震応答評価に関する係数	建屋振動モデルに関するサブ応答係数	1.00			0.10	0.15
地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数				建屋減衰	1.00				
				建屋剛性	1.00				
非線形応答に関するサブ応答係数	1.00								
地震応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00								
制御建屋	水平	解放基盤表面の地震動に関する係数	スペクトル形状係数	※	0.00	0.00			
		建屋への入力地震動評価に関する係数	地盤モデルに関するサブ応答係数	1.00	0.20	0.15			
			基礎による入力損失に関するサブ応答係数	1.00					
		建屋の地震応答評価に関する係数	建屋振動モデルに関するサブ応答係数	1.00			0.20	0.15	
			地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数	建屋減衰					1.00
				建屋剛性					1.00
	非線形応答に関するサブ応答係数		1.00						
	地震応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00							
	鉛直	F ₁	解放基盤表面の地震動に関する係数	スペクトル形状係数	※	0.00	0.00		
		F ₂	建屋への入力地震動評価に関する係数	地盤モデルに関するサブ応答係数	1.00	0.10	0.15		
				基礎による入力損失に関するサブ応答係数	1.00				
		F ₃	建屋の地震応答評価に関する係数	建屋振動モデルに関するサブ応答係数	1.00			0.10	0.15
地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数				建屋減衰	1.00				
				建屋剛性	1.00				
非線形応答に関するサブ応答係数	1.00								
地震応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00								

※ スペクトル形状係数は、建屋または機器の固有周期により個別に算定する

第3.2.1.c-2-2 表 建屋の応答係数(2/2)

建物	方向	係数				中央値	β_r	β_u
		F ₁	F ₂	F ₃	※			
海水ポンプ室	水平	F ₁	解放基盤表面の地震動に関する係数	スペクトル形状係数	1.00	0.00	0.00	
		F ₂	建屋への入力地震動評価に関する係数	地盤モデルに関するサブ応答係数 基礎による入力損失に関するサブ応答係数 建屋減衰 建屋剛性	1.00			
		F ₃	建屋の地震応答評価に関する係数	建屋振動モデルに関するサブ応答係数 地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数 非線形応答に関するサブ応答係数	1.00	0.20	0.15	
	鉛直	F ₁	解放基盤表面の地震動に関する係数	スペクトル形状係数	1.00	0.00	0.00	
		F ₂	建屋への入力地震動評価に関する係数	地盤モデルに関するサブ応答係数 基礎による入力損失に関するサブ応答係数	1.00			
		F ₃	建屋の地震応答評価に関する係数	建屋振動モデルに関するサブ応答係数 地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数 非線形応答に関するサブ応答係数	1.00	0.10	0.15	
				地盤応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00			
				地震応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00	0.00	0.00	
					1.00			
原子炉補機冷却海水系ダクト	水平	F ₁	解放基盤表面の地震動に関する係数	スペクトル形状係数	1.00	0.00	0.00	
		F ₂	建屋への入力地震動評価に関する係数	地盤モデルに関するサブ応答係数 基礎による入力損失に関するサブ応答係数 建屋減衰 建屋剛性	1.00			
		F ₃	建屋の地震応答評価に関する係数	建屋振動モデルに関するサブ応答係数 地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数 非線形応答に関するサブ応答係数	1.00	0.20	0.15	
	鉛直	F ₁	解放基盤表面の地震動に関する係数	スペクトル形状係数	1.00	0.00	0.00	
		F ₂	建屋への入力地震動評価に関する係数	地盤モデルに関するサブ応答係数 基礎による入力損失に関するサブ応答係数	1.00			
		F ₃	建屋の地震応答評価に関する係数	建屋振動モデルに関するサブ応答係数 地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数 非線形応答に関するサブ応答係数	1.00	0.10	0.15	
				地盤応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00			
				地震応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00	0.00	0.00	
					1.00			

※ スペクトル形状係数は、建屋または機器の固有周期により個別に算定する

第3.2.1.c-2-3表 制御棒駆動機構ハウジング貫通孔の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
スタブチューブ	NCF600	一次膜＋ 一次曲げ応力	460	196	2.34
		軸圧縮応力	126	54	2.33

第3.2.1.c-2-4表 制御棒駆動機構ハウジング貫通孔 安全係数評価結果の一覧

F _S	F _μ	F _{SA}	F _D	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	A _m	HCLPF	
β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r		
β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u		
3.43	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.22	1.00	4.26		1.64	
0.13	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20	0.24			
0.27	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.15	0.34			

第3.2.1.c-2-5表 水圧制御ユニットの耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
フレーム	STPT370	組合せ応力	250	60	4.16
取付ボルト	SCM435	引張応力	475	286	1.66
		せん断応力	366	81	4.51

第3.2.1.c-2-6表 水圧制御ユニット 安全係数評価結果の一覧

F _S	F _μ	F _{SA}	F _D	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	A _m	HCLPF	
β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r	β _r		
β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u	β _u		
2.61	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.86	1.00	2.28		1.24	
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20	0.20			
0.07	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.17			

第3.2.1.c-2-7表 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関の耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直	
	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)
機関重心位置	1.61	3.3 * ¹⁹	1.07	2.0 * ¹⁹

第3.2.1-c-2-8表 ディーゼル発電設備ディーゼル機関（水平方向）
安全係数評価結果の一覧

F_S	F_μ	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	A_m	HCLPF
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
2.28	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.86	1.00	2.00	1.12	
0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20	0.20		
0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.15		

第3.2.1-c-2-9表 125V直流受電パワーセンタ2Aの耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直	
	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)
重心位置	1.42	2.31 ^{*17}	0.82	3.0 ^{*17}

第3.2.1-c-2-10表 125V直流受電パワーセンタ2A（水平方向）
安全係数評価結果の一覧

F_S	F_μ	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	A_m	HCLPF
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
2.67	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.88	1.00	2.40	1.11	
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20	0.22		
0.20	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.25		

第3.2.1-c-2-11表 原子炉補機冷却水系弁の耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直	
	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)
駆動部	5.15		2.15	

第3.2.1-c-2-12表 原子炉補機冷却水系弁（水平方向）安全係数評価結果の一覧

F_S	F_μ	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	A_m	HCLPF
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
2.05	1.00	1.24	1.32	1.00	1.03	0.86	1.00	3.03	1.35	
0.03	0.00	0.00	0.08	0.00	0.13	0.00	0.20	0.25		
0.03	0.00	0.07	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15	0.24		

枠囲みの内容は商業機密に属するため公開できません。

第 3.2.1.d-1 表 起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度 [／年]
外部電源喪失	3.0×10^{-2}
原子炉建屋損傷	4.8×10^{-8}
格納容器損傷	5.2×10^{-7}
圧力容器損傷	4.1×10^{-7}
E-LOCA	6.0×10^{-7}
格納容器バイパス	1.0×10^{-7}
制御建屋損傷	1.9×10^{-7}
計測・制御系喪失	3.7×10^{-7}
直流電源喪失	1.1×10^{-6}
交流電源・原子炉補機冷却系喪失	1.5×10^{-5}

第 3. 2. 1. d-2 表 事故シーケンスグループ

事故シーケンスの特徴	シーケンスグループ
大破断・中破断・小破断 LOCA を包絡する ECCS 容量を超える LOCA	E-LOCA
高圧・低圧注水機能喪失	TQUV
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	長期 TB
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	TBD
非常用 D/G2 台が機能喪失し, さらに HPCS 及び RCIC も機能喪失	TBU
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	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)	格納容器バイパス
計測・制御系機能喪失	計測・制御系喪失
制御建屋損傷	制御建屋損傷
原子炉圧力容器損傷	圧力容器損傷
原子炉格納容器損傷	格納容器損傷
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷

第 3.2.1.d-3 表 評価対象システム一覧

分類	評価対象
起因事象	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
	直流電源
	交流電源 (D/G, 原子炉補機冷却系)
	緩和系
S/R 弁開, S/R 弁再閉鎖	
RCIC	
HPCS	
減圧	
LPCI	
LPCS	
RHR	

第 3. 2. 1. d-4 表 起因事象発生前の人的過誤確率

起因事象発生前の人的過誤	ストレス ファクタ	過誤確率 (平均値)	EF
手動弁の開け忘れ・閉め忘れ		4. 0E-04	5
SDV 警報の検出失敗		2. 9E-04	11

第3. 2. 1. d-5表 起因事象発生後の人的過誤確率

起因事象発生後の人的過誤	ストレス ファクタ	余裕時間	過誤確率 (平均値)	EF
高圧 ECCS 作動後の水位制御操作		30 分	1. 5E-02	9
RCIC 水源切替操作		30 分	1. 7E-02	8
高圧 ECCS 自動起動失敗後の手動 バックアップ操作		30 分	1. 5E-02	9
ADS・低圧 ECCS 自動起動失敗後の手 動バックアップ操作		30 分	1. 3E-01	10
原子炉注水後の RHR による格納容器 除熱操作		8 時間	4. 4E-04	5
D/G・D/G ファンの自動起動失敗後の 手動バックアップ操作		30 分	1. 5E-02	9

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。

表 3.2.1.d-6 表 起因事象別炉心損傷頻度 (1/3)

起因事象	主要な事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
交流電源・原子炉補機冷却系喪失	地震による外部電源喪失の状態、非常用 D/G またはそのサポータ系 (RCW, RSW または燃料移送系) が機能喪失することで「全交流動力電源喪失」の起因事象となる。その後、事象初期の RCIC による原子炉注水に成功するものの、RCIC の継続運転に必要な直流電源の枯渇により注水継続に失敗し炉心損傷に至る。	1.5E-05	46.0	<ul style="list-style-type: none"> 交流電源・原子炉補機冷却系ランダム故障+RCIC 注水成功 非常用 MCC 機能喪失+RCIC 注水成功 軽油タンク損傷+RCIC 注水成功
外部電源喪失	地震により「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、非常用交流電源は健全であり電源は確保される。その後のスクラム、S/R 弁による圧力制御に成功し、RCIC による原子炉注水に成功するが、RHR の格納容器除熱の失敗により炉心損傷に至る。	1.4E-05	44.0	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+RHR ランダム故障
直流電源喪失	地震による外部電源喪失の状態、直流主母線盤が機能喪失し、「直流電源喪失」の起因事象が発生する。このため、非常用 D/G 及び RCIC が起動できず、原子炉注水に失敗し炉心損傷に至る。	1.1E-06	3.2	<ul style="list-style-type: none"> 直流主母線盤機能喪失

表 3.2.1.d-6 表 起因事象別炉心損傷頻度 (2/3)

起因事象	主要な事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
E-LOCA	地震によって原子炉格納容器内にある原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生する。原子炉格納容器内の配管破断はある程度相関して発生するが、その程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に原子炉格納容器内にある原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断が発生し、ECCS 容量を超える LOCA となり、炉心損傷に至ると想定する。	6.0E-07	1.8	・核計装損傷
格納容器損傷	地震により原子炉格納容器が損傷した場合には、緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に全ての緩和系が機能喪失し、炉心損傷に至ると想定する。	5.2E-07	1.6	・ボックスサポート損傷
制御建屋損傷	地震により制御建屋が損傷した場合には、緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に全ての計測・制御系が機能喪失し、プラントの制御が不能となり炉心損傷に至ると想定する。	1.9E-07	0.6	・制御建屋損傷

表 3.2.1.d-6 表 起因事象別炉心損傷頻度 (3/3)

起因事象	主要な事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
計測・制御系喪失	地震により計測・制御系が機能喪失した場合には、緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に全ての計測・制御系が機能喪失し、プラントの制御が不能となり炉心損傷に至ると想定する。	3.7E-07	1.1	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御盤機能喪失
格納容器バイパス	地震によって、原子炉冷却材浄化系の耐震 B クラス配管が損傷し、この時に原子炉冷却材浄化系の隔離弁の機能喪失が重畳し、格納容器バイパスが発生する。緩和設備により、ある程度の炉心冷却を継続することはできるが、原子炉建屋内への冷却材流出が継続するため、保守的に炉心損傷に至ると想定する。	1.0E-07	0.3	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材浄化系弁機能喪失+ 耐震重要度 B クラス配管損傷
圧力容器損傷	地震により原子炉圧力容器が損傷した場合には炉心の冷却形状を維持できるか又は緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に全ての緩和系が機能喪失し、炉心損傷に至ると想定する。	4.1E-07	1.2	<ul style="list-style-type: none"> 圧力容器支持構造物損傷
原子炉建屋損傷	地震により原子炉建屋が損傷した場合には建屋内の緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に全ての緩和系が機能喪失し、炉心損傷に至ると想定する。	4.8E-08	0.1	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷
合計		3.3E-05	100.0*	

注*: 四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100.0 とならないことがある。

第 3.2.1. d-7 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンス グループ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
原子炉建屋損傷	4.8E-08	0.1	・原子炉建屋損傷
格納容器損傷	5.2E-07	1.6	・ボックスサポート損傷
圧力容器損傷	4.1E-07	1.2	・圧力容器支持構造物損傷
制御建屋損傷	1.9E-07	0.6	・制御建屋損傷
計測・制御系喪失	3.7E-07	1.1	・中央制御盤機能喪失
TQUV	3.7E-08	0.1	・外部電源喪失+RCIC 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+低圧炉心スプレイ系弁機能喪失+残留熱除去系弁機能喪失
TQUX	1.6E-06	5.0	・外部電源喪失+RCIC ランダム故障+HPCS ランダム故障+減圧ランダム失敗
長期 TB	1.4E-05	41.7	・交流電源・原子炉補機冷却系ランダム故障+RCIC 注水成功 ・非常用 MCC 機能喪失+RCIC 注水成功 ・軽油タンク損傷+RCIC 注水成功
TBU	4.3E-07	1.3	・交流電源・原子炉補機冷却系ランダム故障+RCIC ランダム故障
TBP	4.5E-08	0.1	・交流電源・原子炉補機冷却系ランダム故障+ランダム要因により主蒸気逃がし安全弁再閉鎖失敗
TBD	1.1E-06	3.2	・直流主母線盤機能喪失
TW	1.2E-05	36.3	・外部電源喪失+RCIC 注水成功+RHR ランダム故障
TC	1.6E-06	4.9	・外部電源喪失+水圧制御ユニット機能喪失
E-LOCA	8.0E-07	2.4	・核計装損傷
格納容器バイパス	1.0E-07	0.3	・原子炉冷却材浄化系弁機能喪失+耐震重要度 B クラス配管損傷
合計	3.3E-05	100.0*	

※ 四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100.0 とならないことがある。

第 3.2.1. d-8 表 地震加速度区分別炉心損傷頻度

地震加速度区間	地震発生頻度 (／年／G)	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)
0.0 G-0.2 G	2.8E+00	2.5E-06	7.5
0.2 G-0.4 G	9.5E-02	1.1E-05	34.6
0.4 G-0.6 G	4.9E-02	7.9E-06	23.9
0.6 G-0.8 G	1.3E-02	4.7E-06	14.4
0.8 G-1.0 G	5.5E-04	1.3E-06	4.0
1.0 G-1.2 G	7.1E-05	1.2E-06	3.7
1.2 G-1.4 G	2.2E-05	1.4E-06	4.1
1.4 G-1.6 G	8.7E-06	1.2E-06	3.5
1.6 G-1.8 G	3.8E-06	7.2E-07	2.2
1.8 G-2.0 G	1.8E-06	3.5E-07	1.1
2.0 G-3.0 G	3.2E-07	3.2E-07	1.0
合計		3.3E-05	100.0 [※]

※ 四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100.0 とならないことがある。

第 3.2.1.d-9 表 重要度解析結果 (FV 重要度, 10 位までの基事象)

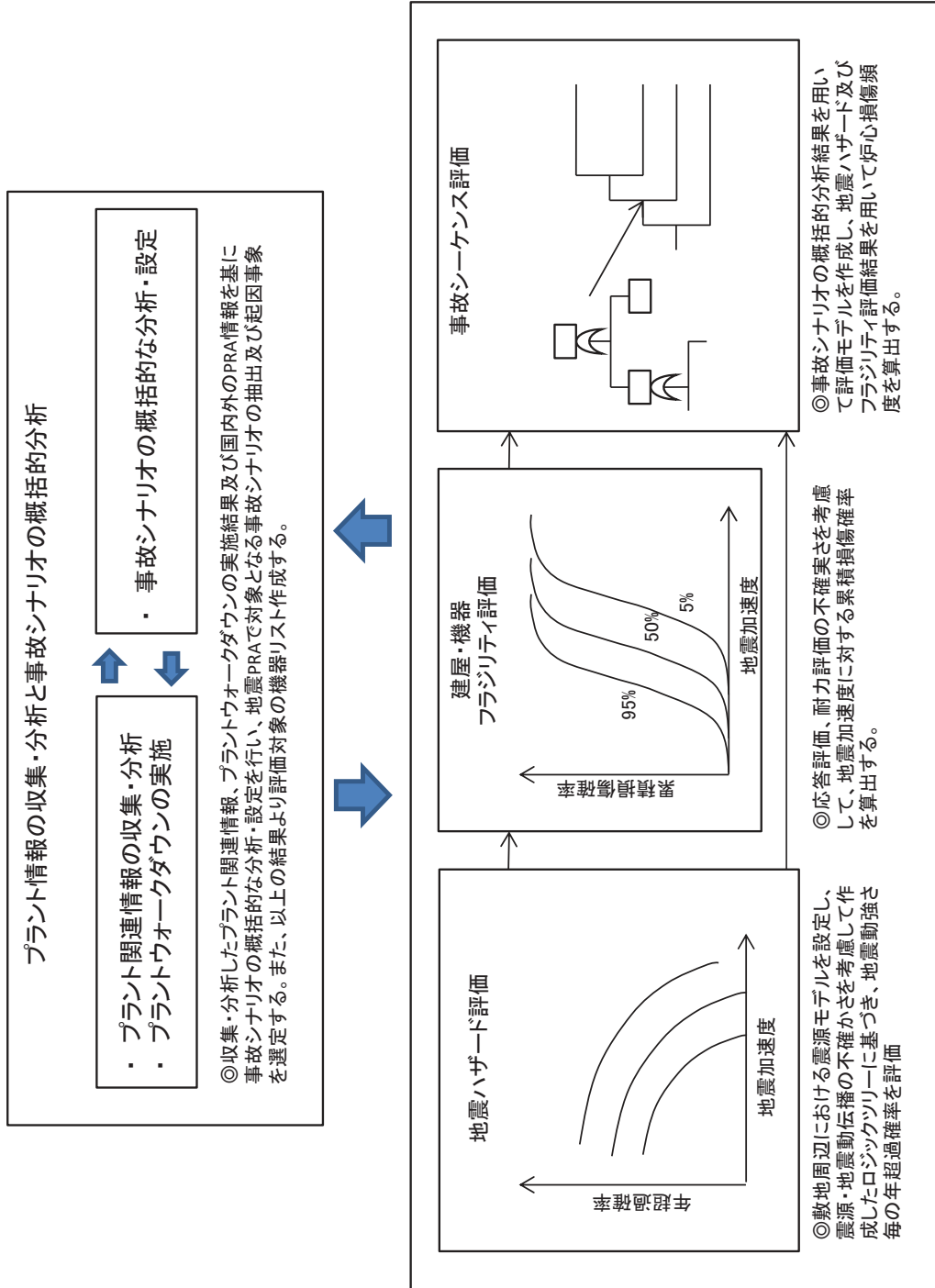
順位	建屋・機器	中央値 (G)	HCLPF (G)	FV 重要度	建屋・機器の損傷が影響を与える 主要な事故シナケンス
1	RHR ランダム故障	—	—	4. 1E-1	TW シナケンス
2	交流電源・原子炉補機冷却系ランダム故障	—	—	2. 5E-1	長期 TB シナケンス
3	RCIC ランダム故障	—	—	6. 8E-2	TQUX シナケンス
4	非常用 MCC 機能喪失	2. 16	0. 99	6. 1E-2	長期 TB シナケンス
5	HPCS ランダム故障	—	—	5. 1E-2	TQUX シナケンス
6	減圧ランダム失敗	—	—	5. 1E-2	TQUX シナケンス
7	燃料移送系配管損傷	3. 25	1. 15	3. 8E-2	長期 TB シナケンス
8	軽油タンク損傷	2. 45	1. 07	3. 4E-2	長期 TB シナケンス
9	直流主母線盤機能喪失	2. 40	1. 11	2. 2E-2	TBD シナケンス
10	非常用ディーゼル機関機能喪失	2. 00	1. 12	1. 4E-2	長期 TB シナケンス

第3.2.1.d-10表 不確実さ解析結果

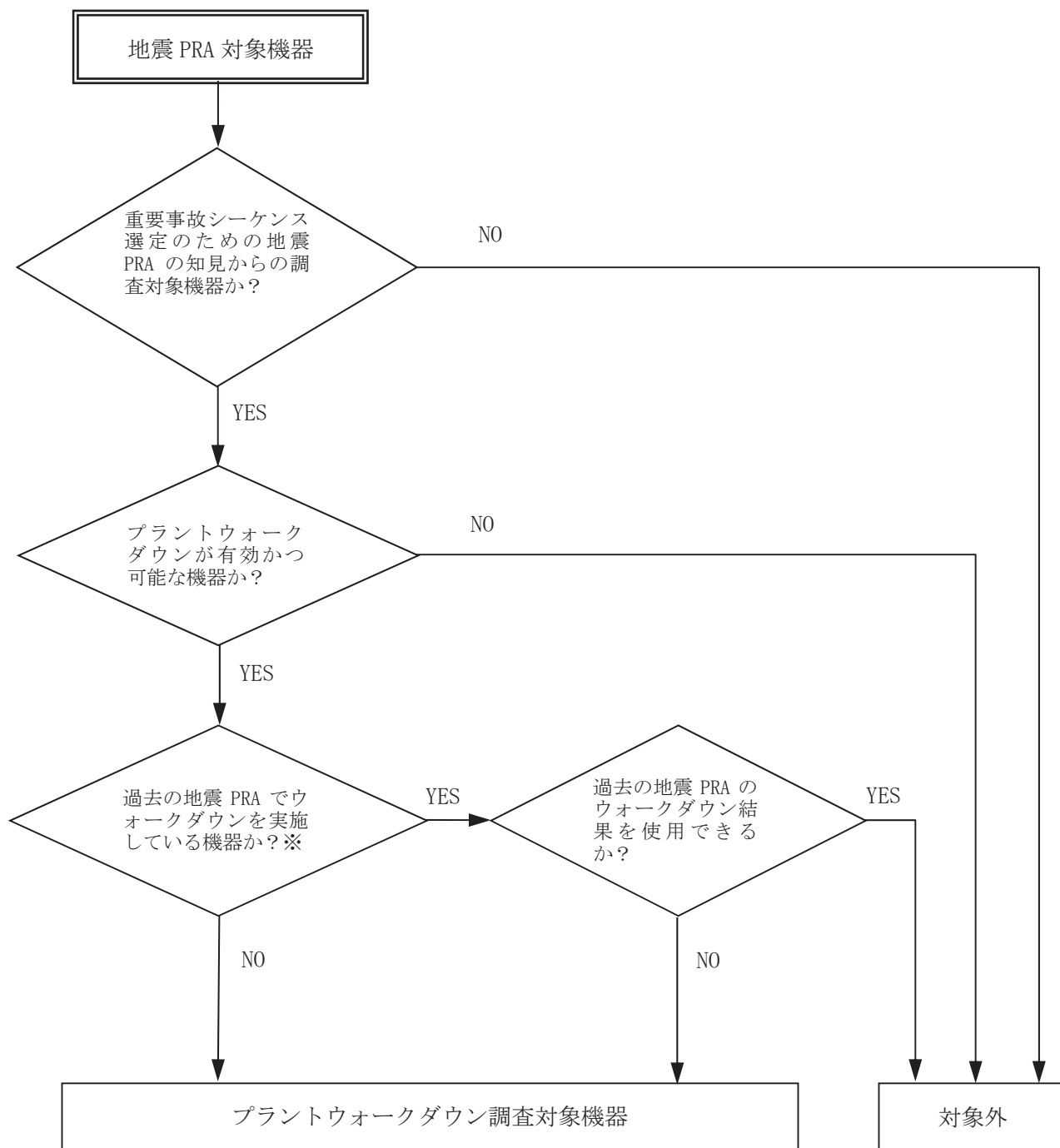
事故シーケンス	平均値(/炉年) /EF	95%上限値 (/炉年)	中央値 (/炉年)	5%下限値 (/炉年)
原子炉建屋損傷	4.0E-08	2.1E-07	2.6E-10	6.6E-15
格納容器損傷	4.7E-07	2.2E-06	6.1E-08	9.5E-10
圧力容器損傷	3.8E-07	1.9E-06	3.4E-08	2.9E-10
制御建屋損傷	1.7E-07	9.4E-07	5.4E-09	1.2E-12
計測・制御系喪失	3.4E-07	1.7E-06	1.4E-08	9.7E-12
TQUV	2.4E-08	1.3E-07	3.8E-11	2.7E-14
TQUX	1.5E-06	5.6E-06	3.4E-07	1.4E-08
長期 TB	1.3E-05	3.2E-05	9.7E-06	1.7E-06
TBU	3.8E-07	1.4E-06	1.6E-07	1.3E-08
TBP	4.1E-08	1.6E-07	6.8E-09	2.6E-10
TBD	1.1E-06	4.1E-06	6.5E-08	1.1E-09
TW	1.1E-05	3.6E-05	7.0E-06	9.5E-07
TC	1.1E-06	5.0E-06	2.1E-07	5.3E-09
E-LOCA	6.3E-07	2.8E-06	9.4E-08	1.5E-09
格納容器バイパス	9.2E-08	4.0E-07	1.5E-08	1.8E-10
合計	3.2E-05 / 4.0	7.6E-05	2.5E-05	4.8E-06

第3.2.1. d-11 表 相関仮定に係る感度解析結果

事故シナリオケース	CDF (／ 年)		感度解析/ ベースケース
	完全相関 (ベースケース)	完全独立 (感度解析)	
長期 TB	1.4E-5	9.6E-6	0.70
TBU	4.3E-7	3.5E-7	0.83
TBP	4.5E-8	3.4E-8	0.76
TBD	1.1E-6	1.1E-7	0.11



第 3.2.1-1 図 地震 PRA 評価フロー



※ ウォークダウンの結果は過去の結果と合わせてまとめる

第3.2.1.a-1図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー

女川原子力発電所 2 号機		点検日	平成 26 年 5 月 26 日		
ウォークダウン・チェックシート (機器用)		点検者			
点検対象機器名 : 460V 原子炉建屋 MCC 2D-4		機器番号 : R24-P111			
設置場所		製造者 : 東芝			
No.	点検項目	評価			備考 (指摘箇所等)
		A	B	C	
1	当該機器の耐震性				
	a 基礎ボルト, 取付ボルトに緩み, 抜けがないか。	-			ベース埋設式の為, 確認不可
	b サポート, 金物, 溶接部に腐食, 割れ, 浮上り等がないか	○			
	c 基礎部コンクリートに割れがないか	○			
	d その他, 耐震性に関する問題点はないか	○			
2	当該設備近傍の耐震 B, C クラス設備の有無ある場合その設備名	(なし) ○	/	(あり)	(ありの場合の設備名)
3	上記設備の波及影響の観点からの確認				
	a 基礎ボルト, 取付ボルトに緩み, 抜けがないか。	-	-	-	
	b サポート, 金物, 溶接部に腐食, 割れ, 浮上り等がないか	-	-	-	
	c 基礎部コンクリートに割れがないか	-	-	-	
	d その他, 耐震性に関する問題点はないか	-	-	-	
<u>コメント</u>					

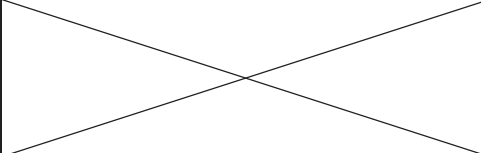
<注記>

評価 A … 問題なし

評価 B … 詳細な検討評価を要する

評価 C … 耐震性に問題がある

第 3.2.1. a-2 図 プラントウォークダウン調査機器のチェックリスト (1/2)

