

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE8 r.3.1
提出年月日	令和4年12月16日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価

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

令和4年12月
北海道電力株式会社

別添

泊発電所3号炉
確率論的リスク評価（PRA）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わる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.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

【今回提出】

3. 2 外部事象 PRA

3. 2. 1 地震PRA

3. 2. 1. a 対象プラントと事故シナリオ

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 対象プラントと事故シナリオ

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

表

出力運転時 PRA

第 3.1.1.a-1 表	レベル 1PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源
第 3.1.1.a-2 表	系統設備概要
第 3.1.1.b-1 表	既往の PRA で選定している起因事象
第 3.1.1.b-2 表	過渡事象等の起因事象の分類
第 3.1.1.b-3 表	起因事象の選定における検討結果
第 3.1.1.b-4 表	選定した起因事象一覧表
第 3.1.1.b-5 表	起因事象発生頻度 (2011 年 3 月 31 日迄)
第 3.1.1.b-6 表	1976 年 4 月以前における事象一覧
第 3.1.1.c-1 表	成功基準の一覧
第 3.1.1.c-2 表	炉心損傷防止に必要な条件 (成功基準) 設定のための解析について
第 3.1.1.e-1 表	フロントライン系とサポート系の依存性
第 3.1.1.e-2 表	サポート系同士の依存性
第 3.1.1.e-3 表	機器タイプ及び故障モード
第 3.1.1.e-4 表	システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット
第 3.1.1.e-5 表	代表的な FT の非信頼度
第 3.1.1.f-1 表	共通原因故障を考慮する機器と故障モード
第 3.1.1.f-2 表	共通原因故障パラメータ (抜粋)
第 3.1.1.g-1 表	人的過誤の評価結果
第 3.1.1.h-1 表	主要シーケンスの評価結果
第 3.1.1.h-2 表	起因事象別炉心損傷頻度
第 3.1.1.h-3 表	事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度
第 3.1.1.h-4 表	事故シーケンスグループ別の分析結果
第 3.1.1.h-5 表	事故シーケンスの分析結果
第 3.1.1.h-6 表	起因事象別重要度評価結果 (FV 重要度)
第 3.1.1.h-7 表	起因事象別重要度評価結果 (RAW)
第 3.1.1.h-8 表	緩和系の基事象別重要度評価結果 (FV 重要度上位)
第 3.1.1.h-9 表	緩和系の基事象別重要度評価結果 (RAW 上位)
第 3.1.1.h-10 表	全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF 不確かさ解析結果

停止時 PRA

第 3.1.2.a-1 表	停止時レベル 1PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源
第 3.1.2.a-2 表	系統設備概要
第 3.1.2.a-3 表	泊 3 号炉定期検査の工程継続期間の比較
第 3.1.2.a-4 表	プラント状態の分類
第 3.1.2.b-1 表	考慮している起因事象の比較

第3.1.2.b-2表	プラント状態と起回事象の対応
第3.1.2.b-3表	起回事象発生頻度（平成23年3月31日迄）
第3.1.2.b-4表	POS別起回事象発生頻度（/炉年）
第3.1.2.e-1表	フロントライン系とサポート系の依存性
第3.1.2.e-2表	サポート系同士の依存性
第3.1.2.e-3表	システム信頼性評価結果
第3.1.2.f-1表	共通要因故障を考慮する機器と故障モード
第3.1.2.f-2表	共通要因故障パラメータ（抜粋）
第3.1.2.g-1表	人的過誤の評価結果
第3.1.2.h-1表	事故シーケンスグループ
第3.1.2.h-2表	主要事故シーケンスとカットセット
第3.1.2.h-3表	POS分類ごと・起回事象ごとの炉心損傷頻度
第3.1.2.h-4表	事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第3.1.2.h-5表	基事象別重要度評価結果（FV重要度上位10位）
第3.1.2.h-6表	基事象別重要度評価結果（RAW上位10位）
第3.1.2.h-7表	不確かさ解析結果
第3.1.2.h-8表	充てん系による注入に関する感度解析結果の比較

【今回提出】

地震 PRA

第3.2.1.a-1表	地震レベル1PRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源
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
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
第3.2.1.a-4表	建屋・機器選定のステップ
第3.2.1.a-5表	地震PRA評価対象建屋・機器リスト
第3.2.1.b-1表	主要活断層の震源モデルの諸元
第3.2.1.c-1-1表	考慮する不確かさ要因の例
第3.2.1.c-1-2表	損傷限界点の現実的な値（地震PRA学会標準）
第3.2.1.c-1-3表	物性値（原子炉建屋）
第3.2.1.c-1-4表	物性値（原子炉補助建屋）
第3.2.1.c-1-5表	物性値（ディーゼル発電機建屋）
第3.2.1.c-1-6表	物性値（A1, A2-燃料油貯油槽タンク室）
第3.2.1.c-1-7表	物性値（B1, B2-燃料油貯油槽タンク室）
第3.2.1.c-1-8表	地盤物性値
第3.2.1.c-1-9表	現実的な物性値の評価方法
第3.2.1.c-1-10表	原子炉建屋の地震応答解析モデル諸元
第3.2.1.c-1-11表	地盤ばね定数と減衰係数（原子炉建屋）
第3.2.1.c-1-12表	原子炉補助建屋の地震応答解析モデル諸元
第3.2.1.c-1-13表	地盤ばね定数と減衰係数（原子炉補助建屋）

【今回提出】

第3.2.1.c-1-14表	ディーゼル発電機建屋の地震応答解析モデル諸元
第3.2.1.c-1-15表	地盤ばね定数と減衰係数（ディーゼル発電機建屋）
第3.2.1.c-1-16表	A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元
第3.2.1.c-1-17表	地盤ばね定数と減衰係数（A1, A2-燃料油貯油槽タンク室）
第3.2.1.c-1-18表	B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元
第3.2.1.c-1-19表	地盤ばね定数と減衰係数（B1, B2-燃料油貯油槽タンク室）
第3.2.1.c-1-20表	現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係
第3.2.1.c-1-21表	2点推定法による解析ケース
第3.2.1.c-2-1表	現実的な物性値の評価方法
第3.2.1.c-3-1表	不確かさ要因整理表
第3.2.1.c-3-2表	建屋の応答係数
第3.2.1.c-3-3表	1次冷却材ポンプの耐震評価結果
第3.2.1.c-3-4表	1次冷却材ポンプ 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.c-3-5表	余熱除去冷却器の耐震評価結果
第3.2.1.c-3-6表	余熱除去冷却器 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.c-3-7表	内燃機関（ディーゼル発電機）の耐震評価結果
第3.2.1.c-3-8表	内燃機関（ディーゼル発電機） 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.c-3-9表	パワーコントロールセンタの耐震評価結果
第3.2.1.c-3-10表	パワーコントロールセンタ 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.c-3-11表	一般代表弁の耐震評価結果
第3.2.1.c-3-12表	一般代表弁 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.d-1表	起回事象発生頻度
第3.2.1.d-2表	事故シーケンスグループ
第3.2.1.d-3表	評価対象システム一覧
第3.2.1.d-4表	起回事象発生前の人的過誤確率
第3.2.1.d-5表	起回事象発生後の人的過誤確率
第3.2.1.d-6表	起回事象別炉心損傷頻度
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
第3.2.1.d-8表	加速度区分別炉心損傷頻度
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）
第3.2.1.d-10表	不確かさ解析結果
第3.2.1.d-11表	相関仮定に係る感度解析結果

津波 PRA

第3.2.2.a-1表	津波レベル1 PRA を実施するために収集した情報及びその主な情報源
第3.2.2.a-2表	プラントウォークダウン結果
第3.2.2.a-3表	津波による事故シナリオの分析
第3.2.2.a-4表	津波により発生する起回事象の検討結果

第 3.2.2. a-5 表	建屋・機器リスト
第 3.2.2. c-1 表	建屋・機器フラジリティ評価結果
第 3.2.2. d-1 表	津波高さによるシナリオ分類
第 3.2.2. d-2 表	事故シーケンスグループ
第 3.2.2. d-3 表	津波高さ毎の炉心損傷頻度
第 3.2.2. d-4 表	起回事象毎の炉心損傷頻度
第 3.2.2. d-5 表	事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度
第 3.2.2. d-6 表	評価対象とする津波高さにおける年超過確率

レベル 1.5PRA

第 4.1.1. a-1 表	原子炉格納容器の主要仕様
第 4.1.1. b-1 表	事故シーケンスの識別子
第 4.1.1. b-2 表	プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
第 4.1.1. b-3 表	炉心損傷に至る事故シーケンス
第 4.1.1. b-4 表	プラント損傷状態の分類結果
第 4.1.1. b-5 表	プラント損傷状態の発生頻度
第 4.1.1. c-1 表	原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出
第 4.1.1. c-2 表	プラント損傷状態と負荷の対応
第 4.1.1. c-3 表	格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準
第 4.1.1. c-4 表	格納容器破損モードの選定
第 4.1.1. d-1 表	シビアアクシデント時の物理化学現象の整理
第 4.1.1. d-2 表	ヘディングの選定及び定義
第 4.1.1. d-3 表	ヘディングの従属性
第 4.1.1. e-1 表	事故進展解析の対象とした事故シーケンス
第 4.1.1. e-2 表	基本解析条件
第 4.1.1. e-3 表	各事故シーケンスの事故進展解析条件
第 4.1.1. e-4 表	事故進展解析結果（主要事象発生時刻）
第 4.1.1. e-5 表	事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）
第 4.1.1. e-6 表	事故進展解析を実施していない PDS の分岐確率の考え方
第 4.1.1. f-1 表	分岐確率のあてはめ方法
第 4.1.1. f-2 表	格納容器イベントツリー分岐確率の設定
第 4.1.1. f-3 表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度
第 4.1.1. f-4 表	格納容器破損モード別、破損カテゴリ別の格納容器破損頻度
第 4.1.1. f-5 表	起回事象別格納容器破損頻度
第 4.1.1. g-1 表	格納容器破損頻度不確実さ解析
第 4.1.1. g-2 表	プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析
第 4.1.1. g-3 表	格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析

- 第 4.1.1.g-4 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析
 第 4.1.1.g-5 表 格納容器破損モード別，格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の比較

図

出力運転時 PRA

- 第 3.1.1-1 図 内部事象レベル 1PRA 評価フロー
 第 3.1.1.a-1 図 1 次冷却設備系統説明図
 第 3.1.1.a-2 図 工学的安全施設の概要
 第 3.1.1.a-3 図 原子炉保護設備系統説明図
 第 3.1.1.a-4 図 化学体積制御設備系統説明図
 第 3.1.1.a-5 図 非常用炉心冷却設備系統説明図
 第 3.1.1.a-6 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図
 第 3.1.1.a-7 図 開閉所単線結線図
 第 3.1.1.a-8 図 所内単線結線図
 第 3.1.1.a-9 図 直流電源設備単線結線図
 第 3.1.1.a-10 図 計測制御用電源設備単線結線図
 第 3.1.1.a-11 図 工学的安全施設作動設備説明図
 第 3.1.1.a-12 図 原子炉補機冷却水設備系統説明図
 第 3.1.1.a-13 図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図
 第 3.1.1.a-14 図 補助建屋換気空調設備系統説明図（一般補機室及び安全補機室）
 第 3.1.1.a-15 図 制御用圧縮空気設備系統説明図
 第 3.1.1.a-16 図 1 次及び 2 次冷却設備系統説明図
 第 3.1.1.a-17 図 原子炉格納施設構造概要図
 第 3.1.1.a-18 図 アンユラス空気浄化設備系統説明図
 第 3.1.1.b-1 図 国内 PWR プラントの運転実績に対するトリップ事象の発生割合
 第 3.1.1.b-2 図 泊発電所 3 号炉 余熱除去系簡略図
 第 3.1.1.b-3 図 インターフェイスシステム LOCA の想定
 第 3.1.1.d-1(a) 図 大破断 LOCA イベントツリー
 第 3.1.1.d-1(b) 図 中破断 LOCA イベントツリー
 第 3.1.1.d-1(c) 図 小破断 LOCA イベントツリー
 第 3.1.1.d-1(d) 図 インターフェイスシステム LOCA イベントツリー
 第 3.1.1.d-1(e) 図 主給水流量喪失イベントツリー
 第 3.1.1.d-1(f) 図 外部電源喪失イベントツリー
 第 3.1.1.d-1(g) 図 ATWS イベントツリー
 第 3.1.1.d-1(h) 図 2 次冷却系の破断イベントツリー

- 第 3.1.1.d-1(i) 図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー
- 第 3.1.1.d-1(j) 図 過渡事象イベントツリー
- 第 3.1.1.d-1(k) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 3.1.1.d-1(l) 図 手動停止イベントツリー
- 第 3.1.1.e-1 図 故障モードのスクリーニング手順
- 第 3.1.1.e-2 図 システム信頼性の評価例（余熱除去冷却器機能喪失）
- 第 3.1.1.f-1 図 共通要因故障同定のフロー
- 第 3.1.1.g-1 図 事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー
- 第 3.1.1.h-1 図 炉心損傷頻度への寄与割合
- 第 3.1.1.h-2 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（起因事象）
- 第 3.1.1.h-3 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（FV 重要度上位基事象）
- 第 3.1.1.h-4 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（RAW 上位基事象）
- 第 3.1.1.h-5 図 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度に対する不確かさ解析結果
- 第 3.1.1.h-6 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果【RCP シール LOCA の発生確率変更】
- 第 3.1.1.h-7 図 起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

停止時 PRA

- 第 3.1.2-1 図 停止時内部事象レベル 1PRA 評価フロー
- 第 3.1.2.a-1 図 停止時の主要設備の概要
- 第 3.1.2.a-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 3.1.2.a-3 図 POS の分類及び使用可能な緩和設備
- 第 3.1.2.a-4 図 ミッドループ運転概要図
- 第 3.1.2.b-1 図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象に関するマスターロジックダイアグラム
- 第 3.1.2.d-1(a) 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー
- 第 3.1.2.d-1(b) 図 水位維持失敗イベントツリー
- 第 3.1.2.d-1(c) 図 オーバードレンイベントツリー
- 第 3.1.2.d-1(d) 図 余熱除去機能喪失イベントツリー
- 第 3.1.2.d-1(e) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 3.1.2.d-1(f) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 3.1.2.d-1(g) 図 反応度の誤投入イベントツリー
- 第 3.1.2.e-1 図 システム信頼性の評価例
- 第 3.1.2.f-1 図 共通原因故障同定のフロー
- 第 3.1.2.h-1 図 起因事象別炉心損傷頻度
- 第 3.1.2.h-2 図 POS 別炉心損傷頻度
- 第 3.1.2.h-3 図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

- 第3.1.2.h-4 図 FV重要度とRAWの相関 (FV重要度上位基事象)
- 第3.1.2.h-5 図 FV重要度とRAWの相関 (RAW上位基事象)
- 第3.1.2.h-6(a) 図 不確実さ評価結果 (POS4の起因事象別)
- 第3.1.2.h-6(b) 図 不確実さ評価結果 (POS5の起因事象別)
- 第3.1.2.h-6(c) 図 不確実さ評価結果 (POS9の起因事象別)
- 第3.1.2.h-6(d) 図 不確実さ評価結果 (POS10の起因事象別)
- 第3.1.2.h-6(e) 図 不確実さ評価結果 (POS12の起因事象別)
- 第3.1.2.h-6(f) 図 不確実さ評価結果 (POS14の起因事象別)
- 第3.1.2.h-7 図 不確実さ評価結果 (事故シーケンスグループ別)
- 第3.1.2.h-8 図 充てん注入の有無に関する感度解析結果 (炉心損傷頻度の比較)
- 第3.1.2.h-9 図 充てんによる注入の有無に関する感度解析結果 (事故シーケンスグループ別の寄与割合比較)

【今回提出】

地震 PRA

- 第3.2.1-1 図 地震 PRA 評価フロー
- 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
- 第3.2.1.a-2 図 プラントウォークダウンの評価結果の例
- 第3.2.1.a-3 図 起因事象の抽出フロー
- 第3.2.1.b-1 図 敷地周辺の活断層分布
- 第3.2.1.b-2 図 (1/2) 萩原 (1991) による領域区分
- 第3.2.1.b-2 図 (2/2) 垣見ほか (2003) による領域区分
- 第3.2.1.b-3 図 (1/7) ロジックツリー (特定震源その1)
- 第3.2.1.b-3 図 (2/7) ロジックツリー (特定震源その2)
- 第3.2.1.b-3 図 (3/7) ロジックツリー (特定震源その3)
- 第3.2.1.b-3 図 (4/7) ロジックツリー (特定震源その4)
- 第3.2.1.b-3 図 (5/7) ロジックツリー (特定震源その5)
- 第3.2.1.b-3 図 (6/7) ロジックツリー (領域震源)
- 第3.2.1.b-3 図 (7/7) ロジックツリー (地震動評価)
- 第3.2.1.b-4 図 (1/2) 平均ハザード曲線 (水平方向)
- 第3.2.1.b-4 図 (2/2) 平均ハザード曲線 (鉛直方向)
- 第3.2.1.b-5 図 (1/5) 震源ごとのハザード曲線 (特定震源)
- 第3.2.1.b-5 図 (2/5) 震源ごとのハザード曲線 (萩原 (1991) に基づく領域震源)
- 第3.2.1.b-5 図 (3/5) 震源ごとのハザード曲線 (垣見ほか (2003) に基づく領域震源)
- 第3.2.1.b-5 図 (4/5) 震源ごとのハザード曲線 (領域震源)
- 第3.2.1.b-5 図 (5/5) 震源ごとのハザード曲線 (全震源)
- 第3.2.1.b-6 図 (1/2) フラクタイル地震ハザード曲線 (水平方向)

【今回提出】

- | | |
|----------------------|---|
| 第3.2.1.b-6 図 (2/2) | フラクタイル地震ハザード曲線 (鉛直方向) |
| 第3.2.1.b-7 図 (1/6) | 基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向) |
| 第3.2.1.b-7 図 (2/6) | 基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向) |
| 第3.2.1.b-7 図 (3/6) | 基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向) |
| 第3.2.1.b-7 図 (4/6) | 基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向) |
| 第3.2.1.b-7 図 (5/6) | 基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル (領域震源) との比較 (水平方向) |
| 第3.2.1.b-7 図 (6/6) | 基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル (領域震源) との比較 (鉛直方向) |
| 第3.2.1.b-8 図 (1/2) | 周期ごとの平均ハザード曲線 (水平方向) |
| 第3.2.1.b-8 図 (2/2) | 周期ごとの平均ハザード曲線 (鉛直方向) |
| 第3.2.1.b-9 図 | フラジリティ評価用地震動 (年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波) |
| 第3.2.1.c-1-1 図 (1/3) | 原子炉建屋の概要 (平面図) (T. P. 24. 8m) |
| 第3.2.1.c-1-1 図 (2/3) | 原子炉建屋の概要 (平面図) (A-A 断面) |
| 第3.2.1.c-1-1 図 (3/3) | 原子炉建屋の概要 (断面図) (B-B 断面) |
| 第3.2.1.c-1-2 図 (1/3) | 原子炉補助建屋の概要 (平面図) (T. P. 17. 8m) |
| 第3.2.1.c-1-2 図 (2/3) | 原子炉補助建屋の概要 (断面図) (A-A 断面) |
| 第3.2.1.c-1-2 図 (3/3) | 原子炉補助建屋の概要 (断面図) (B-B 断面) |
| 第3.2.1.c-1-3 図 (1/3) | ディーゼル発電機建屋の概要 (平面図)
(T. P. 10. 3m) |
| 第3.2.1.c-1-3 図 (2/3) | ディーゼル発電機建屋の概要 (断面図) (A-A 断面) |
| 第3.2.1.c-1-3 図 (3/3) | ディーゼル発電機建屋の概要 (断面図) (B-B 断面) |
| 第3.2.1.c-1-4 図 (1/3) | A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図)
(T. P. 3. 1m) |
| 第3.2.1.c-1-4 図 (2/3) | A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (A-A 断面) |
| 第3.2.1.c-1-4 図 (3/3) | A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (B-B 断面) |
| 第3.2.1.c-1-5 図 (1/3) | B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図)
(T. P. 3. 0m) |
| 第3.2.1.c-1-5 図 (2/3) | B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (A- |

【今回提出】

- A 断面)
- 第 3.2.1.c-1-5 図 (3/3) B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (B-B 断面)
- 第 3.2.1.c-6 図 解析モデル (原子炉建屋 水平方向)
- 第 3.2.1.c-7 図 解析モデル (原子炉補助建屋 水平方向)
- 第 3.2.1.c-8 図 解析モデル (ディーゼル発電機建屋 水平方向)
- 第 3.2.1.c-9 図 地震応答解析モデル (A1, A2-燃料油貯油槽タンク室 水平方向)
- 第 3.2.1.c-10 図 地震応答解析モデル (B1, B2-燃料油貯油槽タンク室 水平方向)
- 第 3.2.1.c-11 図 原子炉建屋のフラジリティ曲線 (NS 方向, 部材 6)
- 第 3.2.1.c-12 図 原子炉補助建屋のフラジリティ曲線 (EW 方向, 部材 9)
- 第 3.2.1.c-13 図 ディーゼル発電機建屋のフラジリティ曲線 (NS 方向, 部材 1)
- 第 3.2.1.c-14 図 燃料油貯油槽タンク室のフラジリティ曲線)
- 第 3.2.1.c-2-1 図 原子炉補機冷却海水管ダクト平面図
- 第 3.2.1.c-2-2 図 原子炉補機冷却海水管ダクト断面図 (C-C 断面)
- 第 3.2.1.c-3-1 図 スペクトル形状係数の概念図
- 第 3.2.1.c-3-2 図 減衰係数の概念図
- 第 3.2.1.c-3-3 図 建屋のスペクトル形状係数の概念図
- 第 3.2.1.c-3-4 図 1 次冷却材ポンプのフラジリティ曲線
- 第 3.2.1.c-3-5 図 余熱除去冷却器のフラジリティ曲線
- 第 3.2.1.c-3-6 図 内燃機関のフラジリティ曲線
- 第 3.2.1.c-3-7 図 ディーゼル発電機制御盤のフラジリティ曲線
- 第 3.2.1.c-3-8 図 一般代表弁のフラジリティ曲線
- 第 3.2.1.d-1 図 地震 PRA 起因事象階層イベントツリー
- 第 3.2.1.d-2 図 過渡分類イベントツリー
- 第 3.2.1.d-3 図 フロントラインイベントツリー
- 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 相関仮定に係る炉心損傷頻度比較

津波 PRA

- 第 3.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー
- 第 3.2.2.a-1 図 プラント設備配置の概略図
- 第 3.2.2.a-2 図 プラントウォークダウン対象機器の選定フロー
- 第 3.2.2.a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート (例)

- 第 3.2.2. a-4 図 起回事象の選定フロー
- 第 3.2.2. b-1 図 確率論的津波ハザード評価における検討対象領域
- 第 3.2.2. b-2 図 津波発生モデルに関するロジックツリー
- 第 3.2.2. b-3 図 津波ハザード曲線（算術平均，信頼度別）
- 第 3.2.2. c-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線
- 第 3.2.2. d-1 図 津波 PRA イベントツリー
- 第 3.2.2. d-2 図 津波高さ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合
- 第 3.2.2. d-3 図 事故シーケンスグループ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合
- 第 3.2.2. d-4 図 不確かさ解析結果
- 第 3.2.2. d-5 図 引き波時のイベントツリー

レベル 1.5PRA

- 第 4.1.1-1 図 内部事象レベル 1.5PRA 評価フロー
- 第 4.1.1. a-1 図 格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路
- 第 4.1.1. b-1 図 レベル 1.5PRA 評価用のレベル 1 PRA イベントツリー
- 第 4.1.1. b-2 図 プラント損傷状態の分類
- 第 4.1.1. c-1 図 PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展
- 第 4.1.1. d-1 図 格納容器イベントツリー
- 第 4.1.1. e-1 図 代表的な物理量の時間変化（AED）
- 第 4.1.1. e-2 図 代表シーケンスにおける事故進展例（AED）
- 第 4.1.1. e-3 図 代表的な物理量の時間変化（AEW）
- 第 4.1.1. e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例（AEW）
- 第 4.1.1. e-5 図 代表的な物理量の時間変化（AEI）
- 第 4.1.1. e-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例（AEI）
- 第 4.1.1. e-7 図 代表的な物理量の時間変化（SED）
- 第 4.1.1. e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例（SED）
- 第 4.1.1. e-9 図 代表的な物理量の時間変化（TED）
- 第 4.1.1. e-10 図 代表シーケンスにおける事故進展例（TED）
- 第 4.1.1. e-11 図 代表的な物理量の時間変化（TEI）
- 第 4.1.1. e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例（TEI）
- 第 4.1.1. f-1 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較
- 第 4.1.1. f-2 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度
- 第 4.1.1. f-3 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度
- 第 4.1.1. f-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度
- 第 4.1.1. f-5 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度
- 第 4.1.1. f-6 図 主要な PDS における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合
- 第 4.1.1. g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析

- 第 4.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析
- 第 4.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析
- 第 4.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

補足説明資料

出力運転時 PRA

- 補足 3.1.1.a-1 泊 3 号炉の特徴の解析，操作性への影響について
- 補足 3.1.1.b-1 燃料集合体の落下について
- 補足 3.1.1.b-2 PRA における原子炉容器破損の取扱いについて
- 補足 3.1.1.b-3 泊 3 号炉の内部事象 PRA で「DC 母線 1 系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故」がない理由について
- 補足 3.1.1.b-4 運転時 PRA において通常停止を起因事象として取り扱わない考え方について
- 補足 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
- 補足 3.1.1.b-6 従属性を有する起因事象の抽出について
- 補足 3.1.1.b-7 「主蒸気隔離弁の閉止」を過渡事象に分類する考え方について
- 補足 3.1.1.b-8 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
- 補足 3.1.1.b-9 起因事象発生頻度の評価の考え方について
- 補足 3.1.1.b-10 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
- 補足 3.1.1.b-11 WASH-1400 の考え方について
- 補足 3.1.1.b-12 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
- 補足 3.1.1.b-13 ATWS の起因事象発生頻度で用いた原子炉トリップ失敗確率評価について
- 補足 3.1.1.b-14 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
- 補足 3.1.1.c-1 対処設備作動までの余裕時間の考え方
- 補足 3.1.1.c-2 成功基準解析の解析条件設定の考え方について
- 補足 3.1.1.c-3 成功基準の設定時の解析例について
- 補足 3.1.1.d-1 イベントツリーの作成例について
- 補足 3.1.1.d-2 イベントツリーのヘディングに含まない主要な緩和設備について
- 補足 3.1.1.d-3 泊発電所 3 号機 内部事象運転時レベル 1 PRA イベントツリー
- 補足 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
- 補足 3.1.1.e-1 システム信頼性解析例について
- 補足 3.1.1.e-2 内部事象レベル 1 PRA におけるサポート機能喪失の取扱いについて

- 補足 3.1.1. f-1 非常用ディーゼル発電機の故障率について
- 補足 3.1.1. f-2 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
- 補足 3.1.1. g-1 人間信頼性評価手法について
- 補足 3.1.1. g-2 起因事象発生前の人的過誤として評価した事例の抽出過程について
- 補足 3.1.1. g-3 計器の校正ミスの取り扱いについて
- 補足 3.1.1. h-1 RiskSpectrum®について
- 補足 3.1.1. h-2 事故シーケンスの評価イメージについて
- 補足 3.1.1. h-3 イベントツリーにおけるヘディングの分岐確率について
- 補足 3.1.1. h-4 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
- 補足 3.1.1. h-5 不確実さ解析における計算回数について

停止時 PRA

- 補足 3.1.2. a-1 停止時 PRA において評価対象外とした POS の除外理由について
- 補足 3.1.2. b-1 停止時 PRA における反応度の誤投入の想定について
- 補足 3.1.2. b-2 停止時 PRA の起因事象に係る米国実績の調査及び適用性について
- 補足 3.1.2. b-3 オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について
- 補足 3.1.2. c-1 崩壊熱を考慮した感度解析について
- 補足 3.1.2. d-1 泊発電所 3 号機 内部事象停止時レベル 1 PRA イベントツリー
- 補足 3.1.2. g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について
- 補足 3.1.2. h-1 POS 別の炉心損傷頻度（日当たり）について
- 補足 3.1.2. h-2 システム信頼性解析の結果について

地震 PRA

【今回提出】

- | | |
|---------------|---|
| 補足 3.2.1. a-1 | プラントウォークダウン対象設備の選定について |
| 補足 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 |
| 補足 3.2.1. a-3 | プラントウォークダウンの実施について |
| 補足 3.2.1. a-4 | フラジリティ評価における余震の考え方について |
| 補足 3.2.1. a-5 | 起因事象の抽出に対する網羅性について |
| 補足 3.2.1. a-6 | 換気空調系機能喪失事象の扱いについて |
| 補足 3.2.1. c-1 | フラジリティ評価手法選定の考え方について |
| 補足 3.2.1. c-2 | 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について |
| 補足 3.2.1. d-1 | 地震 PRA におけるイベントツリー評価について |
| 補足 3.2.1. d-2 | 地震 PRA における成功基準について |
| 補足 3.2.1. d-3 | 使命時間に関する感度解析について |
| 補足 3.2.1. d-4 | 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 |

PRA)
補足 3. 2. 1. d-5 地震 PRA におけるランダム故障の影響について

津波 PRA

- 補足 3. 2. 2. a-1 引き波による取水位の低下に伴う原子炉補機冷却海水ポンプの取水性について
- 補足 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
- 補足 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
- 補足 3. 2. 2. b-1 確率論的津波ハザード評価に関する検討
- 補足 3. 2. 2. c-1 津波 PRA における漂流物の取り扱いについて
- 補足 3. 2. 2. d-1 津波による敷地浸水解析について
- 補足 3. 2. 2. d-2 津波高さが T. P. +●●. ●m を超過した場合の事故シナリオについて

レベル 1. 5PRA

- 補足 4. 1. 1. b-1 炉心損傷時期を分類する基準について
- 補足 4. 1. 1. f-1 CV 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
- 補足 4. 1. 1. f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

3.2 外部事象PRA

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」（以下、「地震 PRA 学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 3.2.1-1 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1 PRA（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。

- ・タービンバイパス系等の耐震重要度 B 又は 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なとなる設備は評価対象とする。
 - ・安全補機に関わる空調系
 - ・空調用冷水系
- ・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。(補足 3.2.1. a-1, 補足 3.2.1. a-2, 補足 3.2.1. a-3)

- ・耐震安全性の確認
- ・二次的影響の確認
- ・必要に応じた地震後のアクセス性の確認

※点検項目については、地震 PRA 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 0.2G~1.5G (解放基盤表面上の加速度) とする。
- ・津波及び地震随伴の火災、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、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。

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又は運用面での対策・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。(補足 3.2.1.a-4, 補足 3.2.1.a-5, 補足 3.2.1.a-6)

- ・ 格納容器バイパス
- ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失
- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失
- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 2 次冷却系の破断
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失

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 表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第 3.2.1.a-5 表にリストを示す。

3.2.1.b. 確率論的地震ハザード

令和 3 年 9 月 29 日の発電用原子炉設置変更許可申請書の一部補正時点での確率論的地震ハザードは、以下のとおり評価している。

① 確率論的津波ハザード評価の方法

地震 PRA 学会標準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

敷地から 100km 程度以内にある地質調査結果に基づく断層及び「[新編]日本の活断層」*2 に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層を特定震源としてモデル化した。

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原（1991）*3 及び垣見ほか（2003）*4 の領域区分に基づき、サイトから半径 200km 以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定した。第 3.2.1. b-2 図に萩原（1991）及び垣見ほか（2003）による領域区分の図を示す。

(2) 地震動伝播モデルの設定

地震動伝播モデルとしては、Noda et al.（2002）*9 による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無及び観測記録に基づいた補正の有無を考慮した。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。

(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の設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。検討用地震として選定した「尻別川断層」, 「FS-10 断層～岩内堆東撓曲～岩内堆南方背斜」, 「積丹半島北西沖の断層」, 「FB-2 断層」については、詳細なロジックツリーに展開して評価した。作成したロジックツリーを第 3.2.1. b-3 図に示す。

津波発生領域は、2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえ、津波 PRA 学会標準に示される領域に加え、複数領域の連動型地震を考慮した。

なお、太平洋側に想定されるプレート間地震及び海洋プレート内地震については、確率論的津波ハザード評価への影響はない。また、海底地すべり及び陸上地すべりによる津波については、発生頻度を設定することが難しいため、評価に含めていない。

③ 確率論的地震ハザード評価結果

(1) 地震動伝播モデルの設定

上記により評価した平均ハザード曲線を第 3.2.1. b-4 図に、震源ごとのハザード曲線を第 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 の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第 3.2.1. b-7 図に示す。基準地震動 S_{s1} の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、 10^{-5} 程度となっている。また、基準地震動 $S_{s2-1} \sim S_{s2-5}$ の年超過確率は、基準地震動 S_{s1} を超過する周期帯で $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度、基準地震動 $S_{s3-1} \sim S_{s3-5}$ の年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 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ごと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、地震規模 $M=8.2$ 、等価震源距離 $X_{eq}=107\text{km}$ 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：2015，一般社団法人 日本原子力学会
- *2 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
- *3 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，269-283
- *4 武村雅之 (1998)：日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—，地震，第 2 輯，第 51 巻，211-228
- *5 入倉孝次郎・三宅弘恵 (2001)：シナリオ地震の強震動予測，地学雑誌，110，849-875
- *6 武村雅之 (1990)：日本列島およびその周辺地域におこる浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係，地震，第 2 輯，第 43 巻，257-265
- *7 大竹政和，平朝彦，太田陽子 (2002)：日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス，東京大学出版会
- *8 萩原尊禮編 (1991)：日本列島の地震 地震工学と地震地体構造，鹿島出版会
- *9 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博 (2003)：日本列島と周辺海域の地震地体構造区分，地震，第 2 輯，第 55 巻
- *10 S.Noda, 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 Workshop on the Relations Between Seismological DATA and Seismic Engineering. Oct.16-18, Istanbul, 399-408
- *11 中田高・今泉俊文編 (2002)：活断層詳細デジタルマップ，東京大学出版会
- *12 地震調査委員会 (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～」，地震調査研究推進本部

追而【地震ハザード評価結果を反映】

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-5 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋、A1, A2-燃料油貯油槽タンク室及び B1, B2-燃料油貯油槽タンク室とした。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-1-5 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として「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 PRA 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（不確かさの設定、応答係数等）

(1) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的な不確かさ（以下、「 β_r 」という。）と認識論的不確かさ（以下、「 β_u 」という。）については、地震 PRA 学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第 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 PRA 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 PRA 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で定義した（最大 3,000Gal）。

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

泊発電所 3 号炉の各建屋の材料物性値をそれぞれ第 3.2.1.c-1-3 表～第 3.2.1.c-1-7 表に、原子炉建屋周辺の地盤物性値を第 3.2.1.c-1-8 表に示す。地震応答解析に用いる現実的な物性値は、地震 PRA 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-1-9 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-6 図～第 3.2.1.c-10 図に、各建屋の地震応答解析モデル諸元を第 3.2.1.c-10 表～第 3.2.1.c-19 表表示す。

(3) 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第 3.2.1.c-9 表に示す F_c 、 V_s 及び h の 3 つの主変動パラメータに対して 2 点推定法で得られた 2 つのサンプル点をすべて組み合わせ、 $2^3=8$ ケースの解析を実施した。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースをそれぞれ第 3.2.1.c-20 表及び第 3.2.1.c-21 表に示す。

(4) 現実的応答

各建屋の現実的応答は地震 PRA 学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出した。

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、入力レベル 3,000Gal の際に損傷確率が最大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-11 図～第 3.2.1.c-14 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-5 表に

示す。

3.2.1.c-2. 屋外重要土木建造物のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象

屋外重要土木建造物のフラジリティ評価の対象は、第 3.2.1.a-5 表の建屋・機器リストに示す取水ピットポンプ室、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室及び原子炉補機冷却海水管ダクトのうち、耐震評価がより厳しい原子炉補機冷却海水管ダクトとする。

原子炉補機冷却海水管ダクトの平面図を第 3.2.1.c-2-1 図、断面図を第 3.2.1.c-2-2 図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木建造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての部材を評価対象とした。

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として「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）」を選択した。評価手法は地震 PRA 学会標準に準拠した手法とする。

（補足 3.2.1.c-1）

ただし、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値／応答値）として評価する。

③ フラジリティ評価上の主要な仮定

(1) 考慮する不確かさ要因

β_r と β_u については、地震 PRA 学会標準等を参考に評価する。

(2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、「原子力発電所屋外重要土木建造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会，2005）」のせん断破壊に対する照査（せん断耐力評価式による方法）による評価値を適用した。損傷評価に含まれる不確かさ要因は、地震 PRA 学会標準を参考に、コンクリートの圧縮強度と鉄筋の降伏強度を考慮した。

損傷評価に当たっての材料物性値（中央値）について、コンクリートの実強度の平均値は、設計基準強度の 1.4 倍とした（地震 PRA 学会標準による）。また、鉄筋の実降伏点の平均値は、規格降伏点の 1.1 倍とした（「鋼材等及び溶接部の

許容応力度並びに材料強度の基準強度を定める件，平成12年（2000年）12月26日，建設省告示第2464号」による）。

④ フラジリティ評価における応答解析

(1) 入力地震動

入力地震動は，3.2.1.b.③項に示す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ものとした（最大4,100Gal）。

(2) 地震応答解析手法

地盤と構造物の非線形性を考慮した地盤－構造物連成系の二次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。

(3) 変動因子

フラジリティ評価においては，屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる，地盤の初期せん断剛性 G_0 ，コンクリートの圧縮強度 F_c の2つの変動因子を考慮する。第3.2.1.c-2-2表に考慮した変動因子の考え方を示す。

(4) 現実的応答

損傷確率は一次近似二次モーメント法を用いて算定する。

⑤ 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各入力レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出する。屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-1図に示す。また，信頼度50%での50%損傷確率及びHCLPFについて3.2.1.a.②項の建屋・機器リストに示す。

3.2.1.c-2. 屋外重要土木構造物のフラジリティ

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。（補足 3.2.1.c-1）

「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。（補足 3.2.1.c-2）

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。

$$A = A_n \cdot \varepsilon_r \cdot \varepsilon_u$$

ここで、

A_n ：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 ：中央値に対する偶然的な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か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_n 、 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ように算定する。