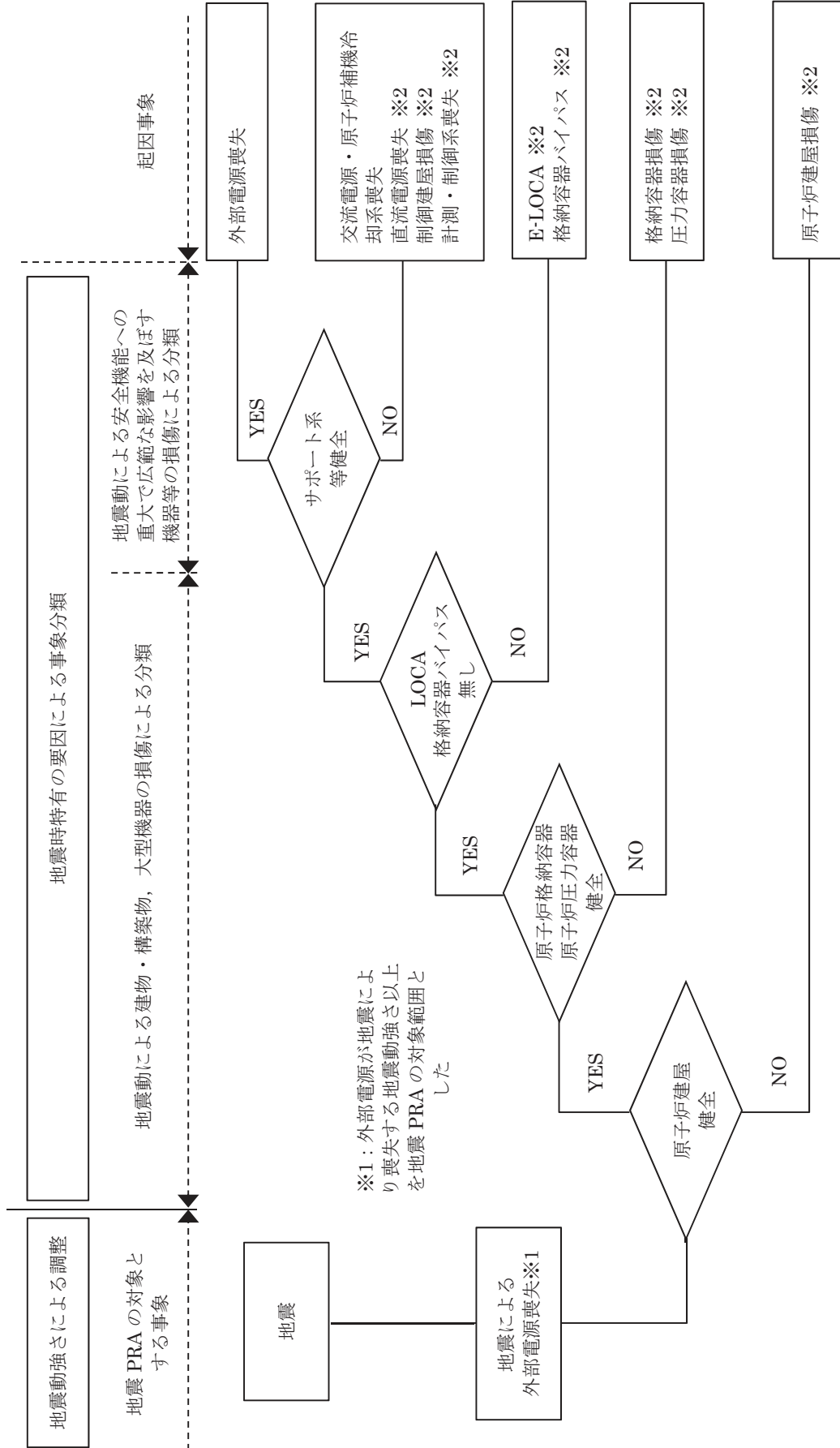
女川原子力発電所 2号機 ウォークダウン・チェックシート (メモ用)	
---------------------------------------	--

点検対象機器名 : <u>460V 原子炉建屋 MCC 2D-4</u>	機器番号 : <u>R24-P111</u>
設置場所	製造者 : <u>東芝</u>

現場点検概略図・写真

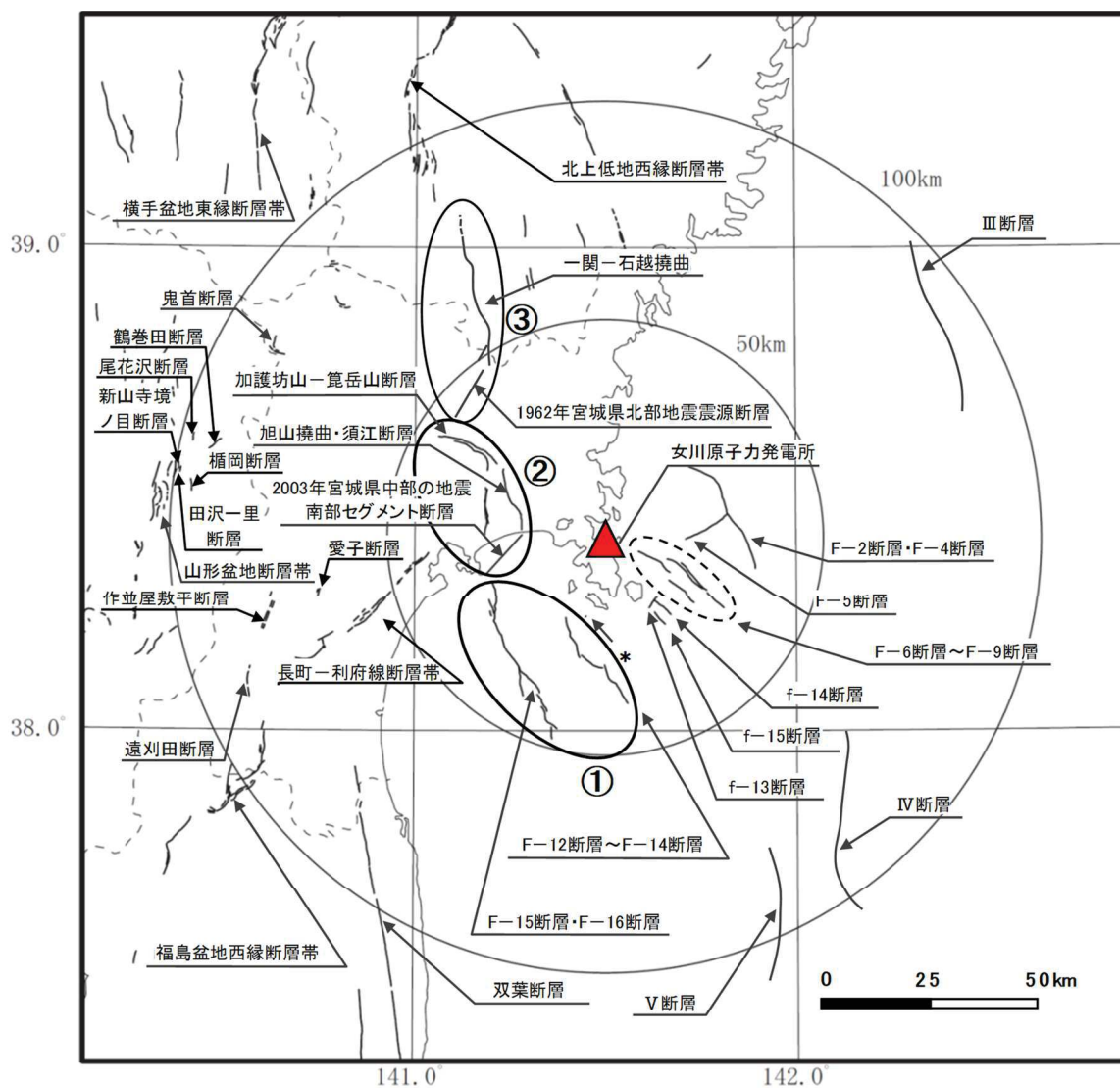


第 3. 2. 1. a-2 図 プラントウォークダウン調査機器のチェックリスト (2/2)



※2：炉心損傷に直結する事象とした

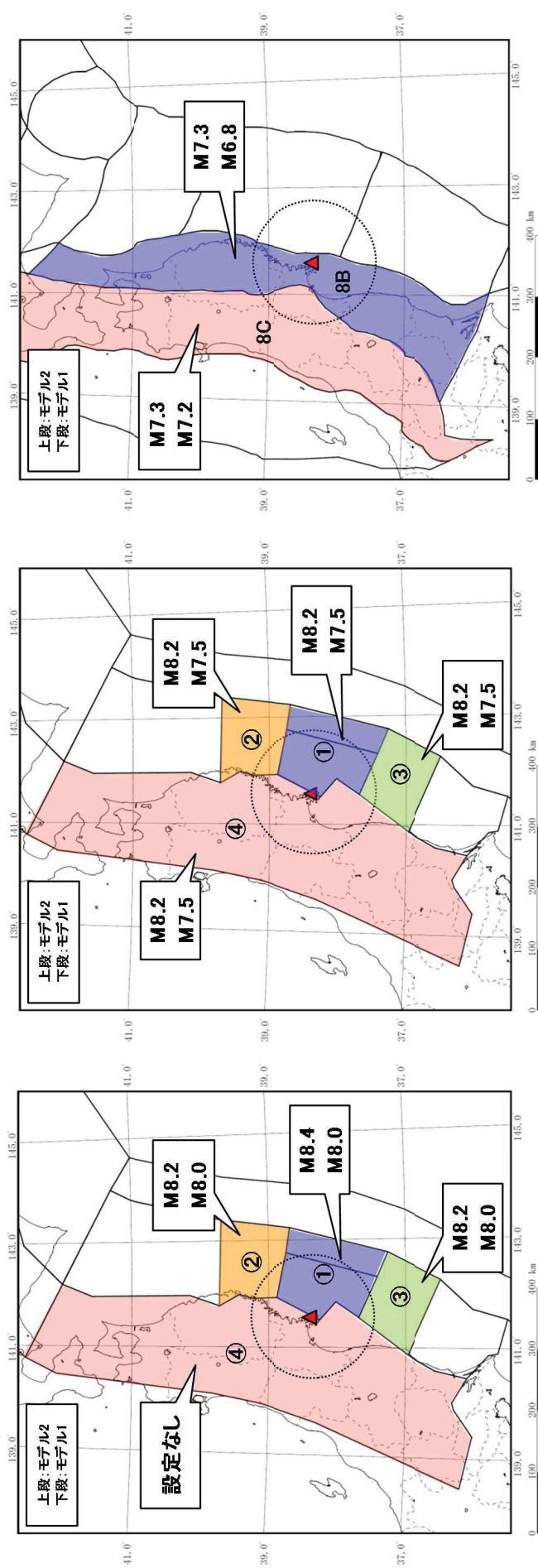
第 3.2.1. a-3 図 起因事象の抽出フロー



* : 網地島南西沖で1測線のみで認められる断層

①仙台湾の断層群による地震, ②石巻平野周辺の断層群による地震, ③岩手・宮城県境の断層群による地震

第 3. 2. 1. b-1 図 敷地周辺の主な活断層分布



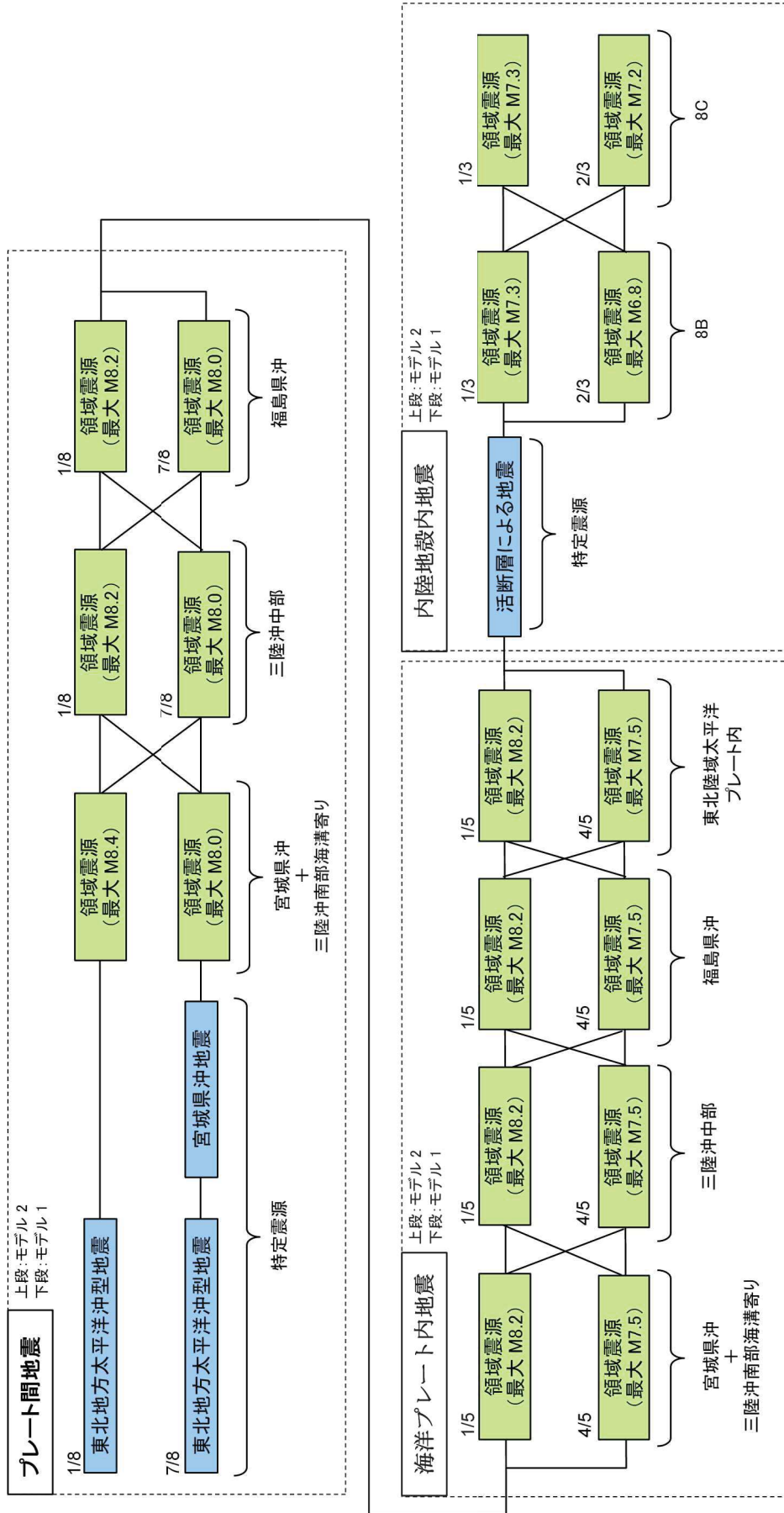
プレート間地震

海洋プレート内地震

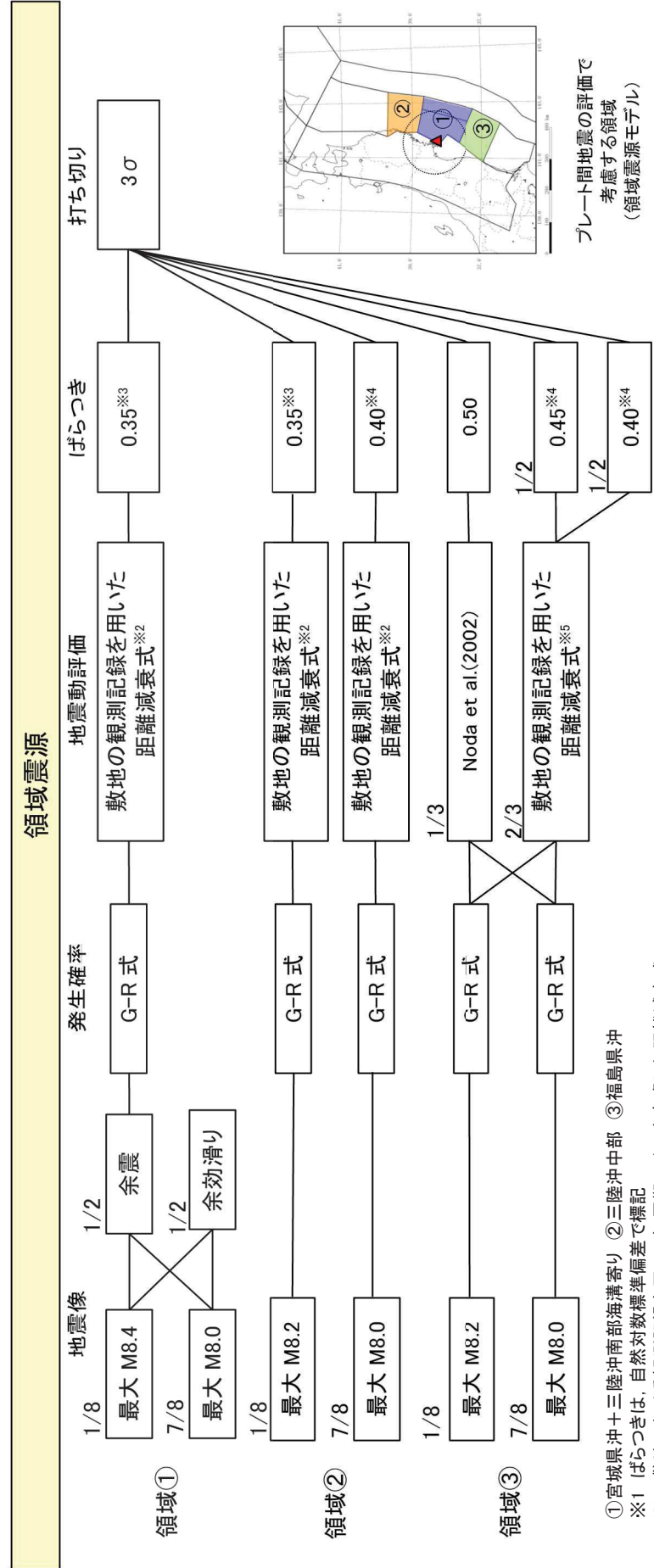
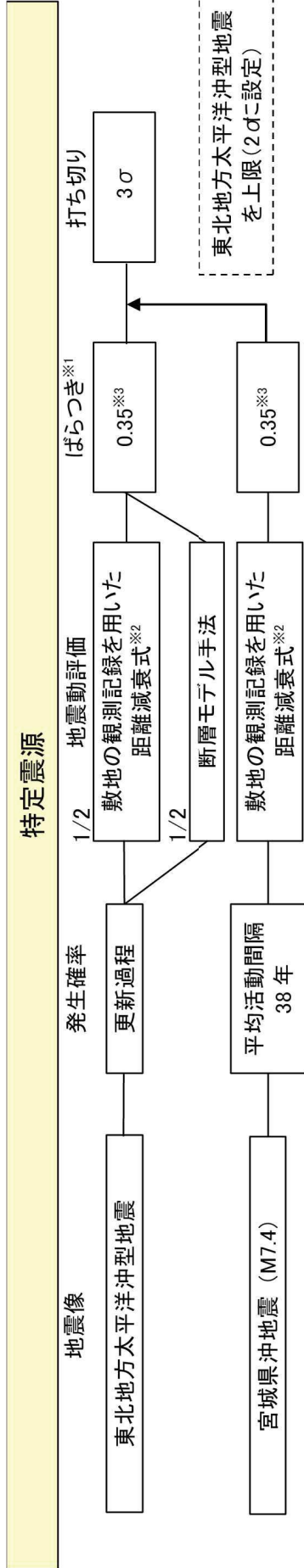
内陸地殻内地震

※①宮城県沖＋三陸沖南部海溝寄り ②三陸沖中部 ③福島県沖 ④東北陸域太平洋プレート内

第3.2.1.b-2図 設定した領域区分と最大マグニチュード



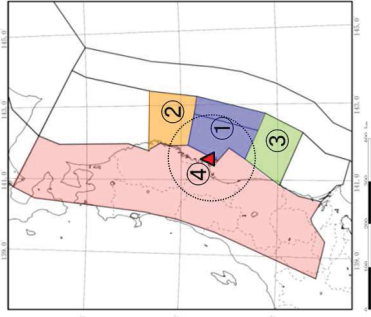
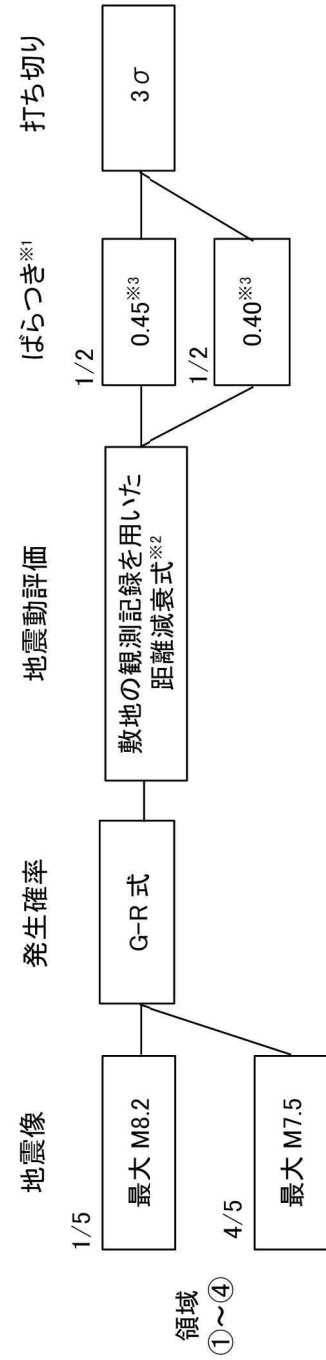
第3.2.1.b-3図 ロジックツリー (全体概要) (1/4)



①宮城県沖+三陸沖南部海溝寄り ②三陸沖中部 ③福島県沖
 ※1 ばらつきは、自然対数標準偏差で標記
 ※2 敷地における観測記録を用いて短周期レベルを考慮した距離減衰式
 ※3 森川ほか(2006)※12に基づき設定
 ※4 池浦・野田(2005)に基づき設定
 ※5 敷地における観測記録と Noda et al.(2002)の応答スペクトル比を用いた距離減衰式

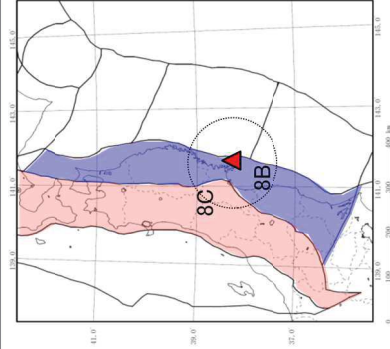
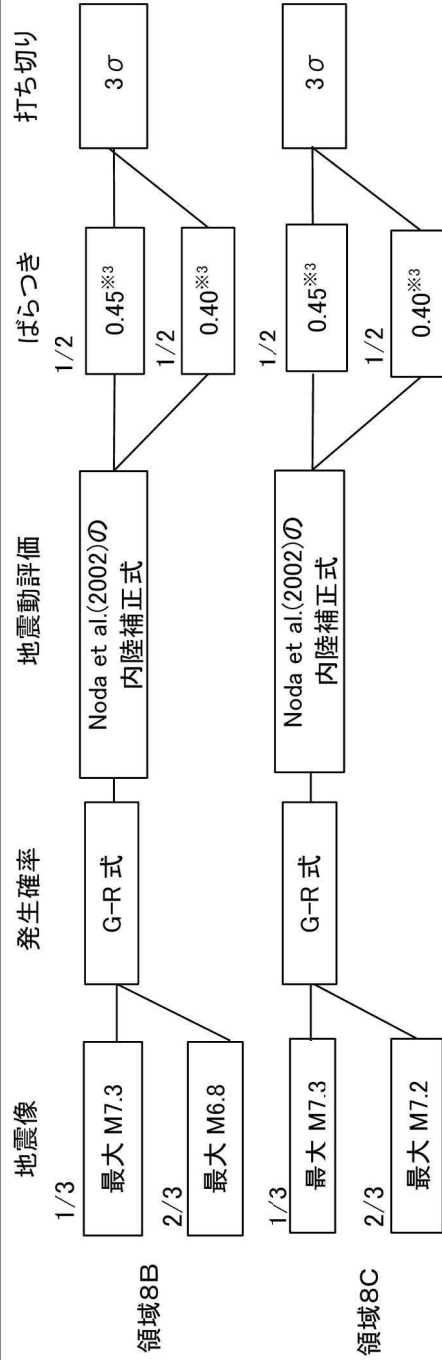
第 3.2.1.b-3 図 ロジックツリー (プレート間地震) (2/4)

海洋プレート内地震(領域震源)



海洋プレート内地震の評価で考慮する領域
(領域震源モデル)

内陸地殻内地震(領域震源)



内陸地殻内地震の評価で考慮する領域
(領域震源モデル)

①宮城県沖十三陸沖南部海溝寄り ②三陸沖中部 ③福島県沖 ④東北陸域太平洋プレート内
 ※1 ばらつきは、自然対数標準偏差で標記
 ※2 敷地における観測記録とNoda et al.(2002)の応答スペクトル比を用いた距離減衰式
 ※3 池浦・野田(2005)に基づき設定

第3.2.1.b-3 図 ロジックツリー (海洋プレート内地震と内陸地殻内地震の領域震源) (3/4)

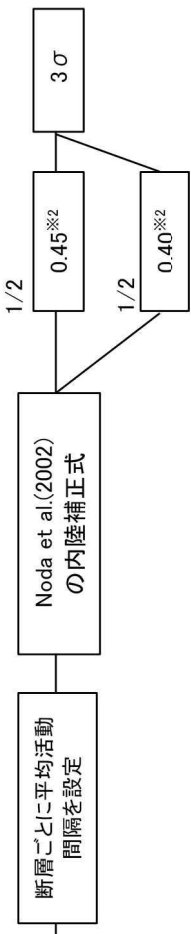
地震像

単独での活動	W=1/2	W=1/2	単独と運動	W=1/2
F-2断層・F-4断層			F-2断層・F-4断層	
F-3断層			F-3断層	
F-6断層			F-6断層	
F-8断層~F-9断層			F-8断層~F-9断層	
F-12断層~F-14断層			f-13断層	
f-13断層			f-14断層	
f-14断層			f-15断層	
f-15断層			網地島南西中で測線のみで認められる断層	
F-15断層・F-16断層			皿断層	
網地島南西中で測線のみで認められる断層			IV断層	
皿断層			V断層	
IV断層			1900年宮城県北部の地震	
V断層			長町-利府線断層帯	
加藤坊山-寛岳山断層			北上低地西縁断層帯	
旭山断層			山形盆地断層帯	
2008年宮城県中部の地震南部の断層			福島盆地西縁断層帯	
一関-石巻線			双葉断層	
1982年宮城県北部地震震源断層			横手盆地東縁断層帯	
1900年宮城県北部の地震			鬼首断層	
長町-利府線断層帯			養子断層	
北上低地西縁断層帯			作並屋敷平	
山形盆地断層帯			遠刈田断層	
福島盆地西縁断層帯			鶴巻田断層	
双葉断層			尾花沢断層	
横手盆地東縁断層帯			楯岡断層	
鬼首断層			新山寺境/目	
養子断層			田沢一里断層	
作並屋敷平			仙台湾の断層群による地震	
遠刈田断層			石巻平野周辺の断層群による地震	
鶴巻田断層			岩手・宮城県境の断層群による地震	
尾花沢断層				
楯岡断層				
新山寺境/目				
田沢一里断層				

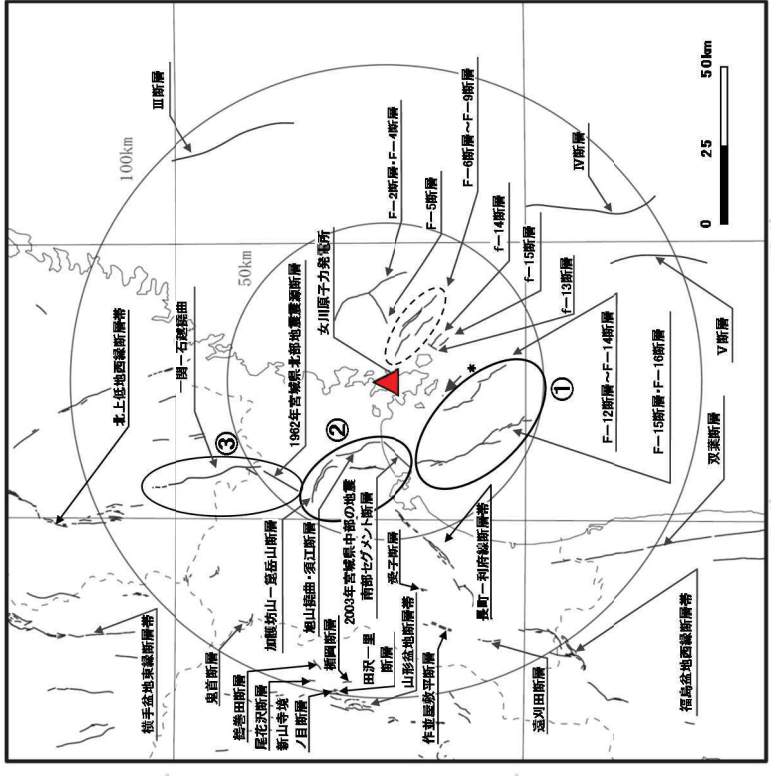
■: 仙台湾の断層群による地震として運動を考慮
 ■: 石巻平野周辺の断層群による地震として運動を考慮
 ■: 岩手・宮城県境の断層群による地震として運動を考慮

地震動評価

ばらつき※1 打ち切り



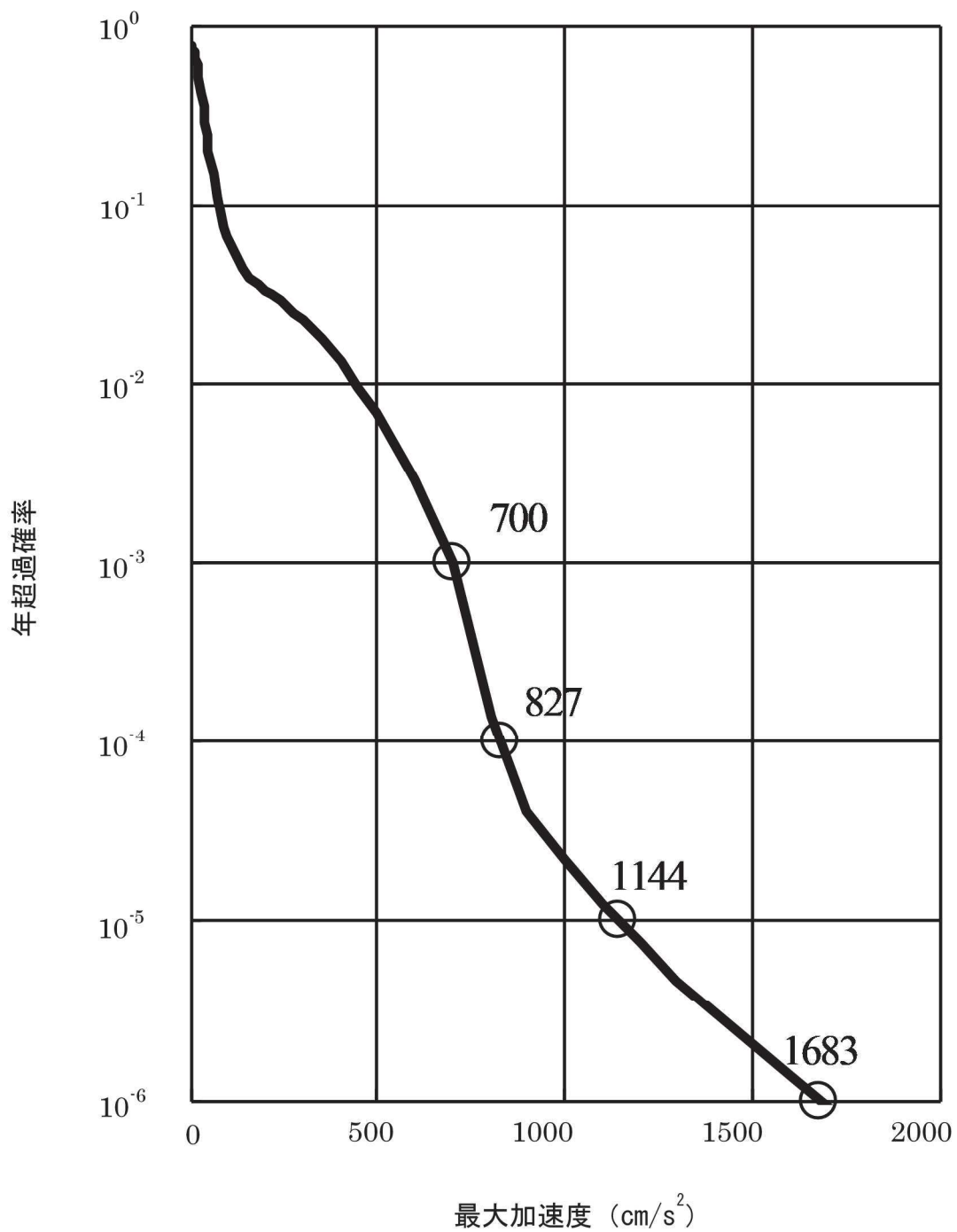
発生確率



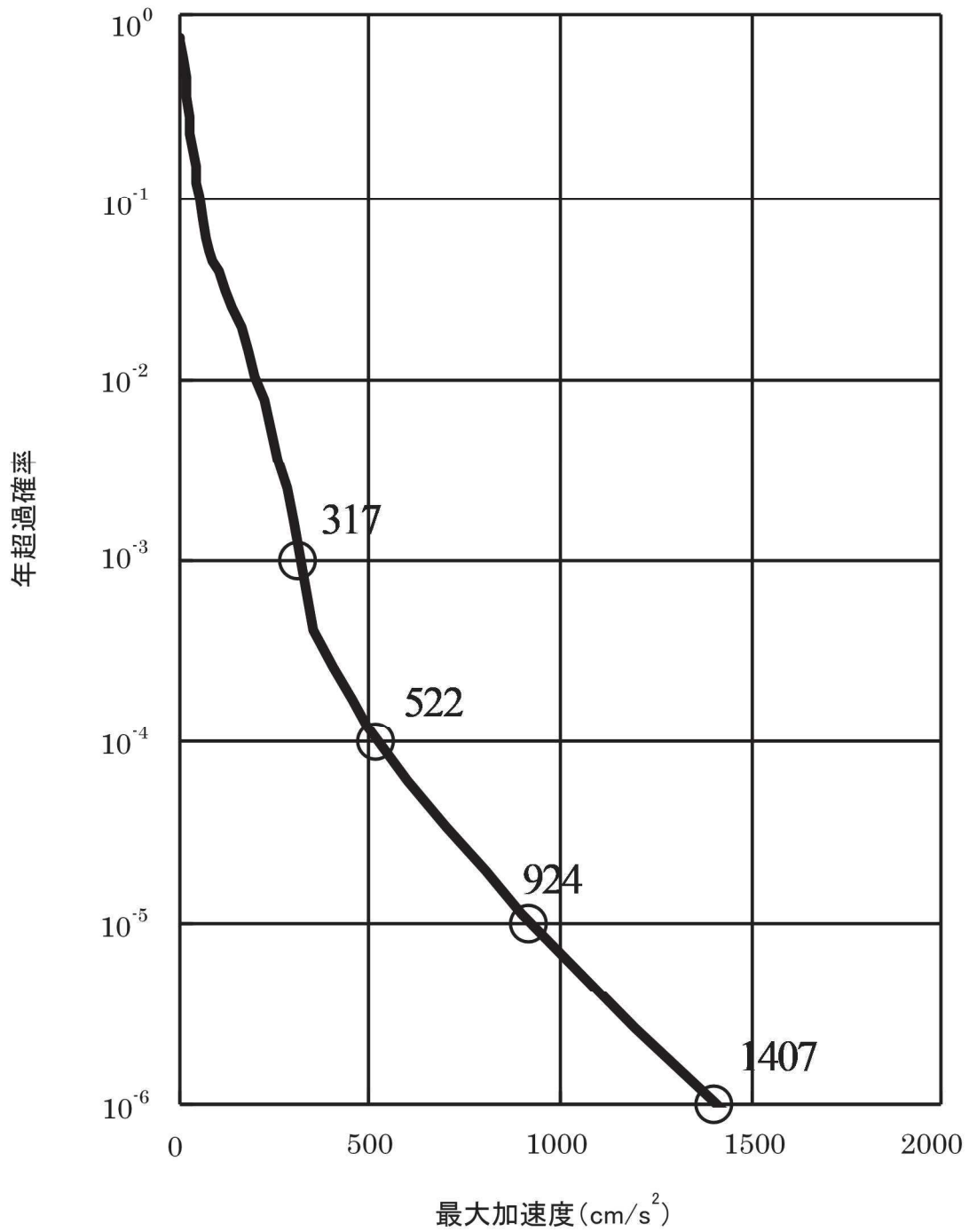
*: 網地島南西中で測線のみで認められる断層
 ①仙台湾の断層群による地震 ②石巻平野周辺の断層群による地震 ③岩手・宮城県境の断層群による地震

第 3.2.1. b-3 図 ロジックツリー (内陸地殻内地震の特定震源) (4/4)

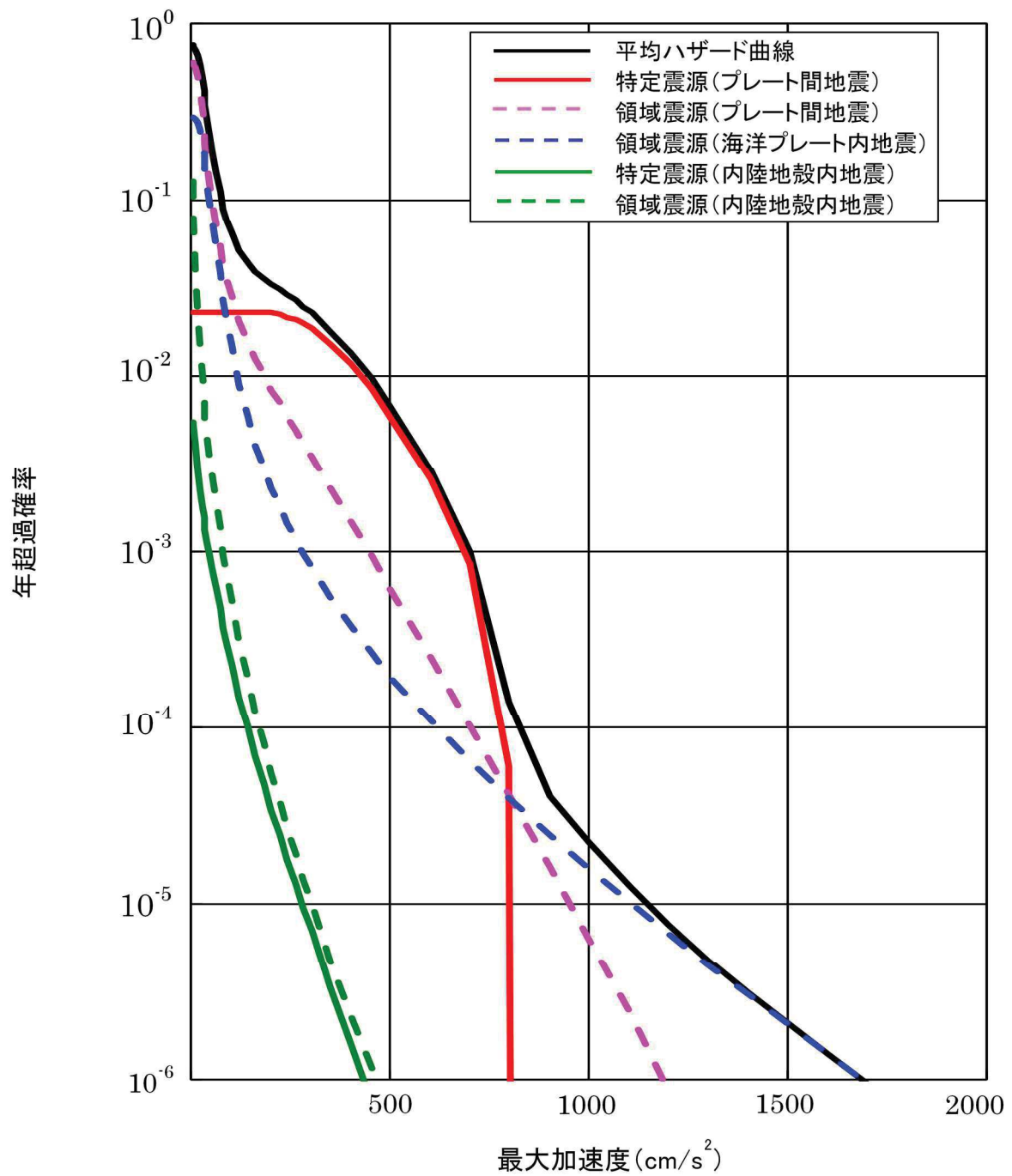
※1 ばらつきは、自然対数標準偏差で標記
 ※2 池浦・野田(2005)に基づき設定



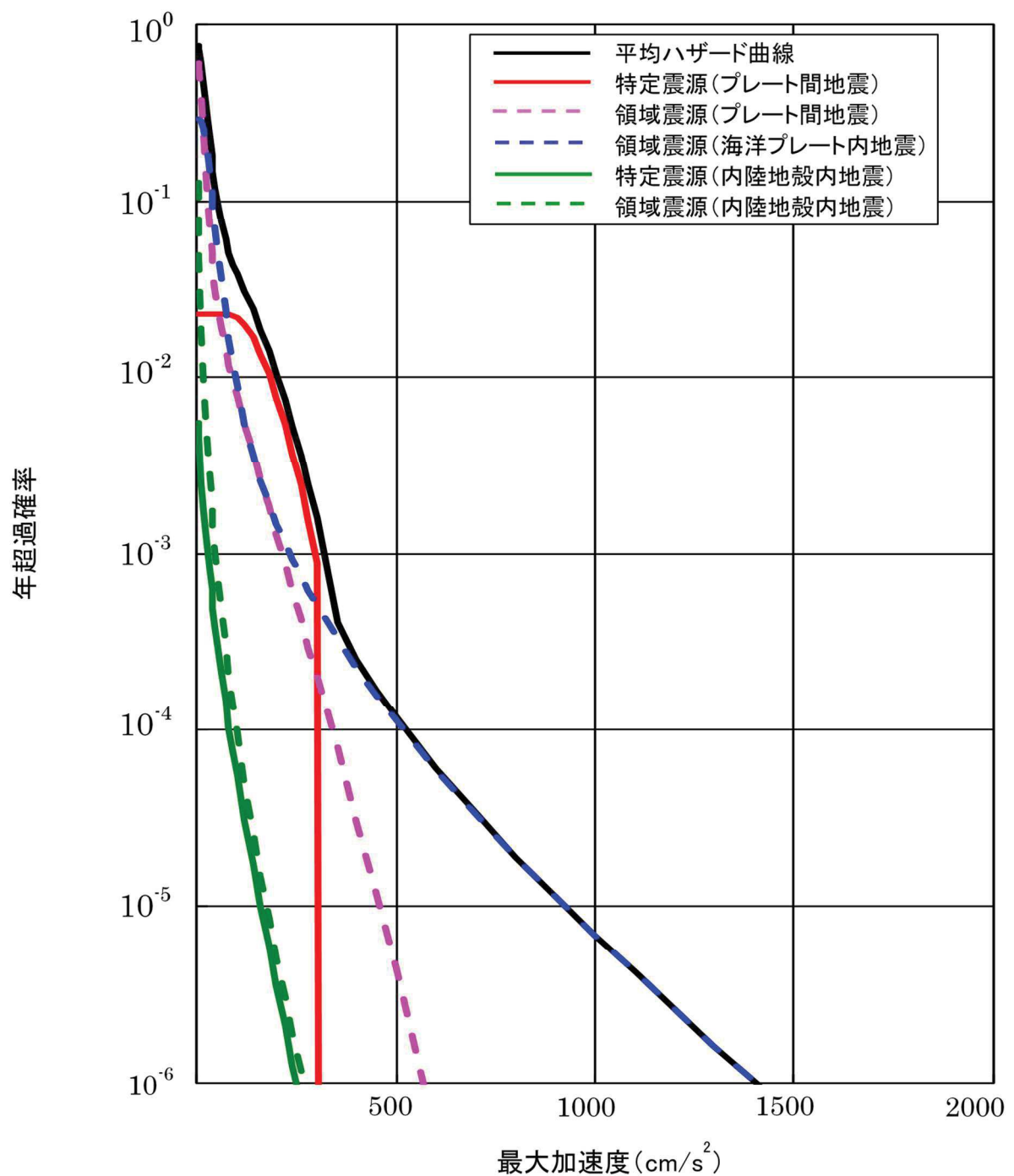
第3.2.1.b-4図 平均地震ハザード曲線 (周期0.02秒) (水平方向) (1/2)



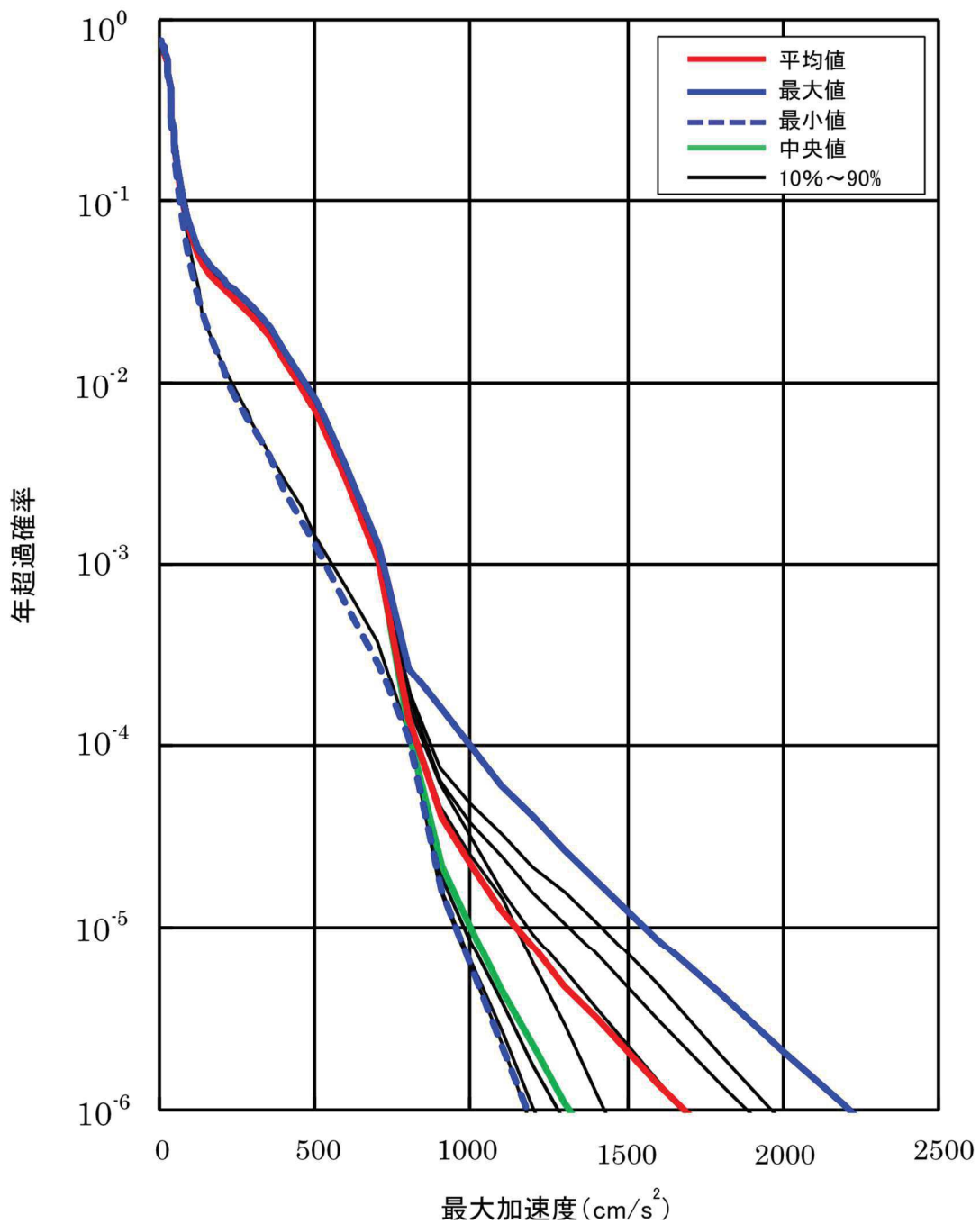
第 3. 2. 1. b-4 図 平均地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒) (鉛直方向) (2/2)



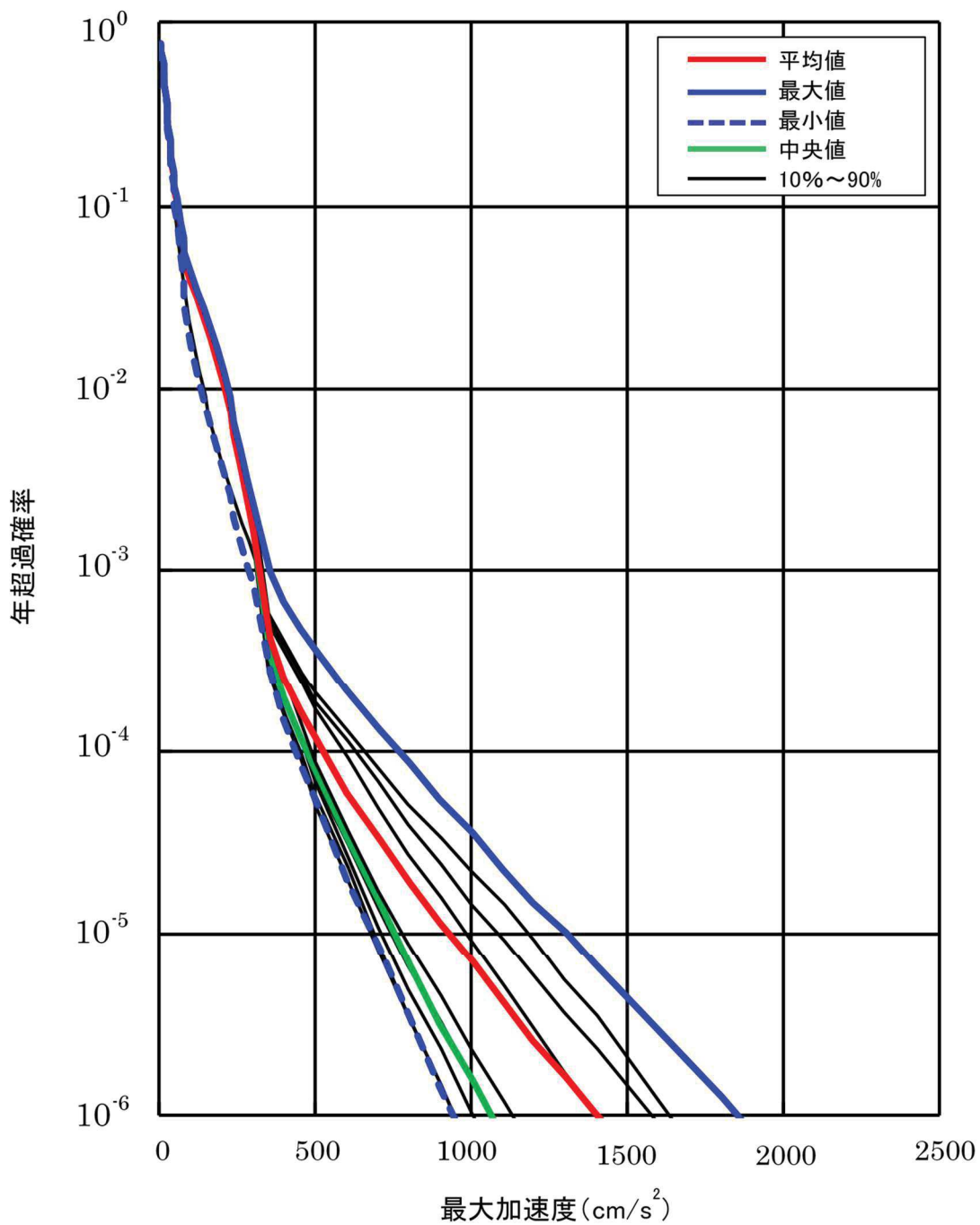
第 3.2.1. b-5 図 特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線
(周期 0.02 秒) (水平方向) (1/2)



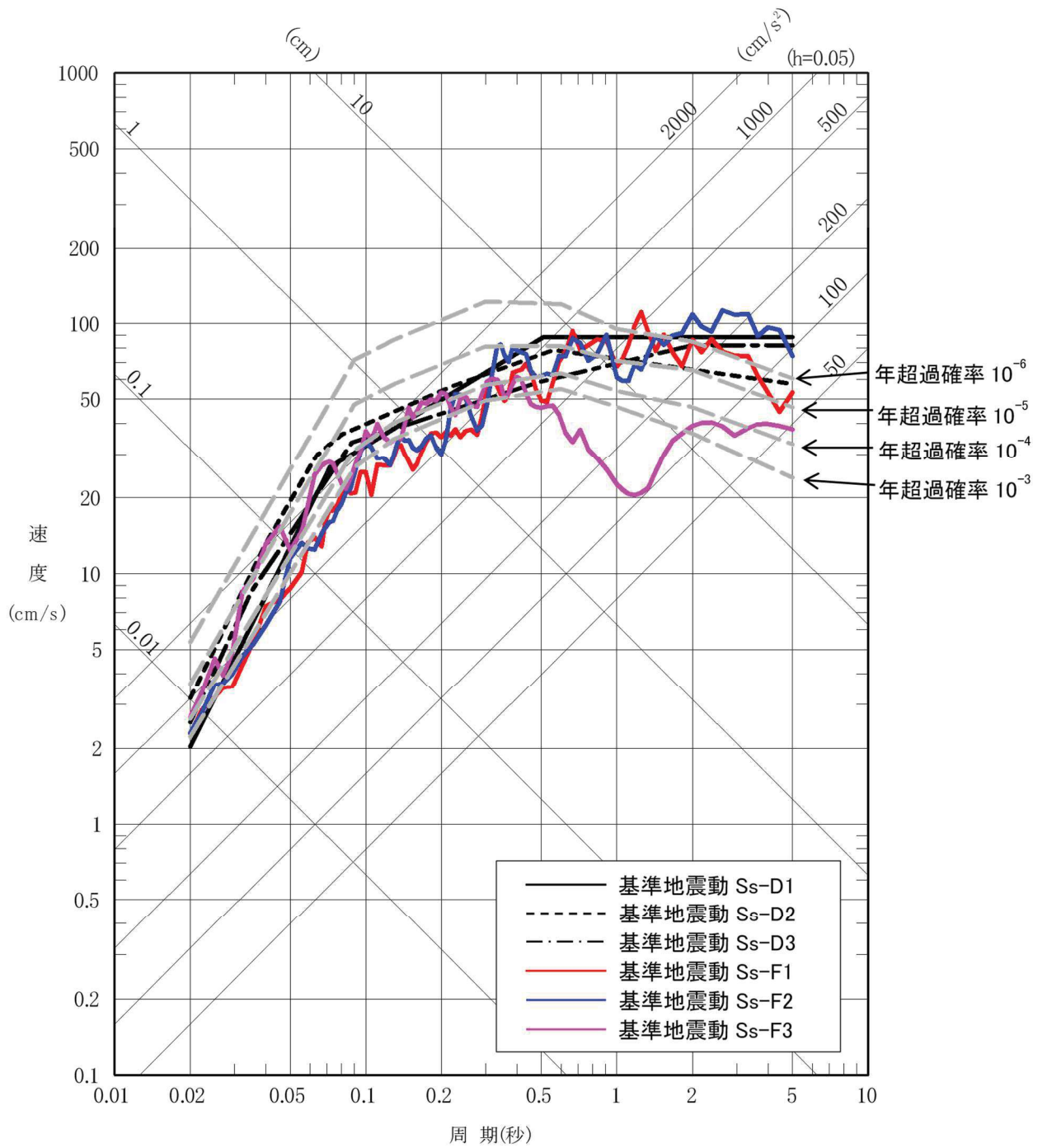
第 3. 2. 1. b-5 図 特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線
(周期 0.02 秒) (鉛直方向) (2/2)



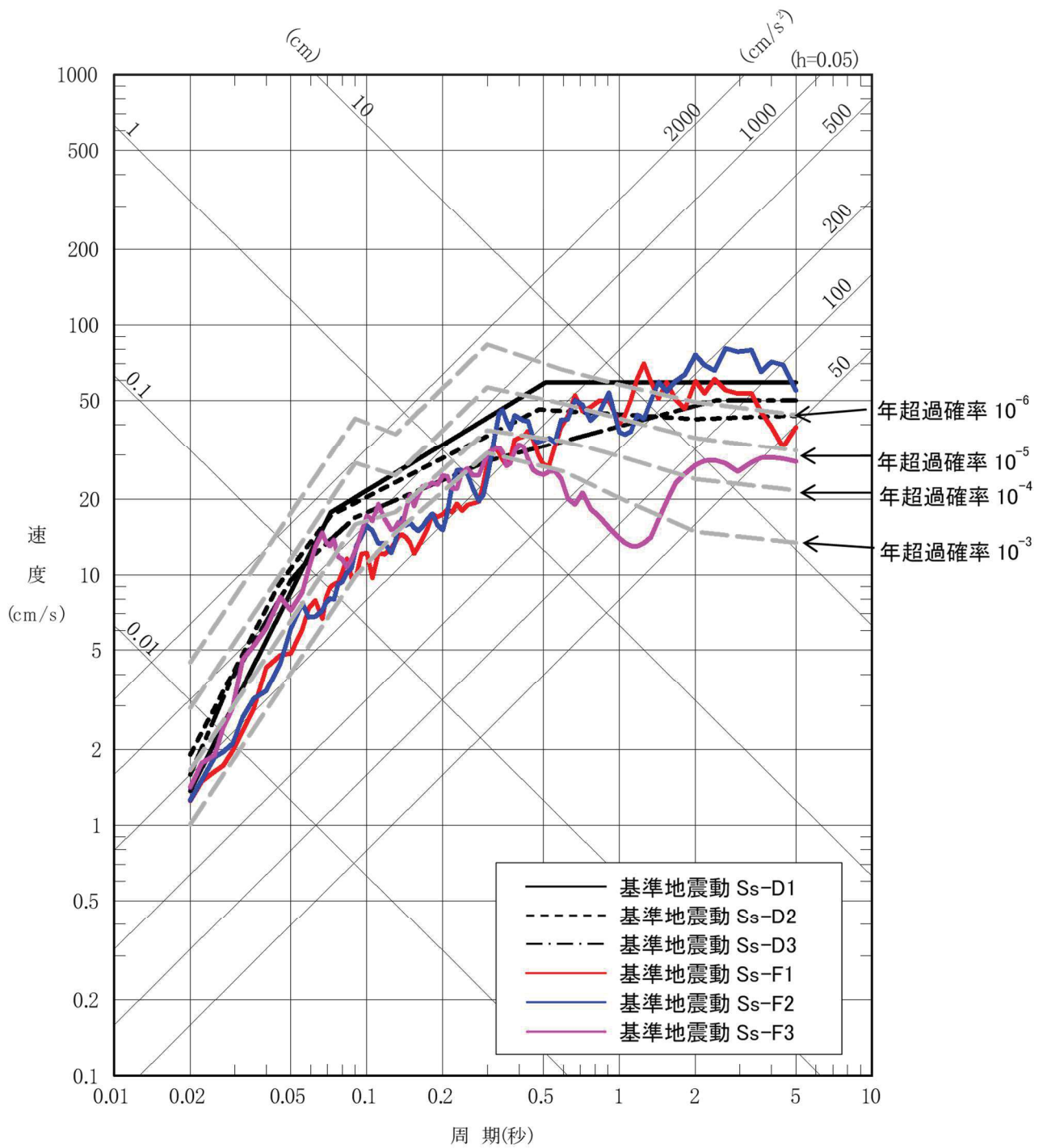
第 3. 2. 1. b-6 図 フラクタル地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒) (水平方向) (1/2)