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

ここで、

F : 安全係数 (裕度)

A_d : 基準地震動の最大地動加速度

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

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

$$\therefore F = F_{EC} \cdot F_{ER} \cdot F_{SR} \quad (\text{式 3.2.1-3})$$

ここで、

F_{EC} : 機器の耐力係数

F_{ER} : 機器の応答係数

F_{SR} : 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_{ER} と建屋の応答係数 F_{SR} に分割して評価する。

耐力係数 F_{EC} 、機器応答係数 F_{ER} 及び建屋応答係数 F_{SR} 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か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。不確かさ要因の整理結果を第 3.2.1. e-3-1 表に示す。

機器の耐力係数 : F_{EC}

$$F_{EC} = F_S \cdot F_\mu$$

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_{ER}

$$F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC}$$

ここで、

F_{ESS} ：スペクトル形状係数

F_D ：減衰係数

F_{EM} ：モデル化係数

F_{EMC} ：モード合成係数

建屋の応答係数： F_{SR}

$$F_{SR} = F_{SS} \cdot F_{\delta} \cdot F_M \cdot F_{NL}$$

ここで、

F_{SS} ：入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_{δ} ：建屋の減衰に関する係数

F_M ：建屋のモデル化に関する係数

F_{NL} ：建屋の非線形応答に関する係数

ここで、建屋の応答係数について、第3.2.1.c-3-2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、その機器において最も耐震性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かさの要素について、加振試験結果、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、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、その機器において最も耐震性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かさの要素について、加振試験結果、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-5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。

5グループの分類の考え方については以下のとおり。

大型機器：1次冷却材バウンダリ設備で、多質点系時刻歴解析評価が主となる機器の構造損傷

静的機器：上記大型機器以外で、スペクトルモーダル解析評価が主となる機器の構造損傷

動的機器：ポンプ、内燃機関、電動弁等の動的機器の機能損傷

電気盤・計装：電気盤、計装品等の電氣的機器の機能損傷

配管：配管・弁等の構造損傷

また、グループ毎に代表機器を FV 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（1次冷却材ポンプ）

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：1次冷却材ポンプ
- ・設置位置：原子炉格納容器 T. P. 17. 8m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 550 ガル（S s 1）
- ・評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）
- ・評価対象部位：上部支持構造物
- ・評価応力：組合せ応力

第 3. 2. 1. c-3-3 表に、1次冷却材ポンプ上部支持構造物の耐震評価結果を示す。

第 3. 2. 1. c-3-3 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_{EC} 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

本機器における組合せ応力の評価は許容応力と地震応力の比を示す評価式となっているため、耐震評価による裕度を F_s として設定し、不確実さは考慮しない。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_s = 1.40, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(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。支持構造物のような鋼構造機器では評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果が期待できる。

したがって、 F_μ は塑性率 $\mu = 3.0$ を適用して、Newmark のエネルギー等価式より下記のように算出される。

$$F_\mu = \sqrt{2\mu - 1} = 2.24$$

ここで、 μ : 塑性率 = 3.0 (鋼構造)
また、不確かさは次式により算定する。

$$\beta_c = \frac{1}{3} \ln(F_\mu)$$

$$\beta_r = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c = 0.19$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 2.24 \quad \beta_r = 0.19 \quad \beta_u = 0.19$$

b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} 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。

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

本機器は建屋ループ連成解析による荷重を考慮した耐震評価を実施しているため、荷重にかけられている設計マージン 1.30 を係数として考慮する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{ESS} = 1.30, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(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_{EM} 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か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建屋連成解析モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさは、建屋応答係数に含まれるため、本係数では考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} 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か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、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} 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) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} 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、不確かさは、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、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

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及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。

・建屋の減衰に関する係数 F_δ の評価

本係数は、建屋の減衰評価にかかる設計上の保守性及び不確かさを評価するものであり、次式により評価する。

$$F_\delta = \frac{\text{設計用減衰定数による応答}}{\text{現実的減衰定数の中央値による応答}}$$

β_r は、現実的な減衰定数に対する基準応答スペクトル値のばらつきから評価する。

β_u は、地震 PRA 学会標準に基づき 0.00 とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\delta = 0.99, \beta_r = 0.08, \beta_u = 0.00$$

・建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数は、建屋のモデル化に関する保守性及び不確かさを評価するものであり、次式により評価する。

$$F_M = \frac{\text{設計用基準モデル 1 次周期の加速度}}{\text{現実的な建屋の 1 次周期の加速度}}$$

β_r は、現実的な建屋の1次周期に対する基準応答スペクトル値のばらつきから評価する。

β_u は、国内文献*17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。

$$F_M = 0.99, \beta_r = 0.01, \beta_u = 0.15$$

・建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

本係数は、建屋の非線形応答が機器入力に与える保守性及び不確かさを評価するものである。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{NL}=1.00, \beta_r=0.17, \beta_u=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-4 表に示す。これらの結果より、1 次冷却材ポンプ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-3-4 図に示す。

$$A_m=2.23 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.27, \beta_u=0.27$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.23 \times \exp[-1.65 \times (0.27 + 0.27)] \\ &= 0.93 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(2) 静的機器（余熱除去冷却器）

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：余熱除去冷却器
- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 4.1m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛構造
- ・ 評価地震動：最大加速度 550 ガル (S s 1)
- ・ 評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）
- ・ 評価対象部位：胴板
- ・ 評価応力：一次応力

第 3.2.1. c-3-5 表に、余熱除去冷却器の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-5 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_{EC} 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胴板の材質 (SGV410) 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 $S_u=373\text{N/mm}^2$ (最高使用温度 95°C) を採用する。

なお、上記規格値に含まれる余裕 (S_u 値の 1.1 倍) を考慮して限界応力の中央値とする。

$$\sigma_C = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 373 = 410.3\text{N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で分離して評価されていないため、0 とする。

$$\sigma_N = 0\text{ N/mm}^2$$

$$F_s = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times S_u}{\sigma_T} = \frac{410.3}{78} = 5.26$$

不確かさ β_u として、限界応力の中央値 $1.1 \times S_u$ に対して、J S M E 値 S_u が 95% 信頼下限に相当すると考える。

$$\beta_u = \frac{1}{1.65} \ln\left(\frac{1.1 \times S_u}{S_u}\right) = 0.06 \quad (\beta_r = 0)$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = 5.26, \quad \beta_r = 0.06, \quad \beta_u = 0.06$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

胴板の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_{ER} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価

本機器は剛であり、最大床応答加速度 (ZPA) に設計マージン 1.20 をかけられているため、これを係数として考慮する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{ESS} = 1.20, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(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_{EM} 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、1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} の評価

本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは考慮しない。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価

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

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

本係数及び不確かさは、原子炉補助建屋の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。

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・建屋の減衰に関する係数 F_{δ} の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{\delta} = 0.99, \beta_r = 0.08, \beta_u = 0.00$$

・建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M = 0.99, \beta_r = 0.01, \beta_u = 0.15$$

・建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-6表に示す。これらの結果より、余熱除去冷却器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-3-5 図に示す。

$$A_m = 2.29 \text{ (G)}$$

$$\beta_r = 0.09, \beta_u = 0.17$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.29 \times \exp[-1.65 \times (0.09 + 0.17)] \\ &= 1.53 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(3) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））

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：内燃機関（ディーゼル発電機）
- ・設置位置：ディーゼル発電機建屋 T. P. 10. 3m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：剛構造
- ・評価地震動：最大加速度 620 ガル（S s 3 - 4）
- ・評価項目：機能損傷（動的機能）

第 3.2.1. c-3-7 表に、ディーゼル発電設備内燃機関の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-7 表をもとにフラジリティを算出した。

ポンプ及びディーゼル類については、水平方向と上下方向の同時入力、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根 (SRSS) により合成するものとする。

- ・機能維持確認済加速度：

$$\text{水平方向 } 10.7\text{m/s}^2, \text{ 上下方向 } 9.80\text{m/s}^2 \rightarrow \text{SRSS} = 14.51\text{m/s}^2$$

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、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の中央値の推定する。

[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。

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

上式より、

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

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、ポンプ及びディーゼル等の動的機器に関する誤動作等の不確かさデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確かさよりも小さいと仮定し、 $\beta_r = \beta_u = 0.10$ とする。

ここで、この β 設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。

以上から、内燃機関の損傷加速度の中央値は、 β 設定法に基づき以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp[1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 14.51 \times \exp[1.65 \times (0.10 + 0.10)] = 20.18 \text{m/s}^2 \end{aligned}$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{20.18}{7.409} = 2.72$$

$$\beta_r = 0.10, \beta_u = 0.10$$

(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_{ER} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} 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。

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

(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_{EM} 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、1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} の評価

本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価

建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-2-2表に示すディーゼル発電機建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

本係数及び不確かさは、ディーゼル発電機建屋の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。

$$F_{SS} = 0.93, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・建屋の減衰に関する係数 F_{δ} の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{\delta} = 0.99, \beta_r = 0.07, \beta_u = 0.00$$

・建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M = 1.03, \beta_r = 0.01, \beta_u = 0.15$$

・建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-8表に示す。これらの結果より、内燃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-3-6図に示す。

$$\begin{aligned}
 A_m &= 1.63 \text{ (G)} \\
 \beta_r &= 0.13, \quad \beta_u = 0.19 \\
 \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\
 &= 1.63 \times \exp[-1.65 \times (0.13 + 0.19)] \\
 &= 0.99 \text{ (G)}
 \end{aligned}$$

(4) 電気盤・計装（パワーコントロールセンタ）

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：パワーコントロールセンタ
- ・設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 10.3m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 550 ガル（S s 1）
- ・評価項目：機能損傷（電氣的機能）

第 3.2.1. c-3-9 表に、パワーコントロールセンタの耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-9 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_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

F_s 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、 β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

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実さは最低でも $\beta_r = 0.11$ 、 $\beta_u = 0.17$ 程度と考えられる。

従って、パワーコントロール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。

$$\begin{aligned}
 \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp[1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\
 &= 49.0 \times \exp[1.65 \times (0.11 + 0.17)] \\
 &= 77.8 \text{ (m/s}^2\text{)}
 \end{aligned}$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{77.8}{25.9} = 3.00$$

$$\beta_r = 0.11, \beta_u = 0.17$$

(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。

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

b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価

本評価では床応答の拡幅による余裕は、応答加速度算出の段階で考慮されていないため、本係数は及び不確かさ以下の値とする。

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

(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*18 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。

また、不確かさとして、減衰定数の中央値に対して、設計用減衰定数が 99% 信頼下限 (応答加速度では 99% 信頼上限) と考え、認識論的不確かさ β_u として次式により評価する。なお、本評価で算出された不確かさの値は安全側となるよう丸めて使用する。

本機器においては、設計用減衰定数 4.0%、減衰定数の中央値 7.3% を用いる。

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(4)}{3.21 - 0.68 \times \ln(7.3)} = 1.22$$

$$\beta_u = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(4)}{3.21 - 0.68 \times \ln(7.3)} \right) \doteq 0.10$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) モデル化係数 F_{EM} 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、1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} の評価

本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} 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) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

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。

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・建屋の減衰に関する係数 F_δ の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\delta=0.99, \beta_r=0.08, \beta_u=0.00$$

・建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M=0.99, \beta_r=0.01, \beta_u=0.15$$

・建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{NL}=1.00, \beta_r=0.17, \beta_u=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1-c-3-10表に示す。これらの結果より、パワーコントロール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-3-7図に示す。

$$A_m=2.01 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.22, \beta_u=0.27$$

$$\begin{aligned}
 \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\
 &= 2.01 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.27)] \\
 &= 0.90 \text{ (G)}
 \end{aligned}$$

(5) 配管（一般代表弁）

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：一般代表弁（高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁）
- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 11. 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 550 ガル（S s 1）
- ・ 評価項目：機能損傷（動的機能）

第 3.2.1. c-3-11 表に、一般代表弁の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-11 表をもとにフラジリティを算出した。

弁類については、水平方向と上下方向の同時入力、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根 (SRSS) により合成するものとする。

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

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、 β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

なお、弁等の動的機器に関する誤動作等の不確かさデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確かさよりも小さいと仮定し、 $\beta_r = \beta_u = 0.10$ とする。

ここで、この β 設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。

以上から、弁の損傷加速度の中央値は、 β 設定法に基づき以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}
 \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp[1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\
 &= 83.16 \times \exp[1.65 \times (0.10 + 0.10)] \\
 &= 115.67 \text{m/s}^2
 \end{aligned}$$

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{115.67}{20.225} = 5.71$$

$$\beta_r = 0.10, \beta_u = 0.10$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

(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。支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。

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

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

本機器における組合せ応力の評価は許容応力と地震応力の比を示す評価式となっているため，耐震評価による裕度を F_s として設定し，不確かさは考慮しない。以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = 1.40, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数 F_{ER} 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_{ESS} の評価

本機器は配管のスペクトルモーダル解析による応答解析に基づく応答加速度により評価しているが，配管の場合は支配的な振動モードが1次とは限らず，また，支配的な固有値を一意に特定できないため，保守的に考慮しない。

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 減衰係数 F_D の評価

本機器は配管のスペクトルモーダル解析による応答解析に基づく応答加速度により評価しているが、配管の場合は支配的な振動モードが1次とは限らず、また、支配的な固有値を一意に特定できないため、保守的に考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) モデル化係数 F_{EM} 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。

$$F_{EM} = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.15$$

(d) モード合成係数 F_{EMC} 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、モード合成法に関する本係数及び不確かさは海外文献*13に基づき以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.00, \quad \beta_r = 0.15, \quad \beta_u = 0.00$$

c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価

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

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

本係数及び不確かさは、原子炉補助建屋の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。

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・建屋の減衰に関する係数 F_δ の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\delta = 0.99, \quad \beta_r = 0.08, \quad \beta_u = 0.00$$

・建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M = 0.99, \quad \beta_r = 0.01, \quad \beta_u = 0.15$$

・建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{NL}=1.00, \beta_r=0.17, \beta_u=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1-c-3-12 表に示す。これらの結果より、一般代表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-3-8 図に示す。

$$A_m=3.13 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.27, \beta_u=0.26$$

$$HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)]$$

$$=3.13 \times \exp[-1.65 \times (0.27+0.26)]$$

$$=1.34 \text{ (G)}$$

3.2.2.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類を踏まえた地震 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. 格納容器バイパス

蒸気発生器の内部構造品である伝熱管等の損傷により、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でき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。

b. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

原子炉容器等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。ECCS 容量を超える LOCA であるため緩和手段のない起回事象として選定した。

c. 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。

d. 原子炉格納容器損傷

器内配管，加圧器逃がし弁，加圧器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定が難しく，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. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋の損傷により，建屋内の運転コンソール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。

f. 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系の C ヘッダに設置されている隔離弁（電動弁）の損傷により，耐震クラスの低い原子炉補機冷却水系の C ヘッダの隔離に失敗し，原子炉補機冷却機能が喪失することで RCP シール LOCA が発生する事象である。

g. 1 次系流路閉塞による 2 次系徐熱機能喪失

炉内構造物等の損傷により，原子炉冷却系の流路が阻害される事象である。事象発生時，原子炉トリップ後の蒸気発生器による自然循環を用いた炉心冷却に失敗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起因事象として選定した。

h. 複数の信号系損傷

運転コンソール等の損傷により，各種制御が不能となる事象である。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. 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

燃料集合体や制御棒クラスタの損傷により，制御棒の挿入性に影響がある事象である。事象発生時，制御棒が挿入不能となると考えられるが，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起因事象として選定した。

j. 大破断 LOCA，中破断 LOCA，小破断 LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷により，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。なお，小破断 LOCA を下回る極小

LOCA は、小破断 LOCA で代表して評価する。

k. 2次冷却系の破断

主蒸気ライン配管又はライン上の付帯機器（主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁）の損傷により，2次冷却系が喪失する事象である。なお，耐震クラスCの配管，機器については地震時には損傷しているとして扱っている。

l. 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系の損傷により，原子炉補機冷却機能が喪失する事象である。

m. 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。

n. 主給水流量喪失

主給水系の損傷により，主給水流量が喪失する事象である。なお，初期に PCS（主給水，主蒸気，復水系）が使用不可能な過渡事象や初期に PCS が使用可能な過渡事象については主給水流量喪失で代表して評価する。

o. ATWS

原子炉トリップが必要な起因事象発生時に原子炉トリップに失敗する事象である。保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。地震による原子炉トリップは，地震加速度トリップ信号の加速度大信号で考慮した。ただし，外部電源が喪失している場合には制御棒の自動落下を考慮して，原子炉トリップ信号は不要とした。

(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，各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列し，先行するヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は，主給水流量喪失が発生するものとした。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 fragility 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，先行のヘディングで考慮している起因事象が発生しない場合には，主給水流量喪失として扱う。（補足 3.2.1.d-1）

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及び余裕時間は、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。(補足 3.2.1.d-2)

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ていない。(補足 3.2.1.d-3)

また、空調系の機能喪失から 7 日後に部屋の温度が許容温度を超える場合には、室内にある設備が機能喪失するとした。

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及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。(補足 3.2.1.d-4)

a. 起因事象階層ツリー

地震による機器損傷により発生する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。起因事象階層イベントツリーは第 3.2.1.d-1 図の通りである。

b. 過渡分類イベントツリー

階層イベントツリーのヘディングに全て成功した場合、本ツリーに至る。過渡分類イベントツリーでは全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失が発生している事象を識別する。外部電源喪失が発生していない場合、主給水流量喪失に至る。過渡分類イベントツリーを第 3.2.1.d-2 図に示す。

c. フロントラインイベントツリー

緩和手段に期待できる場合に、本ツリーに至る。フロントライン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、タービンバイパス系等の耐震重要度 B 又は 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な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。

- ・安全補機に関わる空調系
- ・空調用冷水系

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

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

地震 PRA では損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は封水注入及び RCP サーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補機冷却機能喪失の RCP シール LOCA ヘディングの失敗確率を 1.0 とした。

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。

a. 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、現場操作について

は、実施が困難である可能性があるため期待していない。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、RiskSpectrum 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。(補足 3.1.1.h-1)

なお、評価地震動範囲は 0.2G~1.5G とした。

安全機能が喪失する事象が重畳する場合は、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、地震 PRA 学会標準にしたがい、重畳による影響を包含できるように階層化処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和系により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。

また、サポート系（電源系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系等）については当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮するとともに、例えば原子炉補機冷却水系が喪失することで RCP シール LOCA が発生するように従属的に発生する事象についても考慮した。

一方、さらに異なる組合せや複数の安全機能が喪失する事象が重畳する場合も想定されるが、すべての重畳の組合せを事故シーケンスとして区別すると複雑になるため、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理した。

(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 2.1×10^{-6} (／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 表に示す。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、地震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炉心損傷頻度寄与割合を第 3.2.1.d-5 図、また、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、外部電源喪失を起因とする炉心損傷頻度が最も大きく（37.1%）、次いで大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA）を起因としたもの（15.1%）となった。

事故シーケンスグループ別の結果では、ECCS 注水機能喪失（37.7%）と全交流動力電源喪失（35.8%）が大部分を占める結果となった。

ECCS 注水機能喪失では、地震による安全補機開閉器室空調系防火ダンパの構造損傷の寄与が支配的となった。地震により一次冷却材管や加圧器等が構造損傷し、LOCA が発生した場合に、安全補機開閉器室空調系の機能喪失により従属的にメタクラやパワーコントロールセンタが機能喪失することで ECCS による炉心注水に失敗し、炉心損傷に至る。

全交流動力電源喪失では、地震によるパワーコントロールセンタの機能損傷の寄与が支配的となった。地震により外部電源が喪失した場合に、パワーコントロールセンタの機能喪失により従属的にディーゼル発電機が機能喪失することで、炉心損傷に至る。

地震加速度区分別では、1.0G~1.2G 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（高加速度領域）においては、機器の地震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、複数の信号系損傷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。（補足 3.2.1.d-4）

(4) 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析

a. 重要度解析

地震 PRA で評価した SSC が、炉心損傷に与える影響を把握するために、Fussell-Vesely (FV) 重要度評価を実施した（重要度は地震 PRA で評価対象とした 0.2G から 1.5G の全加速度範囲の炉心損傷頻度の積分値に対して算出）。

なお、定義式は以下に示すとおりである。

$$\begin{aligned} \text{Fussell-Vesely 指標} &= \frac{P_i(\text{top})}{P(\text{top})} \\ &= 1 - \frac{P(\text{top}/A=0)}{P(\text{top})} \end{aligned}$$

ここで、

$P_i(\text{top})$ ：機器 i の機能喪失が寄与して発生する頂上事象の発生確率

$P(\text{top})$ ：頂上事象の発生確率

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。

地震によるパワーコントロールセンタの機能損傷が最も炉心損傷への寄与割合が大きく、約 3% を占めた。次いで、地震による安全補機開閉器室空調系の空調系ダクトの FV 重要度が高い結果となっている。続いて、地震による安全補機開閉器室空調系の防火ダンパが続き、FV 重要度の上位 3 位を地震による機器故障が占める結果となった。

b 不確かさ解析

【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

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

(b) 評価結果

【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

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

PRA 評価作業		収集した情報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握	PRA 実施に当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) 全体機器配置図, 換気空調設備図, 構内配置図, 耐震計算書, プラントウォークダウン報告書 発電用原子炉施設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 地質調査結果 地震調査委員会 (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～」, 地震調査研究推進本部
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	a) 事故シナリオの分析と起 因事象の分類	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報 地震 PRA 学会標準
		b) 事故シナリオの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 上記1の情報源 既往の PRA 情報 NUREG/CR-1278
	c) システムのモデル化	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード, 運転形態 	
	d) 事故シナリオの定量化	<ul style="list-style-type: none"> 評価結果の妥当性を確認できる情報 	

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

	<p style="text-align: center;">参考文献</p>
<p style="text-align: center;">地震ハザード 評価</p>	<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: 2015, 一般社団法人 日本原子力学会</p> <p>*2 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</p> <p>*3 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28巻, 269-283</p> <p>*4 武村雅之 (1998) : 日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—, 地震, 第2巻, 第51巻, 211-228</p> <p>*5 入倉孝次郎・三宅弘恵 (2001) : シナリオ地震の強震動予測, 地学雑誌, 110, 849-875</p> <p>*6 武村雅之 (1990) : 日本列島およびその周辺地域における浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係, 地震, 第 2巻, 第43巻, 257-265</p> <p>*7 大竹政和, 平朝彦, 太田陽子 (2002) : 日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス, 東京大学出版会</p> <p>*8 萩原尊禮編 (1991) : 日本列島の地震 地震工学と地震地体構造, 鹿島出版会</p> <p>*9 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博 (2003) : 日本列島と周辺海域の地震地体構造区分, 地震, 第2巻, 第55巻</p> <p>*10 S. Noda, 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 Workshop on the Relations Between Seismological DATE and Seismic Engineering. Oct.16-18, Istanbul, 399-408</p> <p>*11 中田高・今泉俊文編 (2002) : 活断層詳細デジタルマップ, 東京大学出版会</p> <p>*12 地震調査委員会 (2013) : 「今後の地震動ハザード評価に関する検討結果〜」, 地震調査研究推進 本部</p>
<p style="text-align: center;">建屋・機器 フラジリティ評価</p>	<p>*13 : R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)</p> <p>*14 : R. Kassawara. EPRI Report 1003121. “Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations”, Electric Power Research Institute. December 2001</p> <p>*15 : Westinghouse Electric Company. “AP-1000 Design Control Document”, December 2011 (年・月は, API1000標準設計認証修正版のNRC認可時期を示す)</p> <p>*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)</p> <p>*17 : 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</p> <p>*18 : N. M. Newmark and W. J. Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-0098</p>

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
耐震重要度 S クラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 事象緩和に必要な設備を使命時間の間作動させせるのに必要な設備（燃料油系設備等）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りを有する事故シナリオ —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)	分析	スクリーニング結果
事故シナリオ 天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器ポラークレーンは、S_s地震動に対して落下防止装置を有している。 ・万一落下防止装置が破損しても、リングガードの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 ・仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。 	除外
耐震 B, Cクラスの機器の損傷に伴う 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破損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
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"> ・タービンミサイルの影響は設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も格納容器を貫通しないことを確認している。 ・地震でタービン軸受けが損傷するような地震動には「タービン軸振動大」によりタービントリップされ減速されるため、タービン翼が破損しても設計最大速度でミサイルとなることはない。 	除外
排気筒の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・PWRの排気筒は格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。 	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がうる事故シナリオ - 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)	分析	スクリーニング結果
事故シナリオ 斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構築物への影響	追而 (地滑りについて、当社空中写真判読、公開の地滑りに関する知見等を踏まえ、再評価を行うため) ・地震 PRA では外部電源のフラジリティは、米国事例に基づき保守的な想定で考慮している。	地震 PRA で考慮
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	・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 (海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水ピット等) で構成されており地震 PRA で考慮済みであるが、原水供給には期待していない。	除外
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 海水ポンプ室、海水管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	・取水ピットポンプ室、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室及び原子炉補機冷却海水管ダクトのうち、耐震評価がより厳しい原子炉補機冷却海水管ダクトのフラジリティを地震 PRA で考慮済みである。	地震 PRA で考慮

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がうる事故シナリオ ー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		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	事故シナリオ	<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。 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。 また, 地震PRAでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。 	工学的判断により除外
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)のミスオパレーション		<ul style="list-style-type: none"> 地震により原子炉はトリップされ, プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり, 運転員の操作は可能である。 地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても, 地震PRAで期待する運転員による緩和操作は中央制御室近傍で可能である。 ただし, 運転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。 非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作(ディーゼル発電機の起動等)は, 運転要領(緊急処置編)に従い, 中央制御室近傍で操作可能である。 	地震PRAで考慮
地盤液状化, よう壁損傷による構内通行支障		<ul style="list-style-type: none"> 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にならないと考えられる。 	除外
二次部材損傷による操作員等従業員への影響		<ul style="list-style-type: none"> 施設内の損壊物や地震動による飛来物による飛来物が運転員等を傷付け, 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く, プラントウオークダウンにより, アクセサリートを塞いでしまう設備がないことを確認している。 	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	分析	スクリーニング結果
事故シナリオ 本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> • 本震と比較して、余震のハザード又は建屋・構築物及び機器・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。 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。(補足3.2.1.a-4) • 確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。 • 本震後は原子炉はトリップされ、運転要領(緊急処置編)に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 	除外 (今後の課題)
④経年変化に係る事故シナリオ		
事故シナリオ 経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響	分析 <ul style="list-style-type: none"> • 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。 	スクリーニング結果 除外

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 (1/2)

起回事象	地震 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外
大破断 LOCA	地震による原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷により、冷却材喪失が発生する。	○
中破断 LOCA		○
小破断 LOCA		○
インターフェイスシステム LOCA	地震により多重の余熱除去系隔離弁（電動弁）が同時に誤開するような状況は稀有であり、また地震により弁体内部破損のような構造損傷が発生するよりも弁と接続する配管の構造損傷の方が先行して発生すると考えられ、配管破損であれば隔離弁は健全な可能性が高く隔離機能に期待できるため、インターフェイスシステム LOCA は評価対象外とする。	×
主給水流量喪失	地震による主給水系の損傷により主給水流量喪失が発生する。	○
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。	○
ATWS	地震による原子炉トリップが必要な起回事象発生時に原子炉トリップに失敗し ATWS が発生する。	○
2次冷却系の破断	地震による主蒸気ライン配管又はライン上の付帯機器の損傷により2次冷却系が喪失する。	○
蒸気発生器伝熱管破損	地震による蒸気発生器伝熱管の1本破損が考えられるが、より事象進展の厳しい格納容器パイパスに包絡される。	(○)
過渡事象	地震による本事象の発生は考えられるが、地震が発生している状況においては、同様の緩和策で対応可能な主給水流量喪失で代表する。	(○)
原子炉補機冷却機能喪失	地震による原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷により原子炉補機冷却機能喪失が発生する。	○
手動停止	地震による原子炉トリップを想定するため、手動停止は評価対象外とする。	×

内部事象 PRA で選定した起回事象

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 (2/2)

	起回事象	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	格納容器バイパス	地震による蒸気発生器伝熱管の複数破損が発生し、格納容器バイパスが発生する。	○
	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	地震による原子炉容器等の損傷が発生し、ECCS 容量を超える冷却材喪失が発生する。	○
	原子炉建屋損傷	地震による原子炉建屋又は原子炉格納容器損傷に伴い、大規模な LOCA 及び広範囲の緩和設備の機能が喪失する。	○
	原子炉格納容器損傷		○
	原子炉補助建屋損傷	地震による原子炉補助建屋損傷に伴い、建屋内の運転コンソール及び直流電源等が喪失する。	○
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	地震による原子炉補機冷却水系統の C ヘッドに設置されている隔離弁（電動弁）の損傷が発生し、原子炉補機冷却機能喪失が発生する。	○
	1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	地震による炉内構造物等の損傷が発生し、蒸気発生器による自然循環を用いた炉心冷却機能が喪失する。	○
	複数の信号系損傷	地震による運転コンソール等の損傷が発生し、複数の信号系が損傷する。	○
	燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	地震による燃料集合体及び制御棒クラスタの損傷が発生し、原子炉停止機能喪失が発生する。	○

第3.2.1.a-4表 建屋・機器選定のステップ (1/2)

ステップ	内容 (内部事象出力時レベル1 PRA)		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
1-1	<ul style="list-style-type: none"> ランダム故障をきっかけとして炉心損傷に至る起因事象を選定。 	—	—
1-2	<ul style="list-style-type: none"> 各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成して、収束シナリオを特定。 	—	—
1-3	<ul style="list-style-type: none"> 系統図等をもとに炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響が考えられない機器を除外。 	—	—
	<p>【考 え 方】：炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響がないこと</p> <p>【対 象】：小口径枝管の配管，弁等</p>		
1-4	<ul style="list-style-type: none"> フオールトツリーを作成して関連する設備を抽出し，機器リストを作成。 	—	—

第 3.2.1.a-4 表 建屋・機器選定のステップ (2/2)

ステップ	内容 (地震 PRA)	
	機器	建屋
2-1	<p>内部事象出力時レベル 1 PRA の結果に以下の追加を検討。</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震で損傷した際に起因事象を発生させる機器 / 建屋 / 屋外重要土木構築物 起因事象発生後に事象を緩和させる機器 / 建屋 / 屋外重要土木構築物 <p>[考え方]: ①地震動による安全上重要な建物, 構築物, 配管等の大型静的機器の損傷に伴い, 緩和設備によって事象の進展を抑制できず, 炉心損傷に至る機器 / 建屋 / 屋外重要土木構築物を追加 ②地震動による安全機能への広範な影響を及ぼす計装・制御系, 非常用系を追加</p> <p>[対象]: ①原子炉容器, 炉内構築物, 燃料 ②電気盤 (メタケラ, 運転コントロール) 等を追加</p>	<p>屋外重要土木構築物</p> <p>[対象]: ①原子炉補助建屋等を追加 ②追加なし</p>
	<p>内部事象出力時レベル 1 PRA の結果から以下の削除を検討。</p> <p>[考え方]: 地震が発生した場合に期待できない機器 / 建屋 / 土木構築物を削除</p> <p>[対象]: タービンバイパス弁等を削除</p>	<p>[対象]: 削除なし</p>
2-2	<p>プラントウォークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器 / 建屋 / 屋外重要土木構築物の追加を検討。</p> <p>[考え方]: 地震 PRA 学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績をもとに, 重要事故シーケンス選定に当たって確認が必要な機器を抽出し, 以下の観点で影響機器の有無を確認</p> <ul style="list-style-type: none"> 倒壊により被害を受けないか 周辺機器の損傷時, 周辺機器の保有水による影響はないか 等 	<p>[対象]: 追加なし</p>
2-3	<p>[対象]: 追加なし</p>	<p>[対象]: 追加なし</p>

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (1/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
CV バイパス	蒸気発生器内部構造物	構造損傷	伝熱管 (面内)	2.55	0.92
				0.31	
				0.31	
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造損傷	-	2.38	1.08
				0.33	
				0.15	
Excess-LOCA	原子炉容器	構造損傷	サポートシユ(①部)	1.77	0.95
				0.19	
				0.19	
Excess-LOCA	一次冷却材管	構造損傷	ホットレグ	2.63	1.41
				0.19	
				0.19	
Excess-LOCA	1 次冷却材ポンプ	構造損傷	ブラケット (①部) (RCP-U-C-2)	2.23	0.93
				0.27	
				0.27	
Excess-LOCA	炉内計装引出管	構造損傷	コンジットチューブ	4.33	1.57
				0.31	
				0.31	
Excess-LOCA	制御棒駆動装置	構造損傷	制御棒駆動装置耐圧部	2.08	0.93
				0.25	
				0.25	
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造損傷	リングガータ下端部 (C 点)	2.44	1.20
				0.19	
				0.25	
Excess-LOCA	蒸気発生器本体	構造損傷	冷却材入口管台	2.66	1.42
				0.19	
				0.19	
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	機能損傷	-	2.84	1.71
				0.16	
				0.15	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(2/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
最終ヒートシンク喪失	電動弁	構造損傷	-	2.79	1.16
				0.27	
				0.26	
最終ヒートシンク喪失	電動弁	機能損傷	-	-	-
				-	
				-	
複数の信号系損傷	安全系現場制御監視盤	構造損傷	-	3.06	1.37
				0.22	
				0.27	
複数の信号系損傷	安全系現場制御監視盤	機能損傷	基礎ボルト	20.21	10.58
				0.19	
				0.21	
複数の信号系損傷	運転コンソール	構造損傷	-	2.51	1.37
				0.14	
				0.23	
複数の信号系損傷	運転コンソール	機能損傷	基礎溶接部	1.76	1.07
				0.09	
				0.23	
複数の信号系損傷	中央制御室外原子炉停止盤	構造損傷	-	11.59	6.37
				0.14	
				0.23	
複数の信号系損傷	中央制御室外原子炉停止盤	機能損傷	基礎ボルト	62.74	42.07
				0.09	
				0.17	
複数の信号系損傷	工学的安全施設作動盤	機能損傷	-	3.06	1.37
				0.22	
				0.27	
複数の信号系損傷	工学的安全施設作動盤	構造損傷	基礎ボルト	20.21	10.58
				0.19	
				0.21	

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (3/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
複数の信号系損傷	原子炉安全保護盤	機能損傷	-	3.06	1.37
				0.22	
				0.27	
複数の信号系損傷		構造損傷	基礎ボルト	20.21	10.58
				0.19	
				0.21	
1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造損傷	制御棒クラスタ案内管	16.83	7.32
				0.25	
				0.27	
1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	炉心支持構造物	構造損傷	下部炉心支持板 【鉛直のみ】	1.62	0.65
				0.25	
				0.31	
複数の信号系損傷	ケーブルトレイ	構造損傷	-	2.42	1.07
				0.19	
				0.31	
複数の信号系損傷	ソレノイド分電盤	機能損傷	-	3.01	1.65
				0.14	
				0.23	
複数の信号系損傷		構造損傷	取付ボルト	41.82	28.04
				0.09	
				0.17	
複数の信号系損傷	共通要因故障対策操作盤	機能損傷	-	8.43	4.63
				0.14	
				0.23	
複数の信号系損傷		構造損傷	据付ボルト	8.71	5.84
				0.09	
				0.17	

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (5/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	
複数の信号系損傷	逆止弁	機能損傷	-	β_u	1.16
				2.79	
				0.27	
複数の信号系損傷	逆止弁	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
地震 AT+制御棒挿入不能	燃料集合体	構造損傷	燃料被覆管 過渡変化時 寿命初期	1.91	0.94
				0.19	
				0.25	
地震 AT+制御棒挿入不能	制御棒クラスタ	構造損傷	制御棒被覆管 (全引抜き状態)	2.01	1.22
				0.09	
				0.23	
大破断 LOCA	一次冷却材管	構造損傷	14B I 次冷却材管加圧器サージ管台	1.99	0.89
				0.25	
				0.25	
大破断 LOCA	加圧器	構造損傷	上部支持構造物埋込金物 基礎ボルト PR-1	2.14	0.86
				0.25	
				0.32	
大破断 LOCA	RRR 高温側吸込み配管	構造損傷	配管本体	4.77	1.61
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	加圧器サージ管	構造損傷	配管本体	4.77	1.61
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	蓄圧タンク注入配管(C/L 側)	構造損傷	配管本体	4.77	1.61
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	低压注入配管(C/L 側)	構造損傷	配管本体	4.77	1.61
				0.31	
				0.35	

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (6/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
中破断 LOCA	一次冷却材管	構造損傷	6B 安全注入管台	1.48		0.66
				0.25		
				0.25		
中破断 LOCA	余熱除去ポンプ高温側注入配管	構造損傷	配管本体	4.77		1.61
				0.31		
				0.35		
中破断 LOCA	SIS 高压注入ポンプ高温側注入配管	構造損傷	配管本体	4.77		1.61
				0.31		
				0.35		
中破断 LOCA	高压注入系配管 (C/L 側)	構造損傷	配管本体	4.77		1.61
				0.31		
				0.35		
中破断 LOCA	充てん注入ライン配管 (C/L 側)	構造損傷	配管本体	4.77		1.61
				0.31		
				0.35		
中破断 LOCA	加压器スプレイライン配管	構造損傷	配管本体	4.77		1.61
				0.31		
				0.35		
中破断 LOCA	CVCS 抽出配管	構造損傷	配管本体	4.77		1.61
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	原子炉容器	構造損傷	空気抜管	1.69		0.76
				0.25		
				0.25		
小破断 LOCA	一次冷却材管	構造損傷	2B 余剰抽出管台	2.32		1.04
				0.25		
				0.25		
小破断 LOCA	加压器	構造損傷	スプレイライン用管台 セーフエント	2.13		0.96
				0.25		
				0.25		

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (7/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
小破断 LOCA	RCS 加圧器スプレイヘッダライン配管	構造損傷	配管本体	5.12		1.73
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	加圧器補助スプレイ配管	構造損傷	配管本体	5.12		1.73
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	格納容器冷却材ドレン配管	構造損傷	配管本体	5.12		1.73
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	SS サンプル冷却器注入配管	構造損傷	配管本体	5.12		1.73
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	余剰抽出冷却器注入ライン配管	構造損傷	配管本体	5.12		1.73
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	RV 頂部ベントライン配管	構造損傷	配管本体	5.12		1.73
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	加圧器安全弁配管	構造損傷	配管本体	5.12		1.73
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	加圧器逃がし弁配管	構造損傷	配管本体	5.12		1.73
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	加圧器安全弁 (安全弁 3V-RC-055, 056, 057)	構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
小破断 LOCA	加圧器逃がし弁 (空気作動弁 3PCV-452A, B)	構造損傷	-	-		-
				-		
				-		

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (8/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
2 次系破断	蒸気発生器	構造損傷	給水入口管台	2.04	0.19	1.09
2 次系破断	主蒸気ライン配管	構造損傷	配管本体	3.34	0.27	1.38
2 次系破断	3A, B, C-主蒸気逃がし弁 (空気作動弁 3PCV-3610, 3620, 3630)	構造損傷	-	-	-	-
2 次系破断	主蒸気安全弁 (安全弁 3V-MS- 521A, B, C~525A, B, C)	構造損傷	-	-	-	-
2 次系破断	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸 気入口弁 A, B (電動弁 3V-MS-582A, B)	構造損傷	-	-	-	-
2 次系破断	3A, B, C-主蒸気隔離弁 (電磁弁を合 む) (空気作動弁 3V-MS-528A, B, C)	構造損傷	-	-	-	-
外部電源系	外部電源系	工学的判断	-	0.30	0.25	0.09
125V DC 電源	直流コントローラセンタ	機能損傷	-	2.16	0.22	0.97
125V DC 電源		構造損傷	基礎溶接部	0.27	9.28	4.86
				0.19	0.21	

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (9/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
125V DC 電源	補助建屋直流分電盤	機能損傷	-	3.01	1.65
				0.14	
				0.23	
125V DC 電源		構造損傷	取付ボルト	25.09	16.82
				0.09	
				0.17	
125V DC 電源 (バッテリー)	蓄電池	構造損傷	基礎溶接部	2.57	1.56
				0.09	
				0.23	
6.6kV 非常用電源	6.6kV メタクラ	機能損傷	-	3.18	1.43
				0.22	
				0.27	
6.6kV 非常用電源		構造損傷	基礎ボルト	7.17	3.75
				0.19	
				0.21	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機	機能損傷	-	1.63	0.99
				0.13	
				0.19	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	中間台取付ボルト	3.44	2.35
				0.08	
				0.17	
6.6kV 非常用電源 DG	内燃機関 (ディーゼル機関)	機能損傷	-	1.63	0.99
				0.13	
				0.19	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	基礎ボルト	6.96	4.75
				0.08	
				0.17	
6.6kV 非常用電源 DG	DG 関連配管 (燃料油配管等)	構造損傷	配管本体	5.43	1.84
				0.31	
				0.35	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (10/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	
				β_r	HCLPF (G)
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機用励磁機	機能損傷	-	β_u	0.92
				2.06	
				0.22	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機用励磁機	構造損傷	基礎ボルト	β_u	5.61
				10.71	
				0.19	
6.6kV 非常用電源 DG	清水タンク	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6.6kV 非常用電源 DG	清水冷却器	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油こし器	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6.6kV 非常用電源 DG	潤滑油こし器	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6.6kV 非常用電源 DG	潤滑油冷却器	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6.6kV 非常用電源 DG	潤滑油タンク	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機制御盤	機能損傷	-	β_u	0.92
				2.06	
				0.22	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機制御盤	構造損傷	基礎ボルト	β_u	5.61
				10.71	
				0.19	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機制御盤	構造損傷	基礎ボルト	β_u	5.61
				10.71	
				0.19	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機制御盤	構造損傷	基礎ボルト	β_u	5.61
				10.71	
				0.19	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (11/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_a	HCLPF (G)
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機 計器盤-1 (潤滑油温度スイッチ) 計器盤-2 (圧カスイッチ)	機能損傷	-	-	-	-
				-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機コントロールセン タ	機能損傷	-	2.16	-	0.97
				0.22	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油貯油槽建屋	構造損傷	基礎溶接部	9.09	-	4.76
				0.19	-	-
				0.21	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油貯油槽	構造損傷	基礎ボルト	6.70	-	2.83
				0.24	-	-
				0.28	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油移送ポンプ	機能損傷	-	4.98	-	3.54
				0.05	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油サービスタンク	構造損傷	基礎ボルト	0.17	-	-
				-	-	-
				-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油サービスタンク	構造損傷	基礎ボルト	6.58	-	4.41
				0.09	-	-
				0.17	-	-

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (12/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_a	HCLPF (G)
6. 6kV 非常用電源 DG	D/G 出力電圧計	機能損傷	-	2.06		0.92
				0.22		
				0.27		
6. 6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
6. 6kV 非常用電源 DG	空気だめ	構造損傷	銅板	3.14		2.14
				0.08		
				0.17		
6. 6kV 非常用電源 DG	始動用電磁弁	機能損傷	-	1.63		0.99
				0.13		
				0.19		
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室給気ファン 3VST39A, B	構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機建屋	機能損傷	-	2.05		1.20
				0.13		
				0.19		
6. 6kV 非常用電源 DG	原子炉建屋給気ガラリ 3VSG2A	構造損傷	原動機取付ボルト	16.88		10.99
				0.09		
				0.17		
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機建屋	構造損傷	-	3.42		1.61
				0.31		
				0.15		
6. 6kV 非常用電源 DG	原子炉建屋給気ガラリ 3VSG2A	構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.62		0.90
				0.31		
				0.35		

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (13/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系 空気作 動ダンパ	機能損傷	ケーシング	2.48		1.30
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-		-
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系 防火タ ンパ	機能損傷	ベーン	1.77		0.93
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-		-
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系 逆止タ ンパ	機能損傷	駆動部	4.45		2.33
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-		-
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室内空気温度計 3TS-2747, 2748, 2751, 2752	機能損傷	-	2.39		1.29
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	0.14		-
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	0.23		-
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室外気取入風量調 節ダンパ流量設定器 3HC-2741	機能損傷	-	6.74		3.66
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	0.14		-
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	0.23		-

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (14/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		HCLPF (G)
				β_r	β_u	
440V 非常用電源	パワーコントロールセンタ き電盤、き電盤 (CLN 限流装置付)	機能損傷	-	2.01	0.90	
440V 非常用電源				0.22		
440V 非常用電源				0.27		
440V 非常用電源	動力変圧器	機能損傷	-	3.27	1.71	
440V 非常用電源				0.19		
440V 非常用電源				0.21		
440V 非常用電源	原子炉コントロールセンタ	構造損傷	基礎ボルト	-	-	
440V 非常用電源				4.10		
440V 非常用電源				0.19		
440V 非常用電源	充電器盤	機能損傷	-	0.24	0.97	
440V 非常用電源				2.16		
440V 非常用電源				0.22		
125V DC 電源 (充電器)	計装用インバータ	構造損傷	基礎溶接部	0.27	4.77	
125V DC 電源 (充電器)				9.11		
125V DC 電源 (充電器)				0.19		
100V 計装用電源	計装用インバータ	機能損傷	鉛直方向評価	0.21	0.67	
100V 計装用電源				1.23		
100V 計装用電源				0.14		
100V 計装用電源	計装用インバータ	構造損傷	基礎ボルト	0.23	7.06	
100V 計装用電源				15.94		
100V 計装用電源				0.25		
100V 計装用電源	計装用インバータ	機能損傷	鉛直方向評価	0.26	0.81	
100V 計装用電源				1.48		
100V 計装用電源				0.14		
100V 計装用電源	計装用インバータ	構造損傷	-	0.23	-	
100V 計装用電源				-		
100V 計装用電源				-		

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (15/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
100V 計装用電源	計装用交流分電盤	機能損傷	-	3.01	1.65
				0.14	
				0.23	
100V 計装用電源	計装用交流電源切替器盤	構造損傷	取付ボルト	41.82	28.04
				0.09	
				0.17	
100V 計装用電源	計装用交流電源切替器盤	機能損傷	鉛直方向評価	3.12	1.71
				0.14	
				0.23	
100V 計装用電源	高圧注入ポンプ	構造損傷	取付ボルト	31.37	21.03
				0.09	
				0.17	
RWSP	高圧注入ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	15.52	10.41
RWSP	余熱除去ポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	0.09	6.33
				0.17	
				9.44	
RWSP	格納容器スプレイポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	0.09	18.21
				0.17	
				27.16	
RWSP	高圧注入系配管	構造損傷	配管本体	4.70	1.59
				0.31	
				0.35	
RWSP	余熱除去系配管	構造損傷	配管本体	4.70	1.59
				0.31	
				0.35	
RWSP	格納容器スプレイ系配管	構造損傷	配管本体	4.70	1.59
				0.31	
				0.35	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (16/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
RWSP	燃料取替用水系配管	構造損傷	配管本体	4.70	1.59
				0.31	
				0.35	
RWSP	燃料取替用水ピット	構造損傷	-	2.38	1.08
				0.33	
				0.15	
RWSP	燃料取替用水ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	19.75	13.25
				0.09	
				0.17	
RWSP	燃料取替用水加熱器	構造損傷	支持脚	3.41	1.60
				0.19	
				0.27	
原子炉トリップ	原子炉トリップ遮断機盤	機能損傷	-	2.25	1.01
				0.22	
				0.27	
原子炉トリップ	制御用地震計	構造損傷	基礎ボルト	24.14	12.64
				0.19	
				0.21	
原子炉トリップ	格納容器圧力計	機能損傷	-	2.20	1.21
				0.14	
				0.23	
原子炉トリップ	安全注入信号	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
安全注入信号	安全注入信号	機能損傷	鉛直方向評価	3.21	1.76
				0.14	
				0.23	
安全注入信号	安全注入信号	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (17/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
安全注入信号	加圧器圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	1.78		0.98
				0.14		
				0.23		
安全注入信号		構造損傷	-	-	-	-
補機冷却系	原子炉補機冷却水ポンプ	機能損傷	-	1.70		1.02
				0.13		
				0.19		
補機冷却系		構造損傷	原動機取付ボルト	9.05		6.07
				0.09		
				0.17		
補機冷却系	補機冷却水系配管	構造損傷	配管本体	5.43		1.84
				0.31		
				0.35		
補機冷却系	原子炉補機冷却水サージタンク	構造損傷	基礎ボルト	2.76		1.85
				0.09		
				0.17		
補機冷却系	余熱除去冷却器	構造損傷	胴	2.29		1.53
				0.09		
				0.17		
補機冷却系	格納容器スプレイ冷却器	構造損傷	胴	2.23		1.49
				0.09		
				0.17		
補機冷却系	使用済燃料ピット冷却器	構造損傷	胴板	2.84		1.90
				0.09		
				0.17		
補機冷却系	サンプル冷却器	構造損傷	溶接部	2.34		1.13
				0.19		
				0.26		

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (18/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	
補機冷却系	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	構造損傷	溶接部	β_u	1.45
				3.04	
				0.19	
補機冷却系	制御用空気圧縮機	構造損傷	基礎ボルト	0.26	10.41
				15.52	
				0.09	
低圧注入系	余熱除去ポンプ	機能損傷	-	0.17	1.03
				1.72	
				0.13	
低圧注入系	余熱除去ポンプ出口流量計	機能損傷	鉛直方向評価	0.19	1.59
				2.91	
				0.14	
低圧注入系	格納容器圧力計	構造損傷	-	0.23	-
				-	
				-	
格納容器スプレイ注入系	格納容器スプレイリング	機能損傷	鉛直方向評価	3.21	1.76
				0.14	
				0.23	
格納容器スプレイ注入系	格納容器スプレイポンプ	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
格納容器スプレイ注入系	よう素除去薬品タンク	構造損傷	基礎ボルト	4.70	1.59
				0.31	
				0.35	
格納容器スプレイ注入系	よう素除去薬品タンク	機能損傷	-	1.72	1.03
				0.13	
				0.19	
格納容器スプレイ注入系	よう素除去薬品タンク	構造損傷	基礎ボルト	4.10	2.75
				0.09	
				0.17	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (19/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
補助給水系	補助給水系配管	構造損傷	配管本体	5.43		1.84
				0.31		
				0.35		
補助給水系	補助給水ピット	構造損傷	-	2.38		1.08
				0.33		
				0.15		
補助給水系	蒸気発生器水位計(狭域)	機能損傷	鉛直方向評価	1.78		0.98
				0.14		
				0.23		
補助給水系	補助給水系	構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
補助給水系	電動補助給水ポンプ	構造損傷	ポンプ取付ボルト	19.06		12.78
				0.09		
				0.17		
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	-	2.79		1.16
				0.27		
				0.26		
補助給水系	主蒸気ライン圧力計	構造損傷	基礎ボルト	18.11		12.14
				0.09		
				0.17		
補助給水系	海水系配管	機能損傷	鉛直方向評価	1.69		0.92
				0.14		
				0.23		
補助給水系	海水系	構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
海水系	海水系配管	構造損傷	配管本体	5.43		1.84
				0.31		
				0.35		

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (20/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		HCLPF (G)
				β_r	β_u	
海水系	原子炉補機冷却水冷却器	構造損傷	側板	4.30	2.18	
				0.19		
				0.23		
海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	機能損傷	電動機上部軸受	2.33	1.02	
				0.23		
				0.27		
海水系	空調用冷凍機 3CHE1A, B	構造損傷	電動機支え台取合ボルト	13.81	6.02	
				0.23		
				0.28		
海水系	海水取水ライン構造物 (海水管ダクト、取水ピットポンプ室)	構造損傷	基礎 (取付) ボルト	9.87	6.62	
				0.09		
				0.17		
海水系	原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ、出口ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	4.53	2.72	
				0.10		
				0.21		
再循環切替	燃料取替用水ピット水位計	機能損傷	鉛直方向評価	6.94	4.31	
				0.17		
				0.12		
再循環切替	格納容器再循環サンブ	構造損傷	配管本体	1.91	1.05	
				0.14		
				0.23		
再循環切替	格納容器再循環サンブ配管	構造損傷	配管本体	-	-	
				-		
				-		
再循環切替	格納容器再循環サンブ配管	構造損傷	配管本体	2.38	1.08	
				0.33		
				0.15		
再循環切替	格納容器再循環サンブ配管	構造損傷	配管本体	4.70	1.59	
				0.31		
				0.35		

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (21/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_a	HCLPF (G)
再循環切替	格納容器再循環サンプスクリーン	構造損傷	モジュール	1.95		1.19
再循環切替	安全補機室冷却ファン 3VSP70A	機能損傷	-	0.09		
再循環切替	安全補機室冷却ファン (手動ダンパ含む)	機能損傷	-	0.23		1.35
再循環切替	安全補機室冷却系ダクト(手動ダンパ含む)	構造損傷	基礎(取付)ボルト	2.29		
再循環切替	安全補機室空調系 空気作動ダンパ	構造損傷	ダクト本体	0.13		
再循環切替	安全補機室空調系 防火ダンパ	機能損傷	ケーシング	0.19		0.90
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	構造損傷	-	0.35		
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷	-	2.48		1.30
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	構造損傷	-	0.19		
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷	-	0.20		
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	構造損傷	-	-		-
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷	ベーン	-		-
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	構造損傷	-	1.77		0.93
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷	駆動部	0.19		
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	構造損傷	-	0.20		
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷	-	-		-
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	構造損傷	-	-		-
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷	駆動部	4.45		2.33
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	構造損傷	-	0.19		
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷	-	0.20		
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	構造損傷	-	-		-

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (22/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_a	HCLPF (G)
再循環切替	安全補機室空調系 逆止弁 3V-VS-921A	機能損傷	-	2.79 0.27 0.26	1.16	
再循環切替		構造損傷	-	- - -	-	
再循環切替	余熱除去冷却器室内空気温度計 3TS-2631, 2632	機能損傷	-	4.26 0.14 0.23	2.31	
再循環切替		構造損傷	-	- - -	-	
再循環切替	格納容器スプレイポンプ室内空気温度計 3TS-2633	機能損傷	-	5.42 0.14 0.23	2.94	
再循環切替		構造損傷	-	- - -	-	
高圧注入系	高圧注入ポンプ	機能損傷	-	1.72 0.13 0.19	1.03	
高圧注入系	ほう酸注入タンク循環ライン出口第 1 止め弁 (空気作動弁 3V-SI-145)、第 2 止め弁 (空気作動弁 3V-SI-146)	機能損傷	-	2.79 0.27 0.26	1.16	
高圧注入系		構造損傷	-	- - -	-	
高圧注入系	ほう酸注入タンク	構造損傷	基礎ポルト	2.29 0.19 0.21	1.20	

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (23/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
制御用空気系	制御用空気除湿装置	構造損傷	胴板	8.09	5.42
				0.09	
				0.17	
制御用空気系	制御用空気圧縮機盤	機能損傷	鉛直方向評価	3.70	2.03
				0.14	
				0.23	
制御用空気系	制御用空気圧縮機容量調節盤	構造損傷	取付ボルト	62.74	42.07
				0.09	
				0.17	
制御用空気系	制御用空気系配管	機能損傷	-	4.36	2.39
				0.14	
				0.23	
制御用空気系	制御用空気系配管	構造損傷	取付ボルト	41.82	28.04
				0.09	
				0.17	
制御用空気系	制御用空気系配管	構造損傷	配管本体	5.43	1.84
				0.31	
				0.35	
制御用空気系	制御用空気系配管	構造損傷	胴板	5.25	3.52
				0.09	
				0.17	
制御用空気系	制御用空気圧縮機	機能損傷	-	2.39	1.43
				0.13	
				0.19	
制御用空気系	制御用空気ヘッド圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	2.29	1.26
				0.14	
				0.23	
制御用空気系	制御用空気系配管	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (24/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号好		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
制御用空気系	制御用空気圧縮機室給気ファン 3VSP42A	機能損傷	-	2.05		1.20
				0.13		
				0.19		
制御用空気系		構造損傷	原動機取付ボルト	26.82		17.46
				0.09		
				0.17		
制御用空気系	制御用空気圧縮機室空調系 空気作 動タンク	機能損傷	ケーシング	2.48		1.30
				0.19		
				0.20		
制御用空気系		構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
制御用空気系	制御用空気圧縮機室給排気系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.62		0.90
				0.31		
				0.35		
制御用空気系	制御用空気圧縮機室空調系 防火ダ クト	機能損傷	ベーン	1.77		0.93
				0.19		
				0.20		
制御用空気系		構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
制御用空気系	制御用空気圧縮機室空調系 逆止ダ クト	機能損傷	駆動部	4.45		2.33
				0.19		
				0.20		
制御用空気系		構造損傷	-	-		-
				-		
				-		

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (25/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_a	HCLPF (G)
制御用空気系	制御用空気圧縮機室内空気温度計 3TS-2702, 2703	機能損傷	-	4.06 0.14 0.23	2.20	
制御用空気系		構造損傷	-	- - -	-	
制御用空気系	制御用空気圧縮機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器 3HC-2701	機能損傷	-	7.46 0.14 0.23	4.05	
加圧器圧力制御系	加圧器安全弁 (安全弁 3V-RC-055, 056, 057)	機能損傷	-	3.69 0.27 0.26	1.57	
加圧器圧力制御系	加圧器逃がし弁 (空気作動弁 3PCV-452A, B)	機能損傷	-	2.79 0.27 0.26	1.16	
主蒸気圧力制御系	3A, B, C-主蒸気逃がし弁 (空気作動弁 3PCV-3610, 3620, 3630)	機能損傷	-	2.26 0.27 0.31	0.89	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能損傷	-	1.70 0.13 0.19	1.02	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ出口流量調節弁 盤	機能損傷	鉛直方向評価	4.07 0.14 0.23	2.23	
電動補助給水ポンプ		構造損傷	基礎ボルト	27.62 0.19 0.21	14.46	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(26/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号好		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給気ファン 3VSF40A	機能損傷	-	2.05 0.13 0.19	1.20	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給気ファン 3VSF40A	構造損傷	原動機取付ポルト	26.82 0.09 0.17	17.46	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給排気系ダクト (手動ダンパ含む)	構造損傷	ダクト本体	2.62 0.31 0.35	0.90	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 空気 作動ダンパ	機能損傷	ケーシング	2.48 0.19 0.20	1.30	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 空気 作動ダンパ	構造損傷	-	- - -	-	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 防火 ダンパ	機能損傷	ベーン	1.77 0.19 0.20	0.93	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 防火 ダンパ	構造損傷	-	- - -	-	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 逆止 ダンパ	機能損傷	駆動部	4.45 0.19 0.20	2.33	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 逆止 ダンパ	構造損傷	-	- - -	-	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (27/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_a	HCLPF (G)
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室内空気温度 計 3TS-2671, 2672	機能損傷	-	4.06		2.20
				0.14		
				0.23		
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室外気取入風量 調節ダンパ流量設定器 3HC-2670	構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
電動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	-	7.46		4.05
				0.14		
				0.23		
電動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ起動盤	機能損傷	鉛直方向評価	1.70		1.02
				0.13		
				0.19		
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	鉛直方向評価	4.07		2.23
				0.14		
				0.23		
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ計器盤	構造損傷	基礎ポルト	31.04		20.82
				0.09		
				0.17		
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	鉛直方向評価	3.70		2.03
				0.14		
				0.23		
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	構造損傷	取付ポルト	20.91		14.02
				0.09		
				0.17		
タービン動補助給水ポンプ	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 A, B (電動弁 3V-MS-582A, B)	機能損傷	-	2.79		1.16
				0.27		
				0.26		

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (28/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_a	HCLPF (G)
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 逆止弁 (逆止弁 3V-MS-576A, B)	機能損傷	-	2.79		1.16
				0.27		
				0.26		
タービン動補助給水ポンプ		構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動用タ ービン	機能損傷	-	1.58		0.95
				0.13		
				0.19		
主蒸気隔離	3A, B, C-主蒸気隔離弁 (電磁弁を含 む) (空気作動弁 3V-MS-528A, B, C)	機能損傷	-	2.79		1.16
				0.27		
				0.26		
主蒸気隔離	主蒸気ライン圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	1.69		0.92
				0.14		
				0.23		
主蒸気隔離		構造損傷	-	-		-
				-		
				-		
蓄圧注入系	蓄圧タンク	構造損傷	基礎ポルト	3.30		1.73
				0.19		
				0.21		
蓄圧注入系	蓄圧タンク注入配管	構造損傷	配管本体	4.77		1.61
				0.31		
				0.35		
空調用冷水設備	空調用冷凍機 SCHELLA, B	機能損傷	-	2.39		1.43
				0.13		
				0.19		

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (29/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号好	
				中央値 (G)	HCLPP (G)
				β_r	β_u
空調用冷水設備	空調用冷凍機盤 (3VCPA, B)	機能損傷	鉛直方向評価	2.76	1.49
				0.14	
				0.23	
空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ 3CHPIA, B	構造損傷	取付ボルト	11.65	7.58
				0.09	
				0.17	
空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ 3CHPIA, B	機能損傷	-	1.70	1.02
				0.13	
				0.19	
空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク 3CHTI	構造損傷	ポンプ取付ボルト	35.95	24.10
				0.09	
				0.17	
空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク 3CHTI	構造損傷	基礎ボルト	2.49	1.67
				0.09	
				0.17	
空調用冷水設備	中央制御室給気ユニット (冷却コイルを含む) 3VSA4A, B	構造損傷	基礎 (取付) ボルト	4.34	2.91
				0.09	
				0.17	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 流量調節弁	機能損傷	-	2.79	1.16
				0.27	
				0.26	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 流量調節弁	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 隔離弁	機能損傷	-	2.79	1.16
				0.27	
				0.26	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 隔離弁	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (30/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号好		
				中央値 (G)		HCLIPF (G)
				β_r	β_u	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 逆止弁	機能損傷	-	2.79 0.27 0.26	1.16	
空調用冷水設備		構造損傷	-	- - -	-	
空調用冷水設備	空調用冷水配管(手動弁含む)	構造損傷	配管本体	5.73 0.31 0.35	1.92	
空調用冷水設備	安全補機室冷却ユニット(冷却コイルを含む) 3VSA18A, B	構造損傷	基礎(取付)ボルト	13.58 0.09 0.17	9.10	
空調用冷水設備	"安全補機閉閉器室給気ユニット 3VSA6A	構造損傷	基礎(取付)ボルト	2.56 0.09 0.17	1.71	
安全補機閉閉器室空調系	安全補機閉閉器室給気ファン 3VSP27A	機能損傷	ケーシング	2.77 0.25	1.13	
安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	基礎(取付)ボルト	0.29 2.52 0.19 0.25	1.21	
安全補機閉閉器室空調系	安全系計装盤室蒸気加熱コイル 3VSH6A, B	構造損傷	蒸気コイル	7.17 0.09	4.81	
安全補機閉閉器室空調系	常用系計装盤室蒸気加熱コイル 3VSH7	構造損傷	蒸気コイル	0.17 8.55 0.09 0.17	5.73	
安全補機閉閉器室空調系	計算機室加湿器 3VSM2	構造損傷	ケーシング	4.25 0.19 0.20	2.27	

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (31/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号好		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
安全補機閉閉器室空調系	計算機室蒸気加熱コイル 3VSH9	構造損傷	蒸気コイル	7.01		3.74
安全補機閉閉器室空調系	SWGR 室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	構造損傷	ダクト本体	2.62		0.90
安全補機閉閉器室空調系	1 次系補機操作室蒸気加熱コイル 3VSH8	構造損傷	蒸気コイル	8.89		5.96
安全補機閉閉器室空調系	2 次系計装盤室蒸気加熱コイル 3VSH15	構造損傷	蒸気コイル	6.68		3.51
安全補機閉閉器室空調系	安全補機閉閉器室空調系 防火ダンパ	機能損傷	ペーン	1.77		0.93
安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	-	-		-
安全補機閉閉器室空調系	安全補機閉閉器室空調系 逆止ダンパ 3G-VS-531A, B	機能損傷	駆動部	4.45		2.33
安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	-	-		-
安全補機閉閉器室空調系	安全補機閉閉器室空調系 逆止弁 3V-VS-971A, B	機能損傷	-	2.79		1.16
安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	-	0.27		-
安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	-	0.26		-

第3.2.1.a-5表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (32/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
安全補機閉閉器室空調系	安全系計装盤室内空気温度計 3TS-2790	機能損傷	-	3.88	2.10
				0.14	
安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	-	-	-
				-	
主蒸気安全弁	主蒸気安全弁 (安全弁 3V-MS-521A, B, C~525A, B, C)	機能損傷	-	2.26	0.89
				0.27	
				0.31	
換気空調系 (Q3, Q4)	換気空調系集中現場盤	機能損傷	-	10.16	5.58
				0.14	
				0.23	
換気空調系 (Q3, Q4)		構造損傷	取付ボルト	13.94	9.34
				0.09	
				0.17	

第3.2.1.1.b-1表 主要活断層の震源モデルの諸元 (1/2)

断層名	長さ (km)	地震規模 (M)				X _{eq} (km)	活動度	年発生頻度 (回/年)
		松田 (1975)	武村 (1998)	入倉・三宅 (2001) 武村 (1990)	大竹ほか (2002)			
尻別川断層	地質調査結果	6.8	7.0	—	—	26	C	3.91E-05
	基本震源モデル	7.1	7.2	7.2	—	28		2.58E-05
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	7.3	7.5	—	—	34		1.96E-05
F _s -10断層～ 岩内堆東撓曲～ 岩内堆南方背斜	基本震源モデル	8.2	8.3	8.2	—	46	B	3.01E-05
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	8.2	8.3	8.3	—	49		3.01E-05
	走向0° ケース 基本震源モデル	7.1	7.2	7.2	—	21		1.37E-04
積丹半島北西沖の 断層	走向0° ケース 基本震源モデル	7.3	7.5	—	—	17	B	1.04E-04
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	7.1	7.2	7.2	—	21		1.37E-04
	走向20° ケース 基本震源モデル	7.3	7.5	—	—	17		1.04E-04
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	7.1	7.2	7.2	—	23		1.37E-04
	走向40° ケース 基本震源モデル	7.3	7.5	—	—	20		1.04E-04
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	8.2	8.3	—	—	98		3.01E-05
F _b -2断層	基本震源モデル	8.2	8.3	—	—	107	B	3.01E-05
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	8.2	8.3	—	—	107		3.01E-05

第3.2.1.1.b-1表 主要活断層の震源モデルの諸元 (2/2)

断層名	長さ (km)	地震規模 (M)	λ_{eq} (km)	活動度	年発生頻度 (回/年)
神威海脚西側の断層	31.5	7.3	53	B	1.04E-04
F _b -1断層～岩内堆北方の断層	39	7.5	57	B	7.91E-05
F _s -12断層	6.7	6.2	35	B	4.76E-04
寿都海底谷の断層	42	7.5	54	B	7.91E-05
F _A -2断層	65	7.9	90	B	4.55E-05
F _A -3断層	45	7.6	103	B	6.89E-05
F _C -1断層	27	7.2	62	A	1.15E-03
赤井川断層	5	6.0	24	B	6.28E-04
黒松内低地帯の断層	51	7.7	66	B	7.03E-04
目名付近の断層	5	6.0	32	C	1.18E-04

第 3.2.1. c-1-1 表 考慮する不確かさ要因の例

評価方法		偶然的不確かさ (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 ・損傷限界時ひずみ 	<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

第 3.2.1. c-1-2 表 損傷限界点の現実的な値 (地震 PRA 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 物性値（原子炉建屋）

部 位		使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
外部遮へい建屋	T. P. 33.1m を超える部分	コンクリート： Fc=30 (N/mm ²) 鉄筋：SD345	2.44×10 ⁴	1.02×10 ⁴	5
	T. P. 33.1m 以下	コンクリート： Fc=24 (N/mm ²) 鉄筋：SD345	2.27×10 ⁴	0.94×10 ⁴	5
燃料取扱棟 及び 周辺補機棟	T. P. 47.6m 以下	コンクリート： Fc=24 (N/mm ²) 鉄筋：SD345	2.27×10 ⁴	0.94×10 ⁴	5
内部コンクリート		コンクリート： Fc=36 (N/mm ²) 鉄筋：SD390	2.59×10 ⁴	1.08×10 ⁴	5
燃料取扱棟 (鉄骨部)	T. P. 47.6m～55.0m	SS400, SN490B	2.05×10 ⁵	0.79×10 ⁵	2
原子炉格納容器		SGV480	1.96×10 ⁵	7.53×10 ⁴	1
蒸気発生器	部材番号 31, 32 及び 34～37	SQV2B	1.85×10 ⁵	7.12×10 ⁴	3(水平) 1(鉛直)
	部材番号 33	SFVQ1A	1.77×10 ⁵	6.81×10 ⁴	
	部材番号 38	SQV2A	1.80×10 ⁵	6.92×10 ⁴	

第3.2.1.c-1-4表 物性値（原子炉補助建屋）

部 位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
原子炉補助建屋	コンクリート： Fc=24 (N/mm ²) 鉄筋：SD345	2.27×10 ⁴	0.94×10 ⁴	5

第3.2.1.c-1-5表 物性値（ディーゼル発電機建屋）

部 位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
ディーゼル発電機建屋	コンクリート： Fc=24 (N/mm ²) 鉄筋：SD345	2.27×10 ⁴	0.94×10 ⁴	5

第3.2.1.c-1-6表 物性値 (A1, A2-燃料油貯油槽タンク室)

部 位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
A1, A2-燃料油貯油槽 タンク室	コンクリート： F _c =24 (N/mm ²) 鉄筋：SD345	2.27×10 ⁴	0.94×10 ⁴	5

第3.2.1.c-1-7表 物性値 (B1, B2-燃料油貯油槽タンク室)

部 位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
B1, B2-燃料油貯油槽 タンク室	コンクリート： F _c =30 (N/mm ²) 鉄筋：SD345	2.44×10 ⁴	1.02×10 ⁴	5

第3.2.1.c-1-8表 地盤物性値

		A _I 級	A _m 級	A級	B級	C級
地盤の物性値	S波速度 (km/s)	1.8	1.4	1.4	1.3	1.2
	P波速度 (km/s)	3.8	2.9	3.0	2.7	2.5
	密度 (g/cm ³)	2.67	2.62	2.20	2.19	2.01
	ポアソン比	0.36	0.35	0.36	0.35	0.35

第3.2.1.c-1-9表 現実的な物性値の評価方法

物性値		現実的な物性値の評価方法
構造材料定数	コンクリート強度 F _c	平均値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13
	コンクリートの減衰定数 h	平均値：5% 変動係数：0.25
	鉄筋の降伏強度 s _{oy}	平均値：1.1×規格降伏点 変動係数：0 (考慮しない)
地盤材料定数	地盤のせん断 V _s	平均値：設計値 変動係数：0.10

第 3.2.1. c-1-10 表 原子炉建屋の地震応答解析モデル諸元 (1/3)

構造物	質点番号 () 節点	質点高さ T. P. (m)	重 量 (kN)	重量回転慣性 (kN・m ²)	
				EW方向	NS方向
外部遮へい建屋	1	83.10	1,150	—	—
	2	81.38	5,860		
	3	76.48	13,210		
	4	69.15	22,120		
	5	60.5	24,140		
	6	56.2	14,360		
	7	51.9	14,360		
	8	47.6	18,180		
	9	41.0	24,720		
	10	33.1	28,470		
	11	24.8	27,670		
	12	17.8	16,430		
	13	17.0	41,560		
燃料取扱棟 周辺補機棟	21	55.0	9,420	—	—
	22	47.6	53,650	1.89×10^7	3.95×10^7
	23	41.0	122,410	5.35×10^7	8.20×10^7
	24	33.1	221,700	9.13×10^7	1.88×10^8
	25	24.8	234,220	8.00×10^7	2.10×10^8
	26	17.8	210,310	7.84×10^7	1.68×10^8
蒸気発生器	31	42.7700	1,111	—	—
	32	39.3000	2,857		
	33	36.7983	674		
	34	35.1003	1,500		
	35	32.3000	2,348		
	36	30.1688	673		
	37	26.9865	3,151		
	38	24.9058	373		
コンクリート 内部	41	44.3	4,160	—	—
	42	38.8	14,900		
	(43)	33.1	—		
	44	33.1	49,200		
	45	24.8	57,900		
	46	21.3	30,790		
	47	17.8	55,190		
原子炉格納容器	51	80.51	153	—	—
	52	77.83	1,171		
	53	70.5	1,982		
	54	60.489	1,945		
	55	56.9	8,803		
	56	50.68	3,679		
	57	43.24	3,599		
	58	35.8	3,584		
	59	30.3	2,484		
	60	24.8	3,052		
基礎版	(61)	12.1	—	—	—
	(62)	10.3	—	—	—
	63	6.91	983,040	2.88×10^8	4.57×10^8
	(64)	2.8	—	—	—
総重量			2,343,496		

第 3.2.1. c-1-10 表 原子炉建屋の地震応答解析モデル諸元 (2/3)

構造物	部材 番号	EW方向		NS方向	
		せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
外部 遮へい 建屋	1	22.4	694	22.4	694
	2	29.7	4,796	29.7	4,796
	3	43.1	14,890	43.1	14,890
	4	60.5	28,690	60.5	28,690
	5	69.5	33,930	69.5	33,930
	6	69.5	33,930	69.5	33,930
	7	69.5	33,930	69.5	33,930
	8	69.5	33,930	69.5	33,930
	9	69.5	33,930	69.5	33,930
	10	69.5	33,930	69.5	33,930
	11	69.5	33,930	69.5	33,930
	12	174	79,230	174	79,230
	13	307	126,800	307	126,800
燃料 取扱 棟	21	0.382	—	0.0542	—
	22	87.4	55,010	54.4	53,550
	23	175	102,000	207	208,300
	24	355	167,100	314	474,700
	25	310	140,000	312	513,400
	26	288	139,200	287	472,900
蒸気 発生 器	31	2.00	9.59	2.00	9.59
	32	2.00	9.59	2.00	9.59
	33	1.85	6.98	1.85	6.98
	34	1.35	3.84	1.35	3.84
	35	1.35	3.84	1.35	3.84
	36	1.40	3.98	1.40	3.98
	37	1.40	3.98	1.40	3.98
	38	10.60	54.34	10.60	54.34
内部 コン クリ ート	41	15.3	11.0	23.0	12.3
	42	45.2	178	51.5	266
	44	82.5	1,482	121	3,154
	45	79.1	5,761	137	6,742
	46	79.1	5,761	137	6,742
47	126	22,100	97.3	30,990	
原子 炉 格 納 容 器	51	0.365	9.84	0.365	9.84
	52	1.000	211.4	1.000	211.4
	53	1.365	511.0	1.365	511.0
	54	2.800	1,122	2.800	1,122
	55	2.800	1,122	2.800	1,122
	56	2.800	1,122	2.800	1,122
	57	2.800	1,122	2.800	1,122
	58	2.800	1,122	2.800	1,122
	59	2.800	1,122	2.800	1,122
	60	2.800	1,122	2.800	1,122

第 3.2.1. c-1-10 表 原子炉建屋の地震応答解析モデル諸元 (3/3)

	部材 番号	ばね定数	EW方向	NS方向
周辺補機棟	61	水平ばね (kN/m)	1.79×10^6	3.35×10^7
	62	水平ばね (kN/m)	1.55×10^7	6.82×10^7
	63	水平ばね (kN/m)	7.78×10^7	1.44×10^8
	64	水平ばね (kN/m)	6.54×10^7	9.08×10^7
	65	水平ばね (kN/m)	5.08×10^7	1.27×10^8
蒸気発生器	71	水平ばね (kN/m)	2.94×10^6	2.94×10^6
	72	水平ばね (kN/m)	9.90×10^6	2.40×10^7
	73	水平ばね (kN/m)	1.06×10^7	9.80×10^6
	73	回転ばね (kN・m/rad)	4.98×10^7	3.53×10^7
	73	鉛直ばね (kN/m)	—	—
内部コンクリート	74	水平ばね (kN/m)	2.41×10^8	2.41×10^8
	75	回転ばね (kN・m/rad)	4.64×10^9	5.39×10^9

第 3.2.1. c-1-11 表 地盤ばね定数と減衰係数 (原子炉建屋)

		ばね定数	減衰係数
水平	EW方向	1.249×10^9 (kN/m)	1.898×10^7 (kN・s/m)
	NS方向	1.218×10^9 (kN/m)	1.805×10^7 (kN・s/m)
回転	EW方向	1.261×10^{12} (kN・m/rad)	7.000×10^9 (kN・m・s/rad)
	NS方向	1.843×10^{12} (kN・m/rad)	1.447×10^{10} (kN・m・s/rad)