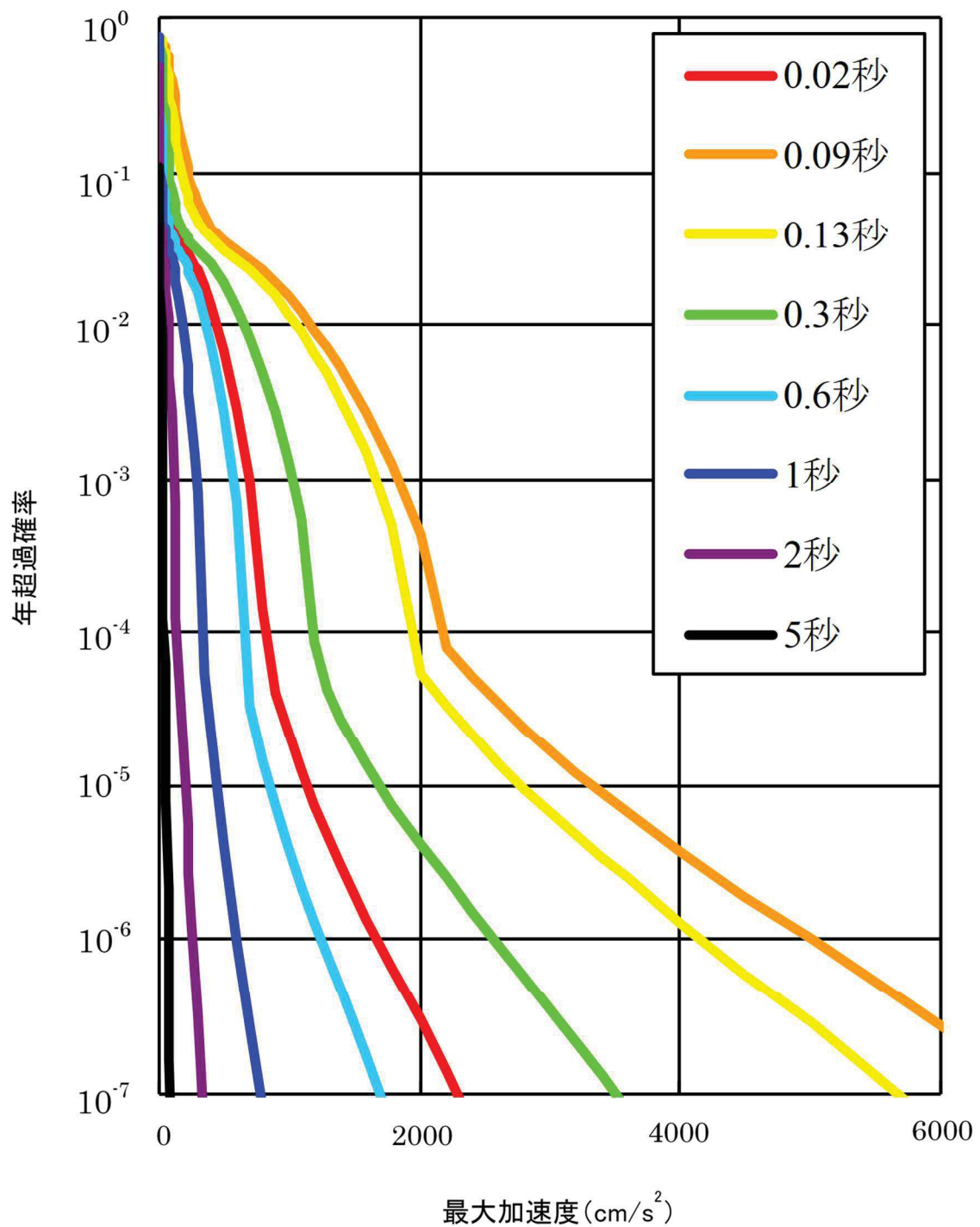
第3.2.1.b-6図 フラクタル地震ハザード曲線（鉛直方向）（周期0.02秒）（2/2）



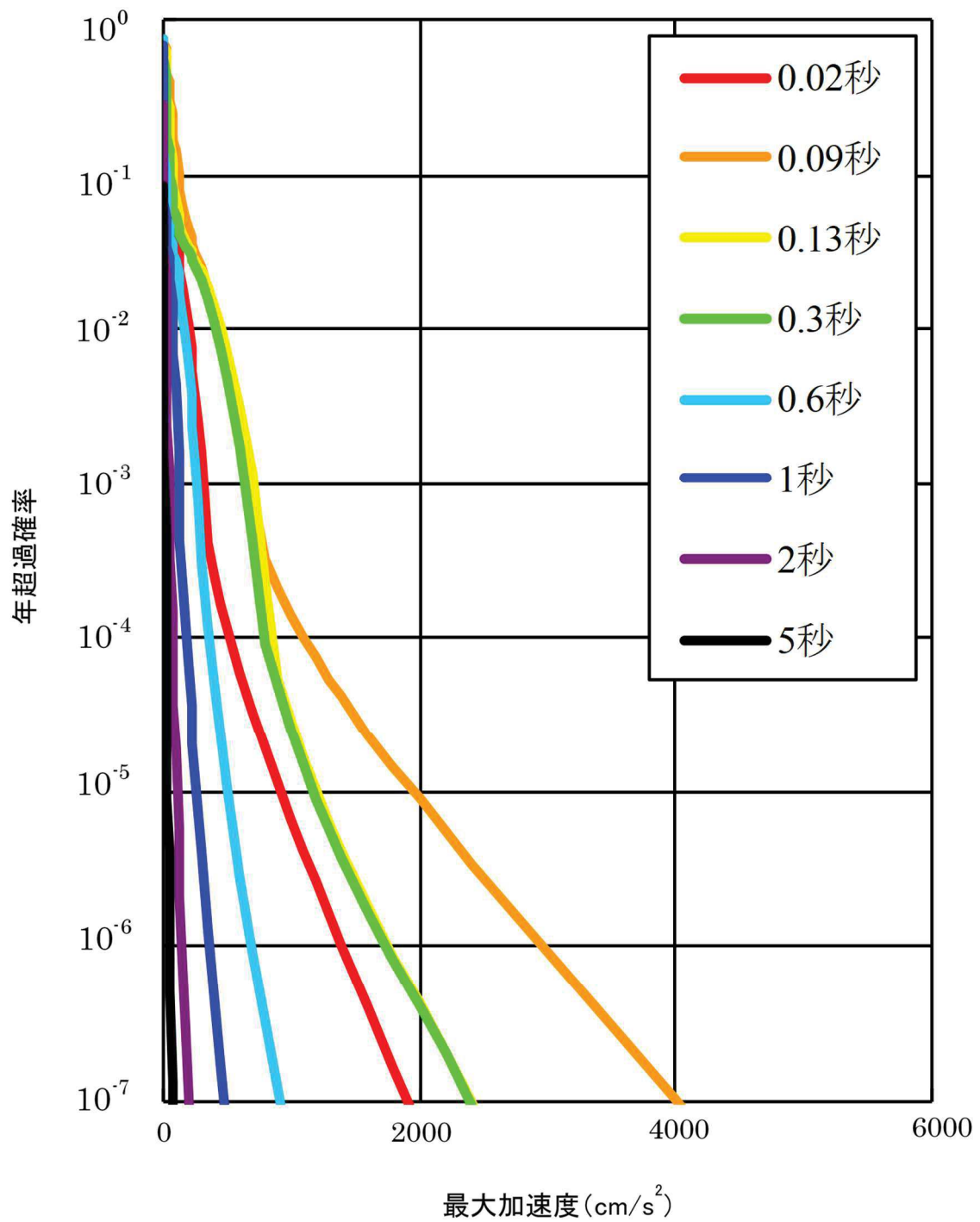
第 3.2.1. b-7 図 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率毎の
一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向) (1/2)



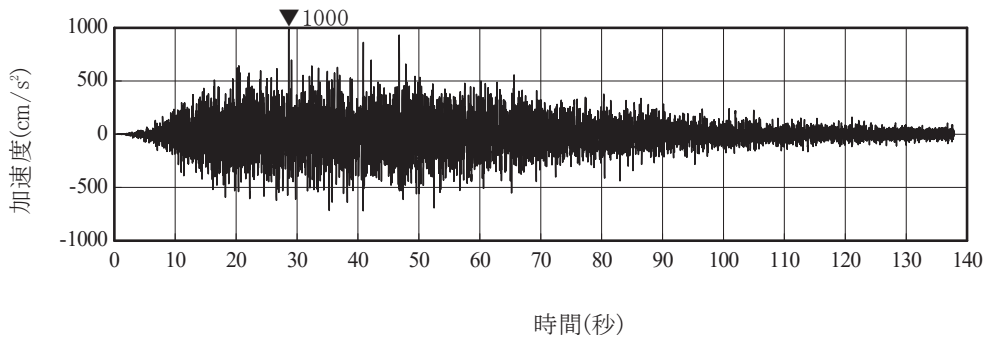
第3.2.1.b-7図 基準地震動Ssの応答スペクトルと年超過確率毎の
 一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向) (2/2)



第3.2.1. b-8図 周期毎の平均地震ハザード曲線（水平方向）（1/2）

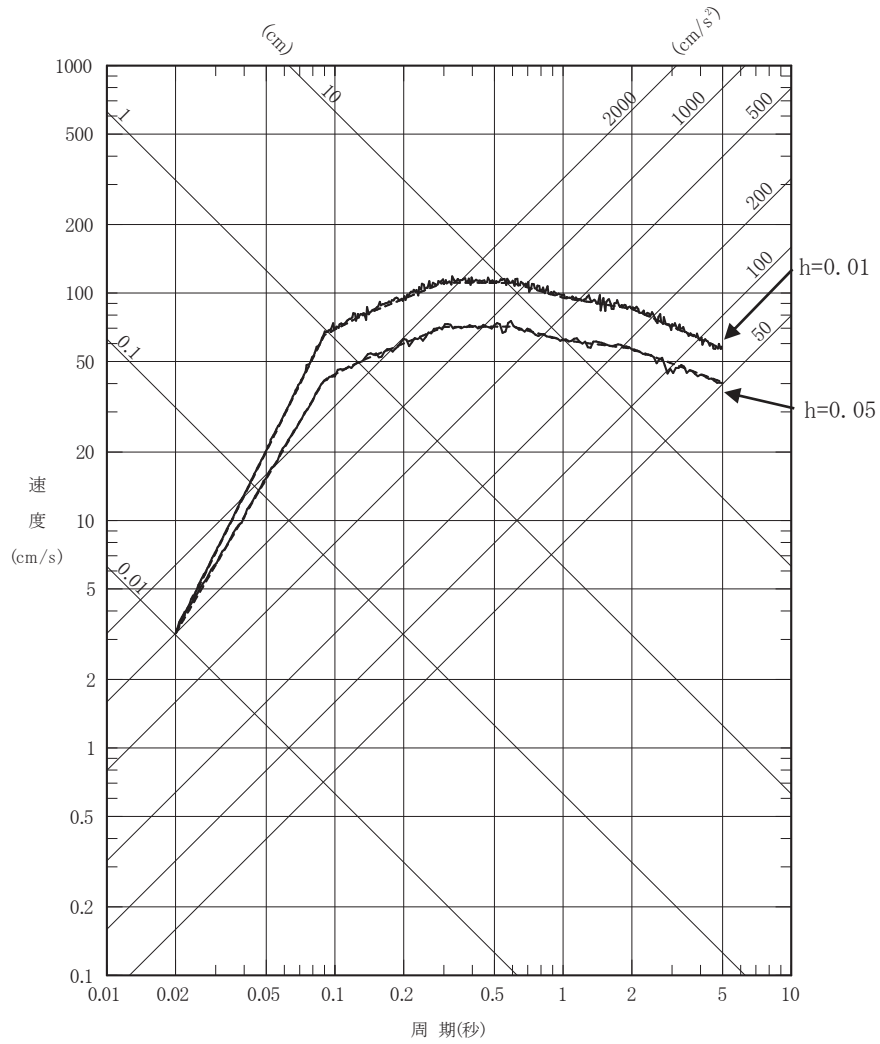


第3.2.1.b-8図 周期毎の平均地震ハザード曲線（鉛直方向）（2/2）



(a) 時刻歴波形

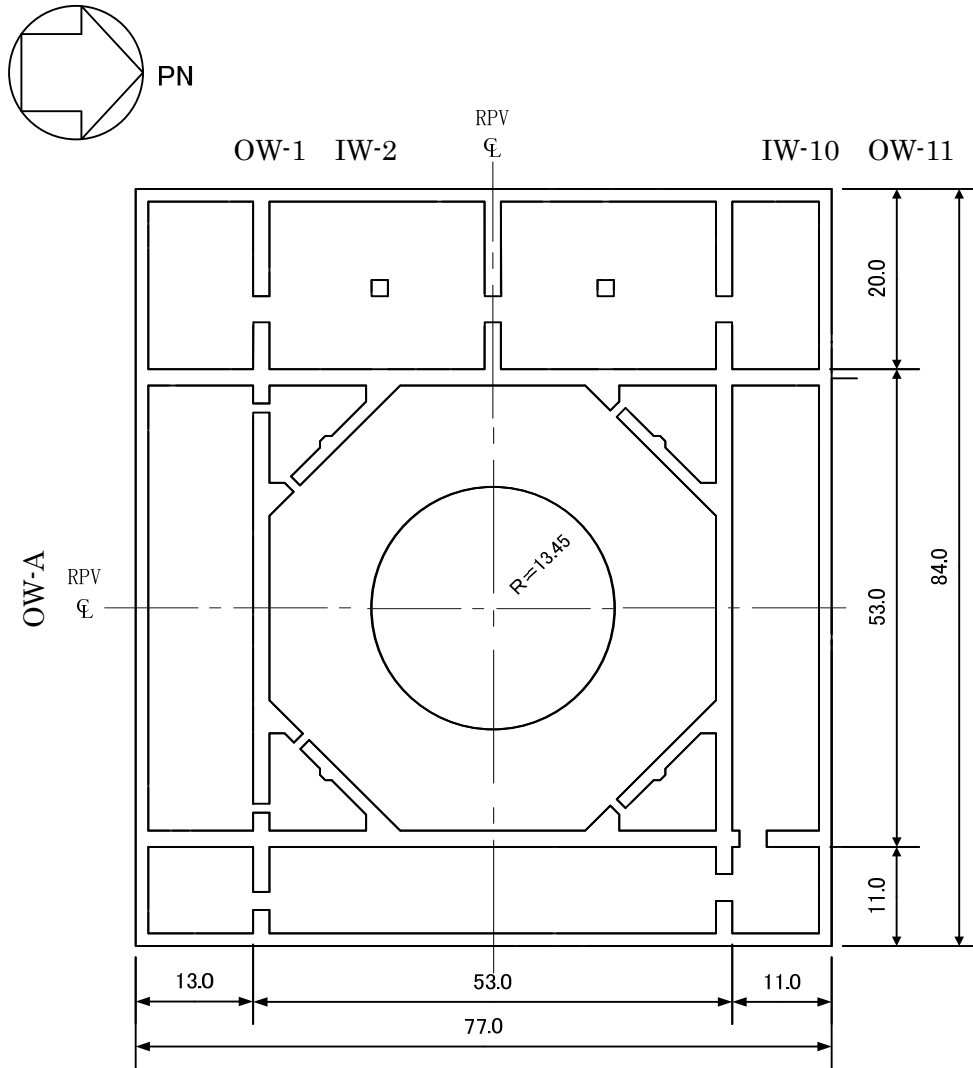
----- 目標応答スペクトル
 ——— フラジリティ評価に用いる模擬地震波



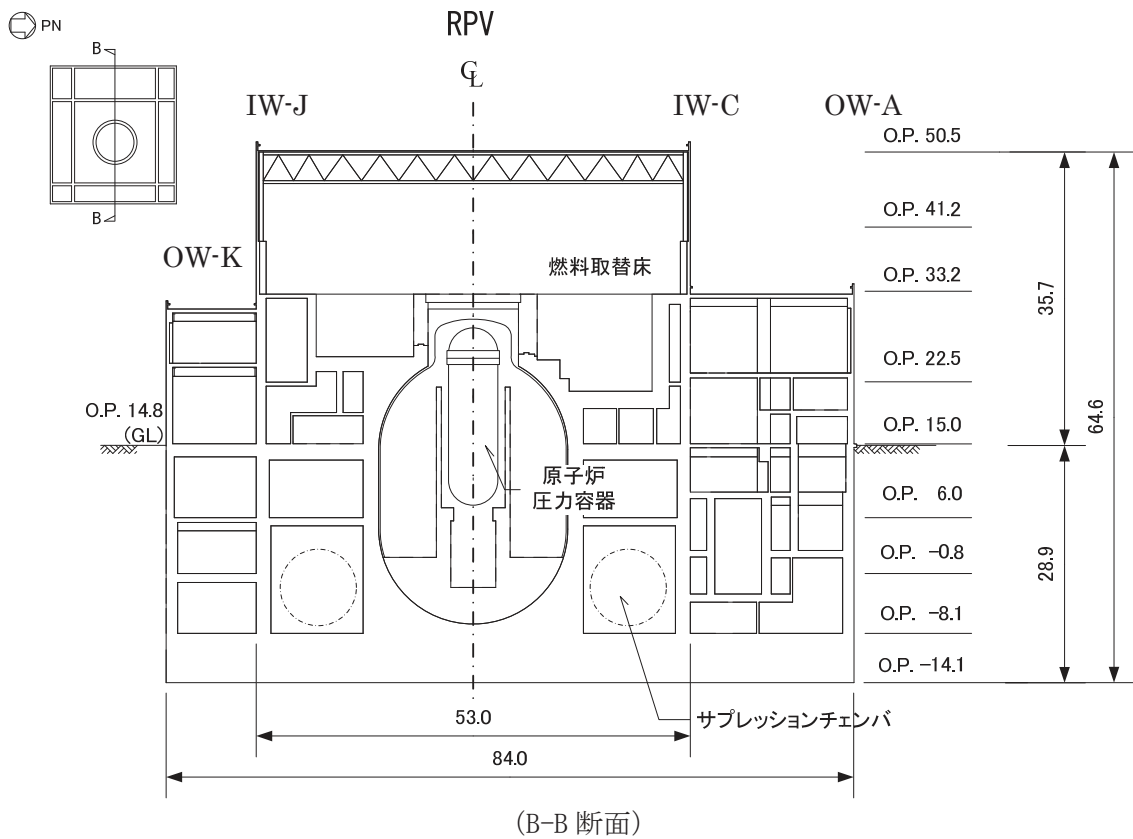
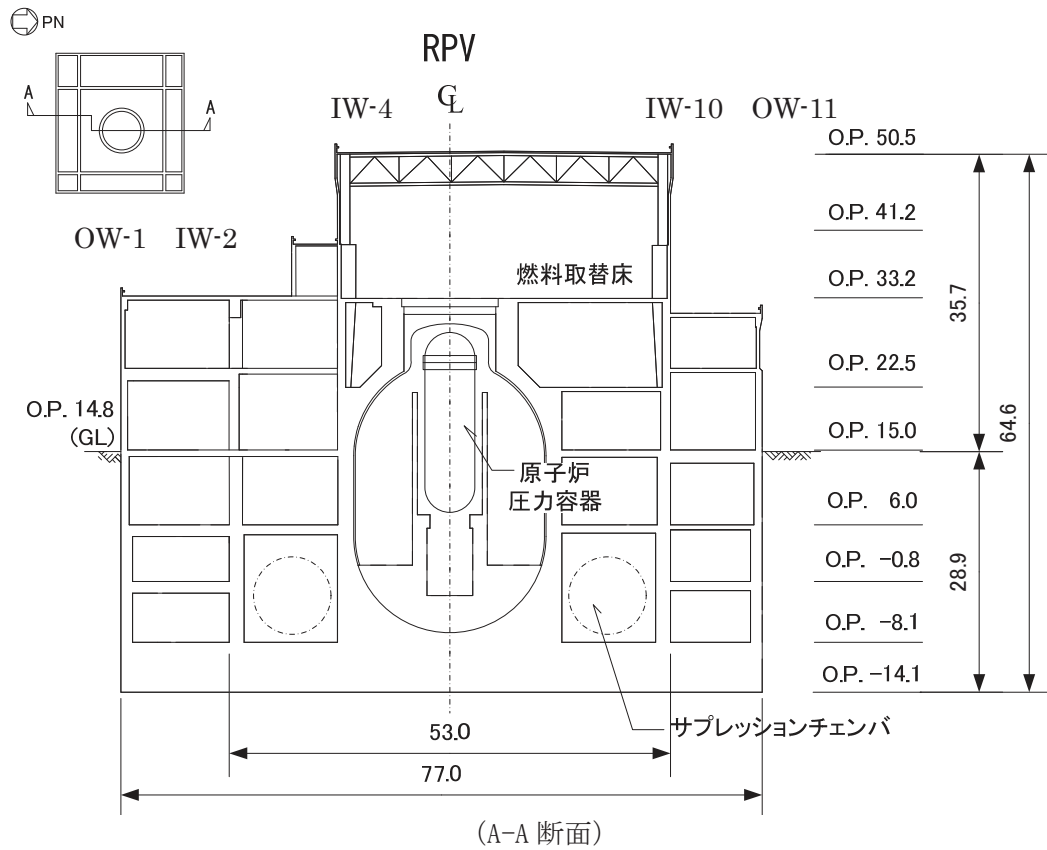
[1000 (cm/s²) に基準化]

(b) 応答スペクトル

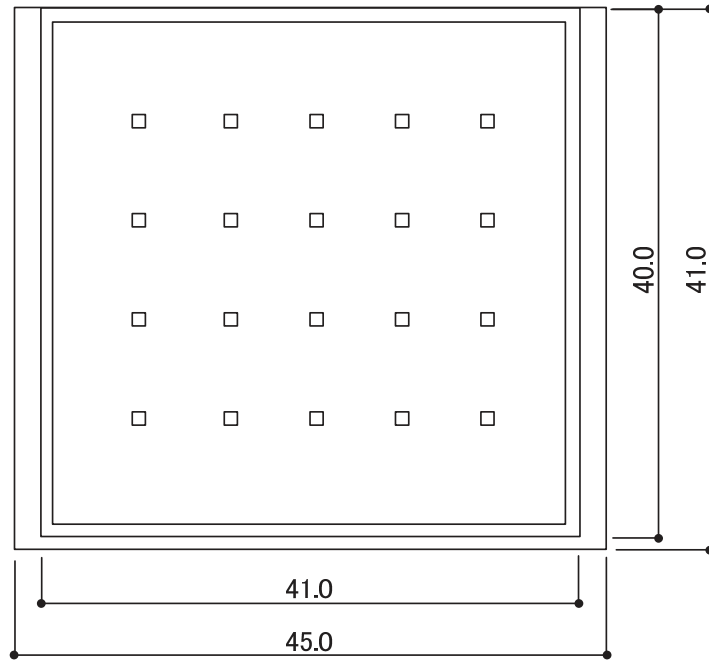
第3.2.1. b-9図 フラジリティ評価用地震動



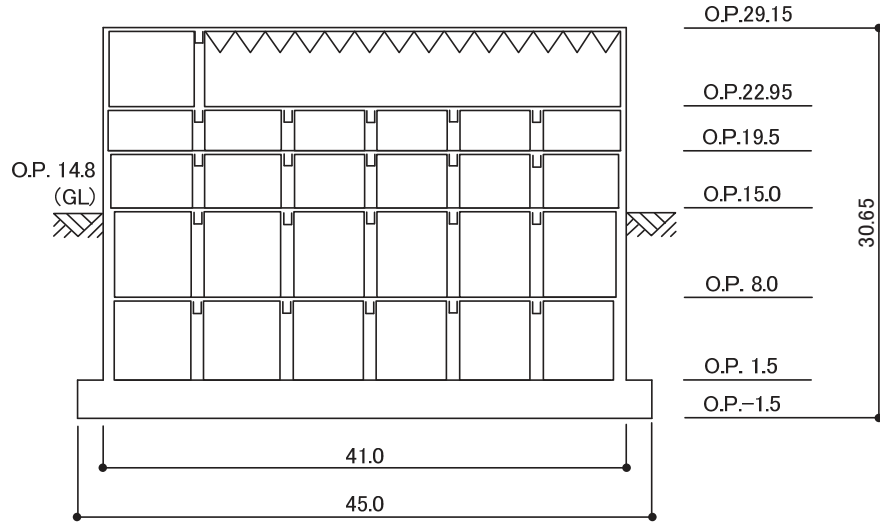
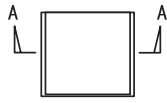
第3.2.1. c-1-1図 原子炉建屋の概要（平面図）（O. P. -8.1m*）（単位：m）（1/2）
 注記*：「O. P.」は女川原子力発電所工事用基準面であり、
 東京湾平均海面（T. M. S. L.）-0.74mである。



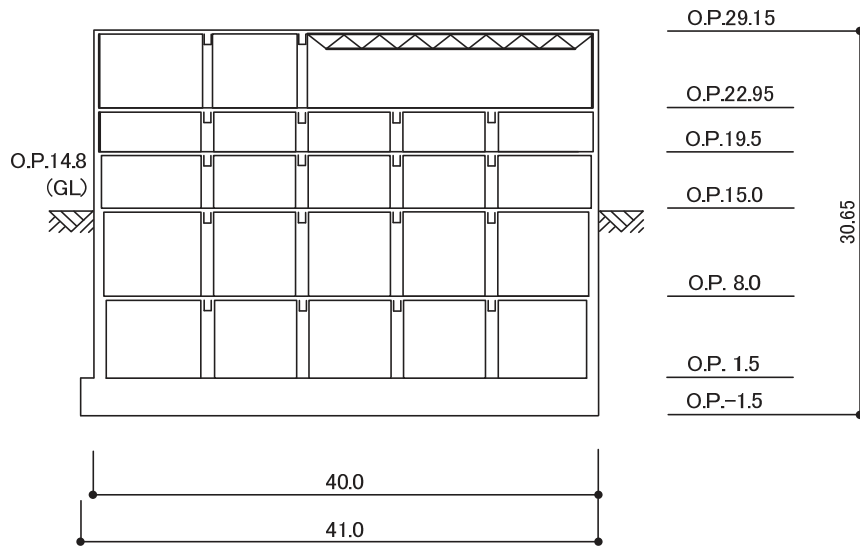
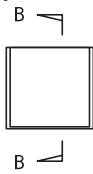
第3.2.1.c-1-1図 原子炉建屋の概要（断面図）（単位：m）（2/2）



第3.2.1.c-1-2図 制御建屋の概要（平面図）（0.P.1.5m）（単位：m）（1/2）

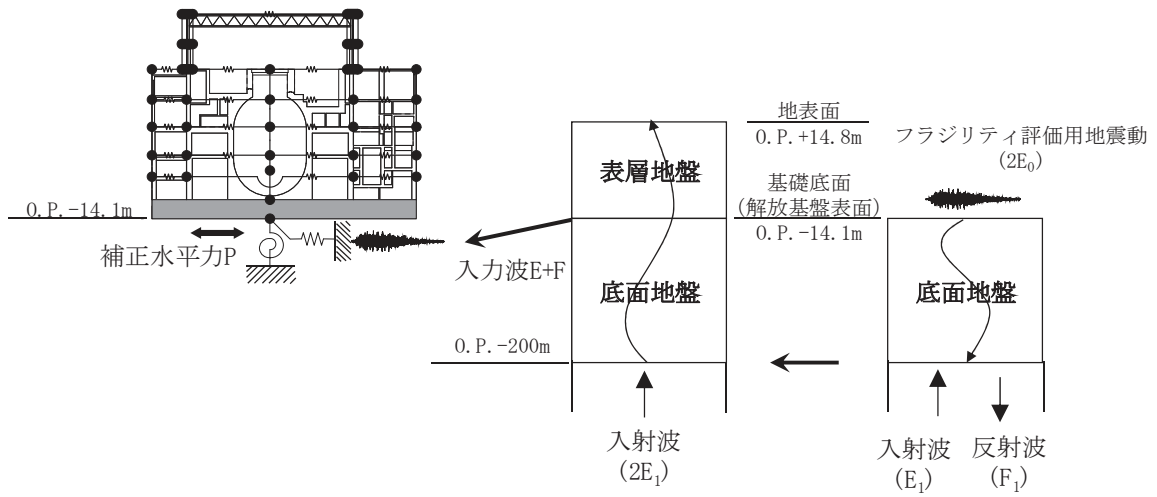


(A-A断面)