第3.2.1.c-1-12表 原子炉補助建屋の地震応答解析モデル諸元 (1/2)

構造物	質点番号 () 節点	質点高さ T. P. (m)	重 量 (kN)	重量回転慣性 (kN・m ²)	
				EW方向	NS方向
上部 構造物	1	47.6	6,840	2.18×10 ⁵	2.45×10 ⁵
	2	43.3	5,890	1.89×10 ⁵	2.21×10 ⁵
	3	40.3	10,120	3.44×10 ⁵	5.68×10 ⁵
	4	42.2	6,770	1.66×10 ⁵	2.36×10 ⁵
	5	38.1	10,640	6.60×10 ⁵	9.14×10 ⁵
	6	33.1	116,650	3.74×10 ⁷	3.43×10 ⁷
	7	24.8	197,500	6.57×10 ⁷	7.37×10 ⁷
	8	17.8	221,080	7.21×10 ⁷	8.16×10 ⁷
	9	10.3	213,440	7.29×10 ⁷	7.44×10 ⁷
基礎 版	(10)	2.8	—	—	—
	11	1.1	399,540	1.28×10 ⁸	1.41×10 ⁸
	(12)	0.3	—	—	—
総重量			1,188,470		

第3.2.1.c-1-12表 原子炉補助建屋の地震応答解析モデル諸元 (2/2)

構造物	部材 番号	EW方向		NS方向	
		せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
上部 構造物	1	13.4	807	12.1	717
	2	15.2	823	14.9	787
	3	24.1	1,543	25.7	1,572
	4	16.3	642	17.9	976
	5	22.4	1,050	20.8	1,940
	6	117	36,310	105	38,960
	7	255	77,420	205	79,390
	8	214	80,280	224	73,980
	9	248	73,610	294	91,880

第3.2.1.c-1-13表 地盤ばね定数と減衰係数（原子炉補助建屋）

		ばね定数	減衰係数
水平	E W方向	1.027×10^9 (kN/m)	1.805×10^7 (kN·s/m)
	N S方向	1.025×10^9 (kN/m)	1.800×10^7 (kN·s/m)
回転	E W方向	9.259×10^{11} (kN·m/rad)	4.894×10^8 (kN·m·s/rad)
	N S方向	9.709×10^{11} (kN·m/rad)	5.439×10^9 (kN·m·s/rad)

第3.2.1.c-1-14表 ディーゼル発電機建屋の地震応答解析モデル諸元（1/2）

構造物	質点番号 () 節点	質点高さ T.P. (m)	重量 (kN)	重量回転慣性 (kN·m ²)	
				E W方向	N S方向
上部 構造物	1	18.8	15,340	8.1240×10^5	8.6240×10^5
	2	10.3	23,030	1.0530×10^5	1.2430×10^6
基礎版	(3)	6.2	—	—	—
	4	5.74	33,270	1.3070×10^6	1.5570×10^6
	(5)	4.2	—	—	—
総重量			71,640		

第3.2.1.c-1-14表 ディーゼル発電機建屋の地震応答解析モデル諸元（2/2）

構造物	部材 番号	E W方向		N S方向	
		せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
上部 構造物	1	28.8	2,512	10.4	2,276
	2	154	5,230	154	3,988

第3.2.1.c-1-15表 地盤ばね定数と減衰係数（ディーゼル発電機建屋）

		ばね定数	減衰係数
水平	E W方向	3.547×10^8 (kN/m)	1.105×10^6 (kN·s/m)
	N S方向	3.538×10^8 (kN/m)	9.226×10^5 (kN·s/m)
回転	E W方向	4.623×10^{10} (kN·m/rad)	2.023×10^7 (kN·m·s/rad)
	N S方向	4.987×10^{10} (kN·m/rad)	1.597×10^7 (kN·m·s/rad)

第3.2.1.c-1-16表 A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元 (1/2)

構造物	質点番号 () 節点	質点高さ T.P. (m)	重量 (kN)	重量回転慣性 (kN・m ²)	
				EW方向	NS方向
上部 構造物	1	8.8	12,100	2.63×10^5	1.88×10^5
	2	5.7	7,820	1.51×10^5	1.18×10^5
基礎版	(3)	3.1	—	—	—
	4	2.6	8,770	1.61×10^5	1.32×10^5
	(5)	2.1	—	—	—
総重量			28,690		

第3.2.1.c-1-16表 A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元 (2/2)

構造物	部材 番号	EW方向		NS方向	
		せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
上部 構造物	1	29.4	1,105	17.6	497
	2	29.4	1,105	17.6	497

第3.2.1.c-1-17表 地盤ばね定数と減衰係数 (A1, A2-燃料油貯油槽タンク室)

		ばね定数	減衰係数	
水平	EW方向	3.031×10^8 (kN/m)	7.330×10^5 (kN・s/m)	
	NS方向	3.042×10^8 (kN/m)	6.976×10^5 (kN・s/m)	
回転	EW方向	1.729×10^{10} (kN・m/rad)	1.038×10^6 (kN・m・s/rad)	
	NS方向	1.505×10^{10} (kN・m/rad)	7.645×10^6 (kN・m・s/rad)	
側面 ばね	EW方向	T.P. 8.8m	3.929×10^7 (kN/m)	5.170×10^5 (kN・s/m)
		T.P. 5.7m	4.072×10^7 (kN/m)	5.358×10^5 (kN・s/m)
		T.P. 3.1m	2.215×10^7 (kN/m)	2.914×10^5 (kN・s/m)
		T.P. 2.6m	7.144×10^6 (kN/m)	9.400×10^4 (kN・s/m)
		T.P. 2.1m	3.572×10^6 (kN/m)	4.700×10^4 (kN・s/m)
	NS方向	T.P. 8.8m	4.163×10^7 (kN/m)	4.568×10^5 (kN・s/m)
		T.P. 5.7m	4.314×10^7 (kN/m)	4.735×10^5 (kN・s/m)
		T.P. 3.1m	2.346×10^7 (kN/m)	2.575×10^5 (kN・s/m)
		T.P. 2.6m	7.568×10^6 (kN/m)	8.306×10^4 (kN・s/m)
		T.P. 2.1m	3.784×10^6 (kN/m)	4.153×10^4 (kN・s/m)

第3.2.1.c-1-18表 B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元 (1/2)

構造物	質点番号 () 節点	質点高さ T. P. (m)	重量 (kN)	重量回転慣性 (kN・m ²)	
				EW方向	NS方向
上部 構造物	1	8.8	12,520	2.45×10^5	2.03×10^5
	2	5.8	9,430	1.83×10^5	1.51×10^5
基礎版	(3)	3.0	—	—	—
	4	2.5	10,390	2.02×10^5	1.67×10^5
	(5)	2.0	—	—	—
総重量			32,340		

第3.2.1.c-1-18表 B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元 (2/2)

構造物	部材 番号	EW方向		NS方向	
		せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
上部 構造物	1	37.8	1,444	24.7	725
	2	37.8	1,444	24.7	725

第3.2.1.c-1-19表 地盤ばね定数と減衰係数 (B1, B2-燃料油貯油槽タンク室)

		ばね定数	減衰係数	
水平	EW方向	2.081×10^8 (kN/m)	5.589×10^5 (kN・s/m)	
	NS方向	2.114×10^8 (kN/m)	5.506×10^5 (kN・s/m)	
回転	EW方向	1.179×10^{10} (kN・m/rad)	7.245×10^6 (kN・m・s/rad)	
	NS方向	1.015×10^{10} (kN・m/rad)	5.114×10^6 (kN・m・s/rad)	
側面 ばね	EW方向	T. P. 8.8m	4.103×10^7 (kN/m)	6.115×10^5 (kN・s/m)
		T. P. 5.8m	4.407×10^7 (kN/m)	6.568×10^5 (kN・s/m)
		T. P. 3.0m	2.508×10^7 (kN/m)	3.737×10^5 (kN・s/m)
		T. P. 2.5m	7.599×10^6 (kN/m)	1.132×10^5 (kN・s/m)
		T. P. 2.0m	3.800×10^6 (kN/m)	5.662×10^4 (kN・s/m)
	NS方向	T. P. 8.8m	4.103×10^7 (kN/m)	6.122×10^5 (kN・s/m)
		T. P. 5.8m	4.407×10^7 (kN/m)	6.575×10^5 (kN・s/m)
		T. P. 3.0m	2.508×10^7 (kN/m)	3.741×10^5 (kN・s/m)
		T. P. 2.5m	7.599×10^6 (kN/m)	1.134×10^5 (kN・s/m)
		T. P. 2.0m	3.800×10^6 (kN/m)	5.669×10^4 (kN・s/m)

第 3.2.1. c-1-20 表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値		
		Fc	h	Vs
RC 部	E	○	—	—
	G	○	—	—
	h	—	○	—
	Q- γ スケルトン	○	—	—
	M- ϕ スケルトン	○	—	—
地盤ばね	ばね値	—	—	○
	減衰	○	—	○

第 3.2.1. c-1-21 表 2点推定法による解析ケース

解析ケース	Fc	h	Vs
1	+	+	+
2	+	—	+
3	+	+	—
4	+	—	—
5	—	+	+
6	—	—	+
7	—	+	—
8	—	—	—

第 3.2.1. c-2-1 表 現実的な物性値の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
コンクリート強度 F_c	平均値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13
埋戻土の初期せん断剛性 G_0	平均値：室内試験結果に基づき設定 変動係数：試験結果のばらつきから設定
岩盤のせん断剛性 G	平均値：PS 検層結果に基づき設定 変動係数：試験結果のばらつきから設定

第 3.2.1. c-3-1 表 不確かさ要因整理表

評価方法		偶然的な不確かさ (β_r)	認識論的な不確かさ (β_u)
機器 配管系	現実的耐力	・機能試験データの統計的精度	・機能データの統計的精度 ・材料物性値
	現実的応答	・水平・上下地震荷重組合せ方法 ・モード合成法	・減衰定数 ・床応答スペクトル ・解析モデル化

第3.2.1.c-3-2表 建屋の応答係数

建屋	方向	係数		中央値	β_r	β_u
原子炉建屋	水平	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	1.02	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.08	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	0.99	0.01	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※
	鉛直	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	0.94	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.08	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	1.00	0.01	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※

建屋	方向	係数		中央値	β_r	β_u
原子炉補助建屋	水平	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	1.01	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.08	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	0.99	0.01	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※
	鉛直	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	0.93	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.08	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	1.01	0.03	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※

建屋	方向	係数		中央値	β_r	β_u
ディーゼル発電機建屋	水平	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	0.93	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.07	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	1.03	0.01	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※
	鉛直	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	0.98	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	1.00	0.02	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	1.01	0.03	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※

※建屋の非線形応答に関する係数については、機器の固有周期により個別に算定する

第3.2.1.c-3-3表 1次冷却材ポンプの耐震評価結果

評価部位	材料	評価応力	許容値 (MPa)	発生応力 (MPa)	裕度
上部支持構造物	SM490B	組合せ	1	0.71	1.40
		せん断	193	21	9.19
		曲げ	336	175	1.92

第3.2.1.c-3-4表 1次冷却材ポンプ 安全係数評価結果の一覧

F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	A_u	HCLPF
β_r	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	β_u	
1.40	2.24	1.30	1.00	1.00	1.00	1.00	0.99	0.99	1.00	2.23	0.93
0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.17	0.27	
0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.27	

第3.2.1.c-3-5表 余熱除去冷却器の耐震評価結果

評価部位	材料	評価応力	許容値 (MPa)	発生応力 (MPa)	裕度
胴板	SGV410	一次応力	334	118	2.83
支持脚	SS400	組合せ	255	30	8.50
基礎ボルト	SNB7	引張	451	117	3.85

第3.2.1.c-3-6表 余熱除去冷却器 安全係数評価結果の一覧

F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	A_u	HCLPF
β_r	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	β_u	
3.47	1.00	1.20	1.00	1.00	1.00	1.00	0.99	0.99	1.00	2.29	1.53
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.00	0.09	
0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.17	

第3.2.1.c-3-7表 内燃機関（ディーゼル発電機）の耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直		水平・鉛直 SRSS	
	応答加速度 (m/s ²)	機能維持確認済 加速度 (m/s ²)	応答加速度 (m/s ²)	機能維持確認済 加速度 (m/s ²)	応答加速度 (m/s ²)	機能維持確認済 加速度 (m/s ²)
機関重心 位置	6.3	10.7	3.90	9.80	7.409	14.51

第3.2.1.c-3-8表 内燃機関（ディーゼル発電機） 安全係数評価結果の一覧

F _s	F _μ	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _δ	F _M	F _{NL}	A _n	HCLPF	
β _r	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	β _u		
2.72	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.93	0.99	1.03	1.00	1.63	0.99	
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.07	0.01	0.00	0.13		
0.10	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19		

第3.2.1.c-3-9表 パワーコントロールセンタの耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直	
	応答 加速度 (m/s ²)	機能維持確認済 加速度 (m/s ²)	応答 加速度 (m/s ²)	機能維持確認済 加速度 (m/s ²)
盤頂部	25.90	40.9	4.40	19.60

第3.2.1.c-3-10表 パワーコントロールセンタ 安全係数評価結果の一覧

F _s	F _μ	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _δ	F _M	F _{NL}	A _n	HCLPF	
β _r	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	β _u		
3.00	1.00	1.00	1.22	1.00	1.00	1.00	0.99	0.99	1.00	2.01	0.90	
0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.17	0.22		
0.17	0.00	0.00	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.27		

第 3.2.1. c-3-11 表 一般代表弁の耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直		水平・鉛直 SRSS	
	応答加速度 (m/s ²)	機能維持確認済 加速度 (m/s ²)	応答加速度 (m/s ²)	機能維持確認済 加速度 (m/s ²)	応答加速度 (m/s ²)	機能維持確認済 加速度 (m/s ²)
駆動部	19.62	58.8	4.91	58.8	20.225	83.16

第 3.2.1. c-3-12 表 一般代表弁 安全係数評価結果の一覧

F _s	F _μ	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _δ	F _M	F _{NL}	A _u	HCLPF	
β _r	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	β _u		
5.71	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.99	0.99	1.00	3.13	1.34	
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.08	0.01	0.17	0.27		
0.10	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.26		

第 3.2.1. d-1 表 起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度 [／年]
格納容器バイパス	9.8E-08
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	3.5E-07
原子炉建屋損傷	4.7E-08
原子炉格納容器損傷	1.8E-08
原子炉補助建屋損傷	ε
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-08
1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	3.0E-08
複数の信号系損傷	1.2E-07
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	1.1E-07
大破断 LOCA	2.5E-07
中破断 LOCA	7.4E-07
小破断 LOCA	3.3E-07
2 次冷却系の破断	9.6E-09
原子炉補機冷却機能喪失	5.0E-08
外部電源喪失	3.2E-04
主給水流量喪失	4.0E-04
ATWS	9.3E-11

ε : 1.0E-15 未満

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	事故シーケンスグループ
小破断 LOCA+補助給水失敗	2 次冷却系からの除熱機能喪失
主給水流量喪失+補助給水失敗	
外部電源喪失+補助給水失敗	
2 次冷却系の破断+補助給水失敗	
2 次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	
1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失
原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA	原子炉補機冷却機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	
大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器の除熱機能喪失
大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	
中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	
中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	
小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	
小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉停止機能喪失
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	
大破断 LOCA+低圧注入失敗	E C C S 注水機能喪失
大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	
中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	
中破断 LOCA+高圧注入失敗	
小破断 LOCA+高圧注入失敗	
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	
大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	E C C S 再循環機能喪失
中破断 LOCA+高圧再循環失敗	
小破断 LOCA+高圧再循環失敗	
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷

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	格納容器パイパス	
	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	
	原子炉建屋損傷	
	原子炉格納容器損傷	
	原子炉補助建屋損傷	
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	
	複数の信号系損傷	
	燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	
	大破断 LOCA	
	中破断 LOCA	
	小破断 LOCA	
	2次冷却系の破断	
	原子炉補機冷却機能喪失	
	外部電源喪失	
	主給水流量喪失	
	緩和系	非常用所内交流電源
		原子炉トリップ
高圧注入		
高圧再循環		
蓄圧注入		
低圧注入		
低圧再循環		
格納容器スプレイ注入		
格納容器スプレイ再循環		
補助給水		
主蒸気隔離		
1次冷却材ポンプ封水 LOCA		
加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA		

第 3. 2. 1. d-4 表 起回事象発生前の人的過誤確率

起回事象発生前の人的過誤	ストレス ファクタ	過誤確率	EF
3A-原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁 (3V-SW-503B) 戻し忘れ	1	1. 6E-03	4
3B-原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁 (3V-SW-503D) 戻し忘れ	1	1. 6E-03	4

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	EF
低温再循環自動切替信号許可 (A) 操作器操作失敗	2	—	8.6E-04	8
低温再循環自動切替信号許可 (B) 操作器操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3B-補助給水隔離弁 (3V-FW-589B) 閉ロック操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3B-電動補助給水ポンプ出口流量調節弁 (3V-FW-582B) の 操作器「全開」操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3B-主蒸気隔離弁 (3V-MS-528B) A トレン閉操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3B-主蒸気隔離弁 (3V-MS-528B) B トレン閉操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 B 主蒸気ライン元弁 (3V-MS-575A) 閉操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 B 主蒸気ライン元弁 (3V-MS-575A) 開状態読取失敗	2	—	8.3E-04	4
3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 B 主蒸気ライン元弁 (3V-MS-575A) 閉操作失敗 (現場)	2	—	5.5E-04	3
3B-補助給水隔離弁 (3V-FW-589B) 閉操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3B-補助給水ポンプ出口流量調節弁 (3V-FW-582B) の操作 器「全閉」操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-117B) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-177B) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
B ヘッダ 3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC- 117B) または 3B-格納予期スプレイ冷却器補機冷却水出口 弁 (3V-CC-177B) 負荷制御操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3A-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-117A) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3A-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-177A) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3B-安全補機開閉器室給気ファン (3VSF27B) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3C-空調用冷水ポンプ (3CHP1C) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3D-空調用冷水ポンプ (3CHP1D) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3-空調用冷水 B 母管入口隔離弁 (3V-CH-012B) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3C-空調用冷凍機 (3CHE1C) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3D-空調用冷凍機 (3CHE1D) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3A-安全補機開閉器室給気ファントリップ警報 読取失敗	2	—	8.6E-04	8
3A, B-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口弁 (3V-SW-567A または 3V-SW-567B) 閉操作失敗	2	—	5.5E-03	3
3C, D-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口弁 (3V-SW-567C または 3V-SW-567D) 閉操作失敗	2	—	5.5E-03	3
1 次冷却材の喪失診断失敗	下限値	30 分	2.7E-04	10
2 次系破断の発生診断失敗	下限値	20 分	2.7E-03	10
補機冷却系故障診断失敗	下限値	20 分	2.7E-03	10

第 3.2.1.d-6 表 起因事象別炉心損傷頻度 (1/2)

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
格納容器バイパス	地震により蒸気発生器伝熱管が複数本破損した場合には、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、格納容器外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。	9.8E-08	4.2	蒸気発生器内部構造物の損傷
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	地震により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等の大規模な損傷が発生する。ECCS 容量を超える LOCA であるため、炉心損傷に至る。	3.5E-07	15.1	原子炉容器 (サブポートシユ) の損傷
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。	4.7E-08	2.0	原子炉建屋の損傷
原子炉格納容器損傷	地震により原子炉格納容器が損傷した場合、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。	1.8E-08	0.8	原子炉格納容器の損傷
原子炉補助建屋損傷	地震により原子炉補助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、フロントの制御が不能となり炉心損傷に至ると想定する。	ϵ	<0.1	—
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	地震により原子炉補機冷却水系統の C ヘッダに設置されている隔離弁が損傷し、原子炉補機冷却系の機能喪失が発生する。RCP シール LOCA が従属的に発生し、炉心損傷に至る。	1.2E-08	0.5	電動弁の損傷
1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	地震により炉心構造部等が損傷し、原子炉冷却系の流路が阻害され 2 次系からの除熱機能喪失が発生する。損傷の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に炉心損傷に至ると想定する。	3.0E-08	1.3	炉心支持構造物の損傷
複数の信号系損傷	地震により信号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、保守的に複数の信号系が機能喪失し、フロントの制御が不能となり炉心損傷に至ると想定する。	1.2E-07	5.3	運転コンソールの損傷

第 3.2.1.d-6 表 起因事象別炉心損傷頻度 (2/2)

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
燃料集合体及び制御棒ク ラストタ損傷による 原子炉停止機能喪失	地震により燃料集合体や制御棒クラストが損傷し、制御棒が挿入性に影響がある場合には、原子炉停止機能喪失が発生する。損傷の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に炉心損傷に至ると想定する。	1.1E-07	4.7	燃料集合体の損傷
大破断 LOCA	地震により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等の損傷が発生する。地震により炉心冷却や格納容器スプレイも機能喪失すること、炉心損傷に至る。	1.7E-07	7.5	一次冷却材管 (1 次冷却材管 加圧器サージ管台) の損傷 + 外部電源系の損傷 + ディーゼ ル発電機の損傷
中破断 LOCA		2.7E-07	11.7	一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 外部電源系の損傷 + ディーゼル発電機の損傷
小破断 LOCA		1.5E-07	6.6	原子炉容器 (空気抜管) の損 傷 + 外部電源系の損傷 + ディ ーゼル発電機の損傷
2 次冷却系の破断	地震により 2 次冷却系を構成する機器等の損傷が発生する。地震により補助給水も機能喪失すること、炉心損傷に至る。	6.7E-09	0.3	蒸気発生器 (給水入口管台) の損傷 + 安全補機閉閉器室空 調系防火タンクの損傷
原子炉補機冷却機能喪失	地震により原子炉補機冷却設備の損傷が発生する。RCP シール LOCA が従風的に発生し、炉心損傷に至る。	1.5E-08	0.6	原子炉補機冷却水ポンプの損 傷
外部電源喪失	地震により外部電源設備の損傷が発生する。地震により非常用所内交流電源も機能喪失すること、炉心損傷に至る。	8.6E-07	37.1	外部電源系の損傷 + ディーゼ ル発電機の損傷
主給水流量喪失	地震により主給水設備の損傷が発生する。地震により補助給水も機能喪失すること、炉心損傷に至る。	5.1E-08	2.2	外部電源系健全 + 補助給水ピ ットランダム故障
ATWS	地震により原子炉トリップが必要ない起因事象が発生する。地震により原子炉トリップ機能も喪失すること、炉心損傷に至る。	9.3E-11	<0.1	外部電源系健全 + ベーシック ソフトウエアランダム故障
合計		2.1E-06	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。

ε : 1.0E-15 未満

第3.2.1.d-7表 事故シナリオ別炉心損傷頻度

事故シナリオグループ	事故シナリオ	事故シナリオ別 CDF (／年)	全 CDF に対する寄与割合 (%)	事故シナリオ別 CDF (／年)	全 CDF に対する寄与割合 (%)	事故シナリオ別 CDF (／年)	全 CDF に対する寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断 LOCA + 補助給水失敗	4.2E-08	1.8					
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	5.1E-08	2.2					
	外部電源喪失 + 補助給水失敗	3.0E-08	1.3			1.6E-07	6.9	炉心支持構造物の損傷
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	5.7E-09	0.2					
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	1.0E-09	<0.1					
全交流動力電源喪失	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	3.0E-08	1.3			8.3E-07	35.8	外部電源系の損傷 + ディーゼル発電機の損傷
	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	8.3E-07	35.8					
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA	1.4E-08	0.6			1.5E-08	0.6	原子炉補機冷却水ポンプの損傷
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	1.1E-10	<0.1					
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	6.2E-10	<0.1					
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	<0.1					
	中破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	ε	<0.1					
原子炉格納容器の除熱機能喪失	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	3.4E-09	0.1			5.6E-09	0.2	一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 格納容器スプレイポンプの損傷
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	2.0E-10	<0.1					
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	1.9E-09	<0.1					
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	7.9E-11	<0.1					
	燃料集合体及び制御棒クラスラ損傷による原子炉停止機能喪失	9.3E-11	<0.1			1.1E-07	4.7	燃料集合体の損傷
ECCS注水機能喪失	大破断 LOCA + 低圧注入失敗	1.1E-07	4.7					
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	6.0E-11	<0.1			8.7E-07	37.7	原子炉容器 (サブポートシュ) の損傷
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	2.0E-13	<0.1					
	中破断 LOCA + 高圧注入失敗	2.6E-07	11.0					
	小破断 LOCA + 高圧注入失敗	1.0E-07	4.4					
ECCS再循環機能喪失	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	3.5E-07	15.1					
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	6.9E-09	0.3			2.7E-08	1.2	一次冷却材管 (安全注入管台) + 安全補機閉閉器室空調系防火ダンプの損傷
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗	1.3E-08	0.6					
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	7.3E-09	0.3					
	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	9.8E-08	4.2			9.8E-08	4.2	蒸気発生器内部構造物の損傷
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	4.7E-08	2.0			4.7E-08	2.0	原子炉建屋の損傷
	原子炉格納容器損傷	1.8E-08	0.8			1.8E-08	0.8	原子炉格納容器の損傷
	原子炉補助建屋損傷	ε	<0.1			ε	<0.1	—
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-08	0.5			1.2E-08	0.5	電動弁の損傷
	複数の信号系損傷	1.2E-07	5.3			1.2E-07	5.3	運転コンソールの損傷
合計		2.1E-06	100.0			2.1E-06	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。

ε : 1.0E-15未満

第 3.2.1. d-8 表 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)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
0.2G-0.4G	6.3E-4	2.5E-7	11.8
0.4G-0.6G	6.6E-5	4.4E-8	2.1
0.6G-0.8G	1.4E-5	1.1E-8	0.5
0.8G-1.0G	4.1E-6	2.6E-7	12.1
1.0G-1.2G	1.4E-6	8.8E-7	41.3
1.2G-1.5G	6.9E-7	6.9E-7	32.2
合計		2.1E-6	

※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 主要な事故シナリ
1	パワーコントロールセンター (CLN 限流装置付) (機能損傷)	2.01	0.90	0.03	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
2	安全補機閉閉器室空調系ダクト(手動ダンパ含 む) (構造損傷)	2.62	0.90	0.02	
3	安全補機閉閉器室空調系 防火ダンパ (機能損 傷)	1.77	0.93	0.02	
4	ディーゼル発電機室換気系ダクト (構造損傷)	2.62	0.90	0.02	
5	ディーゼル発電機室換気系 防火ダンパ (機能 損傷)	1.77	0.93	0.02	
6	D/G 出力電圧計 (機能損傷)	2.06	0.92	0.02	
6	ディーゼル発電機用励磁機 (機能損傷)	2.06	0.92	0.02	
6	ディーゼル発電機制御盤 (機能損傷)	2.06	0.92	0.02	
9	内燃機関(ディーゼル機関) (機能損傷)	1.63	0.99	0.02	
9	始動用電磁弁 (機能損傷)	1.63	0.99	0.02	
9	ディーゼル発電機 (機能損傷)	1.63	0.99	0.02	

第3.2.1.d-10表 不確かさ解析結果

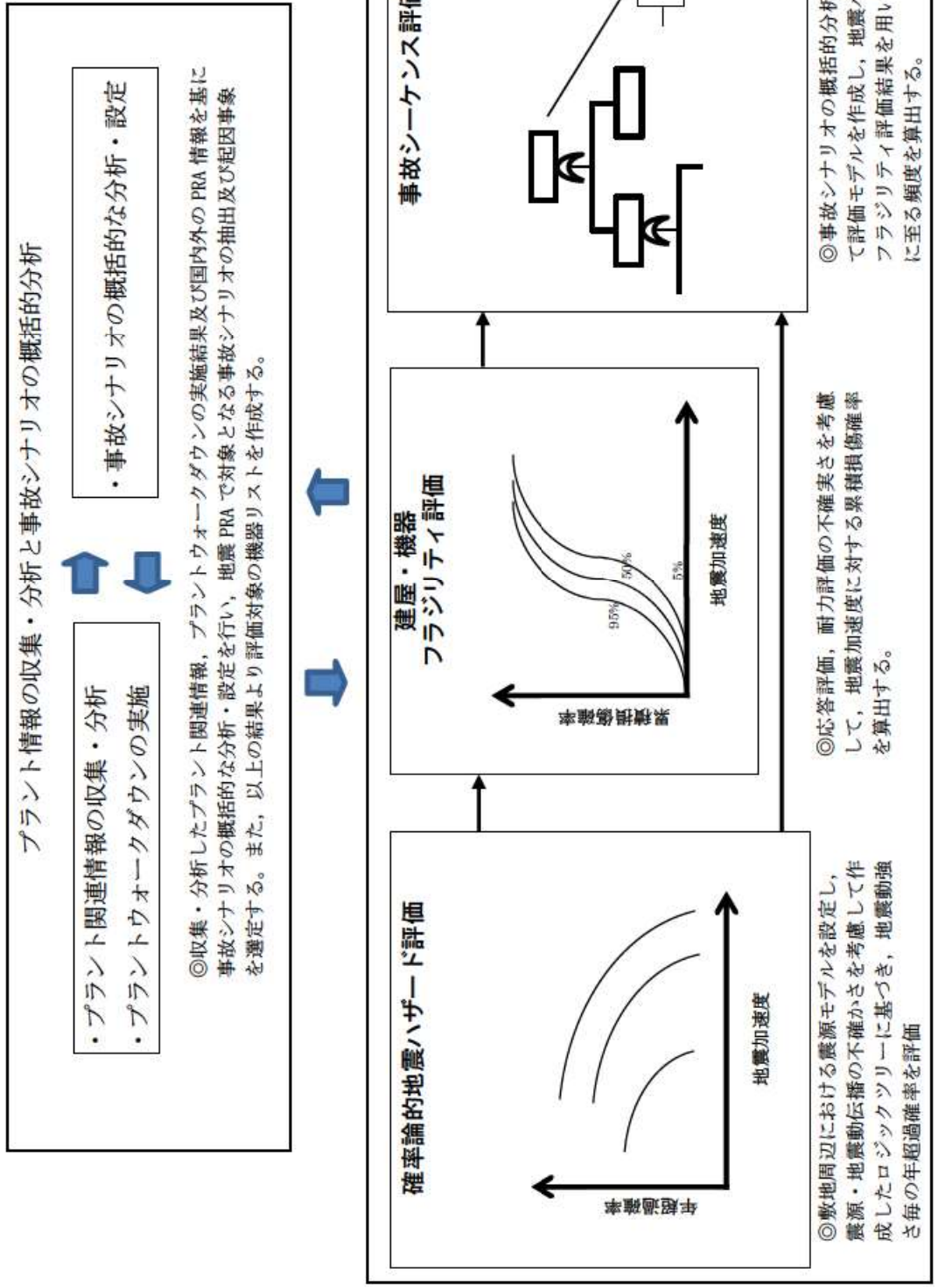


【確率論的地震ハザード確定後の
地震PRA評価完了後にご説明】

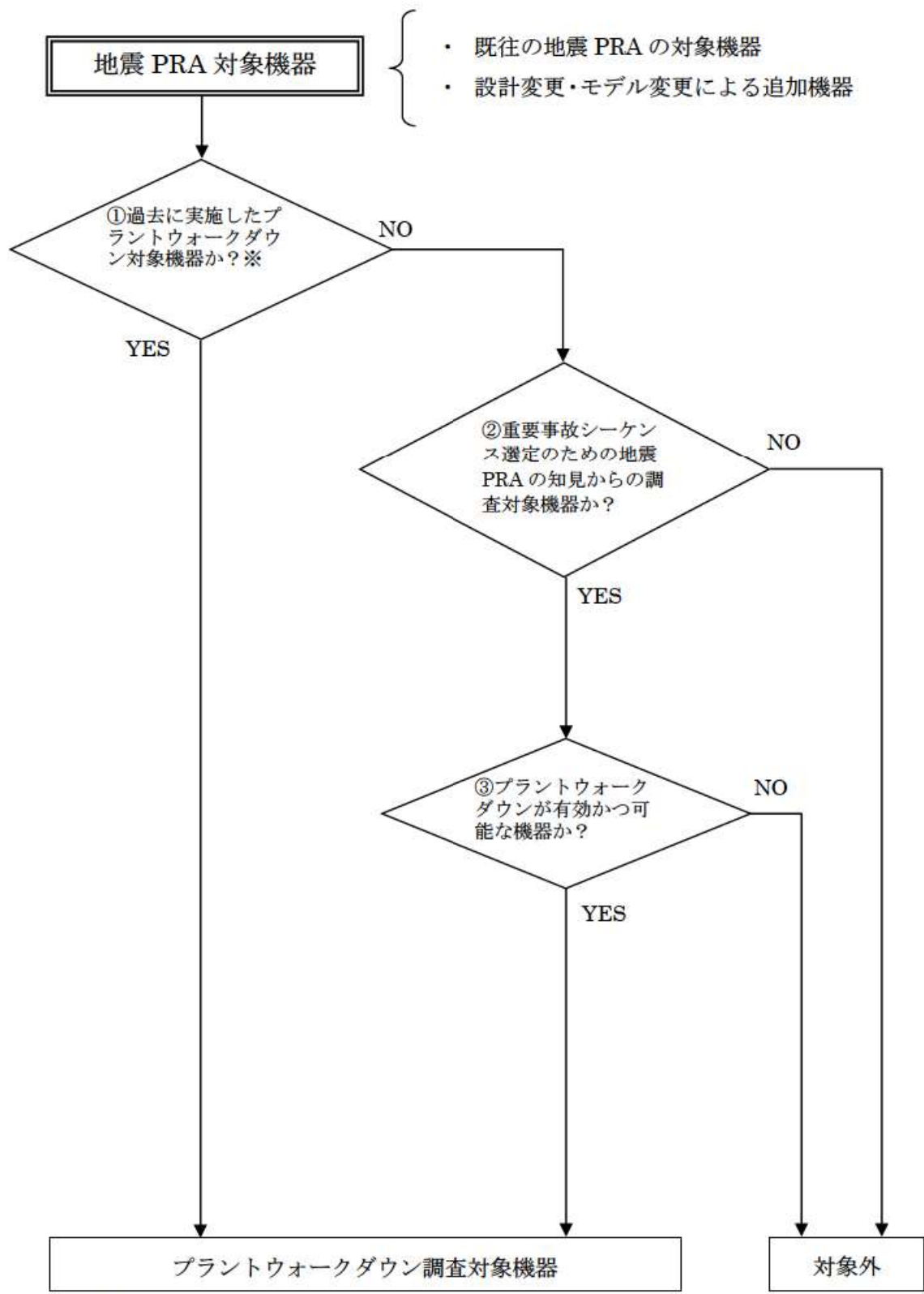
第 3.2.1.d-11 表 相関仮定に係る感度解析結果



【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

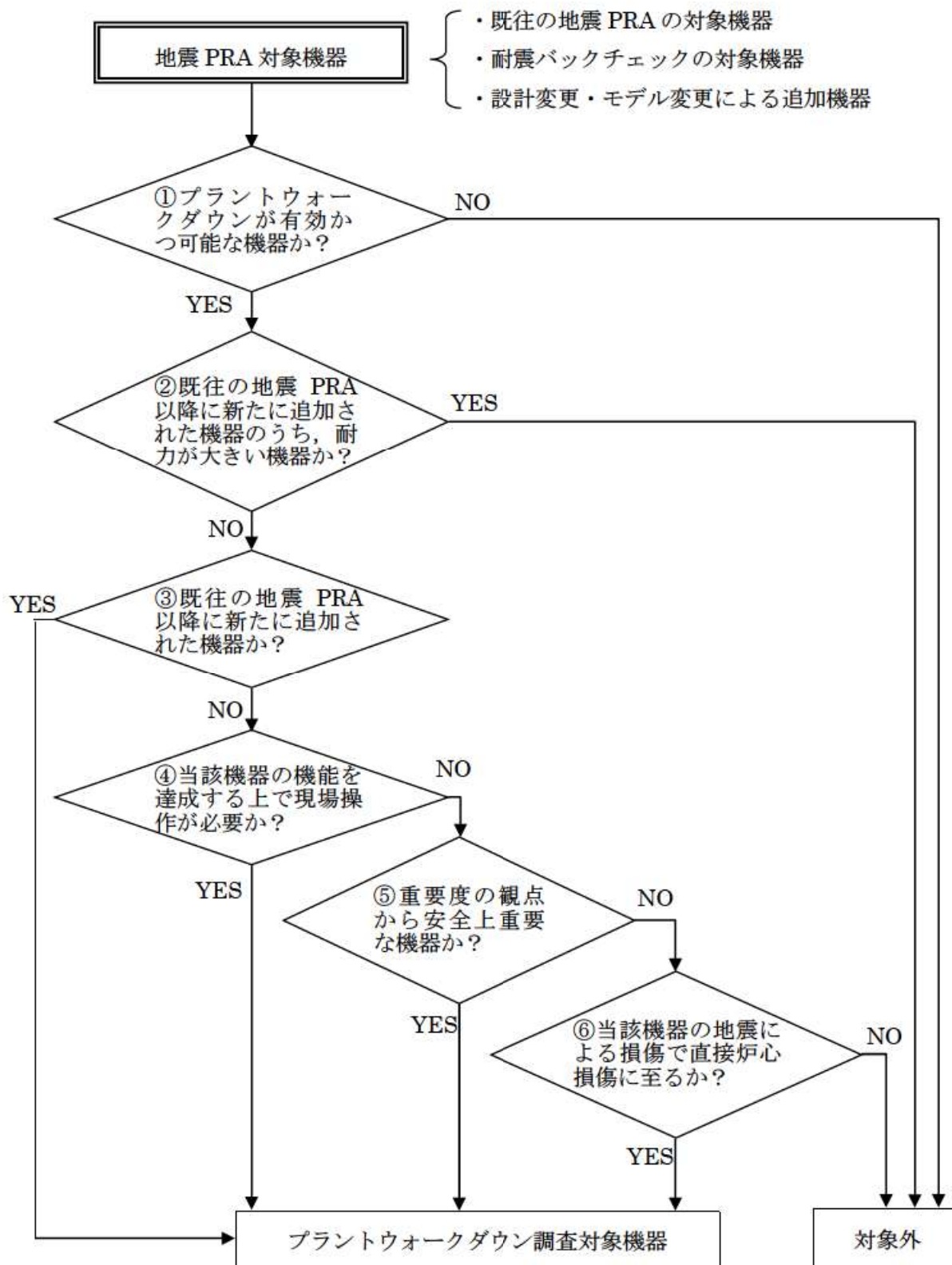


第3.2.1-1図 地震PRA評価フロー



※次ページ参照

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 (1/2)



第 3. 2. 1. a-1 図 プラントワークダウン調査機器の選定フロー (2/2)

A) 耐震安全性の確認

対象機器本体の評価

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象機器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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

アンカーボルト評価

	Y	N	U	N/A
1. 図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 締め付け強度は適切に管理されている（管理要領書等で確認）	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

二次的影響について

	Y	N	U	N/A
1. 周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊により被害を受けない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 倒壊により被害を与えうる周辺の機器の耐震性は問題ない(対象機器本体の評価に準じた評価)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 無筋のブロック壁が近傍にない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 周辺に仮置の火災源はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(記号の説明) Y : YES, N : NO, U : 調査不可, N/A : 対象外

第 3.2.1. a-2 図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (2/6)

B) リカバリー操作の確認

アクセス性

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 周辺設備からの被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 可動部分のある器具は存在しない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 近傍の設備の倒壊によりアクセスルートが 塞がれる可能性はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

現場操作性

	Y	N	U	N/A
1. 現場での操作が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 操作のための場所が確保できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 機器の作動状態が確認できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

C) モデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件①が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. モデル化の前提条件①が適切でない場合、モデルの変更を行う	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

(記号の説明) Y : YES, N : NO, U : 調査不可, N/A : 対象外

第 3.2.1. a-2 図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (3/6)



余熱除去ポンプ 名称



余熱除去ポンプ 外観

第3.2.1.a-2図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (4/6)



余熱除去ポンプ 据付部



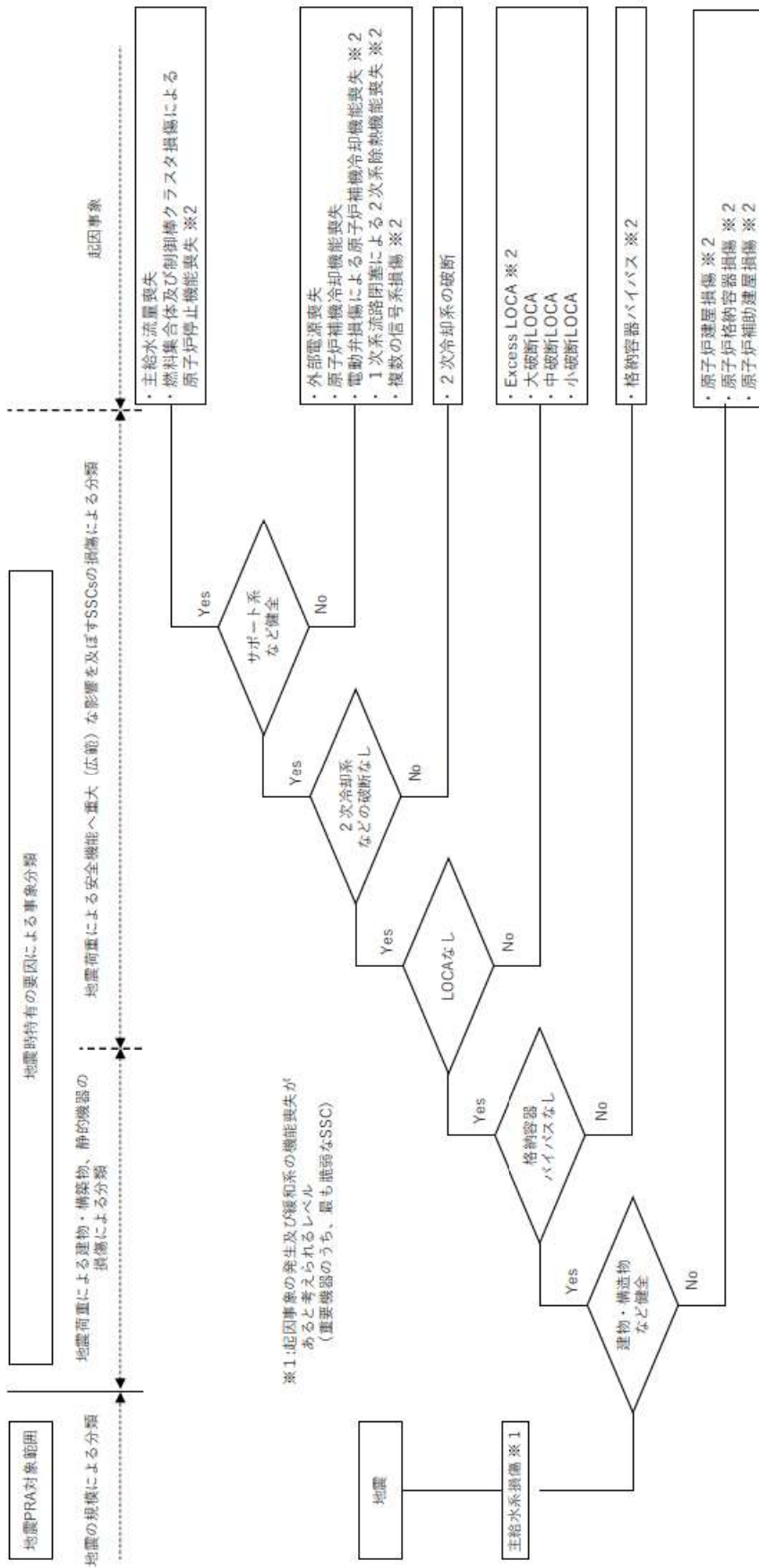
余熱除去ポンプ 周辺状況

第3.2.1.a-2図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (5/6)



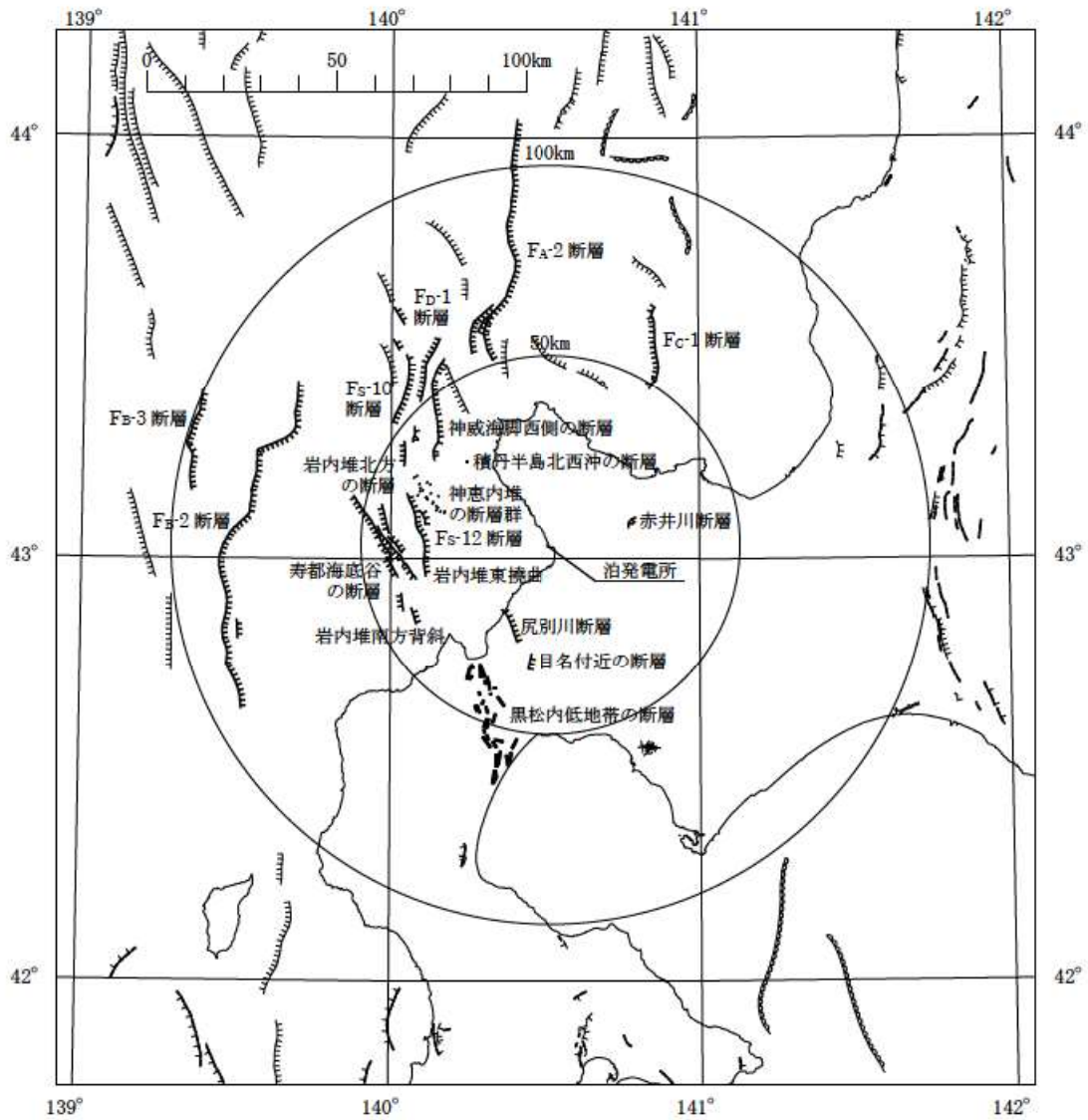
余熱除去ポンプ 配管周辺部

第3.2.1.a-2図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (6/6)

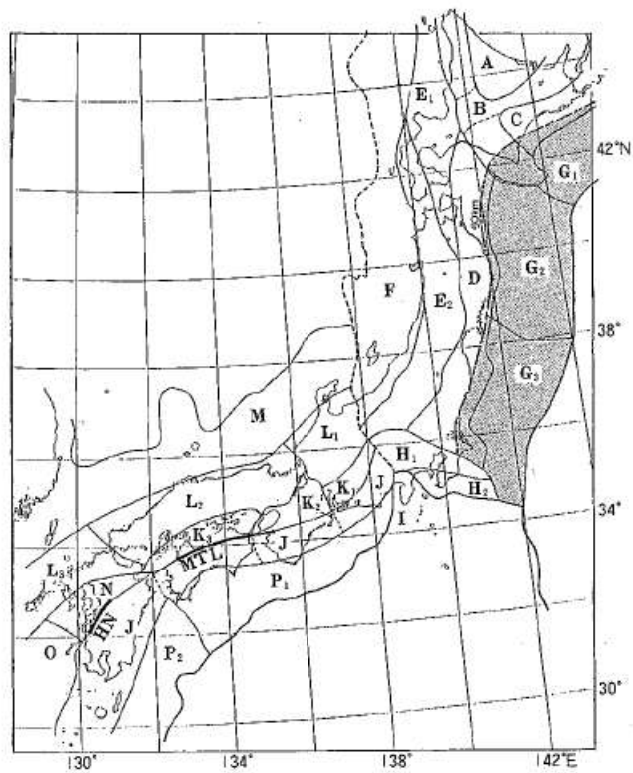


※2:直接炉心損傷に至る事象として取扱う

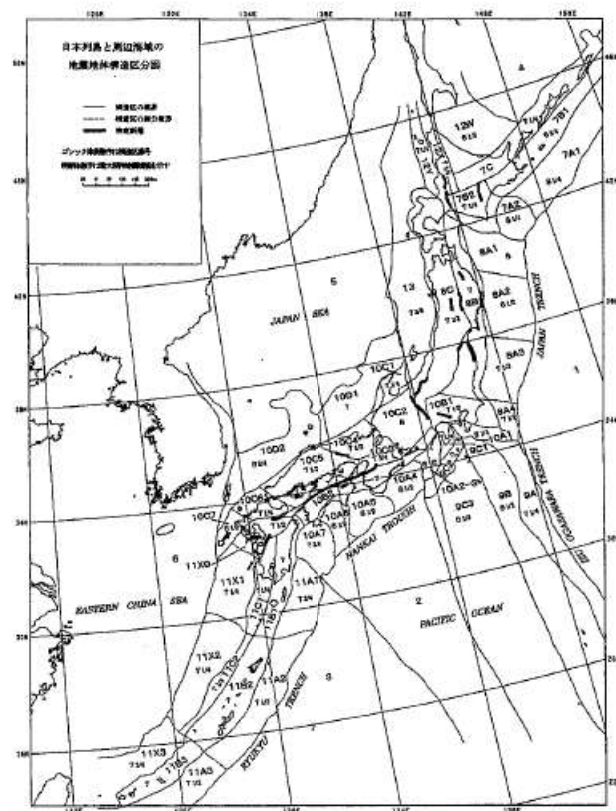
第3.2.1.a-3 図 起因事象の抽出フロー



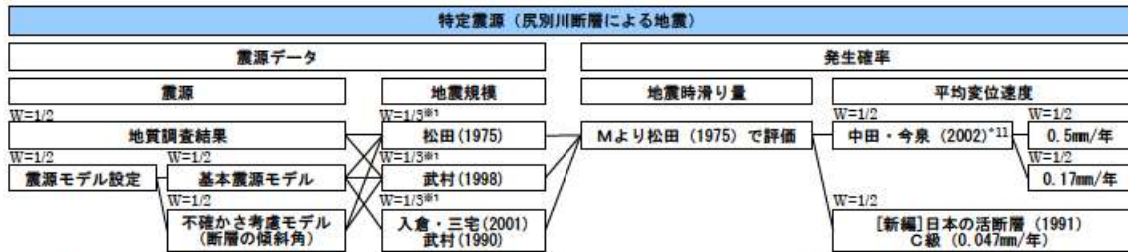
第 3.2.1. b-1 図 敷地周辺の活断層分布



第 3.2.1. b-2 図 (1/2) 萩原 (1991) による領域区分

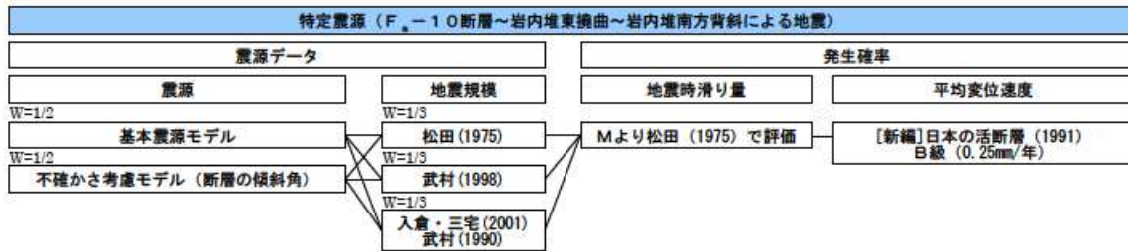


第 3.2.1. b-2 図 (2/2) 垣見ほか (2003) による領域区分

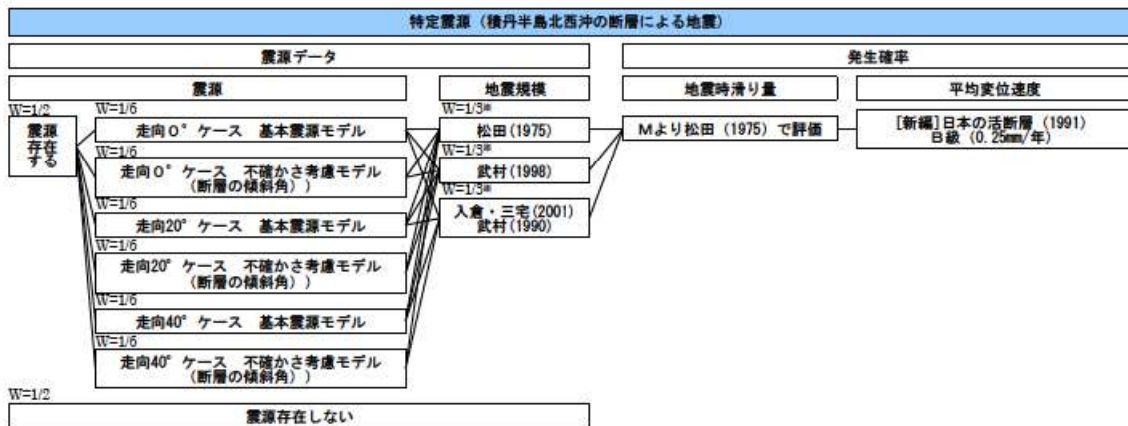


※ 地質調査結果および不確かさ考慮モデル(断層の傾斜角)については、入倉・三宅(2001)、武村(1990)の分岐がないため、重みは松田(1975)を1/2、武村(1998)を1/2とする。

第3.2.1.b-3図(1/7) ロジックツリー(特定震源その1)



第3.2.1.b-3図(2/7) ロジックツリー(特定震源その2)

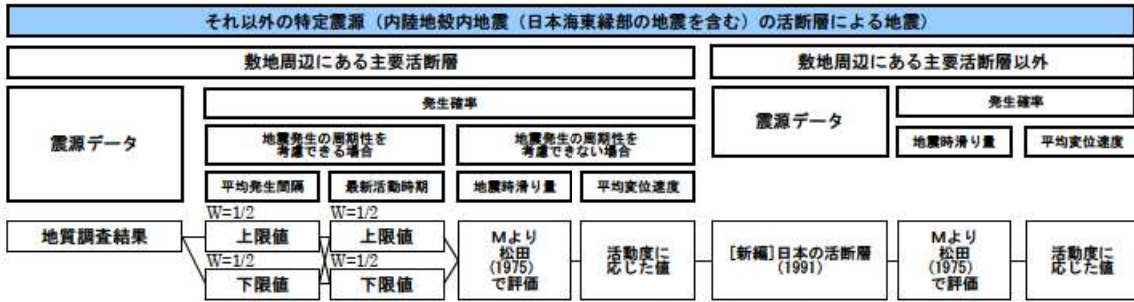


※ 不確かさ考慮モデル(断層の傾斜角)については、入倉・三宅(2001)、武村(1990)の分岐がないため、重みは松田(1975)を1/2、武村(1998)を1/2とする。

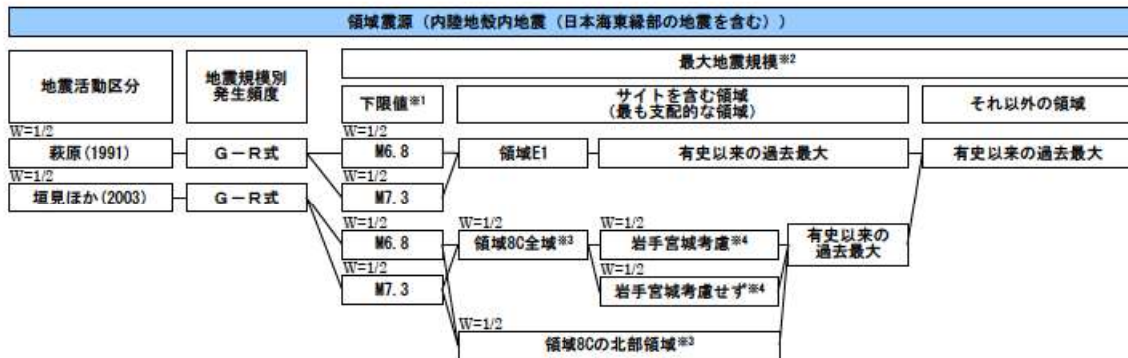
第3.2.1.b-3図(3/7) ロジックツリー(特定震源その3)



第3.2.1.b-3図(4/7) ロジックツリー(特定震源その4)



第 3. 2. 1. b-3 図 (5/7) ロジックツリー（特定震源その 5）

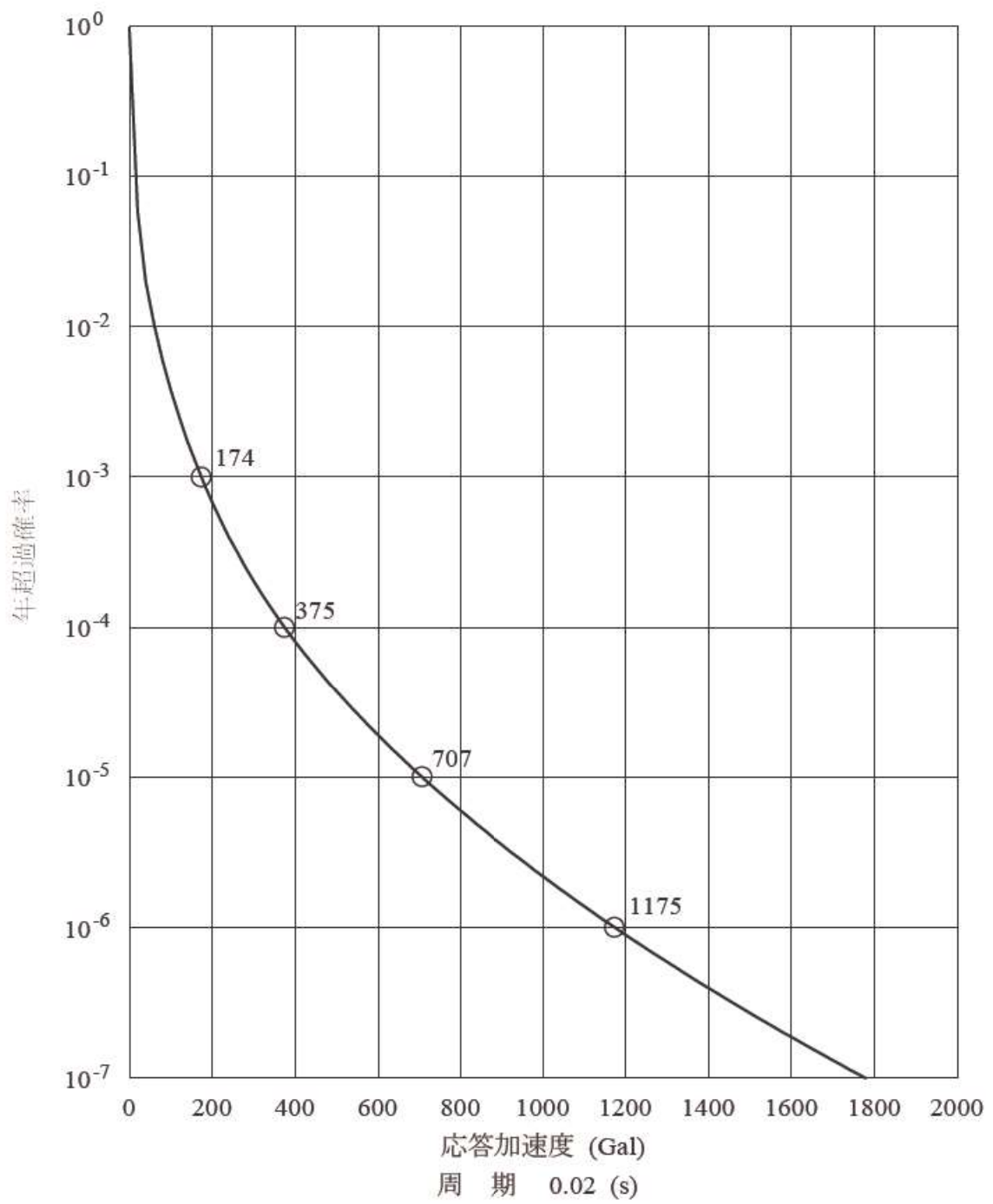


※1 最大地震規模の下限値として、地震調査委員会(2013)¹²のモデル1(M6.8)およびモデル2(M7.3)の地震規模を参考に分岐を考慮する。
 ※2 過去最大地震規模と下限値を比較し、大きい方を最大地震規模として採用する。最大地震規模に幅がある場合は等分した分岐を考慮する。
 ※3 垣見ほか(2003)に基づく領域80は、南北に長大な領域であり、北部領域と南部領域で地震環境が異なる(地震の発生頻度および過去最大地震規模が異なる)ことから、北部領域と南部領域に分割したロジックツリーの分岐を考慮する。
 ※4 岩手・宮城内陸地震に関しては、活断層との関連が指摘されている知見もあることから、ロジックツリーの分岐を考慮する。

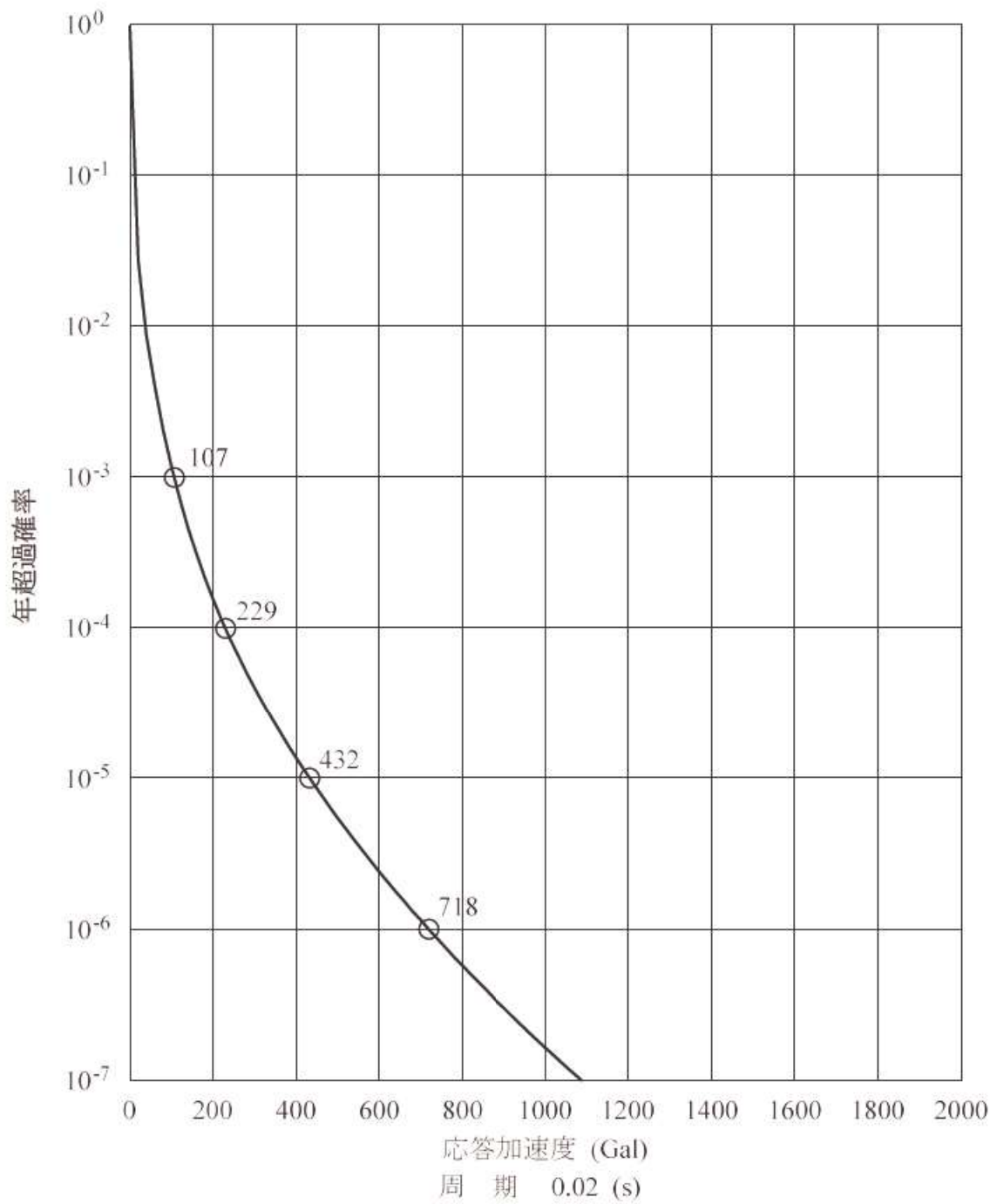
第 3. 2. 1. b-3 図 (6/7) ロジックツリー（領域震源）



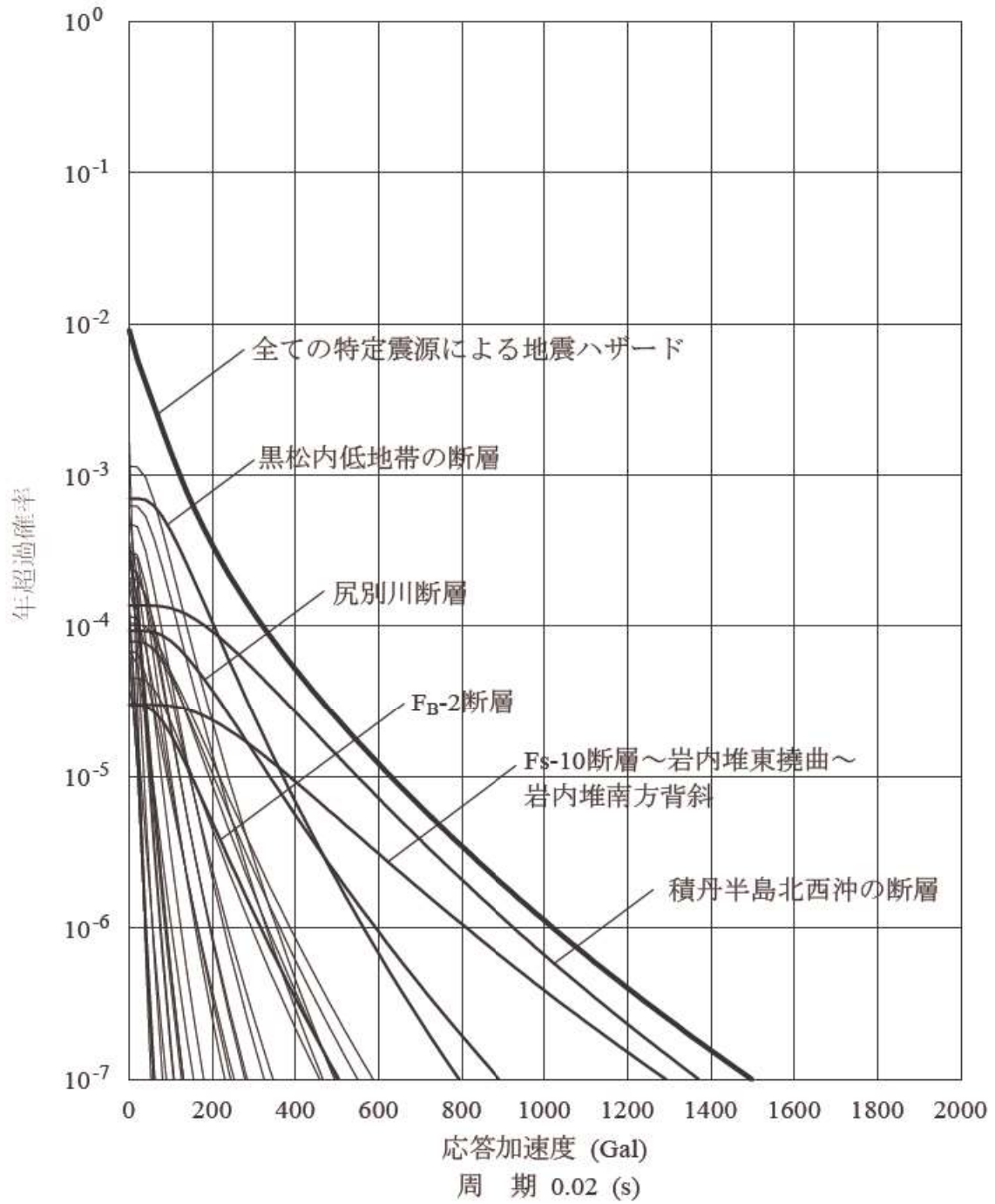
第 3. 2. 1. b-3 図 (7/7) ロジックツリー（地震動評価）



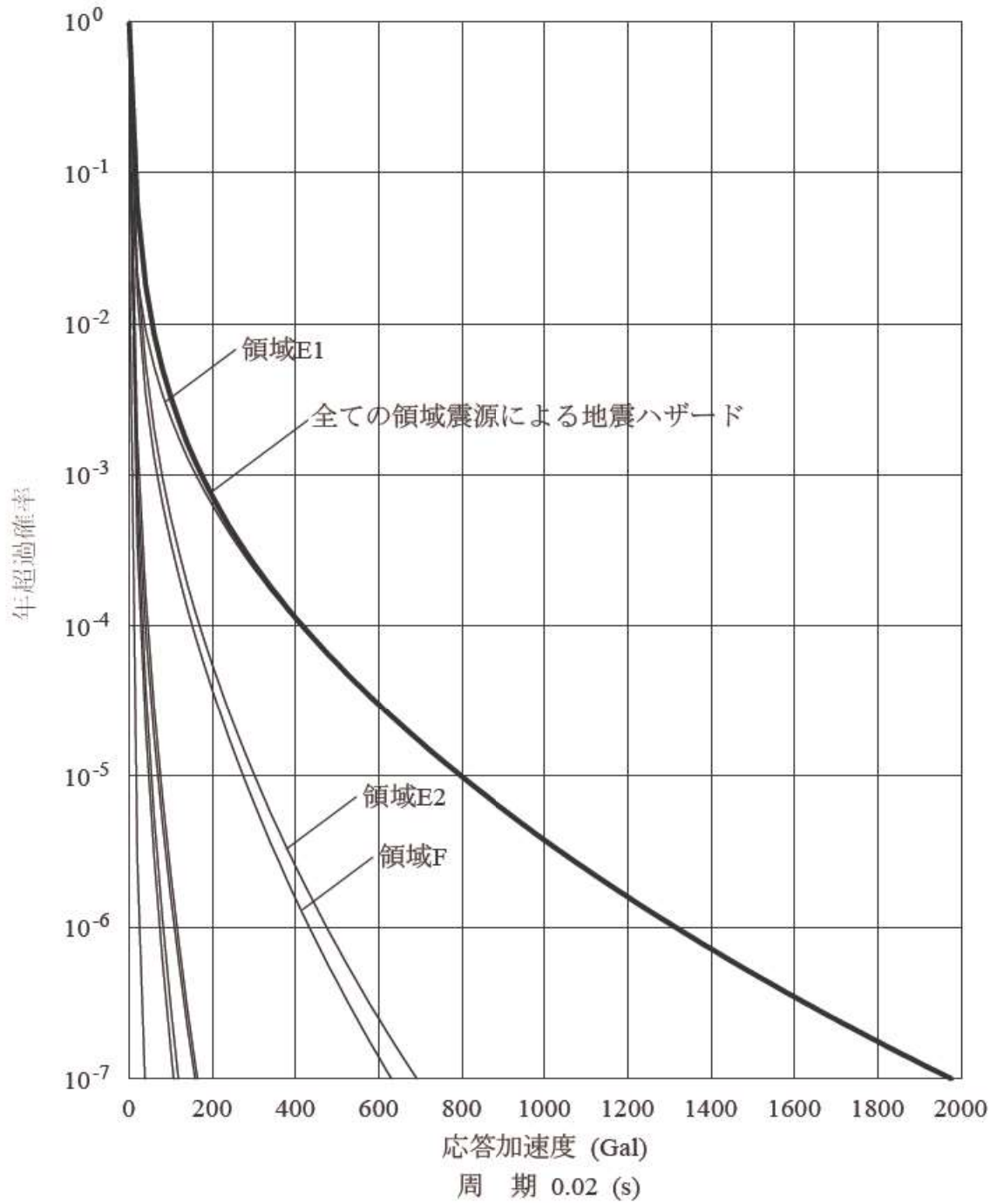
第 3.2.1. b-4 図 (1/2) 平均ハザード曲線 (水平方向)



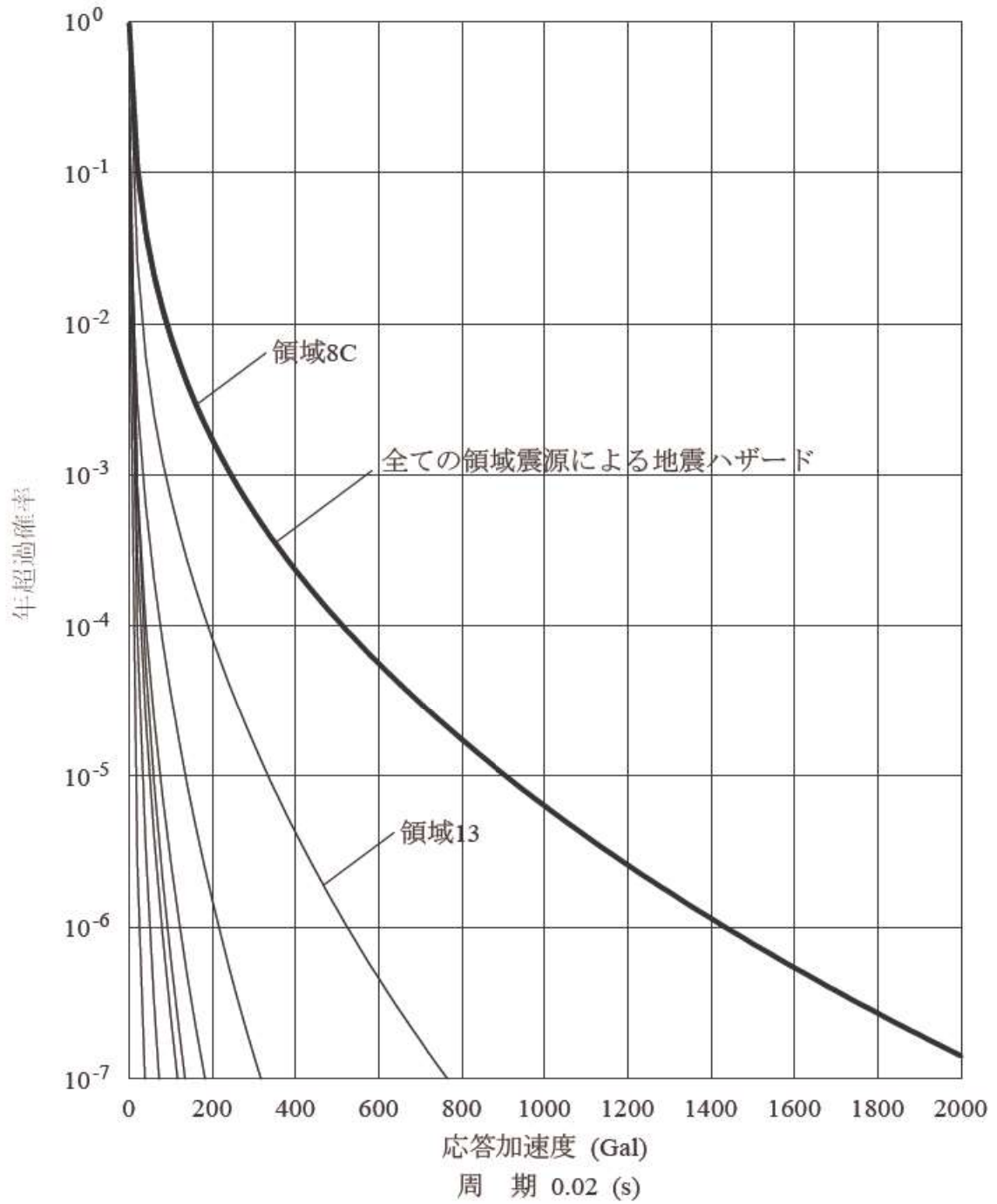
第 3.2.1. b-4 図 (2/2) 平均ハザード曲線 (鉛直方向)