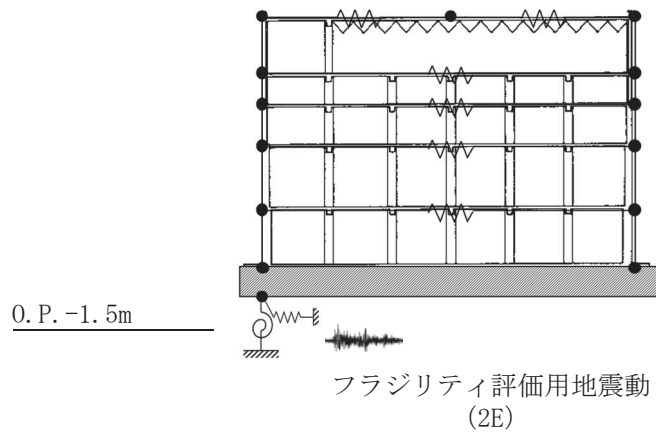


(B-B断面)

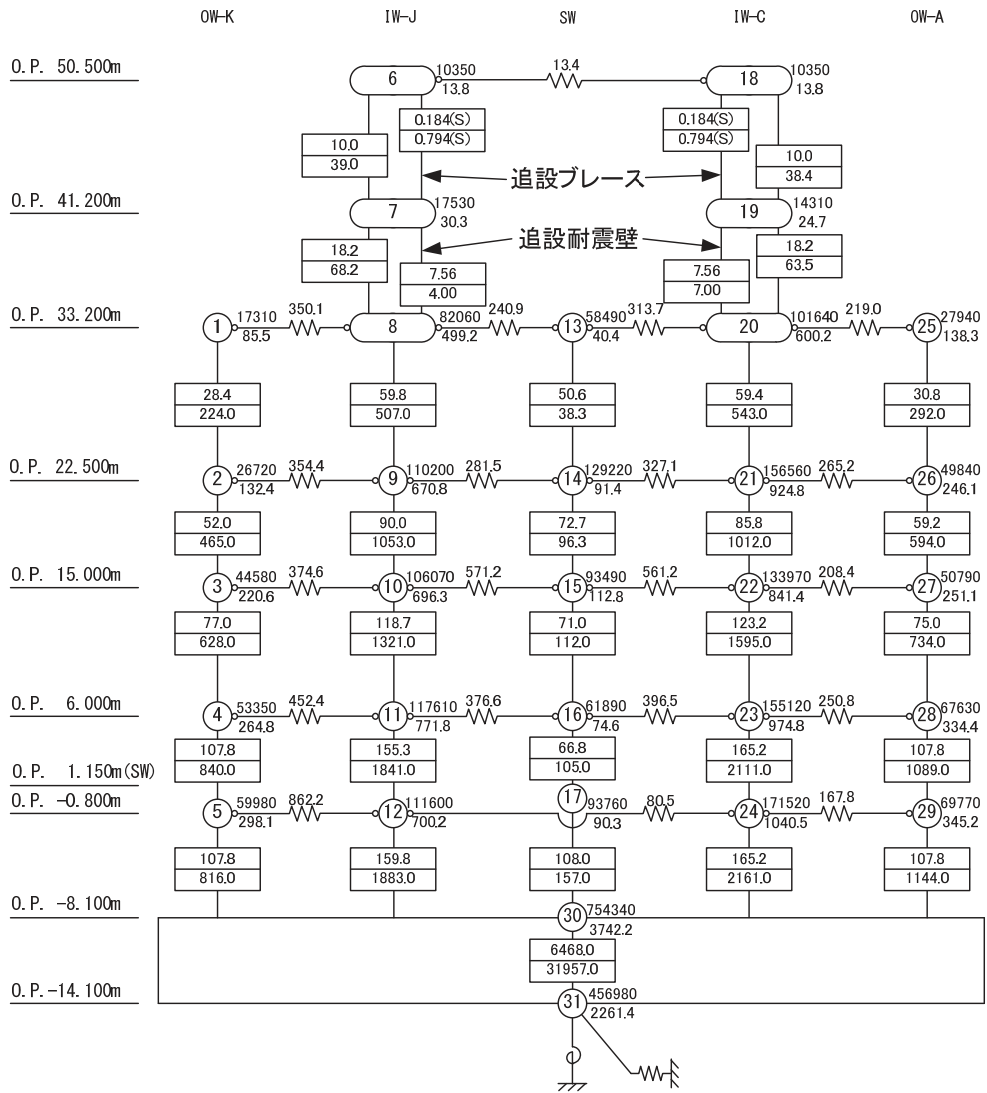
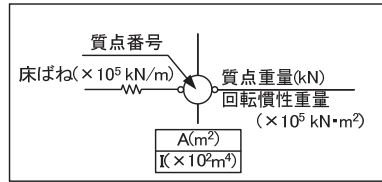
第 3.2.1. c-1-2 図 制御建屋の概要 (断面図) (単位 : m) (2/2)



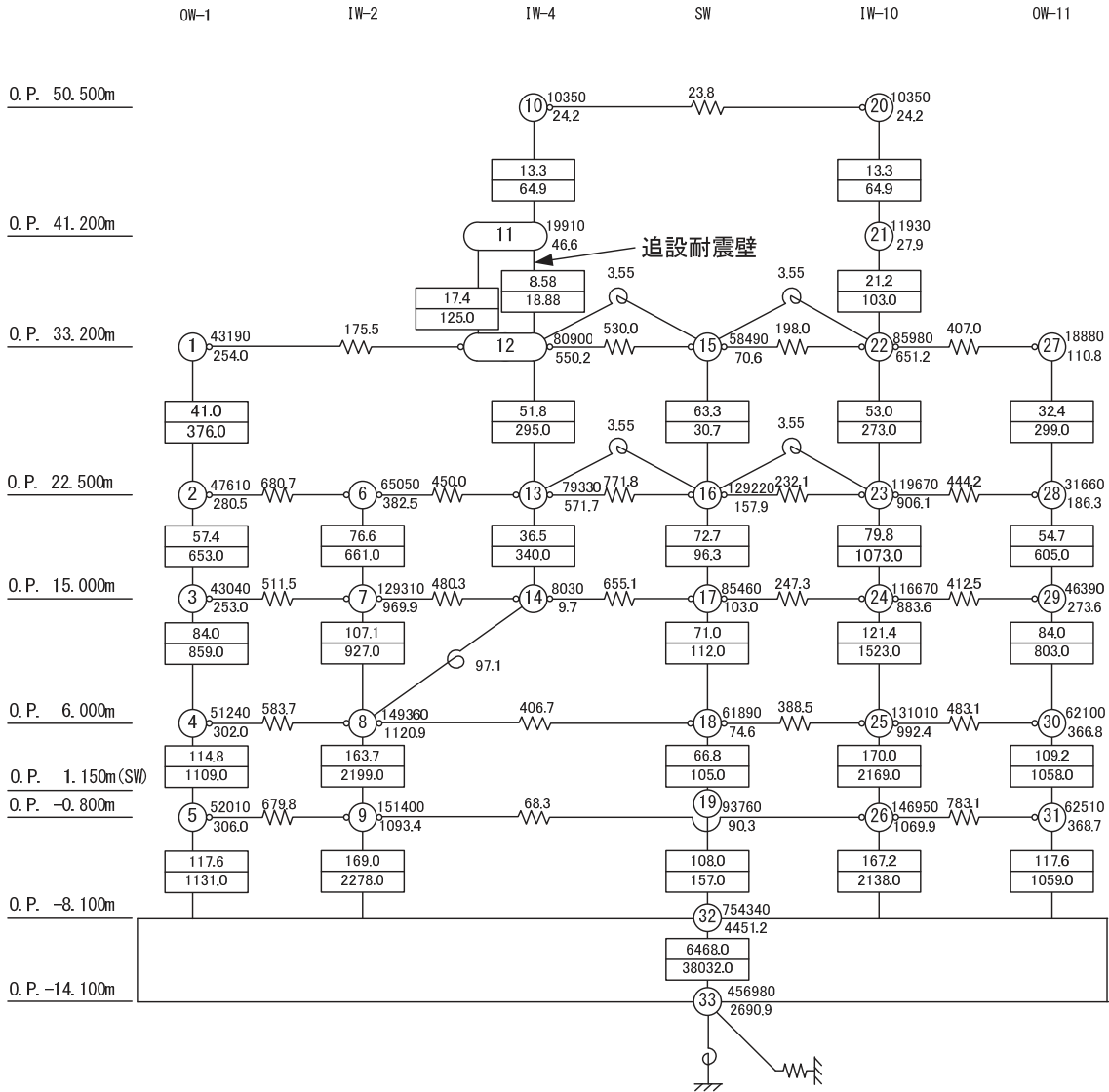
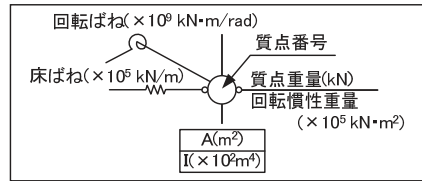
第 3.2.1. c-1-3 図 建屋 - 地盤連成モデルへの入力概要(原子炉建屋) (1/2)



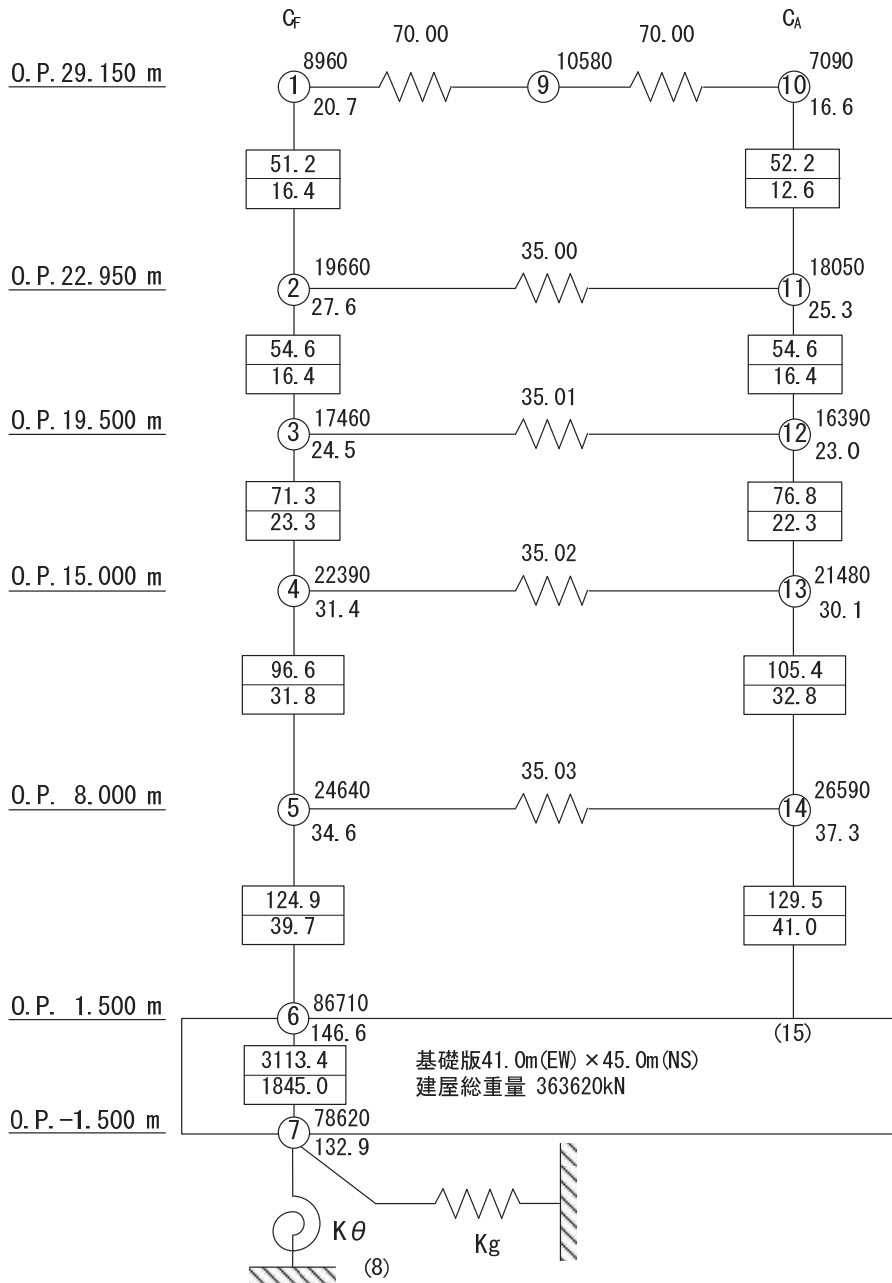
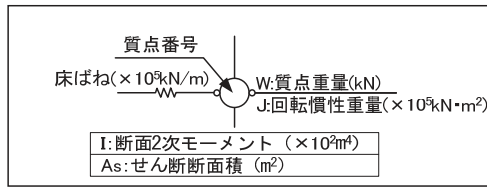
第 3.2.1. c-1-3 図 建屋 - 地盤連成モデルへの入力概要(制御建屋) (2/2)



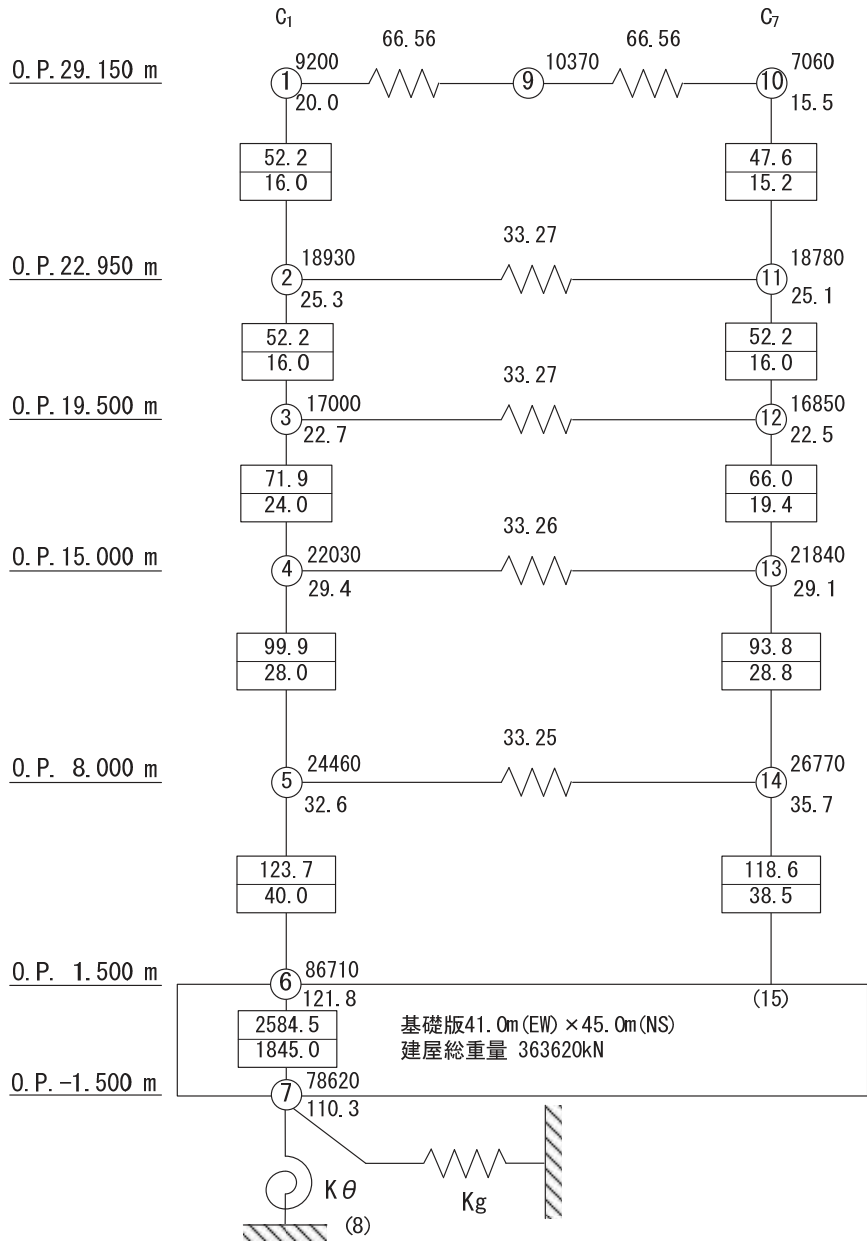
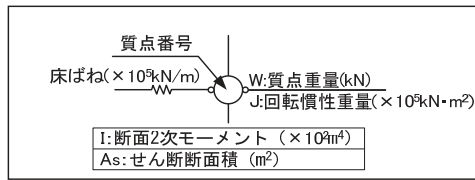
第3.2.1. c-1-4図 原子炉建屋の地震応答解析モデル (NS方向) (1/2)



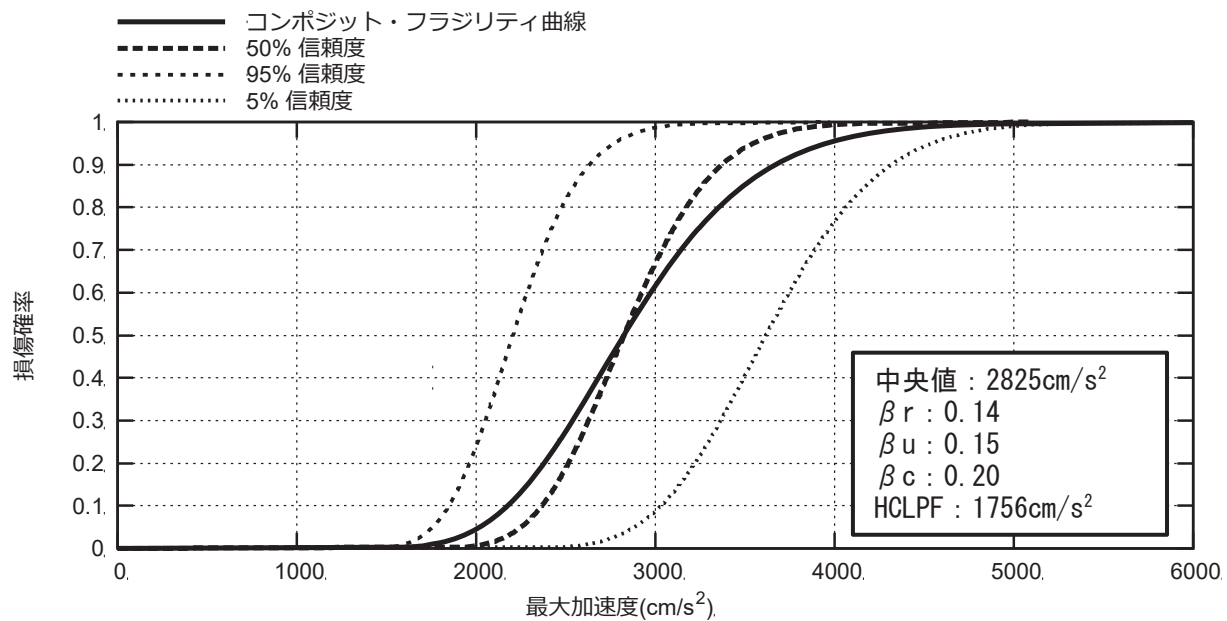
第3.2.1. c-1-4図 原子炉建屋の地震応答解析モデル (E W方向) (2/2)



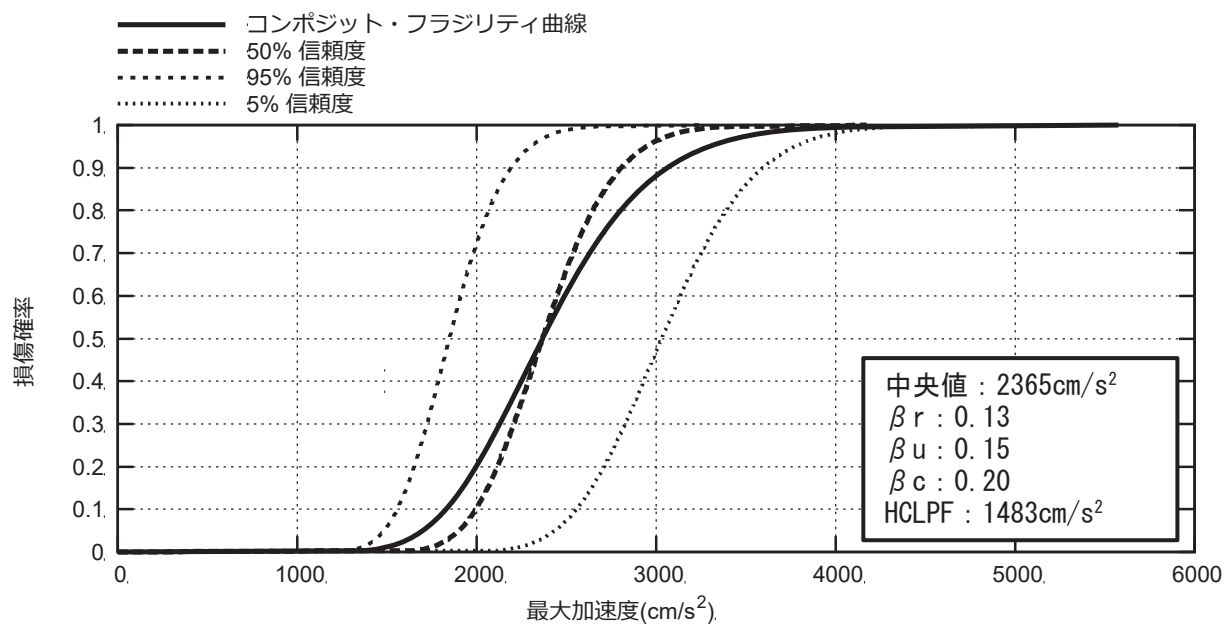
第3.2.1. c-1-5図 制御建屋の地震応答解析モデル (NS方向) (1/2)



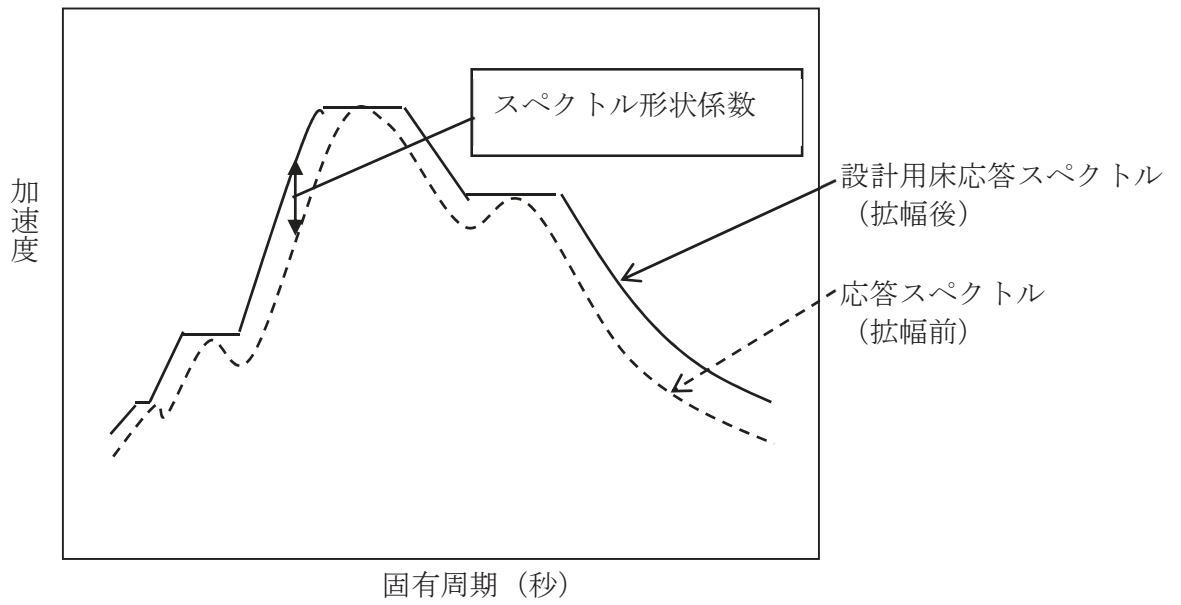
第3.2.1.c.1-5図 制御建屋の地震応答解析モデル (EW方向) (2/2)



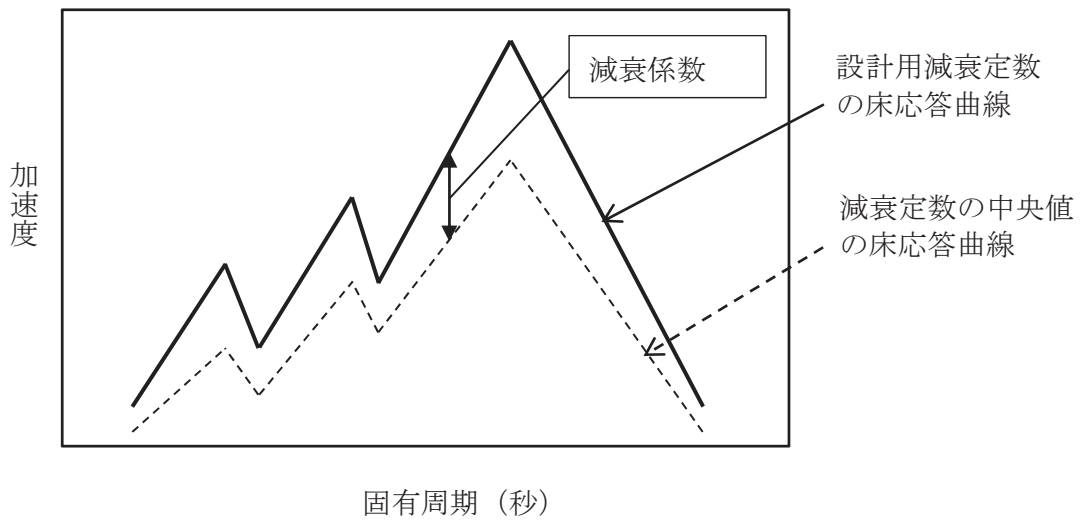
第3.2.1.c-1-6図 原子炉建屋のフラジリティ曲線 (EW方向, 1階, IW-10)



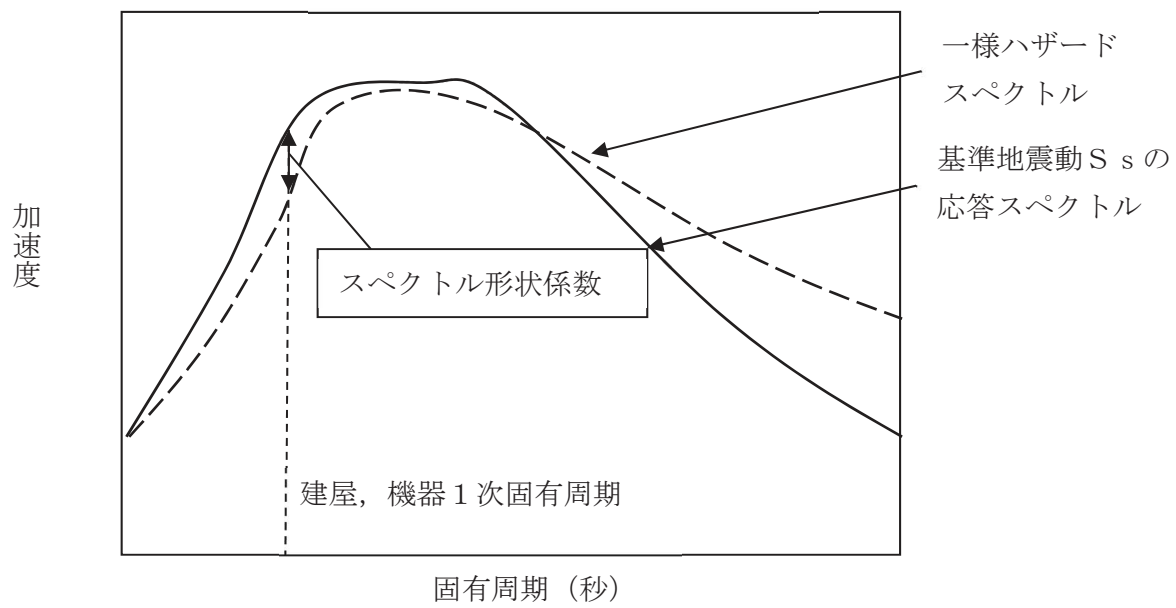
第3.2.1.c-1-7図 制御建屋のフラジリティ曲線 (NS方向, 2階, CF)



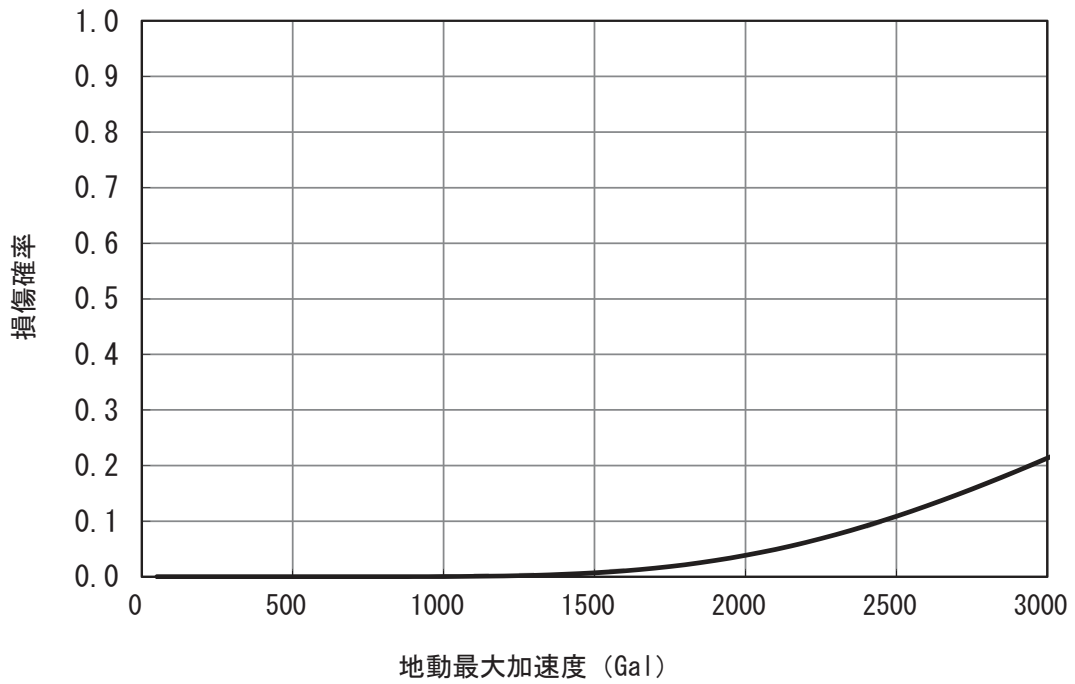
第 3. 2. 1. c-2-1 図 スペクトル形状係数の概念図



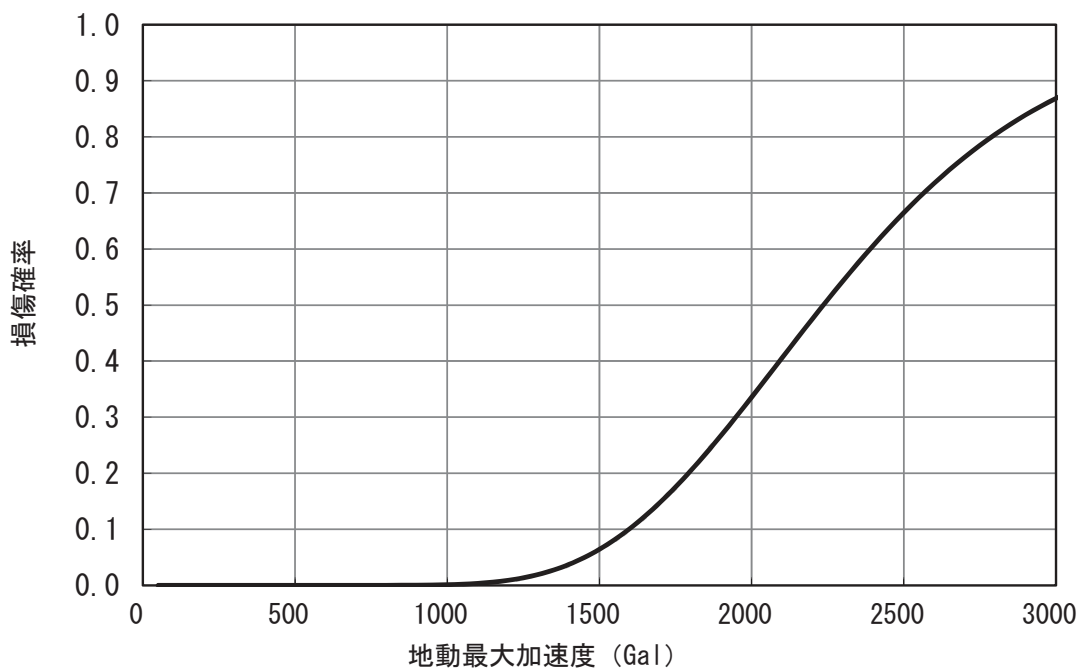
第3. 2. 1. c-2-2図 減衰係数の概念図



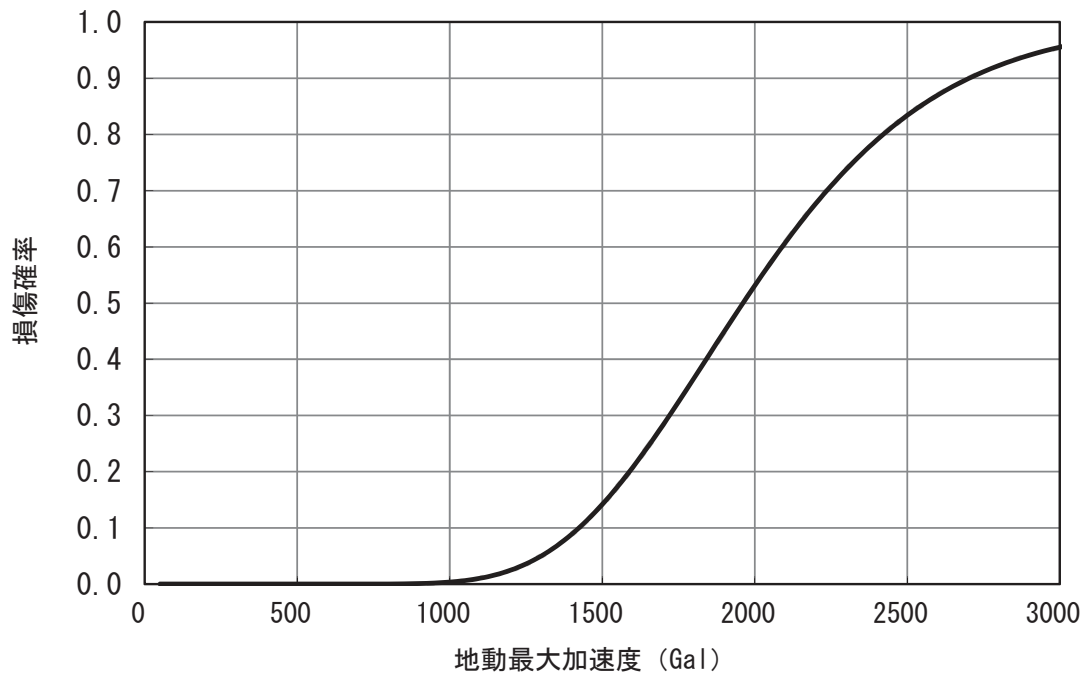
第 3.2.1. c-2-3 図 建屋のスペクトル形状係数の概念図



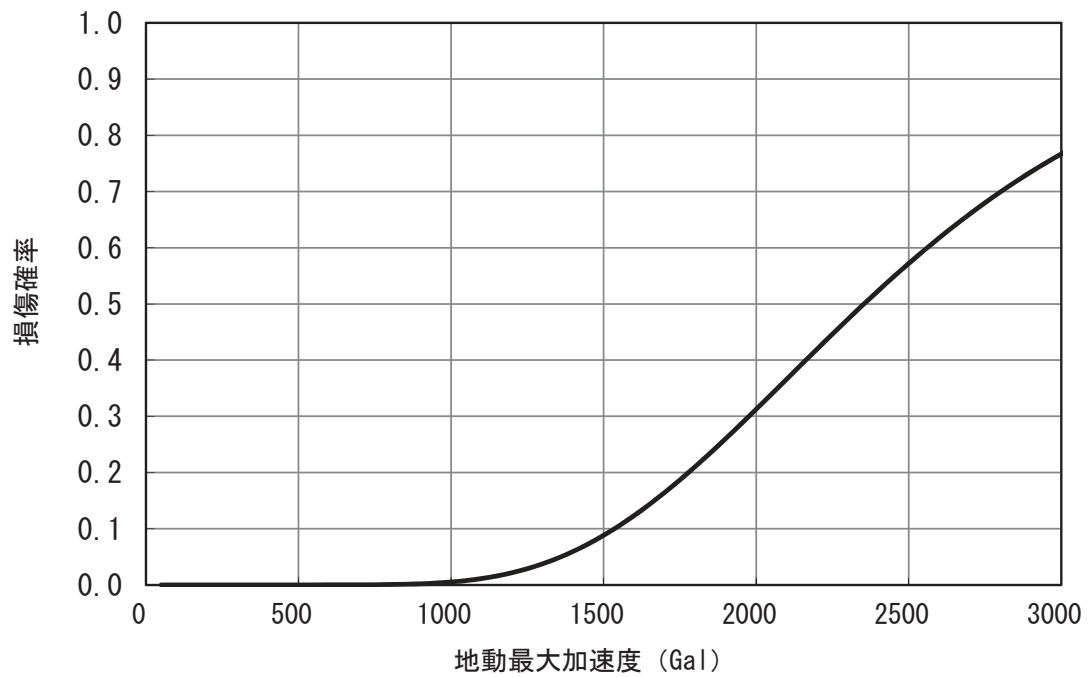
第3.2.1.c-2-4 図 制御棒駆動機構ハウジング貫通孔の
フラジリティ曲線



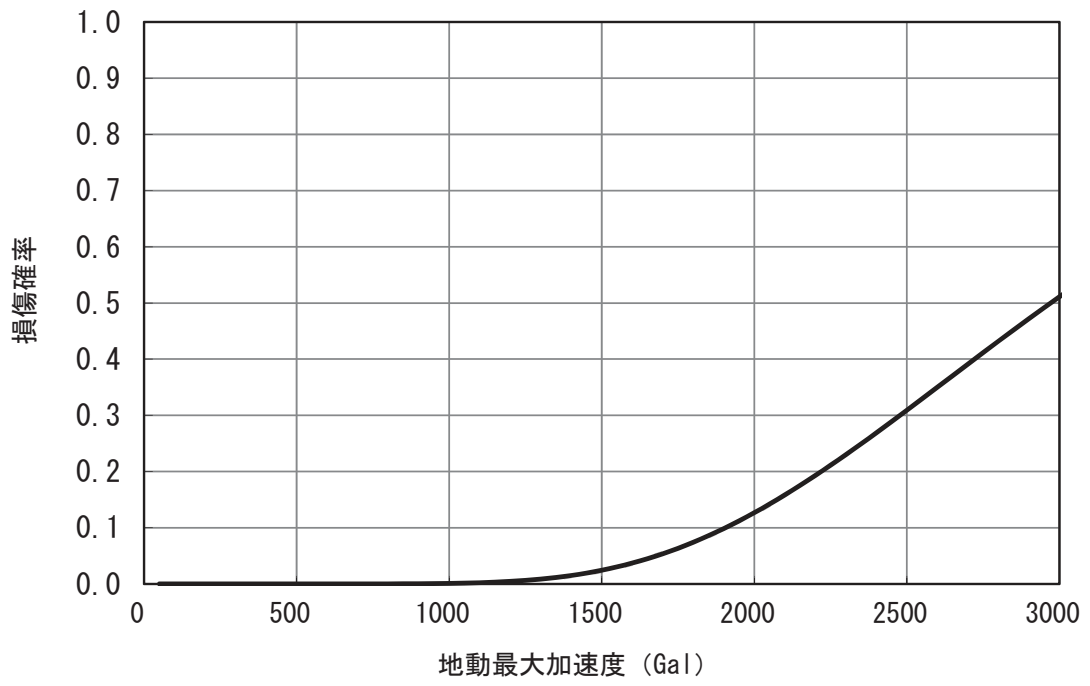
第3.2.1.c-2-5 図 水圧制御ユニットのフラジリティ曲線



第 3.2.1. c-2-6 図 ディーゼル発電設備ディーゼル機関のフラジリティ曲線



第 3.2.1. c-2-7 図 125V 直流受電パワーセンタ 2A のフラジリティ曲線

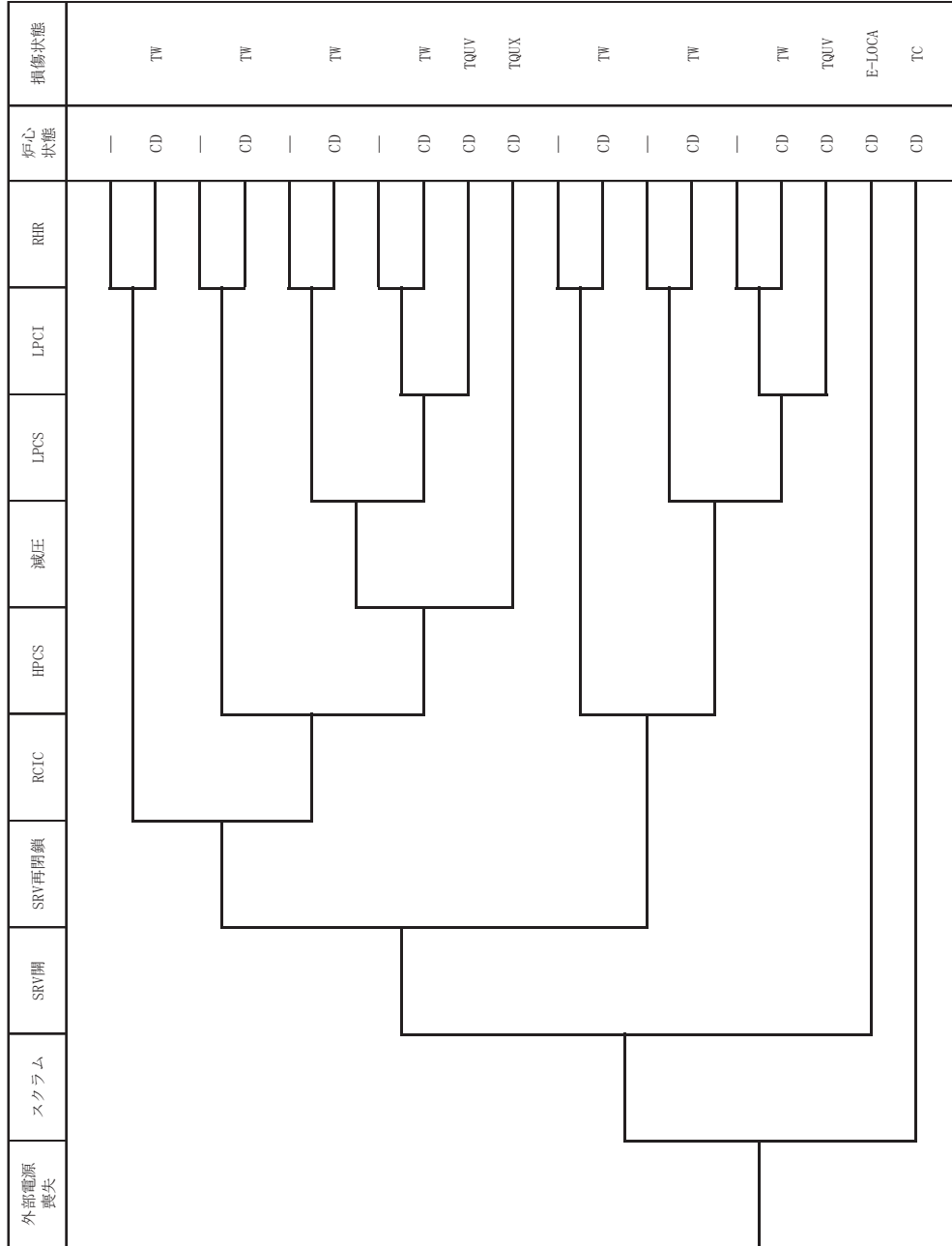


第 3.2.1. c-2-8 図 原子炉補機冷却水系弁の fragility 曲線

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	直流電源	交流電源・ 補機冷却系	炉心 損傷	損傷状態
											—	内部事象の評価範囲
											—	外部電源喪失時イベントツリーへ (第3.2.1. d-2図へ)
											—	全交流動力電源喪失時イベントツリーへ (第3.2.1. d-3図へ)
											CD	TBD
											CD	計測・制御系喪失
											CD	制御建屋損傷
											CD	格納容器バイパス
											CD	E-LOCA
											CD	圧力容器損傷
											CD	格納容器損傷
											CD	原子炉建屋損傷

※ 事故シナリオグループは第3.2.1. d-2 表を参照

第3.2.1. d-1 図 地震 PRA 階層イベントツリー



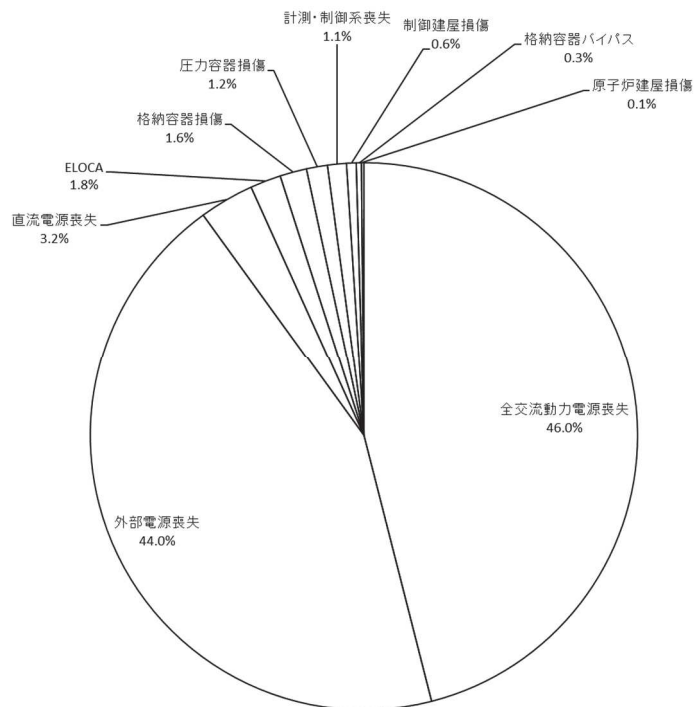
※ 事故シナリオケースグループは第3.2.1.d-2表を参照

第3.2.1.d-2 図 外部電源喪失時イベントツリー

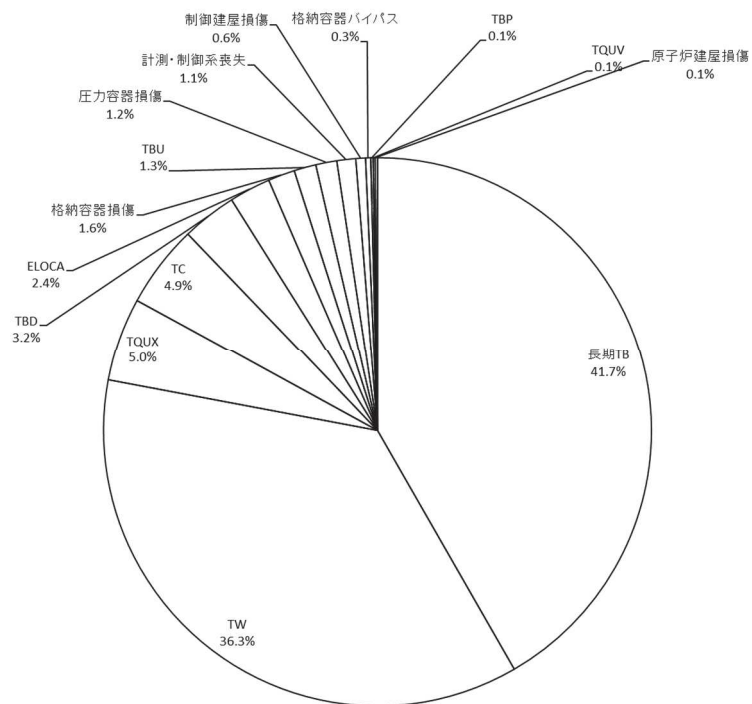
全交流電源喪失	スクラム	SRV開	SRV再閉鎖	RCIC	炉心状態	損傷状態
					CD	長期TB
					CD	TBU
					CD	TBP
					CD	E-LOCA
					CD	TC

※ 事故シーケンスグループは第3.2.1.d-2表を参照

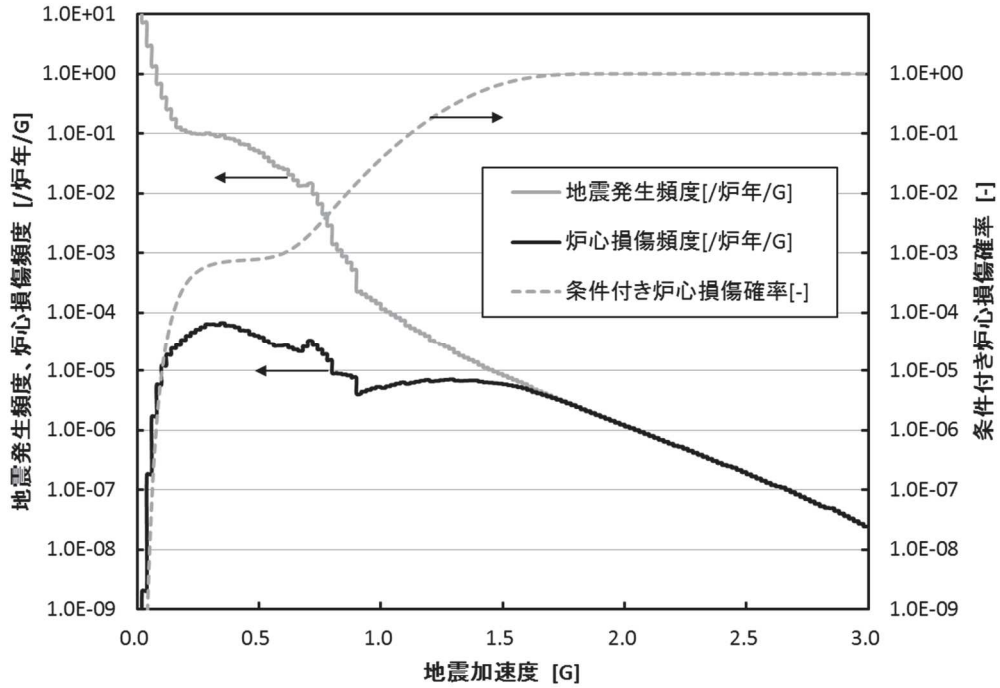
第3.2.1.d-3 図 全交流動力電源喪失時イベントツリー



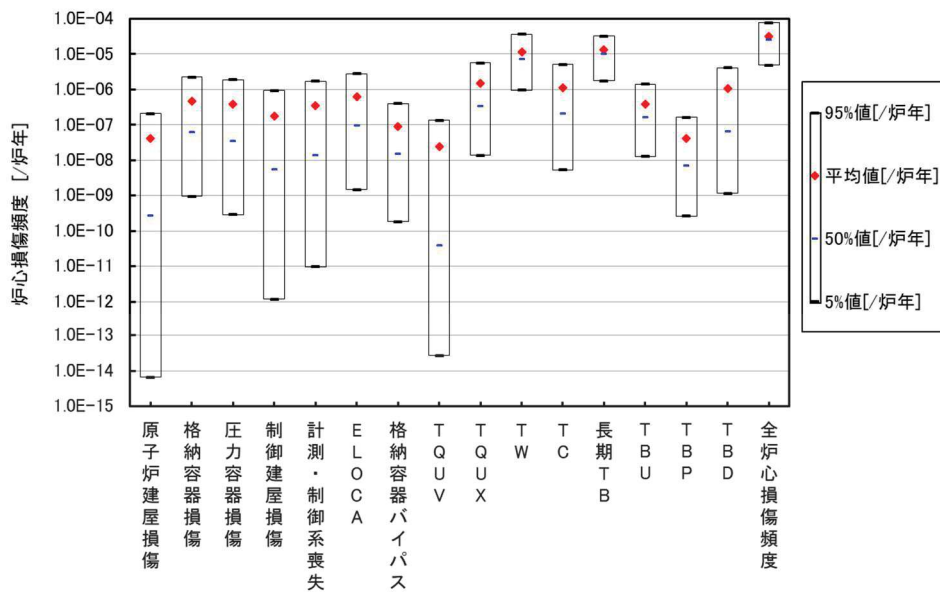
第 3. 2. 1. d-4 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



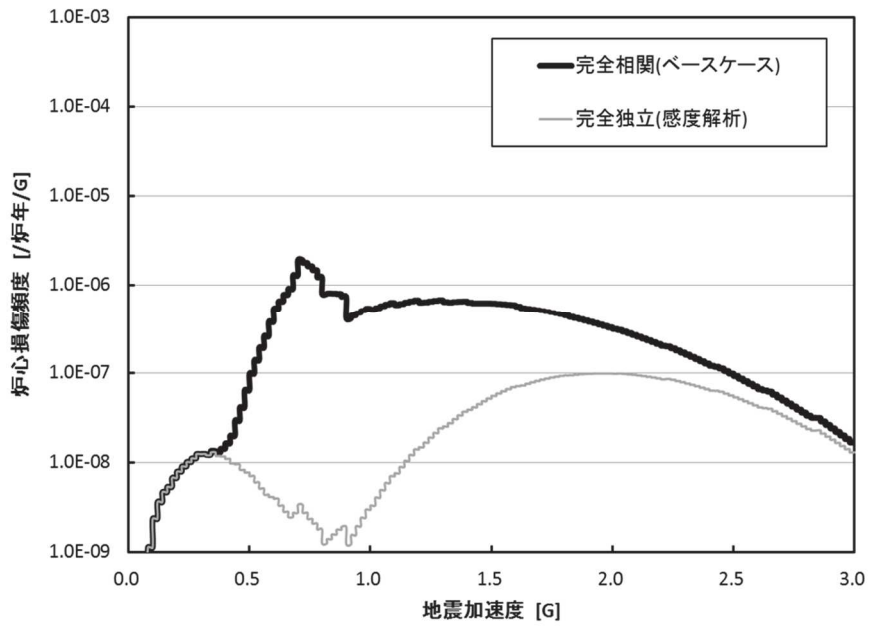
第 3. 2. 1. d-5 図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合



第 3.2.1. d-6 図 地震加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率



第 3.2.1. d-7 図 事故シーケンスグループ別の不確実さ解析結果



第 3.2.1. d-8 図 TBD シーケンスに対する炉心損傷頻度比較

プラントウォークダウンの対象設備の選定について

1. スクリーニングの考え方

プラントウォークダウンの対象設備は、基本的に地震 PRA の評価対象設備の全てとしている。ただし、以下を考慮し、スクリーニングを行っている。

- 1) 配管系，ケーブルトレイ及び空調ダクト等は，物量が多いため，また耐震設計法や据付方法が同様であることから，以下による代表を対象とする。
 - ・ 配管系は，点検対象弁付近の配管を対象とする。
 - ・ ケーブルトレイ及び空調ダクトは，点検対象電気品及び空調機器付近のものを対象とする。
- 2) アクセスが困難な以下の設備を除外した。
 - ・ 高線量エリア，汚染の程度が著しいエリアにある設備
 - ・ 確認の際に通電部位へ接触するおそれがある設備
 - ・ 高所・狭隘部にある設備

2. 過去のプラントウォークダウン結果の適用

以下の項目を考慮し，過去に実施したプラントウォークダウンの結果を本評価に適用した。

- 1) 過去に実施したプラントウォークダウンと目的およびチェック項目が一致している。
- 2) 本評価に用いる対象機器について，過去のプラントウォークダウン以降に取り換えや移設がない。

以 上

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

「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」においてプラントウォークダウンでの着眼点として以下が示されている。

下記のうち(3)については、今回の地震 PRA では現場での復旧作業を考慮していないため、対象外とし、(1)、(2)の項目を参考にし、実機プラントでの設計、据付け、検査の実態を考慮してプラントウォークダウンでのチェック項目を設定した。

(1) 耐震安全性の確認

- a. 対象設備・アンカーボルトの形状が図面と外見上の相違がないか
- b. 対象設備・配管接合部・アンカーボルト・対象設備と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食、亀裂等）はないか
- c. アンカーボルトの締め付け強度は適切に管理されているか（ゆるみ止め対策がされているか等）
- d. アンカーボルト付近のコンクリート部に外見上亀裂がないか

(2) 地震動による設備間の相互干渉の確認

- a. 大地震時に機能的に従属関係にある設備の損傷による変形、離脱、移動などに起因して生じる干渉や衝突などの二次的影響を中心に次の視点で確認する。
- b. 周辺の耐震クラスが低い機器、構築物等が倒壊又は損傷することで二次的影響を及ぼすことがないか
- c. クレーン、燃料交換機他の落下や部材のコンクリート剥落等、建屋の付帯物（照明等）の落下により安全上重要な機器あるいは燃料に影響を及ぼすことがないか

(3) 地震後のアクセス性の確認現場での起動が必要な設備

現場での復旧作業において機能回復が見込める設備にクレジットをとる場合には、地震後の状況下で、次に示すような評価対象設備への操作又は作業が可能かどうかなどのアクセスの可能性を確認する。

以 上

フラジリティ評価における余震の考え方について

余震がフラジリティ評価に及ぼす影響に関して、以下の「地震 PSA 学会標準」にて検討例が示されている。

「(社) 日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準：2007」の【解説 10】建物・構築物・機器に対する余震の影響について

上記検討では、加振試験により設計基準を上回る高いレベルの地震動を繰り返し受けても損傷に至らないことが確認されており、余震の影響は小さいと判断している。

ここでは、上記検討結果を参考に、余震がフラジリティ評価に及ぼす影響について、静的機器、動的機器および電気品、建屋に類別して考察する。

1. 静的機器に対する余震の影響

静的機器に対する余震の影響について配管系を例にとって示す。

旧原子力発電技術機構では、現行の耐震設計法で設計された一般的な配管系の弾塑性応答挙動および終局強度を把握し、許容応力に対する安全裕度を把握するための試験および解析を実施している。安全裕度の確認では、特に設計許容応力を超えた弾塑性領域での配管の応答挙動で問題となるラチェット変形を伴う低サイクル疲労に着目して評価を実施しており、本震と余震による地震動を繰り返し受けた場合の配管系への影響を検討する上で有用な知見が得られている。