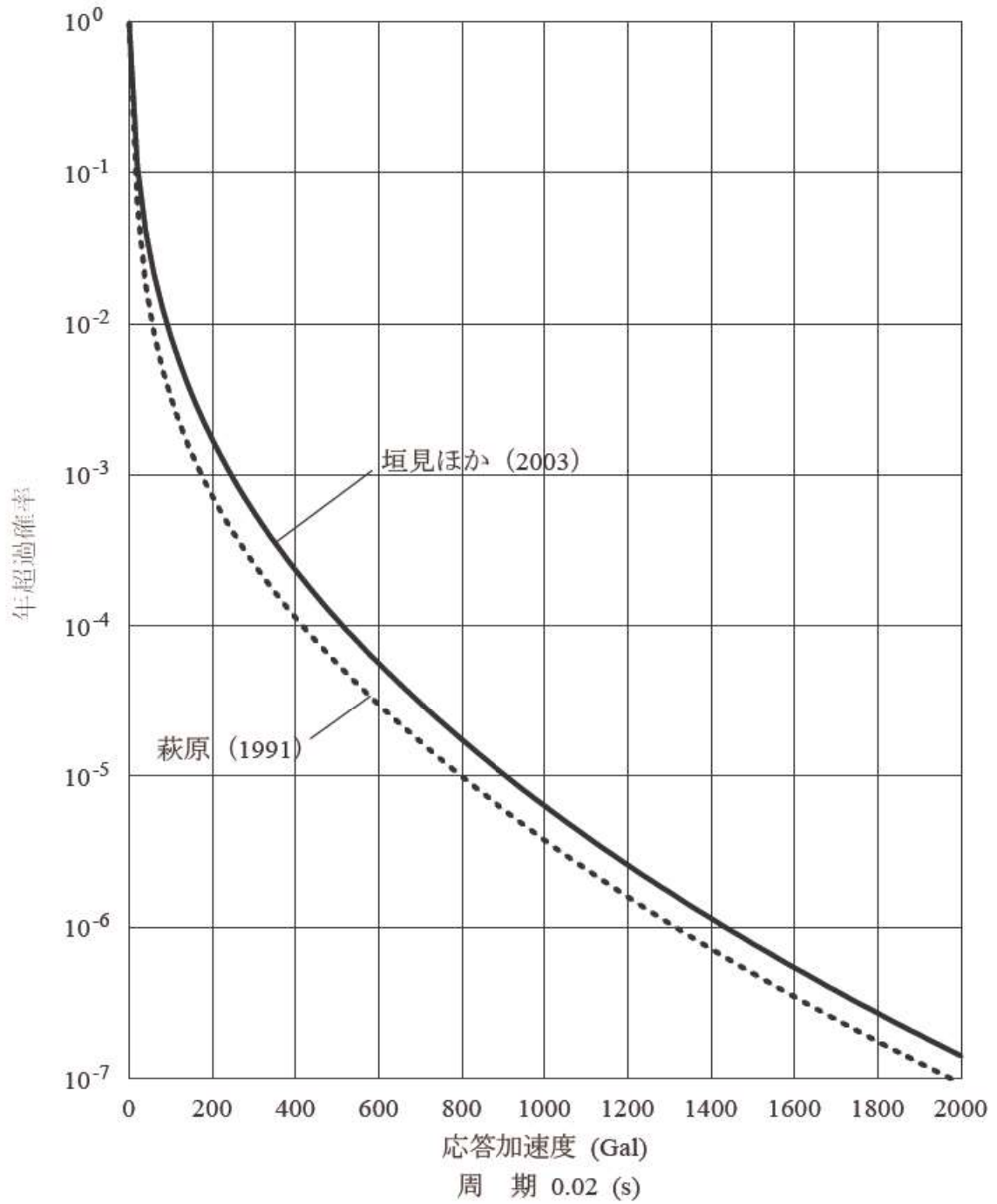
第3.2.1.b-5図 (1/5) 震源ごとのハザード曲線 (特定震源)



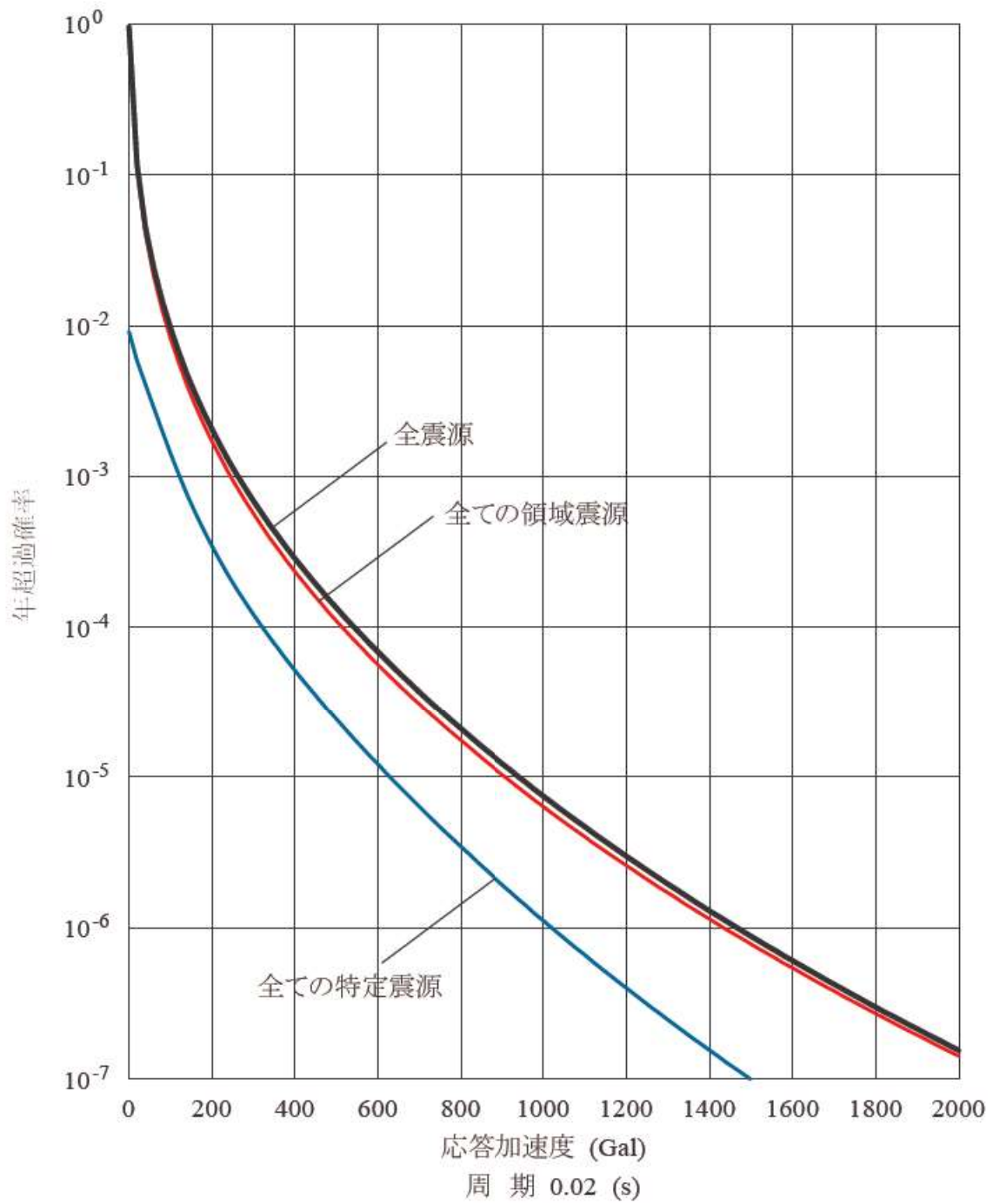
第3.2.1.b-5図 (2/5) 震源ごとのハザード曲線
(萩原 (1991) に基づく領域震源)



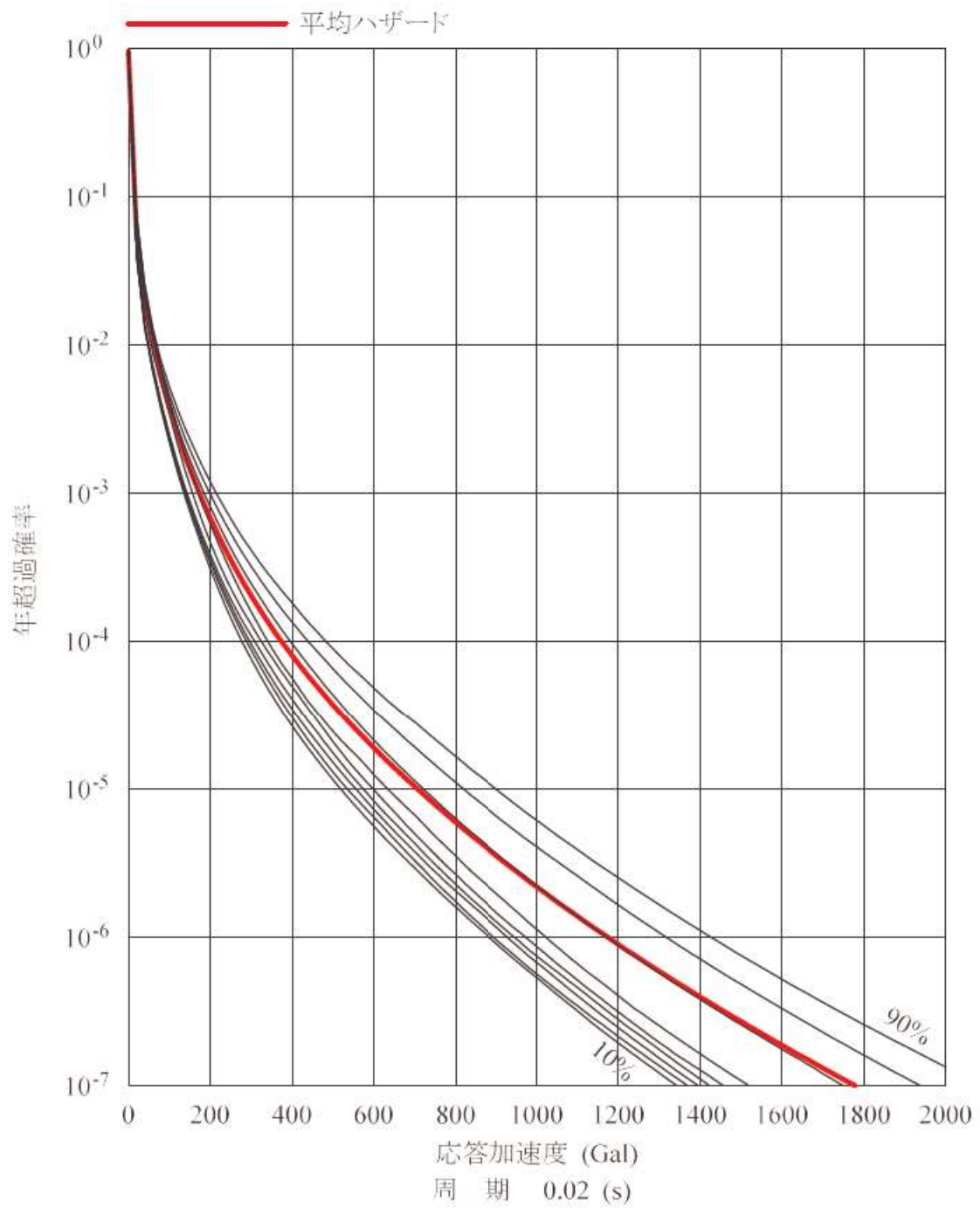
第 3.2.1. b-5 図 (3/5) 震源ごとのハザード曲線
(垣見ほか (2003) に基づく領域震源)



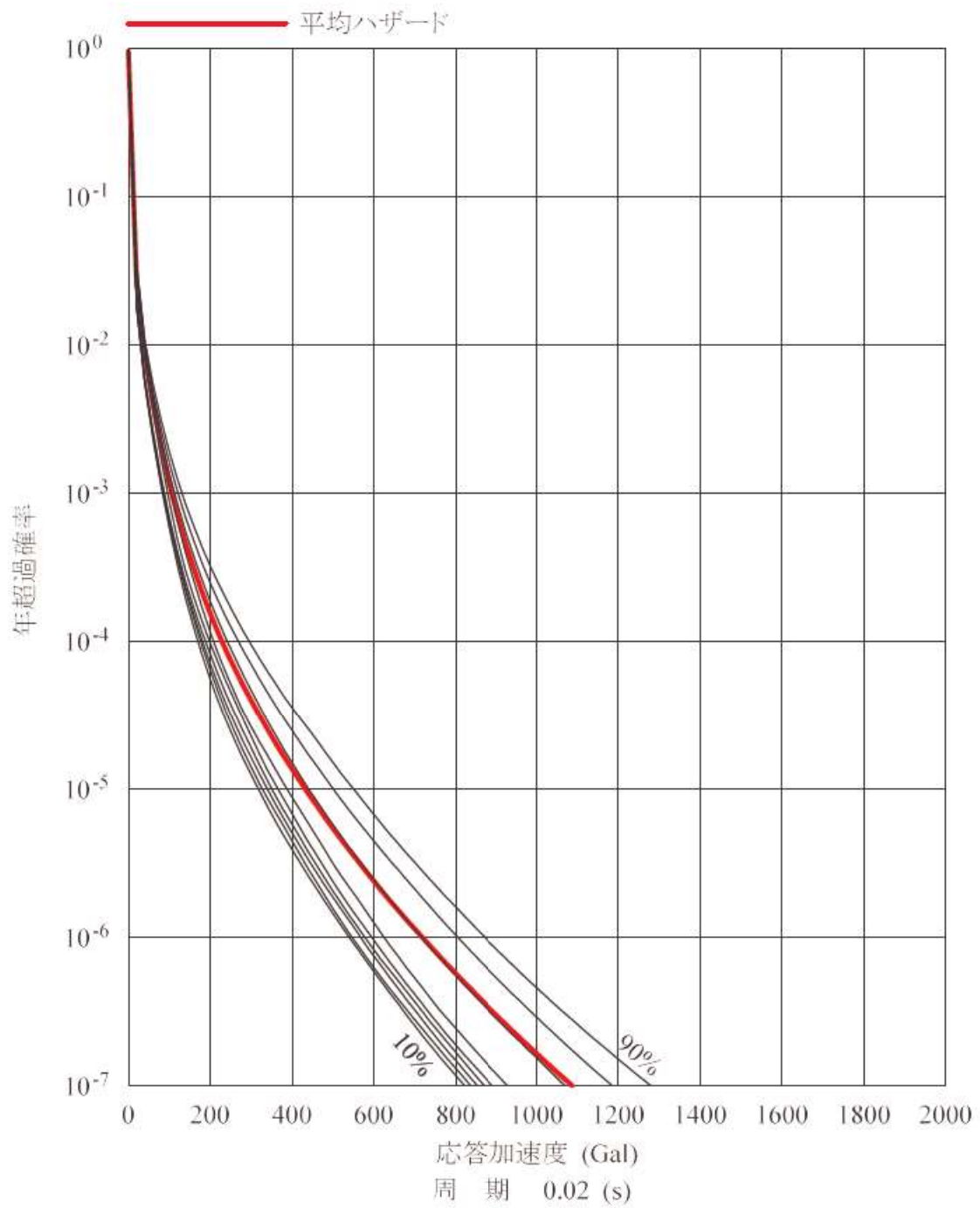
第 3.2.1.b-5 図 (4/5) 震源ごとのハザード曲線 (領域震源)



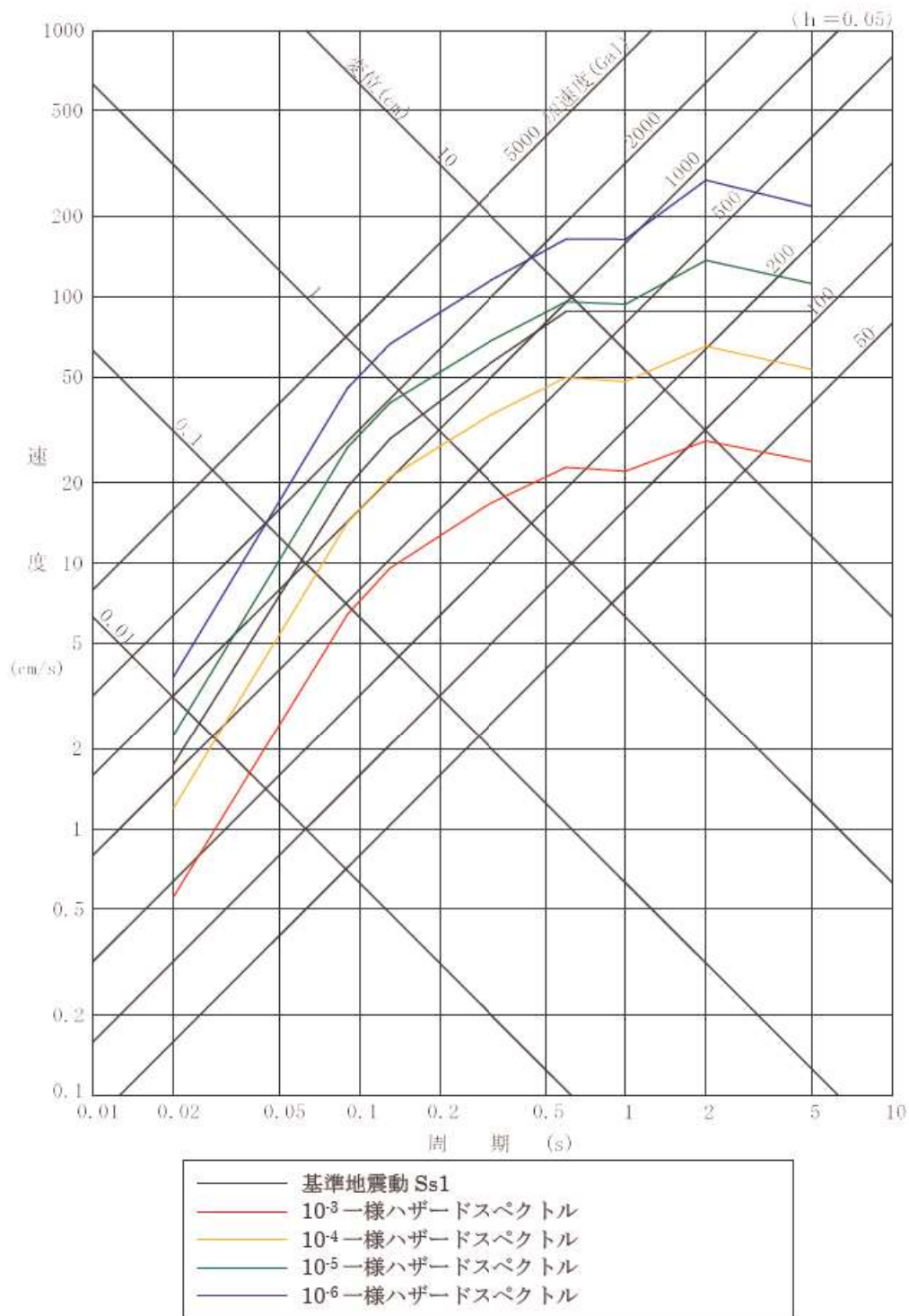
第3.2.1.b-5図 (5/5) 震源ごとのハザード曲線 (全震源)



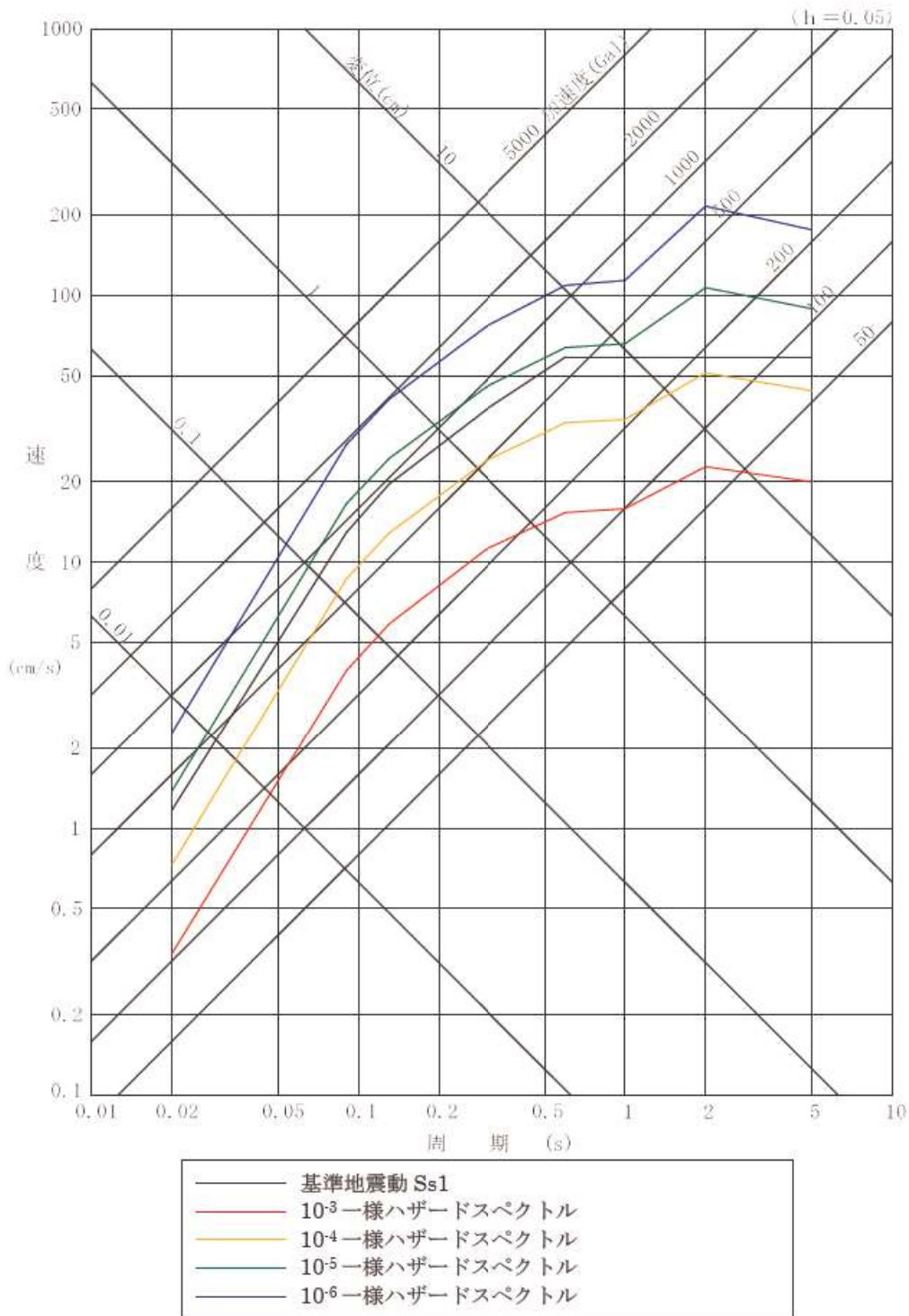
第3.2.1.b-6図 (1/2) フラクタイル地震ハザード曲線 (水平方向)



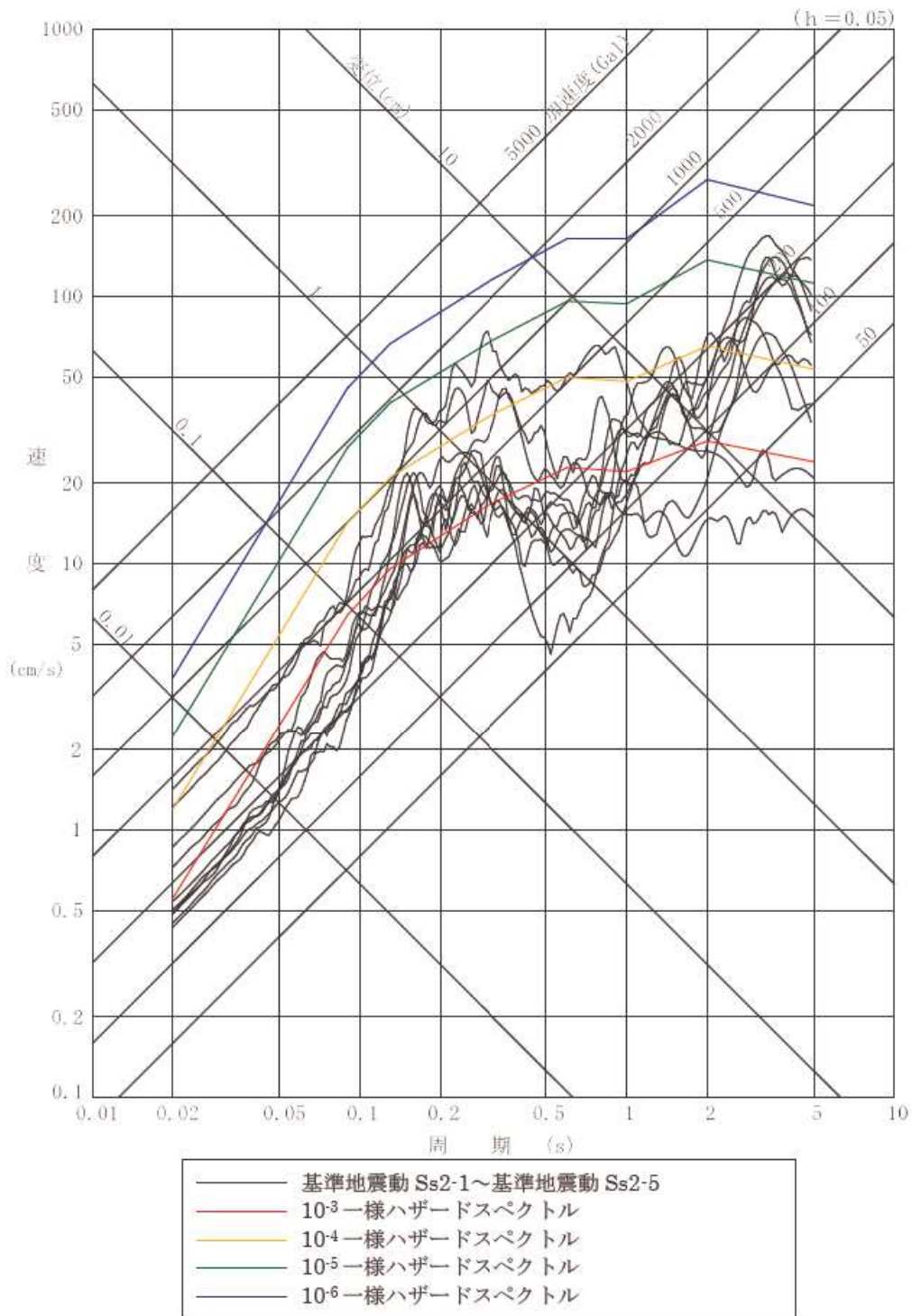
第3.2.1.b-6図 (2/2) フラクタイル地震ハザード曲線 (鉛直方向)



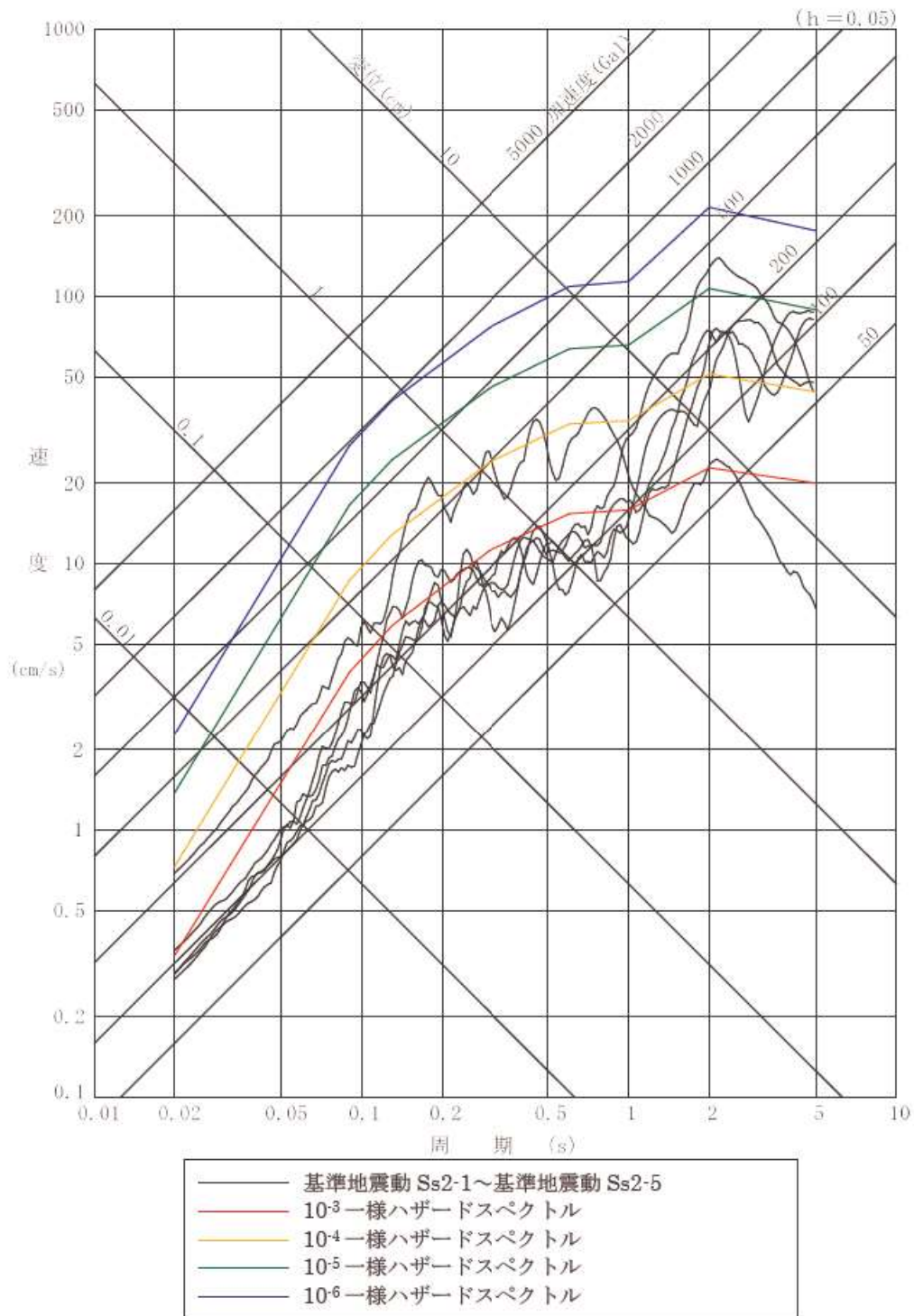
第 3.2.1.b-7 図 (1/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)



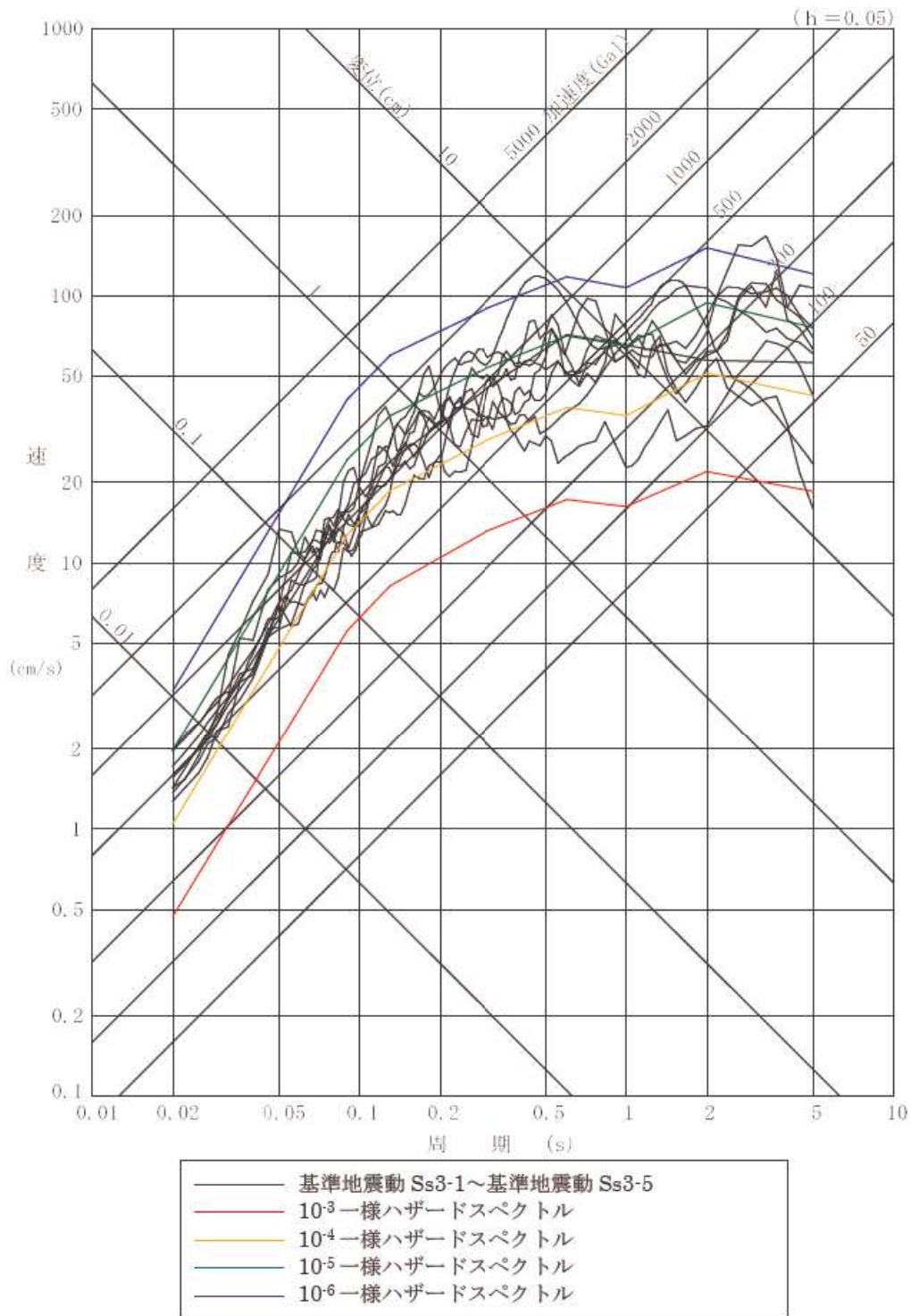
第 3.2.1.b-7 図 (2/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向)



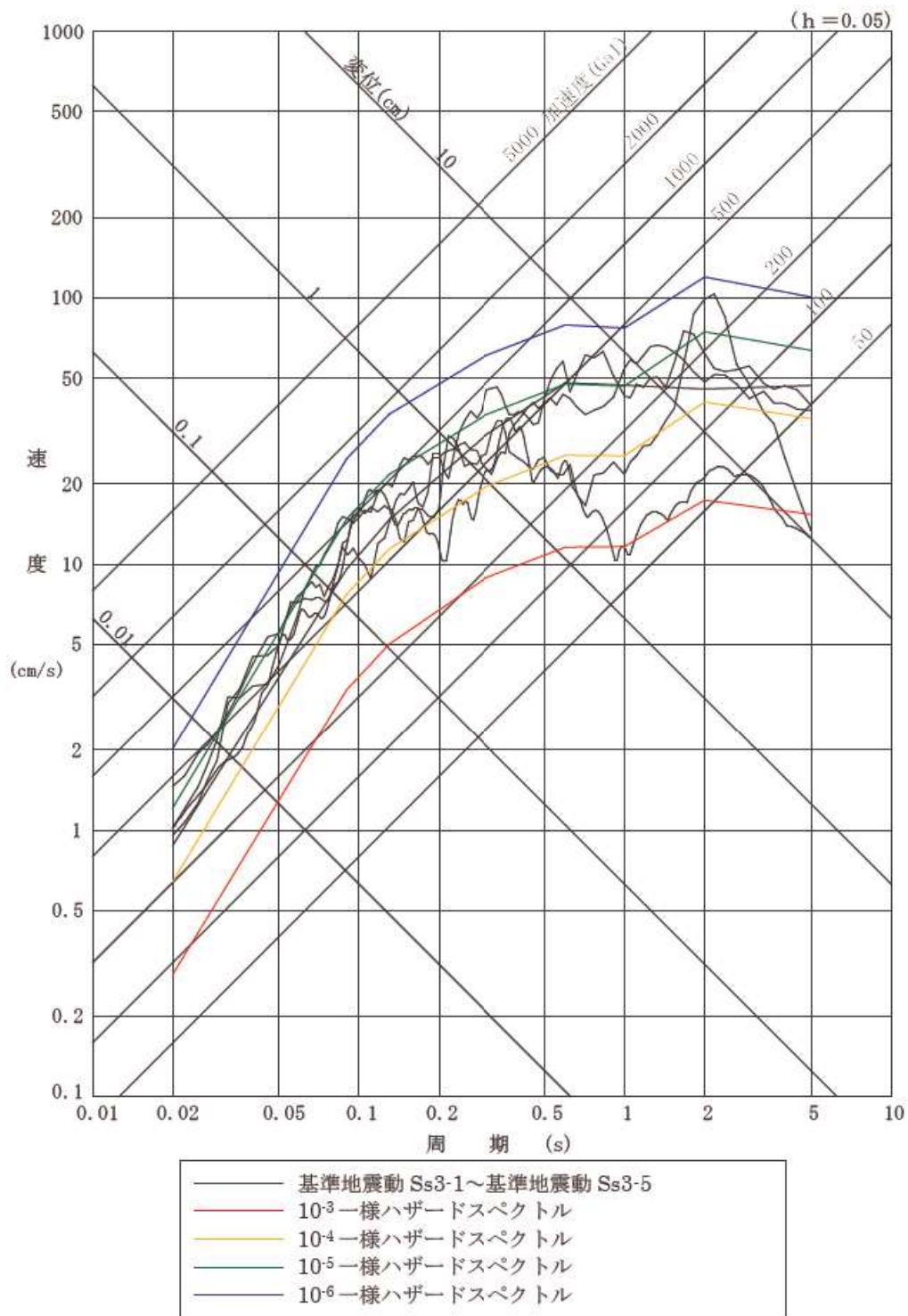
第 3.2.1.b-7 図 (3/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)