それらの結果によれば、現行耐震設計法によって設計された配管系は、設計用基準地震動 S_2 に対する許容応力(3Sm)の10倍以上の応力強さにおいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じないこと、低サイクル疲労強度は設計疲れ線図を上回る強度を有していることなどが確認されている。したがって、配管系は、破損に対して非常に大きな安全裕度を保有しており、余震による地震動の影響は小さいものと考えられる。

また、プラントの耐震設計で用いる地震の等価繰り返し回数は一律に保守的な回数を設定しており、実際の繰り返し回数に比べ多めになっている。以上のことから、現状の静的機器の構造強度に対する耐震設計手法は、疲労損傷に対して十分な余裕を含んでおり、余震による地震動の影響は小さいといえる。

2. 動的機器および電気品に対する余震の影響

動的機器の地震時機能については、加振試験等により動的機能に係る各部位が弾性範囲内であることで、その機能が維持されていることを確認する。また、電気品も同様であり、例えば加振時にチャタリングが起きた場合でも、加振終了後はもとの状態に復帰し、物理的な損傷が無い事を確認している。

以上より、動的機器および電気品は、機能維持が確認された範囲内であれば、各部位は弾性範囲内であり、余震による繰り返し荷重の影響は受けないことになる。

また、動的機能に関する加振試験結果から次のことがいえる。

旧原子力安全基盤機構では、地震 PRA 上重要度が高い横形ポンプおよび電気品の耐力を把握することを目的として、部分品および実機に対して設計条件を大きく超える加速度を入力した加振実験を実施している。

実機試験では、試験横形ポンプの代表機種として原子炉補機冷却ポンプ（RCW ポンプ）を対象に最大約 $6 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ の加速度による振動試験を行い、ポンプの運転状態・外観などに異常が見られないことを確認している。また、電気品の実機試験では、原子炉補助盤、中央制御盤、計装ラックおよび論理回路制御盤などについて最大約 $6 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ の加速度による振動試験を行い、電氣的に異常がないことが確認されている。

これらの振動試験では、1 試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振試験を実施して、最終的に機能維持が確認された最大加速度を地震 PRA における現実的耐力値として採用している。したがって、これらの耐力評価結果において、余震による地震動の繰り返しの影響はないものと考えられる（あるいは繰り返しの影響を含めた耐力評価結果となっている）。

3. 建屋に対する余震の影響

原子炉建屋の主要耐震要素である RC 造耐震壁等については、最大耐力あるいは耐力低下後の破壊に至るまでの静的試験、振動台等による動的試験はこれまで数多く実施されている。これらの試験結果より地震 PSA 学会標準の【解説 10】においては、「本震あるいは余震による応答が、耐力以下であれば、本震と余震の地震動の大きさに係わらず、原子炉建屋は健全性を保つことができる。」とされており、余震による建屋への影響は小さいと考えられる。

起因事象の抽出に対する網羅性について

1. 概要

起因事象の抽出に関しては地震 P S A 学会標準で挙げられている事象を考慮したほか、国内で発生した地震による発電所への影響事例の調査、及び海外文献調査を実施し、抽出結果の網羅性を確認した。

2. 国内で発生した地震による発電所への影響事例調査

2. 1 概要

国内で発生した地震による発電所への影響として、次に挙げる地震に対し、施設に影響した地震規模、安全上重要な設備への影響（AM設備への影響及び波及的影響を含む）、外部電源への影響及び復旧操作へのアクセス性の観点で事例を抽出した。

- － 宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響
- － 能登半島地震（2007年3月）による志賀原子力発電所に対する影響
- － 新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響
- － 駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響
- － 東北地方太平洋沖地震（2011年3月）による福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、東通原子力発電所、女川原子力発電所、及び東海第二発電所に対する影響

上記の震害事例を調査した結果、一部の地震において、地震観測記録が発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 若しくは耐震安全性評価で設定された基準地震動 S_s を上回ることが確認されたが、安全上重要な設備に対する地震による直接的な異常は確認されなかった。また、波及的影響の可能性としては、点検及び仮置き中の重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触、低耐震クラス配管の損傷又は津波による浸水事象、並びに、電気盤火災による波及的影響が確認された。

地震随伴溢水及び火災については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。

2. 2 震害事例調査結果

2. 2. 1 宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であった1号機、2号機及び3号機は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、一部の周期で発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 を上回ることが確認されたが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表1に示す。

2. 2. 2 能登半島地震（2007年3月）による志賀原子力発電所に対する影響

敷地地盤や1／2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動 S_2 を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表2に示す。

2. 2. 3 新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中又は起動中であつた2号機、3号機、4号機及び7号機は、地震に伴い自動停止。（1号機、5号機及び6号機は定期検査のため停止中）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、耐震設計上考慮すべき地震による地震動の周期帯のほぼ全域にわたって発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 を上回ることが確認され、機器によっては構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常が確認されているものの、重大な損傷をもたらしたものではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であつた。

安全上重要な設備への影響については、点検及び仮置き中であつた重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触事例や、地震に伴う消火系配管の損傷による一部AM設備の浸水事例が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。なお、3号機の所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表3に示す。

2. 2. 4 駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であつた4号機及び5号機は、地震に伴い自動停止。（3号機は定期検査のため停止中。1号機及び2号機は廃止措置準備中。）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、3号機及び4号機については、発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 による床応答スペクトルを超えるものではなく、設備の健全性が確保されていることが確認されている。5号機については、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において基準地震動 S_1 による床応答スペクトルを上回っていたが、主要な耐震設計上重要な機器及び配管の固有周期では下回っていたこと、また床応答スペクトルの一部が超えたことについては観測記録による地震応答解析結果によって全ての設備が弾性状態にあつたことから、設備の健全性が確保されていることが確認されている。以上のことから、安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表4に示す。

2. 2. 5 東北地方太平洋沖地震（2011年3月）による原子力発電所に対する影響

1) 福島第一原子力発電所に対する影響

地震時、運転中であった1号機、2号機、3号機は、地震に伴い自動停止（4号機、5号機、6号機は定期検査中）。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管など）について、地震観測記録及び基準地震動 S_s それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動による地震荷重より耐力の方が大きく、地震直後、各安全機能は保持されていたものと評価されている。

しかし、1～5号機については、地震後の津波によって、非常用ディーゼル発電設備、電源設備などが被水、機能喪失したことで全交流電源喪失に至り、1～3号機については最終的に炉心損傷に至った。5号機及び6号機については、原子炉に燃料が装荷されている状態で、1～3号機同様、津波による影響によって海水系が機能喪失に至ったものの、6号機の空冷式ディーゼル発電設備による電源確保（5号機については、6号機から電源融通実施）を行うとともに、仮設海水系ポンプによる冷却機能確保などの復旧措置によって冷温停止状態への移行及び維持が図られた。

また、全燃料が使用済燃料プールへ取り出されていた4号機をはじめとする、各号機の使用済プール内燃料については、注水又は冷却によって使用済燃料プール水位を確保し、燃料損傷防止が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表5に示す。

2) 福島第二原子力発電所に対する影響

地震時、1～4号機は運転中であったが、地震に伴い全号機自動停止。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管など）について、地震観測記録及び基準地震動 S_s それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動 S_s による地震荷重より耐力の方が大きく、地震後、各安全機能は保持されていたものと評価されている。

3号機を除く、1号機、2号機及び4号機については、地震後の津波によって、海水系設備が被水することでヒートシンク喪失に至ったものの、外部電源及び3号機非常用ディーゼル発電設備、電源車による電源確保、海水系ポンプのモータ取り替えなどの復旧措置によって、冷却機能を確保することで、各号機とも冷温停止状態への移行、維持が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第6表に示す。

3) 東通原子力発電所に対する影響

地震時において1号機は定期検査のため停止中。発電所敷地内で観測された地震加速度は17galであり、地震による設備への影響はなかった。また、地震後に外部電源が全て喪失したが、非常用ディーゼル発電機が自動起動し全交流電源喪失には至らなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表7に示す。

4) 女川原子力発電所に対する影響

地震時に運転中又は起動中であつた1号機、2号機及び3号機は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計用の基準地震動 S_s による床応答スペクトルを上回っていたが、地震観測結果に基づく原子炉建屋及び耐震安全上重要な主要設備の地震時における機能を概略評価（建屋については最大応答せん断ひずみ及び層せん断力、設備については影響構造強度評価及び動的機能維持評価）した結果、機能維持の評価基準を下回っていることが確認されている。今後は詳細なシミュレーション解析によって健全性を確認するとともに主要設備以外の耐震安全上重要な設備を含め設備の健全性を確認することとしている。

安全上重要な設備への影響については次のとおりである。1号機において常用系の高圧電源盤火災によって地絡した同期検定器の出力回路ケーブルから非常用母線と予備変圧器の連絡しゃ断器投入コイルに電圧が印加され、非常用母線電圧が瞬時低下したため、同母線から受電していた残留熱除去系ポンプ2台の自動停止が確認された。2号機において海水ポンプ室に流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋の一部に流入し、原子炉補機冷却水系の一系統及び高圧炉心スプレー補機冷却水系の機能喪失が確認された。同冷却水系の喪失によって非常用ディーゼル発電機一系統及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の自動停止が確認された。さらに、常用系の高圧電源盤火災の影響により、非常用ディーゼル発電機が起動していない状態でしゃ断器投入が発生し、非常用ディーゼル発電機界磁回路損傷が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表8に示す。

5) 東海第二発電所に対する影響

地震時に運転中であつた東海第二発電所は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる原子炉建屋の最大応答加速度は、設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動 S_s の最大応答加速度以下であつた。また、観測された地震データによる原子炉建屋の床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計時に用いた床応答スペクトルを上回っていたが、主要な周期帯で観測地震記録が下回っていることが確認されている。安全上重要な設備への影響については、津波対策工事が完了していなかった一部の海水ポンプ室に海水が浸水し3台ある非常用ディーゼル発電機用海水ポンプのうち1台が停止したこと、並びに、125V蓄電池2B室のドレンファンネルからの逆流によって床面に3cmの深さで溢水が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表9に示す。

表1 2005年8月に発生した宮城県沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>女川原子力発電所1, 2, 3号機は、定格熱出力運転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城沖を震源とするマグニチュード7.2（震源深さ72km, 震央距離73km, 震源距離84km）の地震の影響によって、11時46分に1号機, 2号機, 3号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお、観測された保安確認用地震動は、最大で251.2ガルであった。</p> <p>1号機, 2号機, 3号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は、機器の設置されていない屋上を除き、全ての周期において基準地震動S_2による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また、岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ、一部周期において基準地震動S_2を超えている部分があることを確認した。今回の地震で、一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果、これは、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。</p>
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	<p>無し</p> <p>今回観測された地震データを用いて、安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認した。</p>
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	<p>無し</p>
③-1 外部電源への影響	<p>無し</p>
③-2 D/Gへの影響	<p>無し</p>
③-3 補機冷却系への影響	<p>無し</p>
③-4 電源融通の可能性	<p>可能</p>
③-5 復旧操作へのアクセス性	<p>重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び段差が発生した。</p>
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>無し</p>

表2 2007年3月に発生した能登半島地震による志賀原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)	<p>【志賀1, 2号機】</p> <p>敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動S_2を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。</p> <p>また、1/2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動S_2を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動(検討に用いた地震動)を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p>
②-1安全上重要な設備への 影響(波及影響も含む)	【志賀1, 2号機】無し
②-2既存のAM設備への影 響(波及影響も含む)	【志賀1, 2号機】無し
③-1外部電源への影響	<p>【志賀1, 2号機】</p> <p>供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生の6分後に復旧した。</p>
③-2D/Gへの影響	【志賀1, 2号機】無し
③-3補機冷却系への影響	【志賀1, 2号機】無し
③-4電源融通の可能性	【志賀1, 2号機】可能
③-5復旧操作へのアクセ シ 性	【志賀1, 2号機】影響無し

確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■水銀灯の落下</p> <p>1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。</p> <p>また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を運転階床上から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p>
	<p>■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ</p> <p>組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p>
	<p>■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散</p> <p>使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル（放射エネルギー約750万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル（放射エネルギー約130万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。</p>

表3 2007年7月に発生した中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																																																						
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の関係)</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生、震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機(1～7号機)にて基準地震動を超える加速度を確認、原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal(設計時の最大加速度応答値273gal)であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度(観測値、設計時応答値)は下表の通り。</p> <table border="1" data-bbox="603 633 1385 1122"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>680</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機</td> <td>最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、()内の値を静的設計で使用</p> <p>1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基盤表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基盤表面における地震動を推定したところ、基準地震動S_2(450gal)に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。</p> <p>設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えられられる異常が確認されてはいるが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。</p> <p>安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火系配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p>	観測値		南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計*	1号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)	2号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)	3号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)	4号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)	5号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)	6号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)	7号機	最下階	267	263	356	263	355	(235)
観測値				南北		東西		上下																																																															
		観測	設計	観測	設計	観測	設計*																																																																
1号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)																																																																
2号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)																																																																
3号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)																																																																
4号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)																																																																
5号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)																																																																
6号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)																																																																
7号機	最下階	267	263	356	263	355	(235)																																																																
<p>②-1 安全上重要な設備への影響(波及影響も含む)</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>無し</p>																																																																						
<p>②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む)</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>無し</p>																																																																						

確認項目	確認結果
③-1 外部電源への影響	【柏崎刈羽 1～7号機】 4回線中，2回線が機能喪失
③-2 D/Gへの影響	【柏崎刈羽 1～7号機】 無し
③-3 補機冷却系への影響	【柏崎刈羽 1～7号機】 無し
③-4 電源融通の可能性	【柏崎刈羽 1～7号機】 無し
③-5 復旧操作へのアクセス性	・土捨て場北側斜面の一部が崩落。(復旧操作のためのアクセス性への影響無し。)
④その他 (安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項)	<p>■ 3号機</p> <p>原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管(格納容器外側貫通部)の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し，配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの，安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ，室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。</p> <p>なお，所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p>
	<p>■ 1号機</p> <p>不等沈下によって消火配管が破断し，漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。</p> <p>地震による建屋周辺の地盤沈下等のため，消火系配管が破断(消火系の機能喪失)。</p> <p>さらに，原子炉複合建屋とモニタ建屋(屋外)間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ，消火系から漏れた水が原子炉複合建屋内に流入。</p> <p>その結果，機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに，復水補給水ポンプ(AM設備)についても浸水による被害を受けた。</p>

表4 2009年8月に発生した駿河湾の地震による浜岡原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の関係)</p>	<p>【浜岡3, 4号機】 地震観測記録と基準地震動S_1による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動S_1による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】 耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S_1による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S_1による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S_1による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S_1の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S_1による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p>
<p>②-1 安全上重要な設備への影響 (波及影響も含む)</p>	<p>【浜岡3～5号機】 無し</p>
<p>②-2 既存のAM設備への影響 (波及影響も含む)</p>	<p>【浜岡3～5号機】 無し</p>
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>【浜岡3～5号機】 3, 4号機：3ルート6回線すべてが健全 5号機：2ルート4回線すべてが健全</p>
<p>③-2 D/Gへの影響</p>	<p>【浜岡3～5号機】 無し</p>
<p>③-3 補機冷却系への影響</p>	<p>【浜岡3～5号機】 無し</p>
<p>③-4 電源融通の可能性</p>	<p>【浜岡3～5号機】 可能</p>
<p>③-5 復旧操作へのアクセス性</p>	<p>【浜岡5号機】 タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下 (15m×15m, 10cm程度) を確認した。</p>

確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■ 5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</p>
	<p>■ 5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</p>
	<p>■ 原子炉建屋管理区域区分の変更，原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって，燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが，プール水に遊離し，プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</p>
	<p>■ 主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕，変形，ネジ損傷などが見られた。</p>

表5 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所に対する影響

調査項目	調査結果																																																							
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)</p>	<p>【福島第一1～6号機】</p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動S_sから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動S_sによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1" data-bbox="608 636 1385 1070"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>460※</td> <td>487</td> <td>447</td> <td>489</td> <td>258</td> <td>412</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>348※</td> <td>441</td> <td>550</td> <td>438</td> <td>302</td> <td>420</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>322※</td> <td>449</td> <td>507</td> <td>441</td> <td>231</td> <td>429</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>281※</td> <td>447</td> <td>319</td> <td>445</td> <td>200</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>311※</td> <td>452</td> <td>548</td> <td>452</td> <td>258</td> <td>427</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>288※</td> <td>445</td> <td>444</td> <td>448</td> <td>244</td> <td>415</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）等）に加え、1号機については非常用復水器系配管、原子炉再循環系配管等について、地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、ほとんどの機器及び配管系において基準地震動S_sによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p> <p>一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて、現場確認が可能な5号機については、目視によって、可能な範囲で損傷の有無など、現場状況の確認を実施し、主要な弁、ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから、地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	460※	487	447	489	258	412	2号機	348※	441	550	438	302	420	3号機	322※	449	507	441	231	429	4号機	281※	447	319	445	200	422	5号機	311※	452	548	452	258	427	6号機	288※	445	444	448	244	415
観測値	南北		東西		上下																																																			
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																		
1号機	460※	487	447	489	258	412																																																		
2号機	348※	441	550	438	302	420																																																		
3号機	322※	449	507	441	231	429																																																		
4号機	281※	447	319	445	200	422																																																		
5号機	311※	452	548	452	258	427																																																		
6号機	288※	445	444	448	244	415																																																		

調査項目	調査結果
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 無し（推定）
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）
③-1 外部電源への影響	【福島第一1～6号機】 全6回線中，5回線機能喪失 ※1回線は，工事のため受電停止中
③-2 D/Gへの影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし，一部空冷式D/Gについては，津波襲来後も機能維持）
③-3 補機冷却系への影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）
③-4 電源融通の可能性	【福島第一1～6号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・5-6号機間については，仮設ケーブル敷設によって電源融通実施
③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ，段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	【福島第一1～6号機】 詳細確認不可

表6 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所に対する影響

調査項目	調査結果																																									
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の関係)</p>	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動S_sから求めた原子炉建基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上(最地下階)で得られた最大加速度は、基準地震動S_sに対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1" data-bbox="608 636 1406 954"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系(主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒(挿入性)など)について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動S_sを用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動S_sによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	254	434	230※	434	305※	512	2号機	243	428	196※	429	232※	504	3号機	277※	428	216※	430	208※	504	4号機	210※	415	205※	415	288※	504
観測値	南北		東西		上下																																					
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																				
1号機	254	434	230※	434	305※	512																																				
2号機	243	428	196※	429	232※	504																																				
3号機	277※	428	216※	430	208※	504																																				
4号機	210※	415	205※	415	288※	504																																				
<p>②-1 安全上重要な設備への影響(波及影響も含む)</p>	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>無し</p>																																									
<p>②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む)</p>	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>影響なし(消火系配管に損傷が確認されているが、津波(漂流物含む)による影響と考えられる。)</p>																																									
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>4回線中、1回線機能停止</p> <p>※1回線は停止点検中。さらに1回線は、避雷器の損傷が確認され</p>																																									

調査項目	調査結果
	<p>たため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実施。</p>
<p>③-2 D/Gへの影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）</p>
<p>③-3 補機冷却系への影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）</p>
<p>③-4 電源融通の可能性</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し（津波によって喪失）</p>
<p>③-5 復旧操作へのアクセス性</p>	<p>・道路に割れ、段差など生じるも影響無し。</p>
<p>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</p>	<p>【福島第二1～4号機】 特に影響無し</p>

表7 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東通原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	発電所において観測した地震加速度は17ガルであり，設備への影響はなかった。
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し
③-1 外部電源への影響	むつ幹線（2回線），東北白糠線の停止に伴い，外部電源が喪失した。同日 23 時 59 分に東北白糠線が復旧した。
③-2 D/Gへの影響	外部電源喪失に伴い，非常用ディーゼル発電機が自動起動した。
③-3 補機冷却系への影響	無し
③-4 電源融通の可能性	可能
③-5 復旧操作へのアクセス性	無し
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	■ 8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって停止した。

表8 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																																																																																								
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の関係)</p>	<p>女川原子力発電所は、1号機及び3号機が定格熱出力一定運転中、また、2号機が原子炉起動中のところ、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は567.5ガル(保安確認用地震計：1号機原子炉建屋地下2階)であり、全号機とも、原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。</p> <p>最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。</p>																																																																																																								
<p>原子炉建屋の最大加速度値</p>																																																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2" data-bbox="260 728 614 840" rowspan="3">観測位置</th> <th colspan="3" data-bbox="614 728 997 761">観測記録</th> <th colspan="3" data-bbox="997 728 1380 795" rowspan="2">基準地震動Ssに対する最大応答加速度値(ガル)</th> </tr> <tr> <th colspan="3" data-bbox="614 761 997 795">最大加速度値(ガル)</th> </tr> <tr> <th data-bbox="614 795 742 840">NS方向</th> <th data-bbox="742 795 869 840">EW方向</th> <th data-bbox="869 795 997 840">UD方向</th> <th data-bbox="997 795 1125 840">NS方向</th> <th data-bbox="1125 795 1252 840">EW方向</th> <th data-bbox="1252 795 1380 840">UD方向</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="260 840 387 996" rowspan="4">1号機</td> <td data-bbox="387 840 614 884">屋上</td> <td data-bbox="614 840 742 884">2000^{※1}</td> <td data-bbox="742 840 869 884">1636</td> <td data-bbox="869 840 997 884">1389</td> <td data-bbox="997 840 1125 884">2202</td> <td data-bbox="1125 840 1252 884">2200</td> <td data-bbox="1252 840 1380 884">1388</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 884 614 929">燃料取替床(5階)</td> <td data-bbox="614 884 742 929">1303</td> <td data-bbox="742 884 869 929">998</td> <td data-bbox="869 884 997 929">1183</td> <td data-bbox="997 884 1125 929">1281</td> <td data-bbox="1125 884 1252 929">1443</td> <td data-bbox="1252 884 1380 929">1061</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 929 614 974">1階</td> <td data-bbox="614 929 742 974">573</td> <td data-bbox="742 929 869 974">574</td> <td data-bbox="869 929 997 974">510</td> <td data-bbox="997 929 1125 974">660</td> <td data-bbox="1125 929 1252 974">717</td> <td data-bbox="1252 929 1380 974">527</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 974 614 996">基礎版上</td> <td data-bbox="614 974 742 996">540</td> <td data-bbox="742 974 869 996">587</td> <td data-bbox="869 974 997 996">439</td> <td data-bbox="997 974 1125 996">532</td> <td data-bbox="1125 974 1252 996">529</td> <td data-bbox="1252 974 1380 996">451</td> </tr> <tr> <td data-bbox="260 996 387 1153" rowspan="4">2号機</td> <td data-bbox="387 996 614 1041">屋上</td> <td data-bbox="614 996 742 1041">1755</td> <td data-bbox="742 996 869 1041">1617</td> <td data-bbox="869 996 997 1041">1093</td> <td data-bbox="997 996 1125 1041">3023</td> <td data-bbox="1125 996 1252 1041">2634</td> <td data-bbox="1252 996 1380 1041">1091</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1041 614 1086">燃料取替床(3階)</td> <td data-bbox="614 1041 742 1086">1270</td> <td data-bbox="742 1041 869 1086">830</td> <td data-bbox="869 1041 997 1086">743</td> <td data-bbox="997 1041 1125 1086">1220</td> <td data-bbox="1125 1041 1252 1086">1110</td> <td data-bbox="1252 1041 1380 1086">968</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1086 614 1131">1階</td> <td data-bbox="614 1086 742 1131">605</td> <td data-bbox="742 1086 869 1131">569</td> <td data-bbox="869 1086 997 1131">330</td> <td data-bbox="997 1086 1125 1131">724</td> <td data-bbox="1125 1086 1252 1131">658</td> <td data-bbox="1252 1086 1380 1131">768</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1131 614 1153">基礎版上</td> <td data-bbox="614 1131 742 1153">607</td> <td data-bbox="742 1131 869 1153">461</td> <td data-bbox="869 1131 997 1153">389</td> <td data-bbox="997 1131 1125 1153">594</td> <td data-bbox="1125 1131 1252 1153">572</td> <td data-bbox="1252 1131 1380 1153">490</td> </tr> <tr> <td data-bbox="260 1153 387 1310" rowspan="4">3号機</td> <td data-bbox="387 1153 614 1198">屋上</td> <td data-bbox="614 1153 742 1198">1868</td> <td data-bbox="742 1153 869 1198">1578</td> <td data-bbox="869 1153 997 1198">1004</td> <td data-bbox="997 1153 1125 1198">2258</td> <td data-bbox="1125 1153 1252 1198">2342</td> <td data-bbox="1252 1153 1380 1198">1064</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1198 614 1243">燃料取替床(3階)</td> <td data-bbox="614 1198 742 1243">956</td> <td data-bbox="742 1198 869 1243">917</td> <td data-bbox="869 1198 997 1243">888</td> <td data-bbox="997 1198 1125 1243">1201</td> <td data-bbox="1125 1198 1252 1243">1200</td> <td data-bbox="1252 1198 1380 1243">938</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1243 614 1288">1階</td> <td data-bbox="614 1243 742 1288">657</td> <td data-bbox="742 1243 869 1288">692</td> <td data-bbox="869 1243 997 1288">547</td> <td data-bbox="997 1243 1125 1288">792</td> <td data-bbox="1125 1243 1252 1288">872</td> <td data-bbox="1252 1243 1380 1288">777</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1288 614 1310">基礎版上</td> <td data-bbox="614 1288 742 1310">573</td> <td data-bbox="742 1288 869 1310">458</td> <td data-bbox="869 1288 997 1310">321</td> <td data-bbox="997 1288 1125 1310">512</td> <td data-bbox="1125 1288 1252 1310">497</td> <td data-bbox="1252 1288 1380 1310">476</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 当該地震計の最大設定値(2000ガル)を上回っているため参考値 ※2 網掛は基準地震動Ssに対する最大応答加速度値を超えていることを示す</p>		観測位置		観測記録			基準地震動Ssに対する最大応答加速度値(ガル)			最大加速度値(ガル)			NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向	1号機	屋上	2000 ^{※1}	1636	1389	2202	2200	1388	燃料取替床(5階)	1303	998	1183	1281	1443	1061	1階	573	574	510	660	717	527	基礎版上	540	587	439	532	529	451	2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091	燃料取替床(3階)	1270	830	743	1220	1110	968	1階	605	569	330	724	658	768	基礎版上	607	461	389	594	572	490	3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064	燃料取替床(3階)	956	917	888	1201	1200	938	1階	657	692	547	792	872	777	基礎版上	573	458	321	512	497	476
観測位置				観測記録						基準地震動Ssに対する最大応答加速度値(ガル)																																																																																															
				最大加速度値(ガル)																																																																																																					
		NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向																																																																																																		
1号機	屋上	2000 ^{※1}	1636	1389	2202	2200	1388																																																																																																		
	燃料取替床(5階)	1303	998	1183	1281	1443	1061																																																																																																		
	1階	573	574	510	660	717	527																																																																																																		
	基礎版上	540	587	439	532	529	451																																																																																																		
2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091																																																																																																		
	燃料取替床(3階)	1270	830	743	1220	1110	968																																																																																																		
	1階	605	569	330	724	658	768																																																																																																		
	基礎版上	607	461	389	594	572	490																																																																																																		
3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064																																																																																																		
	燃料取替床(3階)	956	917	888	1201	1200	938																																																																																																		
	1階	657	692	547	792	872	777																																																																																																		
	基礎版上	573	458	321	512	497	476																																																																																																		
<p>②-1 安全上重要な設備への影響(波及影響も含む)</p>	<p>【女川1号】</p> <p>●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災</p> <p>タービン建屋地下1階において高圧電源盤6-1Aからの発煙が発生した。また、高圧電源盤6-1Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動したRHRポンプ(A)及び(C)号機が自動停止した。</p>																																																																																																								
<p>②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む)</p>	<p>無し</p>																																																																																																								
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>5回線中4回線が機能喪失</p> <p>女川原子力発電所には、外部電源として5回線(牡鹿幹線1, 2号線(275kV系), 松島幹線1, 2号線(275kV系), 塚浜支線(66kV系))が接続されている。地震直後は、当社管内の送電線事故に伴う</p>																																																																																																								

確認項目	確認結果
	<p>系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に牡鹿幹線1号、同日20時15分に牡鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。</p> <p>【牡鹿1，2号線避雷器の損傷】</p> <p>地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。(地震に伴う牡鹿幹線1，2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。)</p>
③-2 D/Gへの影響	<p>【女川1号】</p> <p>●非常用DG(A)界磁回路の損傷</p> <p>DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。</p> <p>⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。</p> <p>【女川2号】</p> <p>●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止</p> <p>海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動停止となった。(DG(A)は健全)</p>
③-3 補機冷却系への影響	<p>【女川2号】</p> <p>●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止</p> <p>海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。</p>
③-4 電源融通の可能性	<p>女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。</p>
③-5 復旧操作へのアクセス性	<p>無し</p>
④その他(安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項)	<p>【女川1号】</p> <p>●高圧電源盤しゃ断器の投入不可</p> <p>主に定検時に使用する高圧電源盤(1号機所内電源を2号機から受電する際に使用)において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。</p>