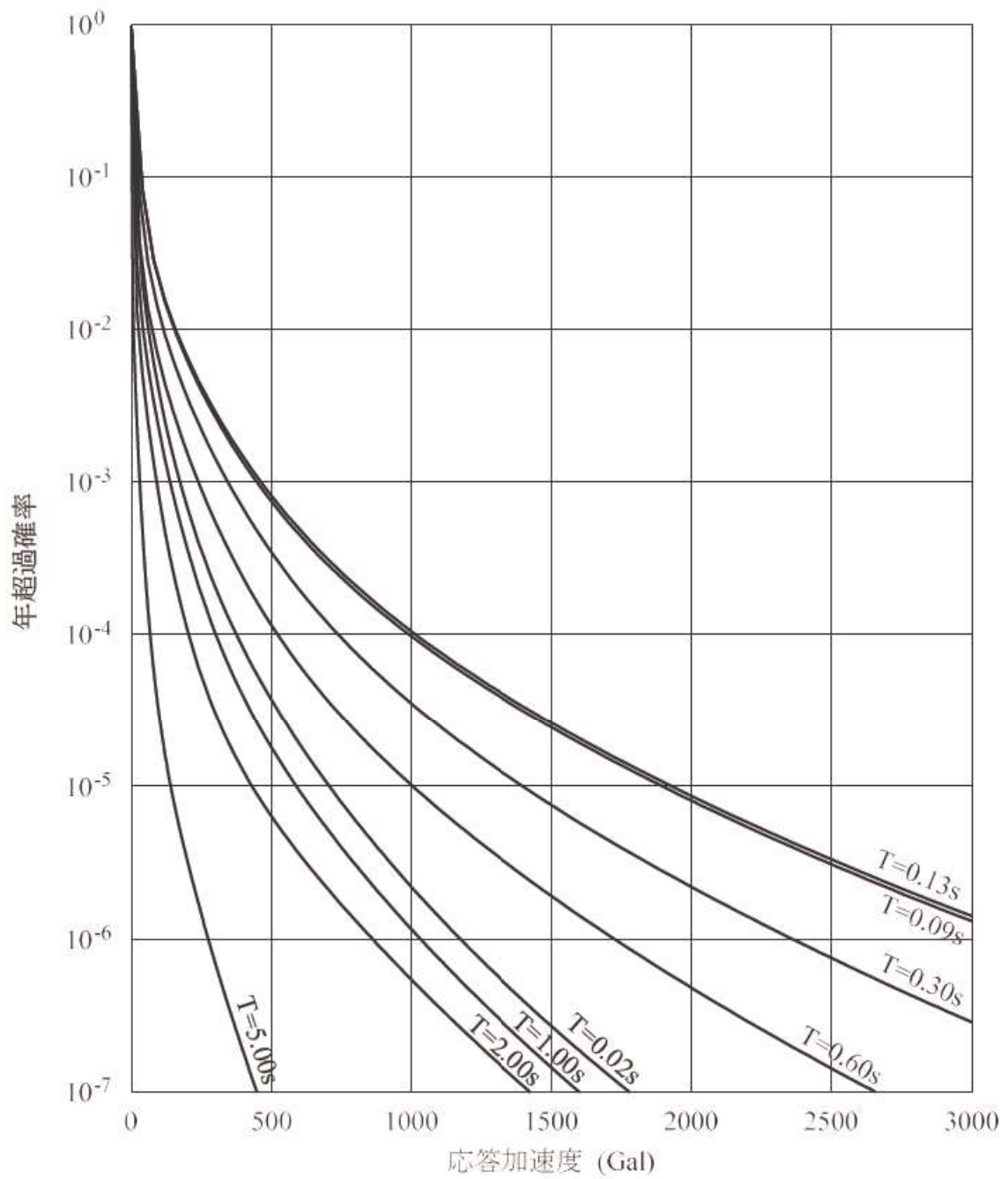
第 3.2.1.b-7 図 (4/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向)



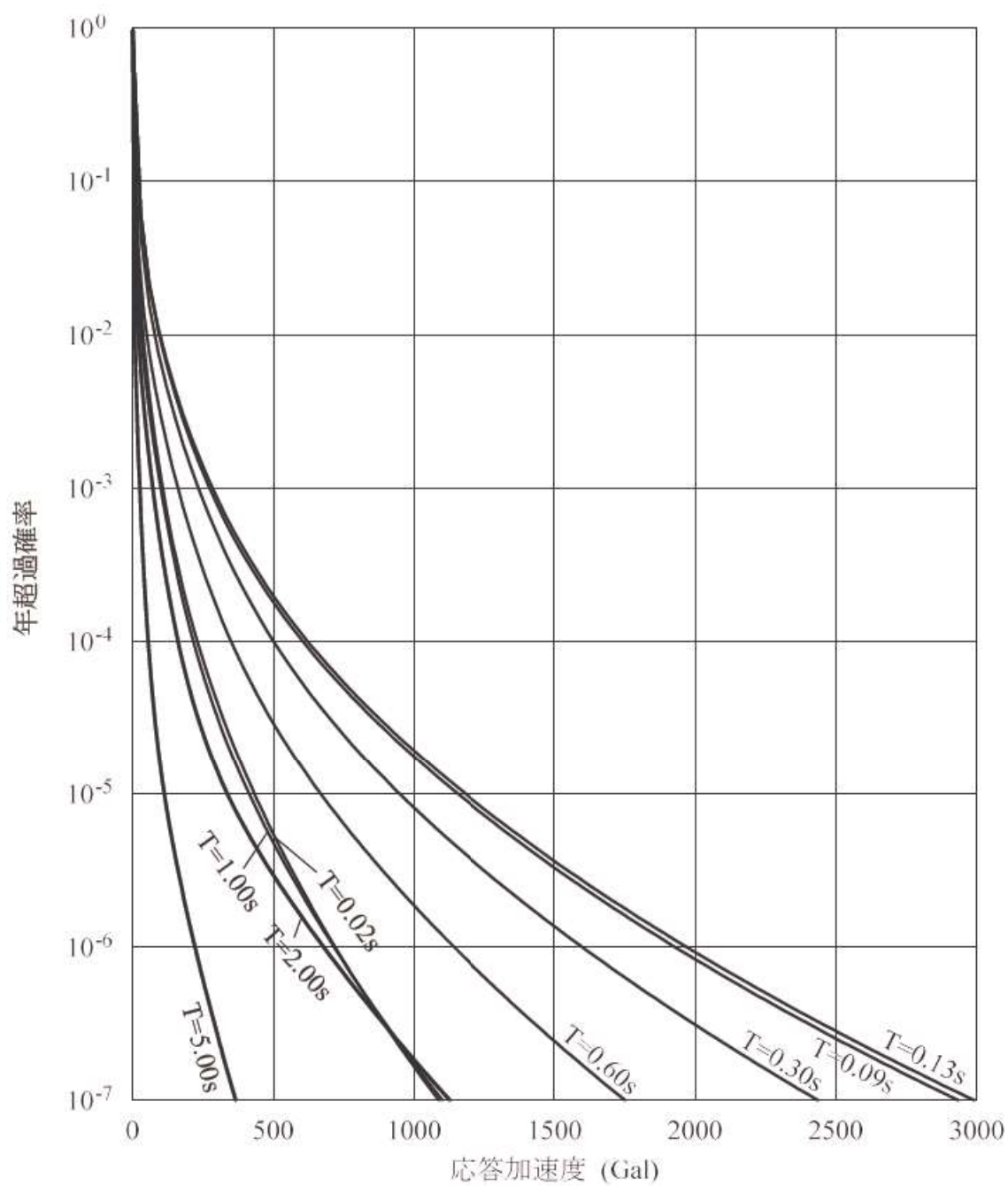
第 3.2.1.b-7 図 (5/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル (領域震源) との比較 (水平方向)



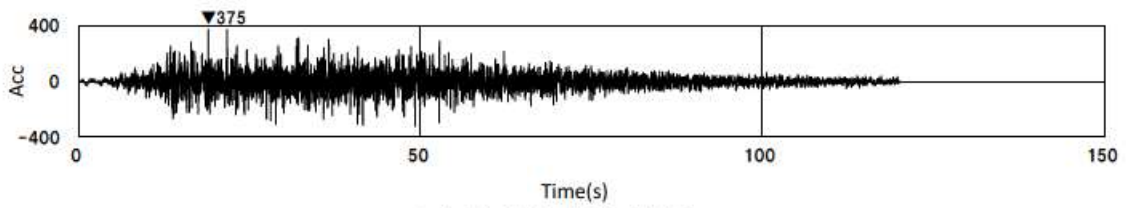
第3.2.1.b-7図 (6/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル (領域震源) との比較 (鉛直方向)



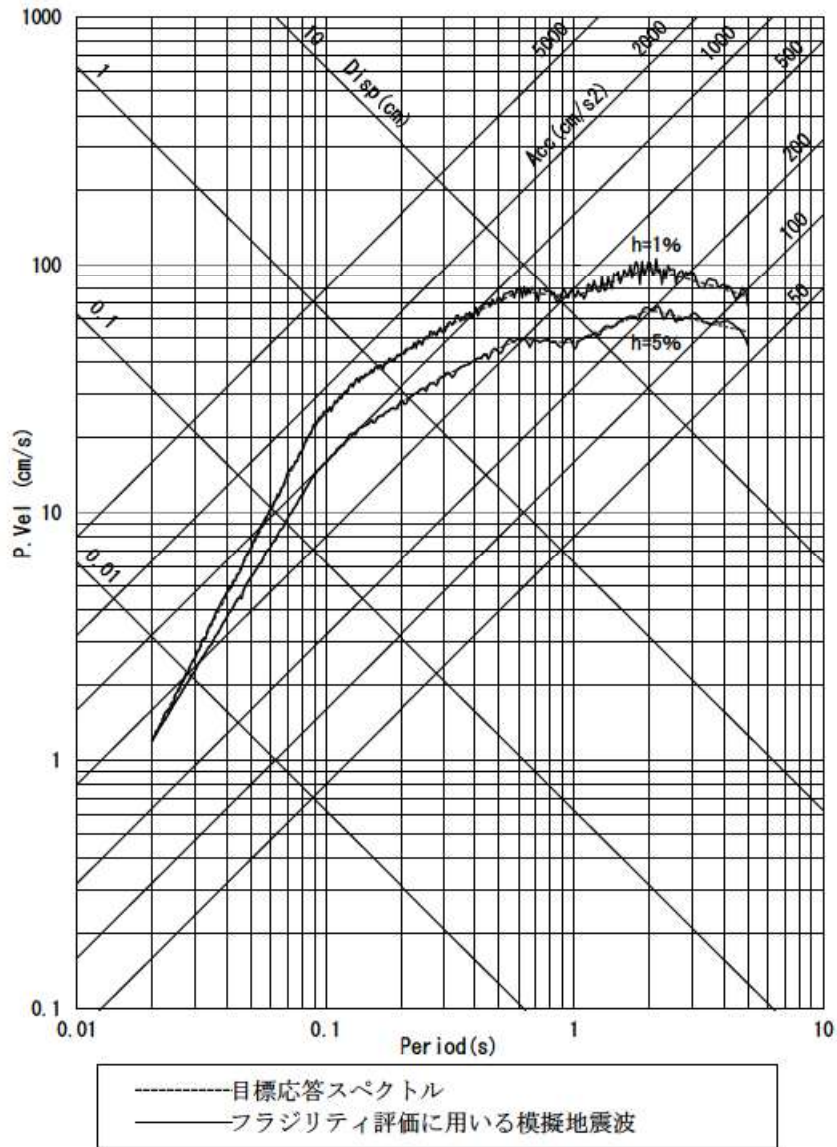
第 3.2.1.b-8 図 (1/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (水平方向)



第 3.2.1. b-8 図 (2/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (鉛直方向)

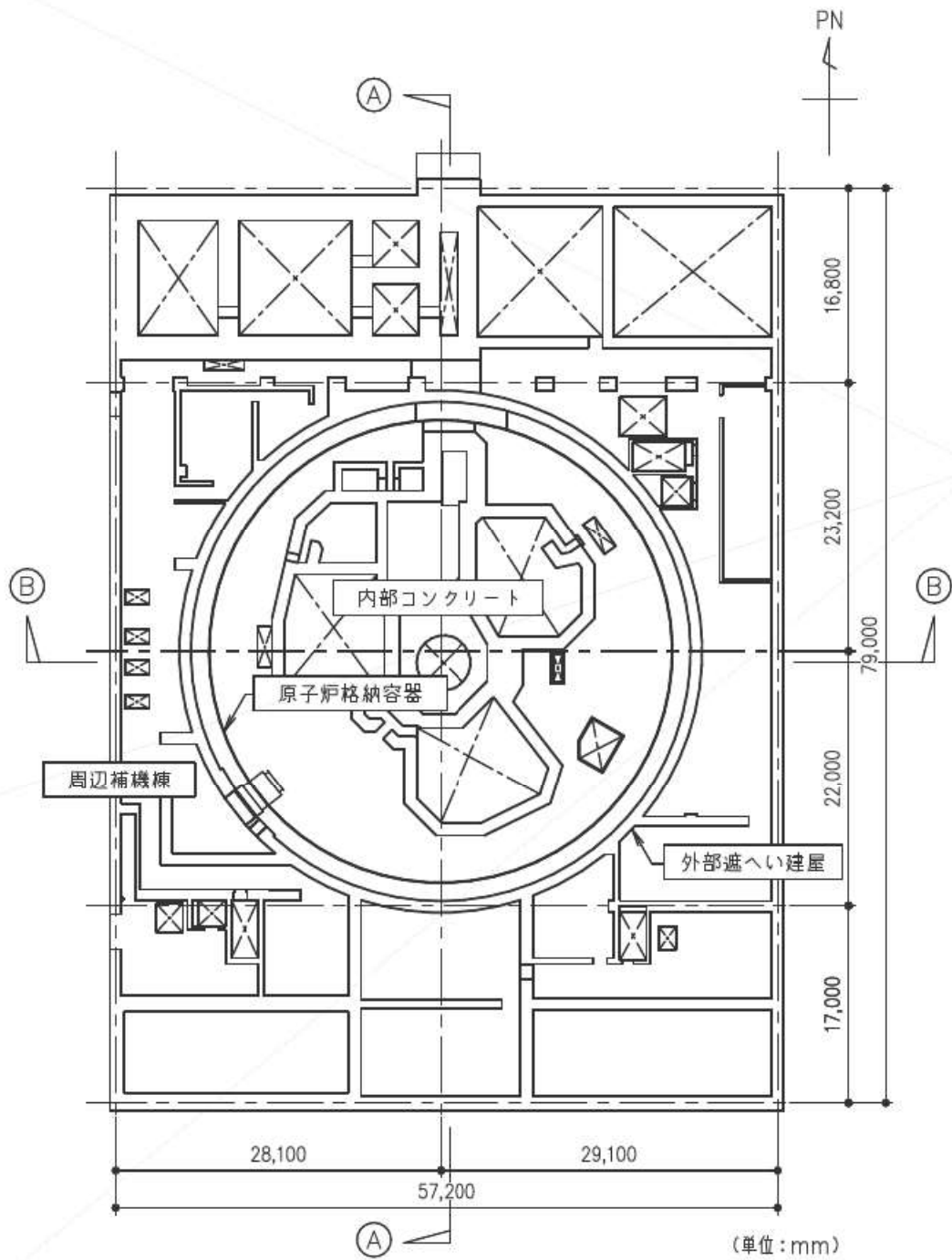


(1) 加速度時刻歴波形

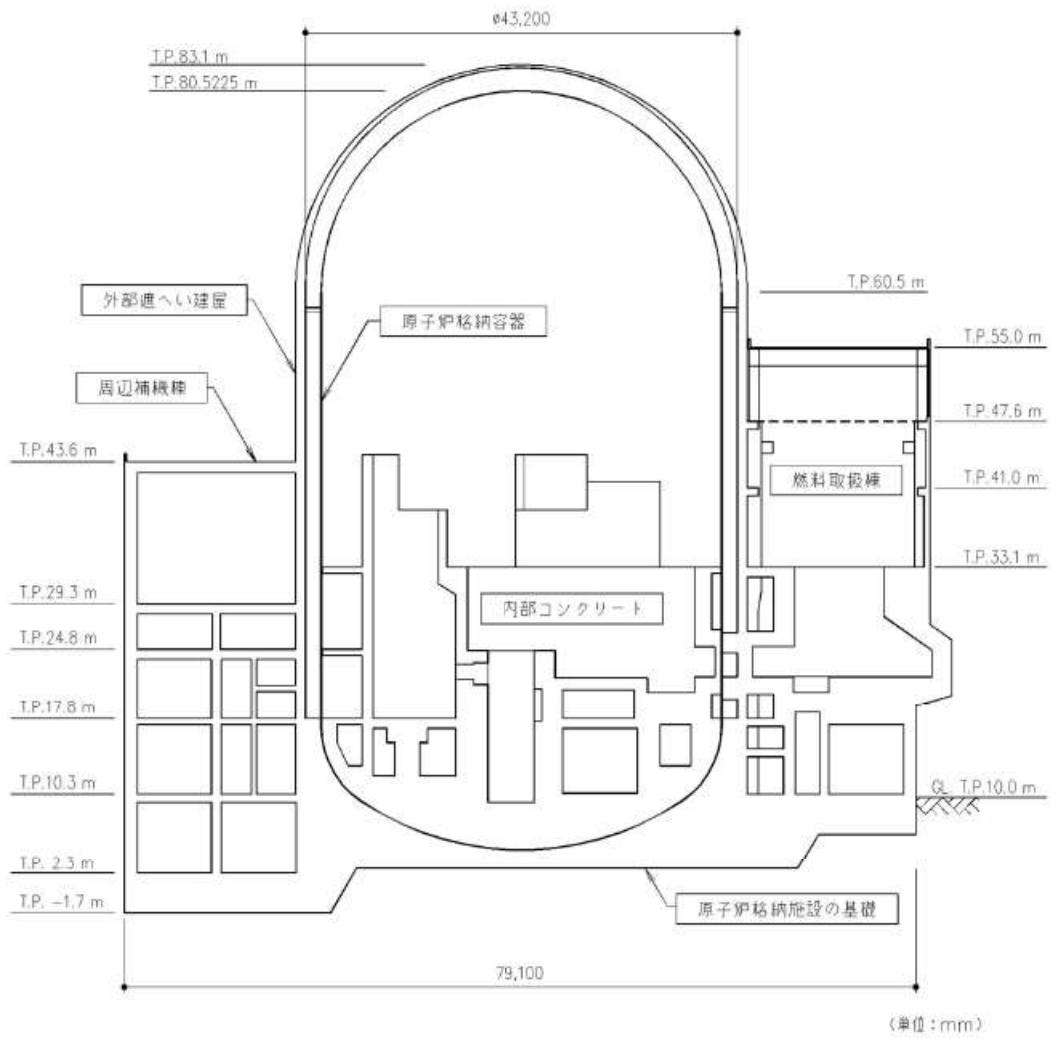


(2) 応答スペクトル

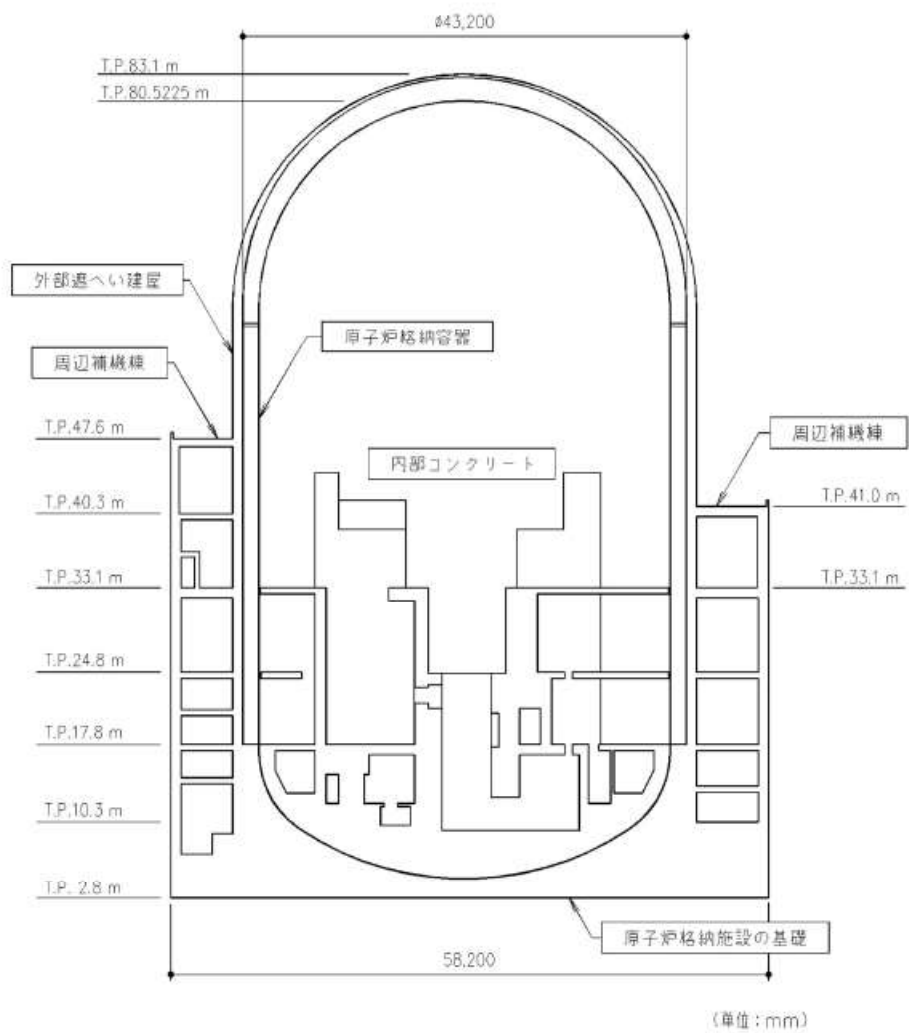
第 3.2.1. b-9 図 フラジリティ評価用地震動
(年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波)



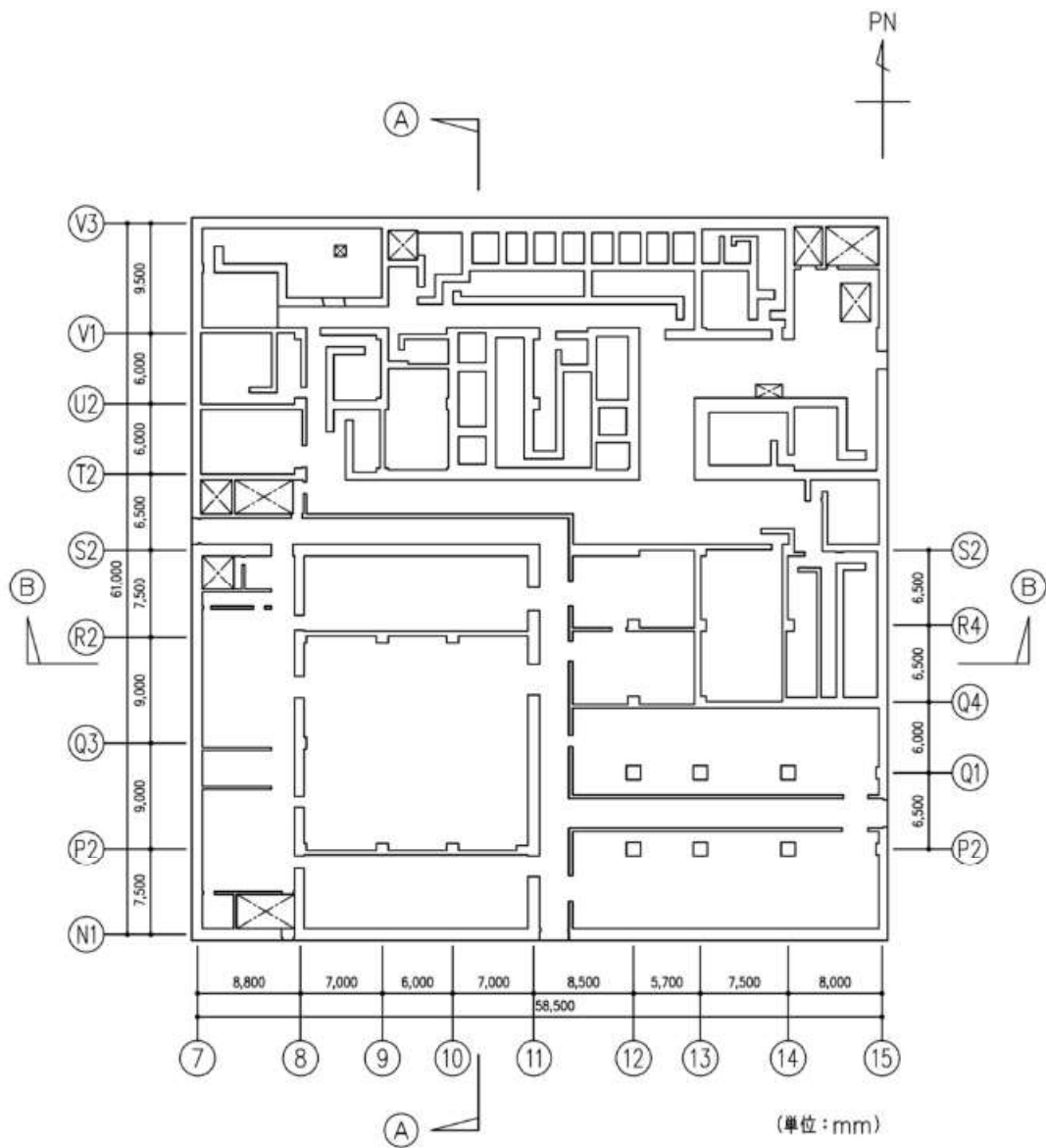
第 3. 2. 1. c-1-1 図 (1/3) 原子炉建屋の概要 (平面図) (T. P. 24. 8m)



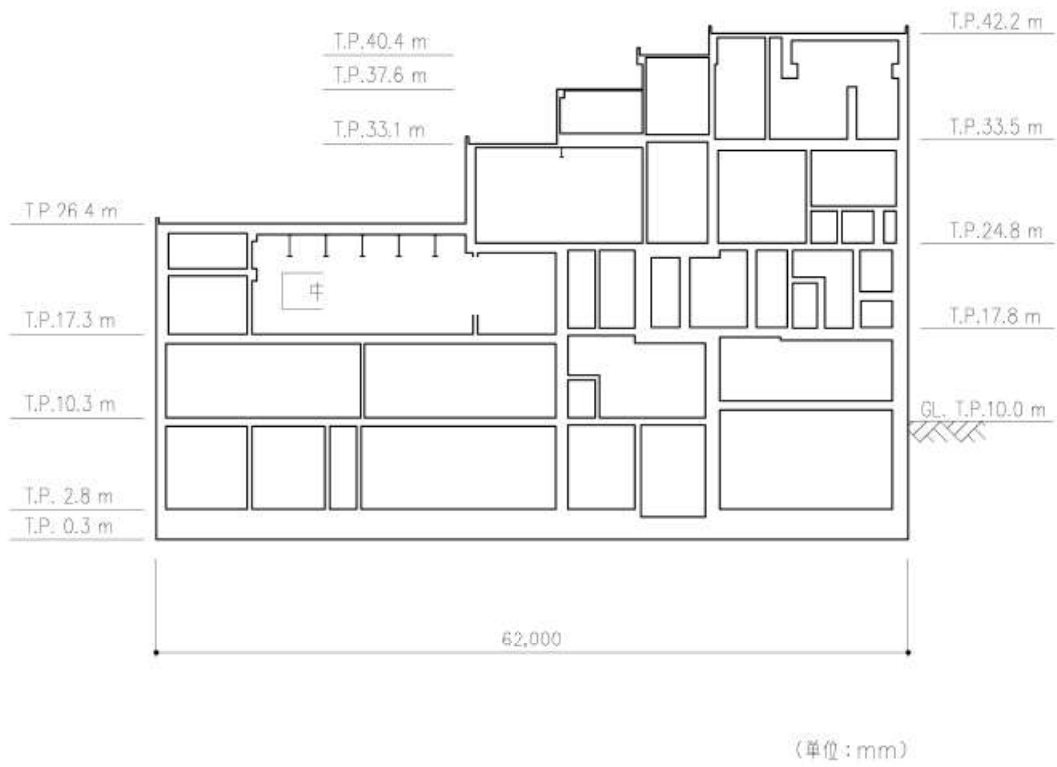
第 3. 2. 1. c-1-1 図 (2/3) 原子炉建屋の概要 (平面図) (A-A 断面)



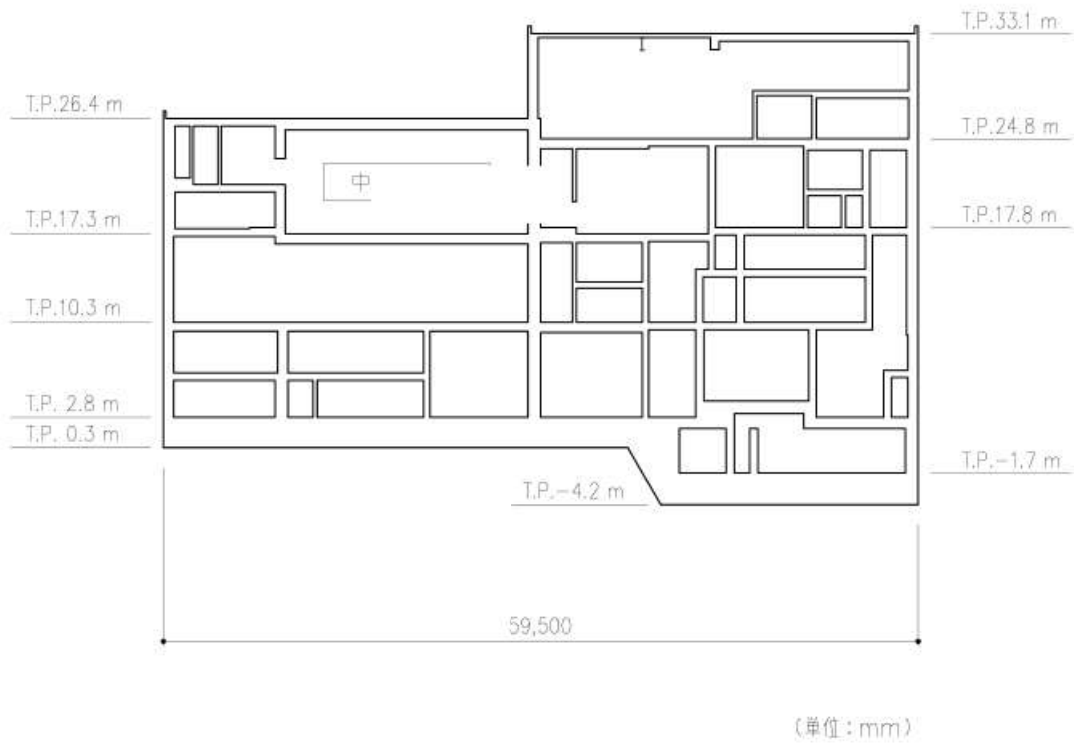
第 3. 2. 1. c-1-1 図 (3/3) 原子炉建屋の概要 (断面図) (B-B 断面)



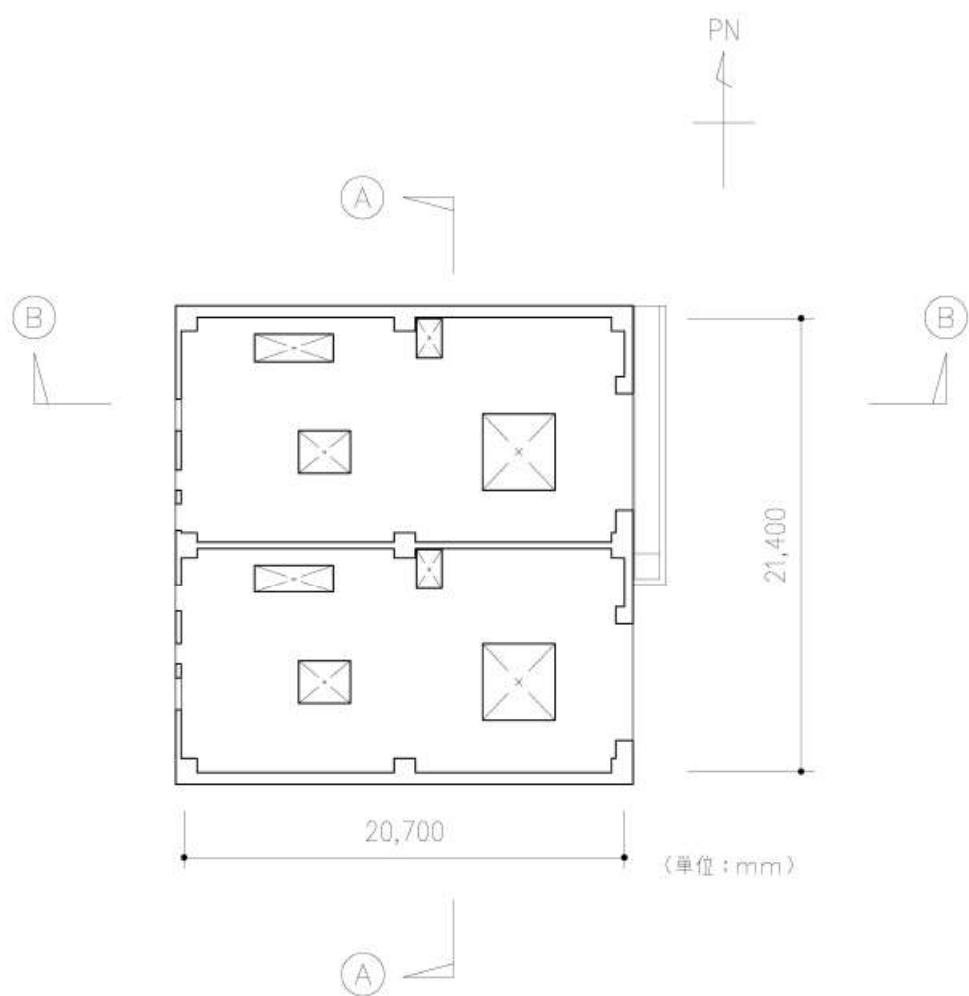
第 3.2.1. c-1-2 図 (1/3) 原子炉補助建屋の概要 (平面図) (T. P. 17. 8m)



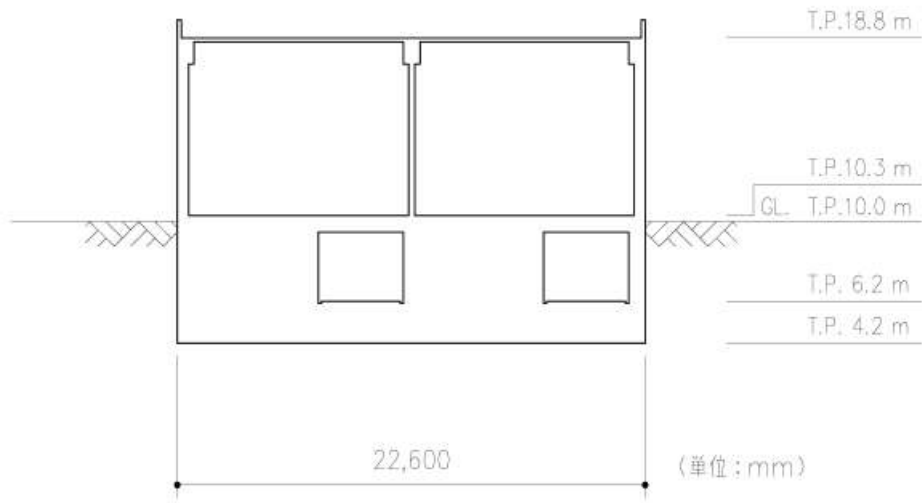
第3.2.1.c-1-2 図 (2/3) 原子炉補助建屋の概要 (断面図) (A-A 断面)



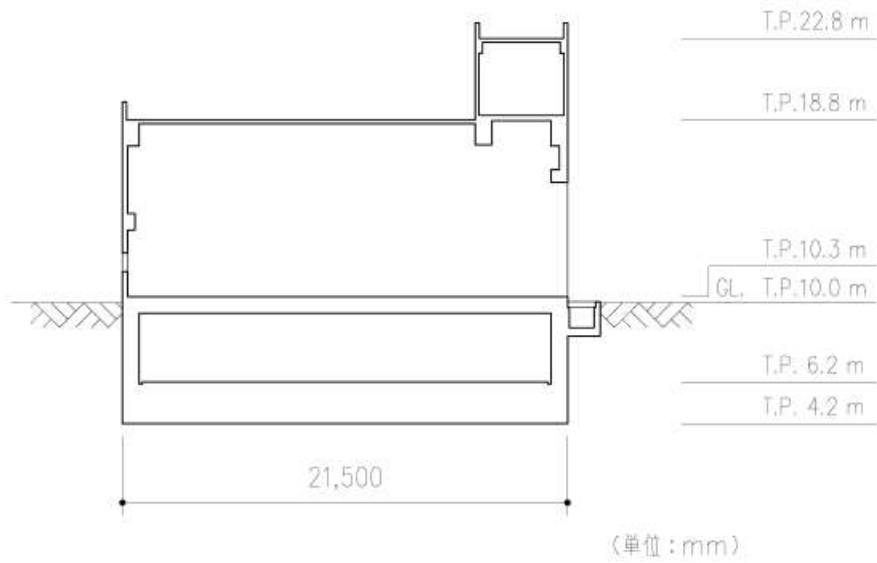
第 3. 2. 1. c-1-2 図 (3/3) 原子炉補助建屋の概要 (断面図) (B-B 断面)