確認項目	確認結果
	<p>●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。</p> <p>●125V直流主母線盤の地絡（計2件） 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。</p>
	<p>【女川2号】 特に無し</p>
	<p>【女川3号】</p> <p>●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウェル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.1及びNo.2）を固定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。</p> <p>●HPCS圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずのHPCS圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）</p>
	<p>【各号機共通】</p> <p>●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。</p>

表9 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所に対する影響

調査項目	調査結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の関係)	<ul style="list-style-type: none"> ・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動S_sの最大応答加速度以下であることを確認した。 ・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯(約0.65秒から約0.9秒)で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管系のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。
②-1 安全上重要な設備への影響(波及影響も含む)	地震による影響は無し
②-2 既存のAM設備への影響(波及影響も含む)	地震による影響は無し
③-1 外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)
③-2 D/Gへの影響	地震による影響は無し(津波によってDGSW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止)
③-3 補機冷却系への影響	地震による影響は無し
③-4 電源融通の可能性	可能(HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通)
③-5 復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し
④その他(安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項)	<p>タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。</p> <p>【蒸気タービン】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 ・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み(10本中3本) <p>【主発電機関係】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷

3. 海外のPRA関連文献調査

海外文献についての調査結果をまとめたものを表10に示す。海外の地震PRA関連文献を調査した結果、他にモデル化すべき起因事象は存在しなかった。

海外文献では原子炉冷却材喪失（LOCA）についてサイズや場所を分類した評価を例示している文献があったが、今回の評価ではLOCAを1つの起因事象として選定した。これは次の2つの理由による。1つは、同一の地震動による複数の配管損傷の相関性を考慮すると、事故シナリオを詳細に分析すること（緩和系にどの程度期待できるかを判断すること）が困難で、破断の規模による分類が厳密には難しいこと、もう1つは、相関を持つ配管を同定し、損傷の相関係数を全ての配管に対して適切に算定することは現状の評価技術では困難が伴うことである。このため、地震PRA標準に許容されている取り扱いとして、これらの事象はより厳しい条件となる起因事象に包含させ、この起因事象は格納容器内にある一次系配管の大規模な破断によりECCS性能を上回る大規模な原子炉冷却材喪失（excessive LOCA）が発生するものと想定し、緩和系によって事象の進展を抑制することができずに炉心損傷に至る可能性があるため、保守的に直接炉心損傷に至る起因事象で代表させた。

地震随伴溢水については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。

表10 海外文献調査結果

	文献名	記載内容	確認結果
1	ASME標準 ⁽ⁱ⁾ (239ページ)	<p>地震PRAで考慮される他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷</p> <p>(a) 様々なサイズと場所でのLOCA</p> <p>(b) トランジェント (LOPA は特に重要)</p> <p>(c) トランジェントが地震要因で使用できない場合 (例えば, LOPA) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また, 他のトランジェントの例として, service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。</p>	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した ¹⁾ 。
2	IAEA Safety Guide (SSG-3) ⁽ⁱⁱ⁾ (108ページ)	<p>特に, 以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。</p> <p>(a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer)</p> <p>(b) 様々なサイズと場所のLOCA。極小LOCAも考慮すべき。</p> <p>(c) LOPA</p> <p>(d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (PCSが失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)</p>	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した ¹⁾ 。
3	EPRI地震PRA実施ガイド ⁽ⁱⁱⁱ⁾ (5~7ページ)	<p>“initiator” は例えば以下を含める。</p> <p>(a) RPVやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer 等) の損傷</p> <p>(b) 様々なサイズと場所のLOCA</p> <p>(c) サポートシステム故障 (service waterや直流電源)</p> <p>(d) トランジェント (LOPAは特に重要)</p> <p>PCSやヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば, LOPA) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。外電が使用可能だが他の地震要因損傷があるシーケンスも考慮しなければならぬ。(なぜなら, LERFを考えた場合, 外電やIAが必ず喪失すると仮定することが, 必ず保守的とは限らないからである。例えば格納容器隔離弁が外電喪失やIA喪失で安全側に閉動作となる。) Excessive LOCAやリレーチャタリングも考慮しなければならぬ。</p>	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した ¹⁾ 。

¹⁾ 様々なサイズと場所のLOCA (極小LOCAを含む) については, 本評価においては完全相関を仮定しているため, 保守的に極大LOCAとしてまとめ評価している。

4	スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSAガイド ^(iv) (25ページ)	<p>以下のように起因事象を定義しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 最小のHCLPF値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも7つの起因事象が含まれないといけない。 • スクリーニング値を超える地震加速度で、1つの起因事象を定義しないとけない。 	左記の起因事象数を、評価において満足していることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「建屋・構築物損傷」が支配的である。
5	Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI) ^(v) (7-9ページ)	<p>(イベントツリーにおいて以下のヘディングがモデル化されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 直接炉心損傷 (T/B建屋損傷など) • 溢水 (タービン建屋溢水発生時, 隔離失敗で非常用電気品室流入を想定) • LLOCA • ATWS (即時ATWS 緩和あり) • RCPシールLOCA • LOPA 	左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した ² 。 (地震随伴溢水についてはスクリーン対象外)

² 様々なサイズと場所の LOCA (極小 LOCA を含む) については、本評価においては完全相関を仮定しているため、保守的に極大 LOCA としてまとめて評価している。

<調査対象文献一覧>

- (i 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, an American National Standard.” American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2009.
- (ii IAEA Safety Guide SSG-3, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.” International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.
- (iii Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, Palo Alto, CA: 2003. 1002989.
- (iv Probabilistic Safety Assessment (PSA): Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI), Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.
- (v Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review. EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1020756.

制御建屋空調系喪失事象の扱いについて

制御建屋空調系が喪失した場合、中央制御室及び電気品室等の室温が上昇し、計測・制御系が機能喪失し、プラントの制御が不能となり炉心損傷に至ることが考えられるが、地震 PRA においては、本事象を起因事象から除外している。以下に制御建屋空調系喪失事象の取り扱いについて示す。

1. 制御建屋空調系喪失事象の概要

中央制御室送風機、中央制御室グラビティダンパ、換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ等の地震による機能喪失により、制御建屋空調系が喪失した場合、中央制御室及び電気品室等の室温が徐々に上昇し、制御盤等の機能喪失により、計測・制御系が機能喪失し、プラントの制御が不能となり炉心損傷に至る可能性が考えられる。

2. 制御建屋空調系が喪失した場合の対応

制御建屋空調系が機能喪失してから温度が上昇し、制御盤が機能喪失するまでには時間的な余裕^{※1}があることから、手動停止を行うことで制御盤等の機能喪失が発生する前に事象は収束することになる。

また、扉を開放する等の処置により、温度上昇を緩和することが可能であり、仮に中央制御室が使用不能となった場合でも RSS 盤からの操作が可能である。

※1 全交流動力電源喪失発生から 24 時間後においても、中央制御室の温度は制御盤の設計上想定している環境温度を下回っている。

3. 内部事象運転時レベル 1 PRA における扱い

換気空調系の機能喪失により空間温度が上昇し、冷却対象機器への影響が考えられるが、温度上昇は比較的緩やかであり、影響が生じる前に手動停止などの対応が可能であることから、起因事象としては「通常停止」として考慮している。

4. 結論

「制御建屋空調系喪失」事象は、起因事象の候補として考えられるが、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013」に記載の起因事象の除外判定基準「事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象」に該当するため、起因事象から除外する。

以 上

E-LOCA の評価方法について

ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（以下、E-LOCAとする。）は、大破断・中破断・小破断LOCAを包絡する、緩和手段のない事象として整理している。

以下にE-LOCAの評価方法について示す。

1. 対象設備の選定方法

E-LOCAの対象となる設備は、原子炉圧力容器に接続している格納容器内の配管、RPVノズル、核計装およびS/R弁の開失敗を選定した。ただし、小口径配管については影響が小さいと判断し対象外とした。

2. 評価上の想定

設計基準で考慮するような単一の格納容器内配管の破断では、E-LOCAは発生しないが、本評価においては、完全相関を仮定し、単一の破断であってもE-LOCAに至ると想定した。このため、格納容器内配管のうち、地震耐力が最も小さいものを代表として評価した。また、RPVノズル、核計装およびS/R弁の開失敗についても同様に完全相関を仮定し、それぞれ代表を選定して評価した。

3. 定量化方法

定量化は、フォールトツリーを用いて、E-LOCAの要因となる格納容器内配管、RPVノズル、核計装およびS/R弁の開失敗のフラジリティを評価して、同事象の発生確率を算出した。この際、いずれの設備が損傷しても、E-LOCAが発生すると仮定した。

以 上

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

女川2号機の地震PRAでは、階層イベントツリーにおけるヘディングは、影響の大きい順に配列している。ただし、外部電源については、内部事象PRAと地震PRAとの対象範囲の区分けを明確にするために先頭に配置してある。

以下に階層イベントツリーにおけるヘディング設定の考え方および定量化方法について示す。

1. ヘディング設定の考え方

本評価では、評価対象の地震動下限値は、発電所内の機器の中でも最も弱い設備の一つである、耐震重要度Cクラスの外部電源設備(評価部位は碍子(HCLPF:0.10G))が損傷する地震動としている。(なお、外部電源喪失は、他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象(非隔離事象等)を代表する起因事象として選定している。)

このため、外部電源設備が損傷しない場合は、地震起因で設備が機能喪失する可能性は小さく、また、外部電源喪失以外の起因事象が発生する可能性も低いため、地震によるプラントへの影響は無視できるほど小さいと考えられる。この場合、地震起因による設備の機能喪失によるリスクではなく、内部事象PRAが対象とするリスクの範疇である。

2. 定量化について

定量化に使用する解析コードは、各事故シーケンスに対するミニマルカットセットをインプットとしており、保守的に成功分岐確率を1としてカットセットを簡素化している。

以 上

使命時間に関する感度解析について

本評価では地震時特有の事故シーケンスの抽出を目的としているため、使命時間による保守性により、使命時間に因らない地震時特有のリスクが相対的に小さくならないよう、内部事象PRAに合わせて24時間に設定している。

以下に使命時間を3日にした場合の感度解析について示す。

1. 感度解析ケース

本評価では格納容器除熱機能として残留熱除去系にしか期待できないため、使命時間変更による成功基準への影響はない。このため、イベントツリーやフォールトツリー等の構造はベースケースと相違ない。従って、使命時間は、機器の継続運転時間に影響するため、ランダム故障確率のみが変更となる。表1に影響のあるランダム故障確率の平均値を示す。

表1 ランダム故障確率

系統名	使命時間1日 (ベースケース)	使命時間3日 (感度解析)
直流電源	1.7E-7	1.7E-7
交流電源・原子炉補機冷却系	2.6E-4	5.1E-4
原子炉隔離時冷却系	2.0E-2	2.0E-2
高圧炉心スプレイ系	2.2E-2	2.6E-2
残留熱除去系(低圧注水モード)	4.7E-6	5.7E-6
低圧炉心スプレイ系	9.5E-4	1.0E-3
残留熱除去系 (S/R 弁再閉鎖失敗時)	4.4E-4	4.4E-4

2. 定量評価結果

感度解析の結果を表2に示す。全炉心損傷頻度については 4.1×10^{-5} (/炉年)と算出されベースケースと比較して約2割の増加に留まった。また、ランダム故障確率増加による影響によりTQUXで約2割、長期TBで約5割、TBUで約3割、TBPで約4割炉心損傷頻度が増加した。加速度毎の炉心損傷頻度を図1に示す。ランダム故障の寄与が大きい約0.4G付近において使命時間変更に伴うランダム故障確率増加の寄与が表れている。

表2 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	CDF (／炉年)		比 (感度解析/ ベースケース)
	使命時間 1 日 (ベースケース)	使命時間 3 日 (感度解析)	
TQUV	3.7E-8	3.7E-8	1.00
TQUX	1.6E-6	1.9E-6	1.18
長期TB	1.4E-5	2.0E-5	1.47
TBU	4.3E-7	5.5E-7	1.29
TBP	4.5E-8	6.2E-8	1.39
TW	1.2E-5	1.2E-5	1.00
TC	1.6E-6	1.6E-6	1.00
E-LOCA	8.0E-7	8.0E-7	1.00
全炉心損傷頻度	3.3E-5	4.1E-5	1.24

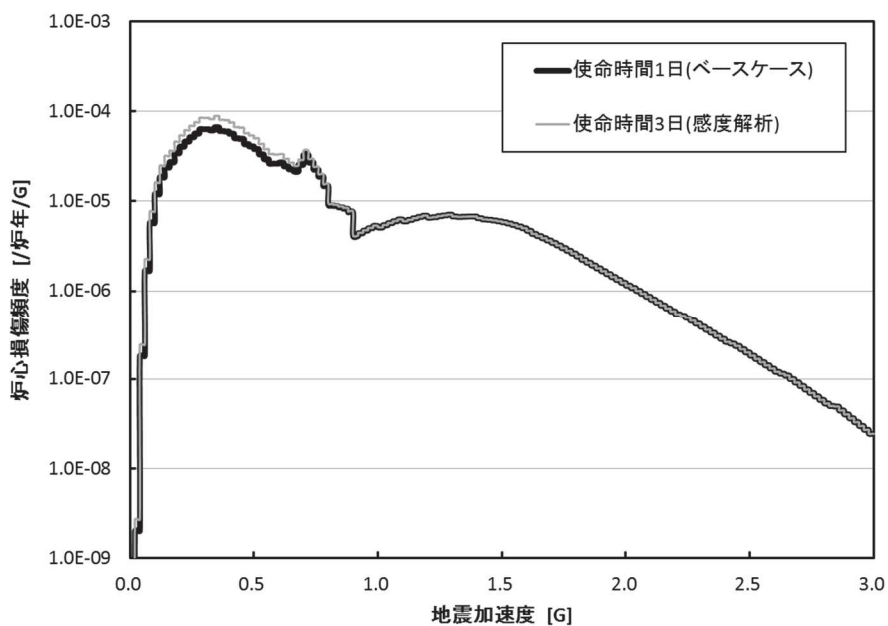


図1 全炉心損傷頻度比較

3. まとめ

使命時間変更により、炉心損傷頻度の多少の増加はあるものの、抽出される事故シーケンスはほぼ同等であることが確認できた。

以上

炉心損傷頻度の計算に用いた計算コードの特徴（検証結果）

地震レベル1 PRAにおいては、フォールトツリー結合法を計算手法とする信頼性解析支援システムを使用して炉心損傷頻度を計算している。以下、解析コードの概要及び検証結果について示す。

1. 解析コードの概要

信頼性解析支援システムは、フォールトツリー結合法により、イベントツリー及びフォールトツリーより成功を考慮しない最小カットセットを生成する。地震ハザード及び建屋・構築物，機器のフラジリティを入力とし，加速度毎の炉心損傷頻度を算出する。また，それらを全加速度区間に亘って積分することにより，求めるシーケンスの炉心損傷頻度を算出する。

(1) イベントツリー及びフォールトツリーの作成

図1に示すように，選定された起因事象に対して炉心損傷防止の観点で必要となる各緩和機能をヘディングとして成功／失敗の分岐を設けることでイベントツリーを作成する。また，各ヘディングにおける成功／失敗を判断するためにフォールトツリーを作成する。

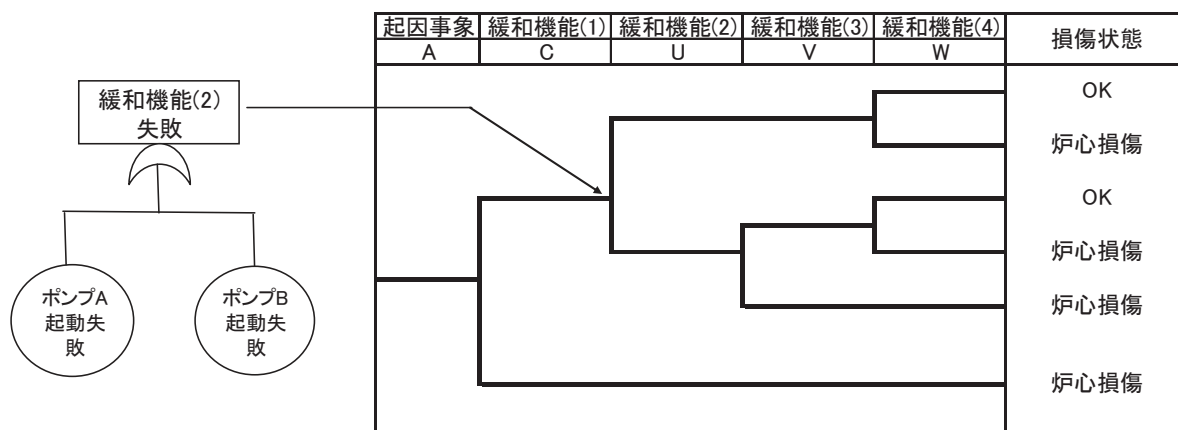


図1 イベントツリー及びフォールトツリーの例

(2) ブール演算処理

作成したイベントツリー及びフォールトツリーより，炉心損傷に至る事故シーケンスの基事象の最小の組合せ（最小カットセット）をブール演算処理によって求める。最小カットセット作成の概要図を図2に示す。

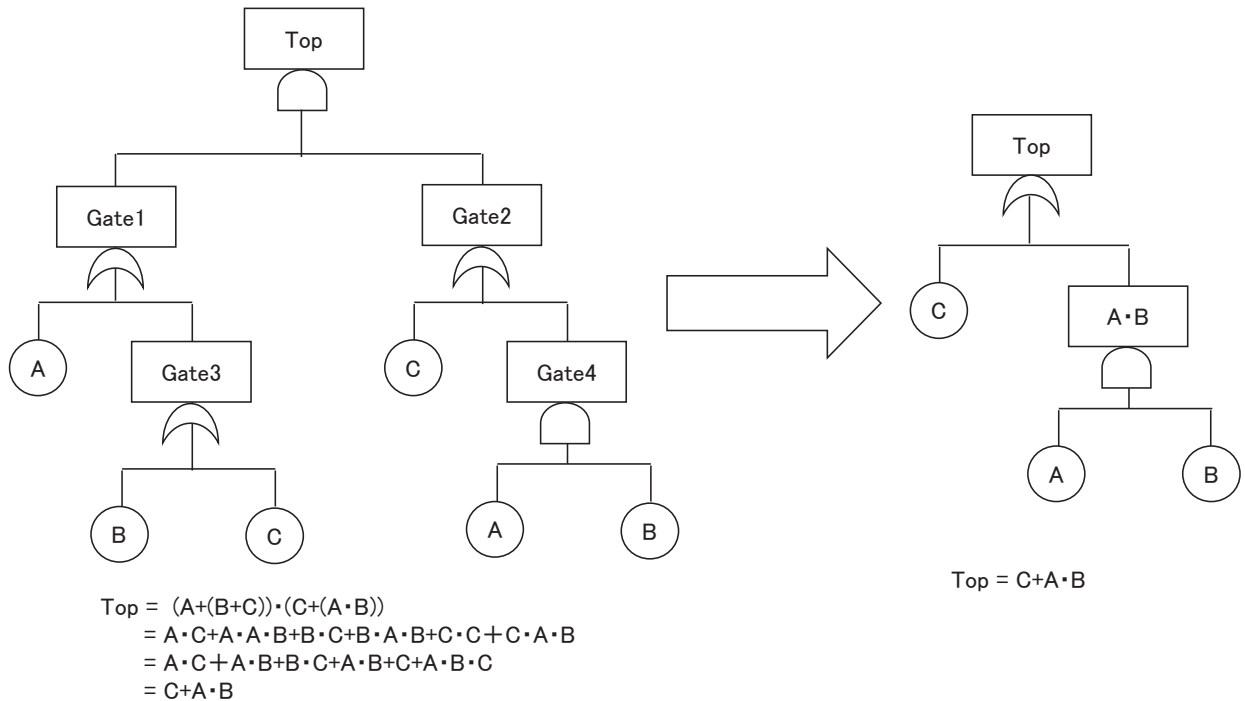


図2 最小カットセット作成の概要

(3) 定量化

算出した最小カットセットについて，上限近似法^{*}を用いて定量化を行い，地震の発生頻度を乗じて炉心損傷頻度を算出する。上限近似法を用いると，地震加速度 a に対する最小カットセットが図2の様なC及びA Bとなる場合，以下の式より求められる。

$$\begin{aligned} P(\text{Top}) &= 1 - (1 - P(C)) \cdot (1 - P(A \cdot B)) \\ &= P(C) + P(A) \cdot P(B) - P(A) \cdot P(B) \cdot P(C) \end{aligned}$$

P(Top) : 地震加速度 a に対する頂上事象の確率

P(A·B) : 地震加速度 a に対する事象A，事象Bが同時に発生する確率

P(A) : 地震加速度 a に対する事象Aの確率

P(B) : 地震加速度 a に対する事象Bの確率

P(C) : 地震加速度 a に対する事象Cの確率

※上限近似法とは，基事象間を独立として同時発生確率を求めるための近似手法である。

$$P(A+B) \approx P(A) + P(B) - P(AB)$$

安全係数を用いた方法でフラジリティを評価する場合は、地震加速度 a に対する損傷確率 $P(a)$ は以下の式となる。

$$P(a) = \Phi \left(\frac{\ln \left(\frac{a}{A} \right) + X\beta_{A,u}}{\beta_{A,r}} \right)$$

$$X = \Phi^{-1}(P_{conf})$$

$P(a)$: 地震加速度 a に対する炉心損傷確率

a : 地震加速度

Φ : 標準正規確率分布関数

P_{conf} : 信頼度

$\beta_{A,r}$: 偶然的な不確実さに対する対数標準偏差

$\beta_{A,u}$: 認識論的な不確実さに対する対数標準偏差

以上を用いて、地震加速度 a に対する炉心損傷頻度 $CDF(a)$ は以下の式となる。

$$CDF(a) = -\frac{dH(a)}{da} \cdot P(a)$$

$CDF(a)$: 地震加速度 a に対する炉心損傷頻度

a : 地震加速度

$P(a)$: 地震加速度 a に対する炉心損傷確率

$H(a)$: 加速度 a に対する地震の年超過確率

また、 $CDF(a)$ を全加速度区間にわたり積分すると、全炉心損傷頻度 CDF となる。

$$CDF = \int CDF(a) da$$

CDF : 全炉心損傷頻度

2. 解析コードの検証

解析コードの妥当性は、各計算コードからのアウトプットと手計算結果を比較することで確認している。

(1) 最小カットセット作成結果の確認

図3及び図4に示すイベントツリーとフォールトツリーを用いて、信頼性解析支援システムによる解析結果と手計算による結果が相違ないことを確認することで、最小カットセットの作成結果が適切であることを確認した。確認結果を表1に示す。

【解析の前提条件】

- ・ システムAに成功しシステムCに失敗した場合、及びシステムAとBに失敗した場合に炉心損傷に至るとする。
- ・ 各システムは単体の機器で構成しており、機能喪失要因はランダム故障または地震起因によるものを考慮する。
- ・ システム間に従属性はないとする。
- ・ 成功事象は考慮しない。

地震	システムA	システムB	システムC	炉心状態	
				1	CD
				2	CD

CD：炉心損傷

図3 検証に用いたイベントツリー

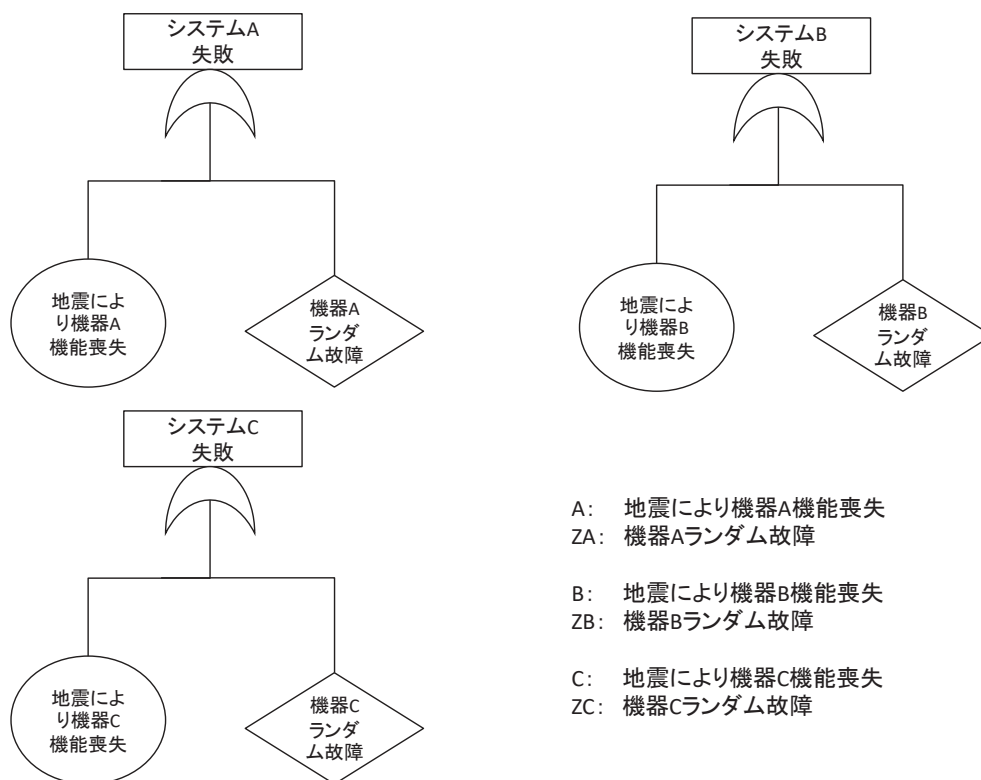


図4 検証に用いた各システムのフォールトツリー

表1 事故シーケンス毎の最小カットセット

Seq. No.	本コード及び手計算による 最小カットセット
シーケンス 1	C+ZC
シーケンス 2	ZA・ZB+ZA・B+A・ZB+A・B

(2) 定量化結果の確認

(1)で作成した最小カットセット、地震ハザード、フラジリティを用いて、信頼性解析支援システム等と手計算の計算結果を比較し、有効数字2桁の範囲で相違がないことを確認した。計算結果を表4に示す。

【解析の前提条件】

- ・ 最小カットセットの定量化は上限近似法を用いる。
- ・ システムのフラジリティ及びランダム故障確率は表2の様に設定した。なお、フラジリティは学会標準に従い対数正規分布を仮定した。
- ・ 地震ハザードは表3の様に設定した。なお、地震加速度の刻み幅は0.02(G)とした。

表2 基事象パラメータ

機器	フラジリティ			ランダム故障確率	
	中央値(G)	βr	βu	中央値	EF
A	3	0.25	0.25	1E-3	3
B	1	0.25	0.25	1E-3	3
C	1	0.25	0.25	1E-3	3

表3 地震ハザード

地震加速度(G)	年超過確率(／年)
0.02	9.32E-02
0.5	1.87E-03
1.0	1.32E-04
1.5	8.13E-06
2.0	6.87E-07

表4 計算結果

地震加速度 (G)	炉心損傷頻度(／炉年／ΔG)					
	シーケンス1		シーケンス2		合計	
	解析 コード	手計算	解析 コード	手計算	解析 コード	手計算
0.02	2.66E-03	2.66E-03	3.33E-06	3.33E-06	2.67E-03	2.67E-03
0.5	9.85E-06	9.85E-06	2.58E-07	2.58E-07	1.01E-05	1.01E-05
1.0	1.54E-06	1.54E-06	7.73E-07	7.72E-07	2.31E-06	2.31E-06
1.5	1.03E-06	1.03E-06	8.99E-07	8.98E-07	1.90E-06	1.90E-06
2.0	4.15E-07	4.15E-07	4.05E-07	4.05E-07	7.69E-07	7.68E-07

以上のとおり、イベントツリーの定量化が適切であることを確認した。

(3)他の地震PRA解析コードとの比較

本評価においては、信頼性解析支援システムと電力共同委託研究において開発したコード（本コード）を用いている。信頼性解析支援システムでは、ミニマルカットセットの生成を行い、これを受けて本コードにより、炉心損傷頻度の計算を実施している。

本コードの検証はCAFTAとの比較により行った。CAFTAは、EPRIにより開発・販売・維持されている汎用PRA解析コードであり、内部事象、地震、火災、及び溢水等の様々な種類のPRAに対応している。また、英国における新規原子力発電所建設プロジェクト（ホライズン・プロジェクト）における包括的設計審査において使用される等、欧米各国において多くの使用実績があるメジャーコードである。

女川2号の地震PRAモデルに対し、両解析コードにより炉心損傷頻度を評価した。表5に①CAFTAと②信頼性解析支援システム及び本コードにより評価した炉心損傷頻度の比（①／②）を示す。

評価の結果、本コードとCAFTAの各炉心損傷クラスの炉心損傷頻度はよく一致しており、全炉心損傷頻度も概ね一致する結果となり、炉心損傷頻度は適切に評価されていると考えられるため、本解析コードの使用は妥当である。

表5 本コード及びCAFTAの評価結果

炉心損傷 クラス	炉心損傷頻度の比 (① CAFTA) / (② 信頼性解析支援システム+本コード)
長期TB	0.97
TW	0.98
TC	0.98
TQUX	1.01
ELOCA	0.98
TBD	0.98
制御建屋空調系喪失	0.98
圧力容器損傷	0.98
格納容器損傷	0.98
計測・制御系喪失	0.98
制御建屋損傷	0.98
TBU	0.98
格納容器バイパス	0.98
TBP	0.98
TQUV	1.00
原子炉建屋損傷	0.98
全CDF	0.98

以 上