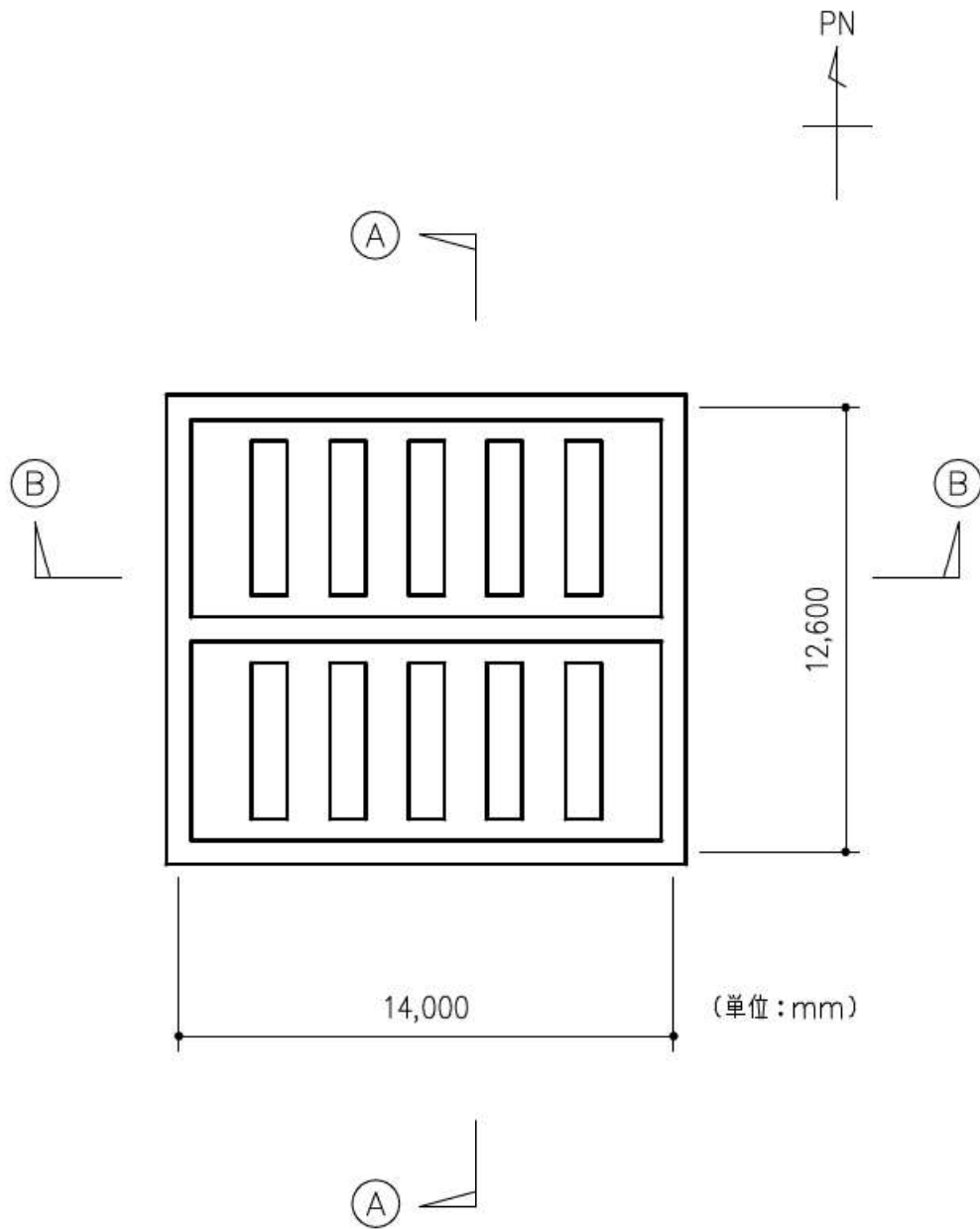
第 3.2.1.c-1-3 図 (1/3) ディーゼル発電機建屋の概要 (平面図) (T. P. 10. 3m)



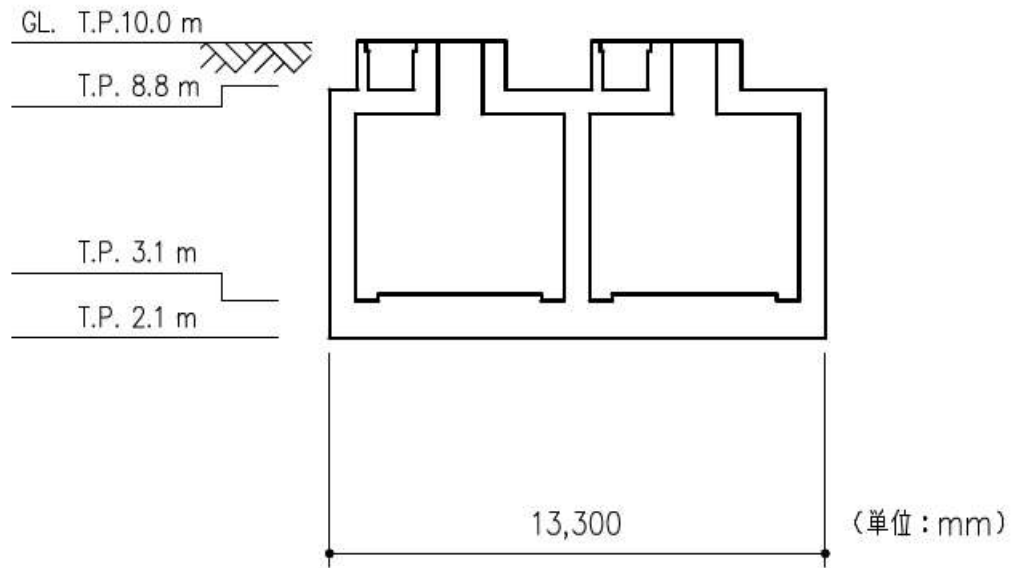
第 3. 2. 1. e-1-3 図 (2/3) ディーゼル発電機建屋の概要 (断面図) (A-A 断面)



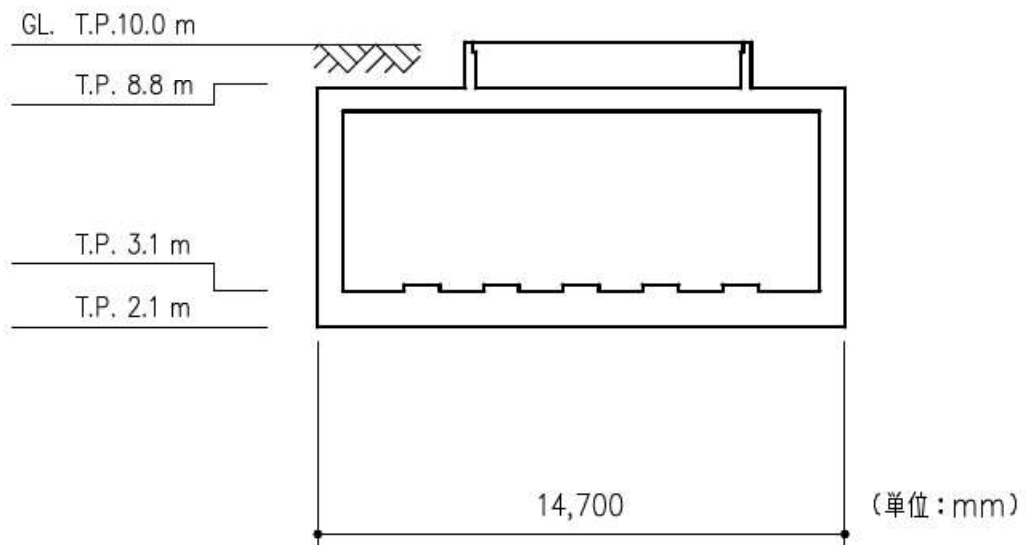
第 3. 2. 1. e-1-3 図 (3/3) ディーゼル発電機建屋の概要 (断面図) (B-B 断面)



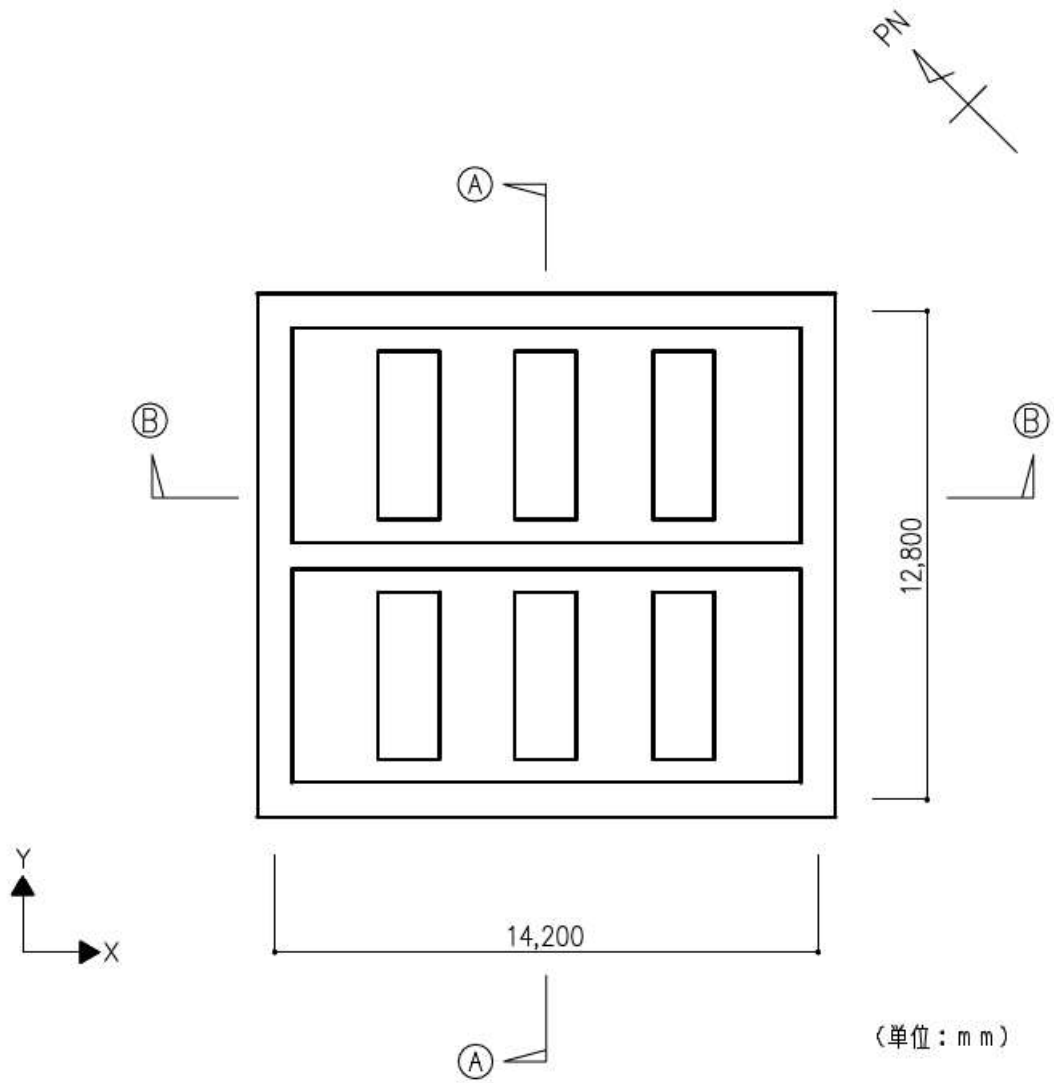
第 3. 2. 1. c-1-4 図 (1/3) A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図) (T. P. 3. 1m)



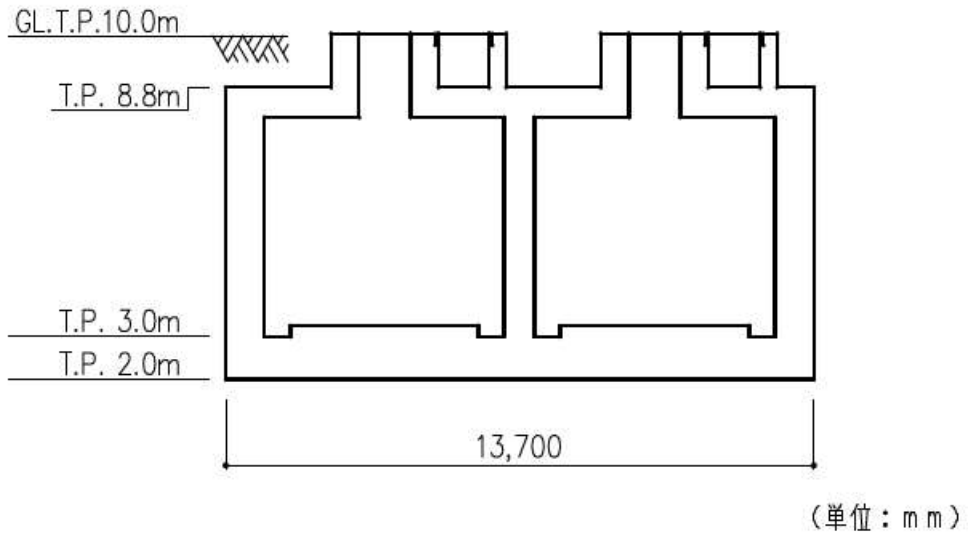
第 3.2.1. c-1-4 図 (2/3) A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (A-A 断面)



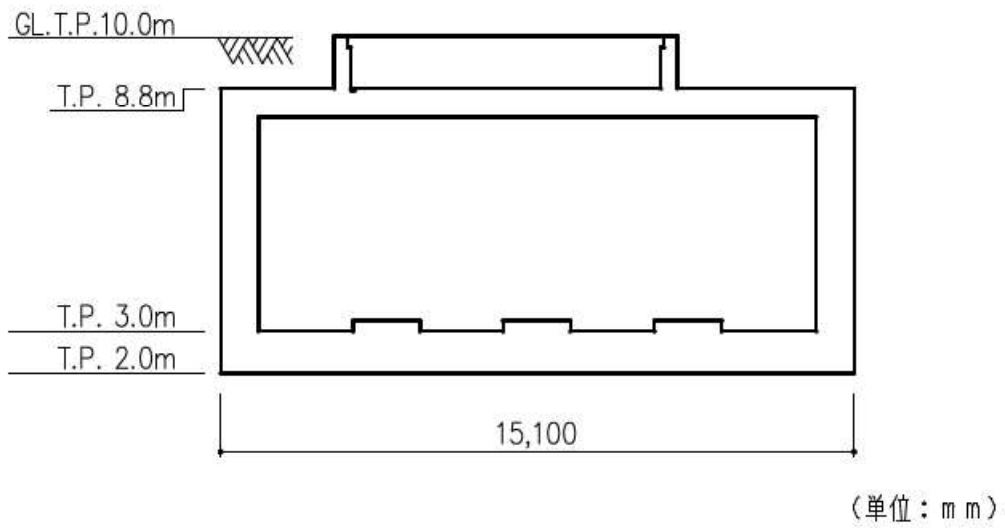
第 3.2.1. c-1-4 図 (3/3) A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (B-B 断面)



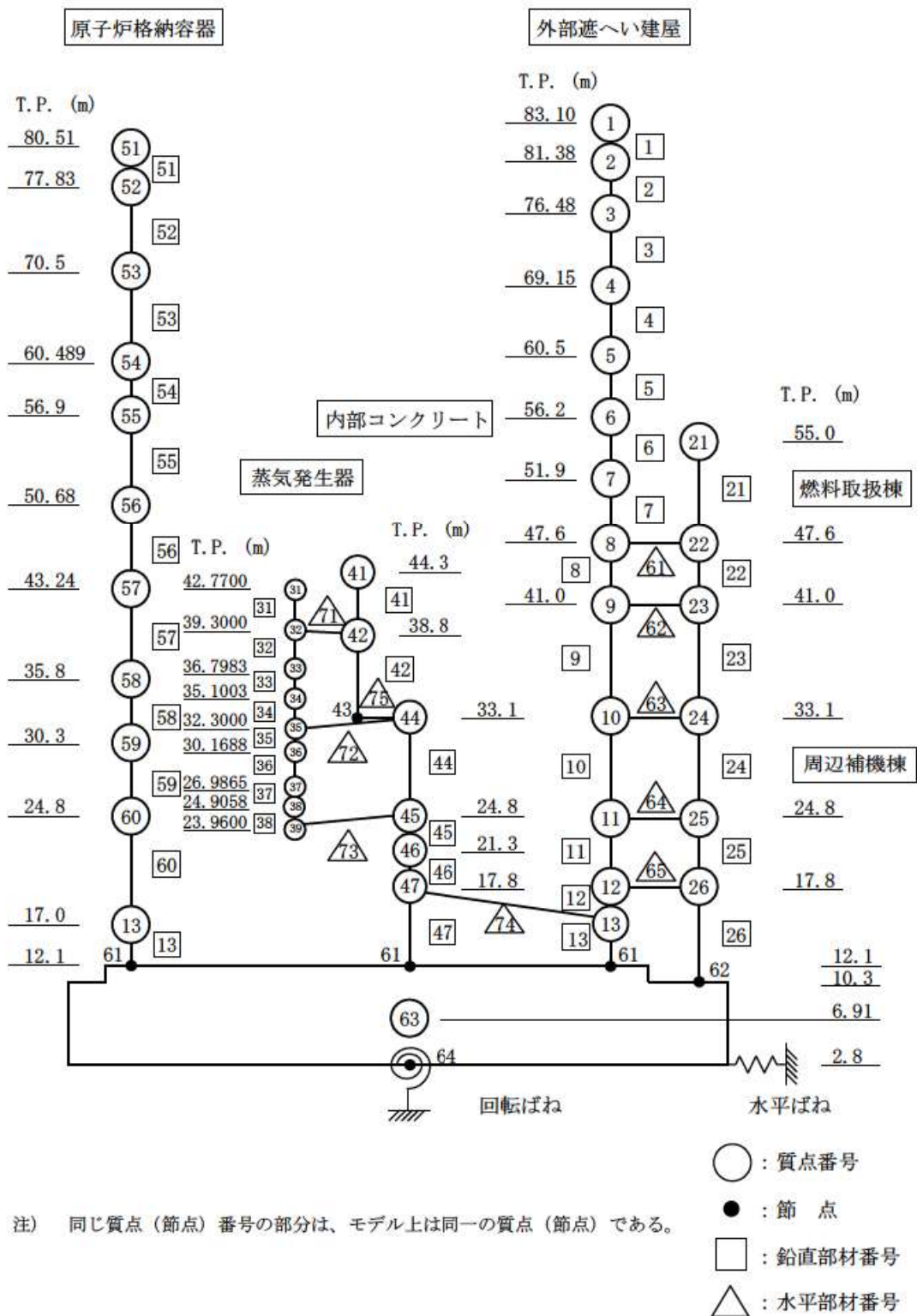
第 3. 2. 1. c-1-5 図 (1/3) B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図) (T. P. 3. 0m)



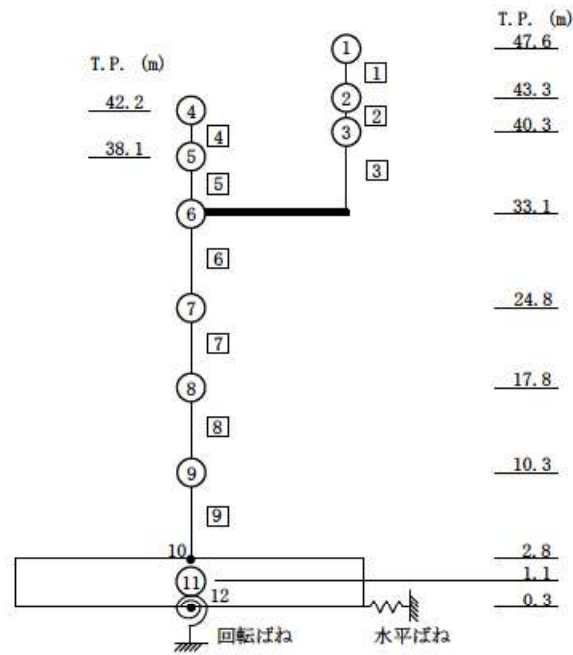
第 3. 2. 1. c-1-5 図 (2/3) B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (A-A 断面)



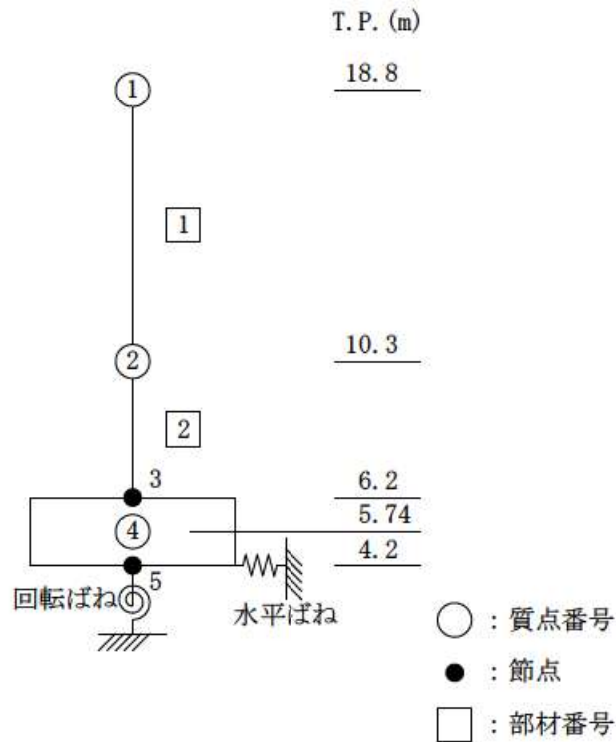
第 3. 2. 1. c-1-5 図 (3/3) B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (B-B 断面)



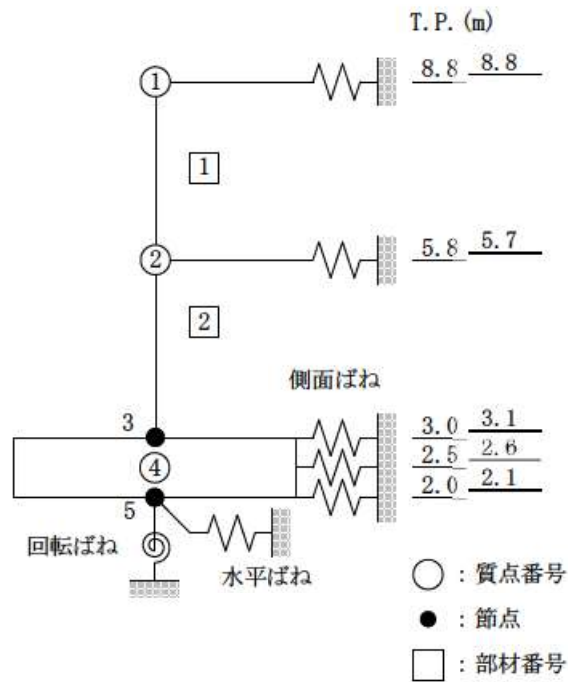
第 3.2.1.c-6 図 解析モデル (原子炉建屋 水平方向)



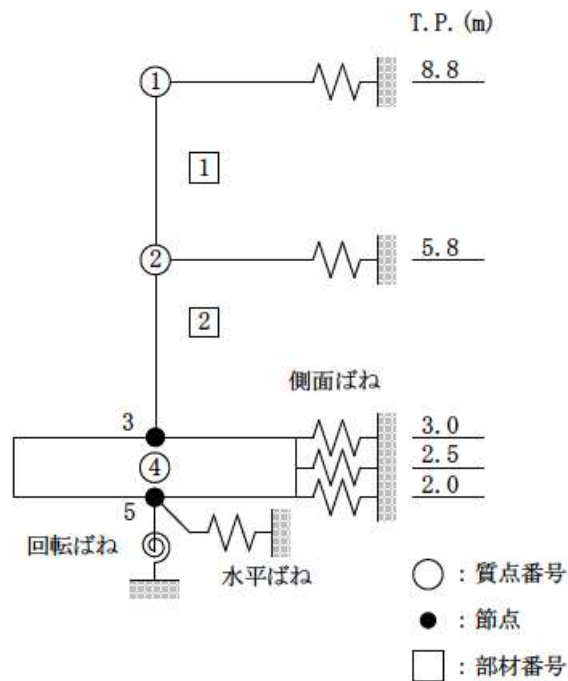
第 3.2.1. c-7 図 解析モデル (原子炉補助建屋 水平方向)



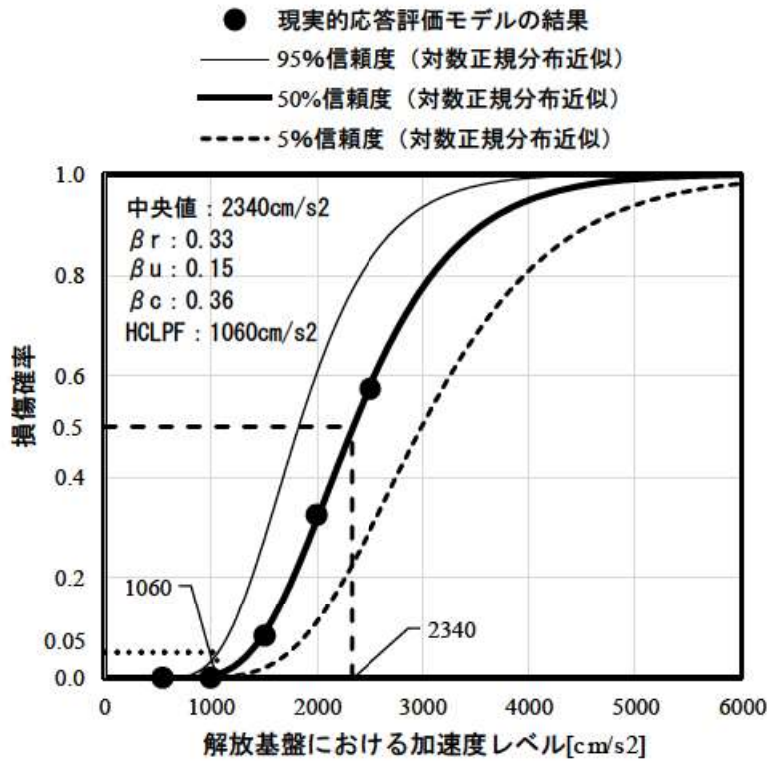
第 3.2.1. c-8 図 解析モデル (ディーゼル発電機建屋 水平方向)



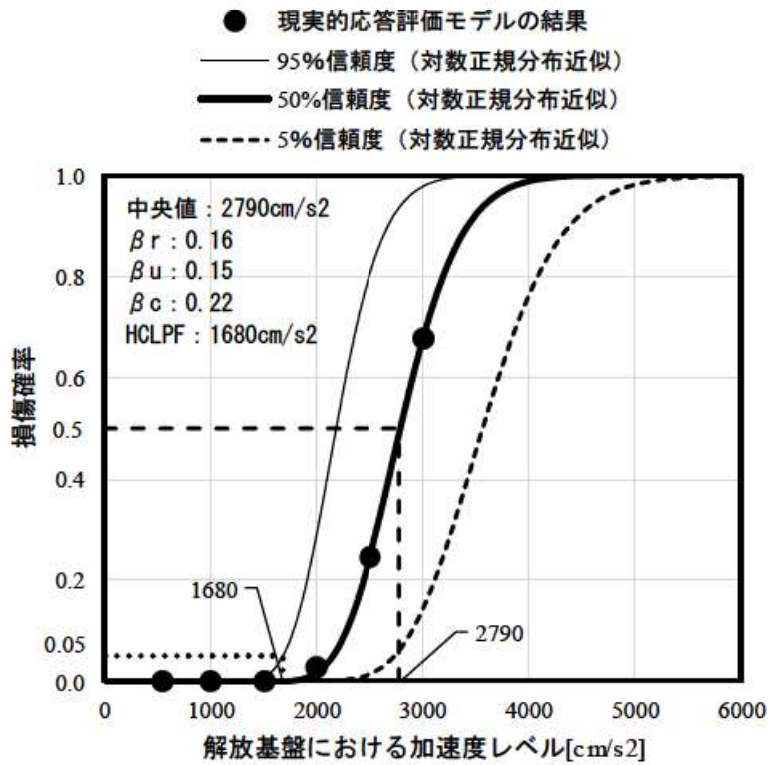
第 3.2.1. c-9 図 地震応答解析モデル (A1, A2-燃料油貯油槽タンク室 水平方向)



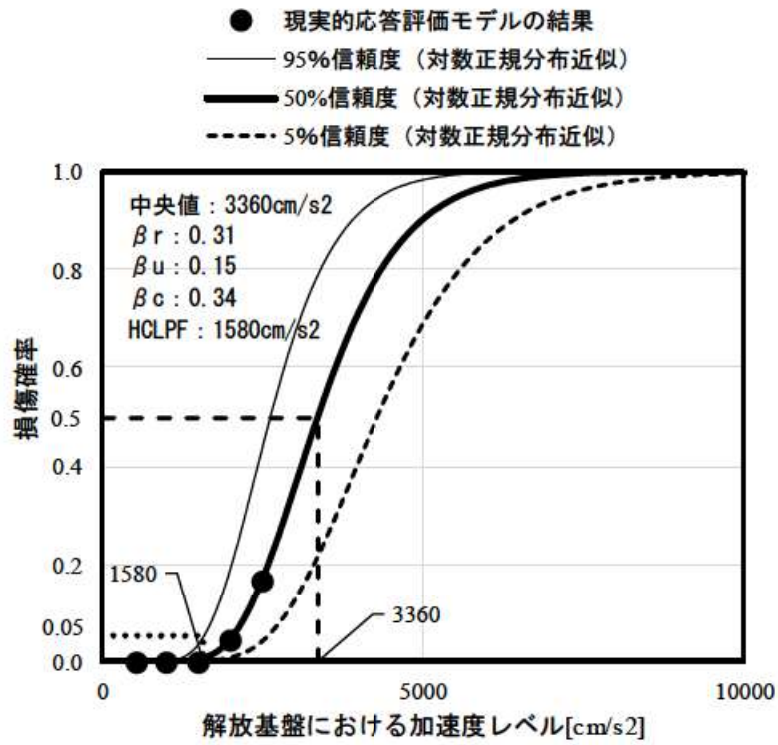
第 3.2.1. c-10 図 地震応答解析モデル (B1, B2-燃料油貯油槽タンク室 水平方向)



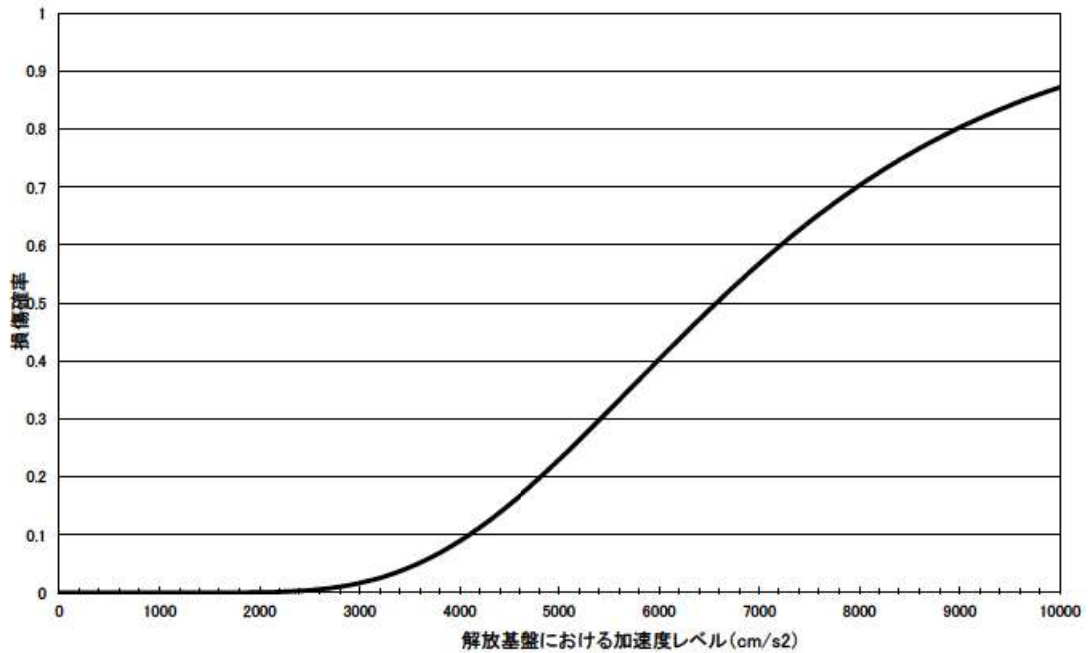
第 3.2.1. e-11 図 原子炉建屋のフラジリティ曲線 (NS 方向, 部材 6)



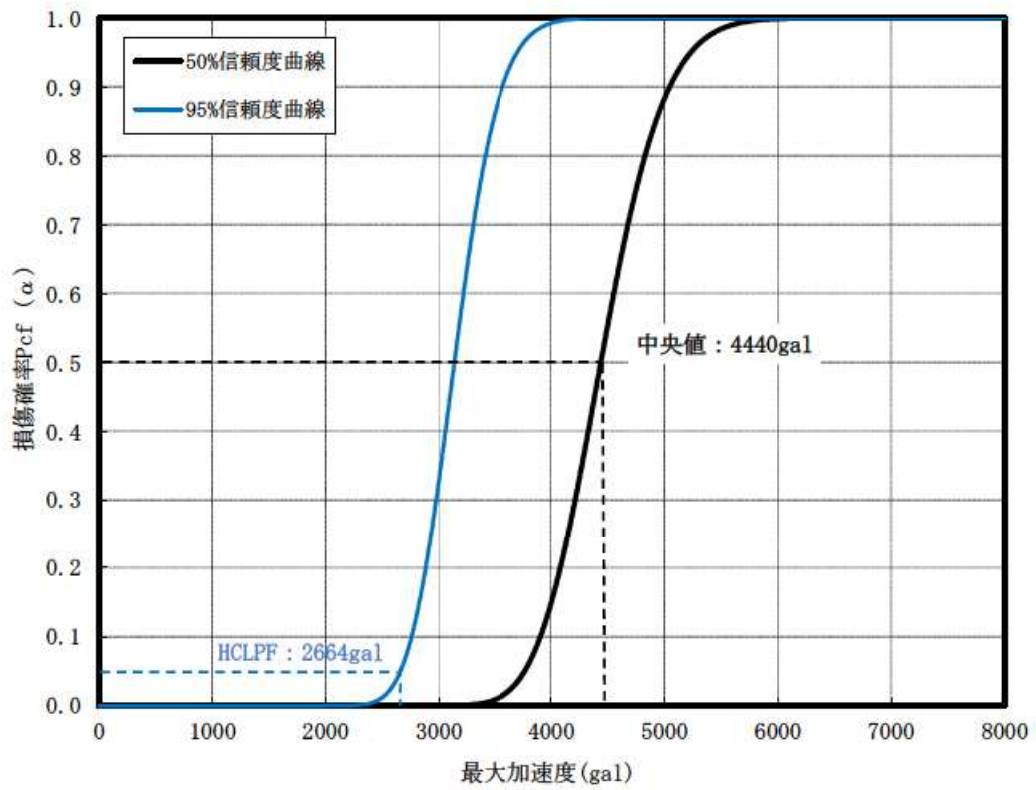
第 3.2.1. e-12 図 原子炉補助建屋のフラジリティ曲線 (EW 方向, 部材 9)



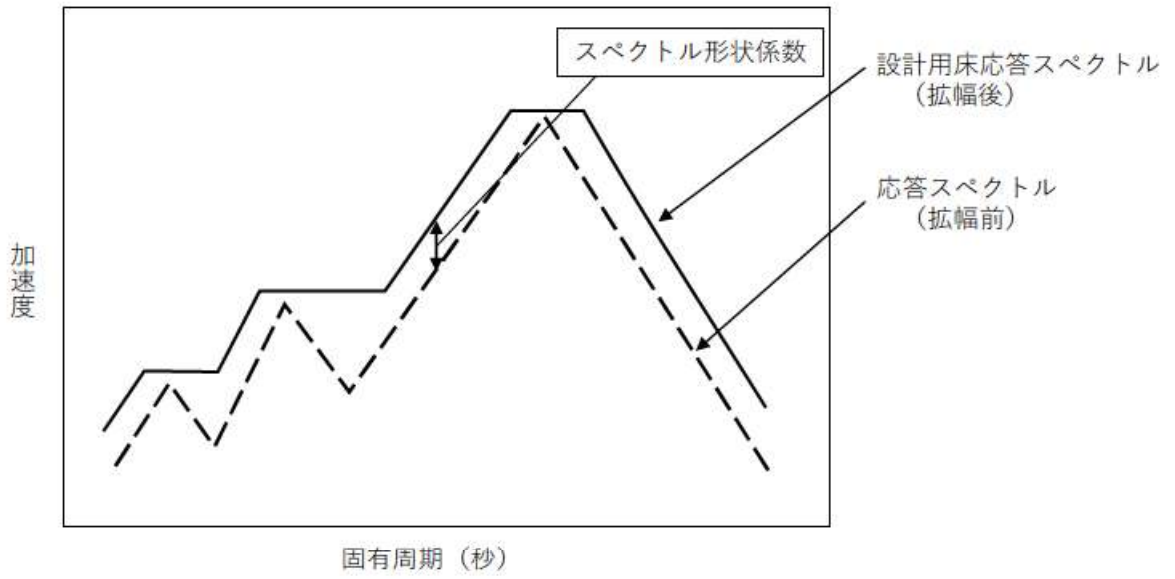
第 3. 2. 1. c-13 図 ディーゼル発電機建屋の fragility 曲線 (NS 方向, 部材 1)



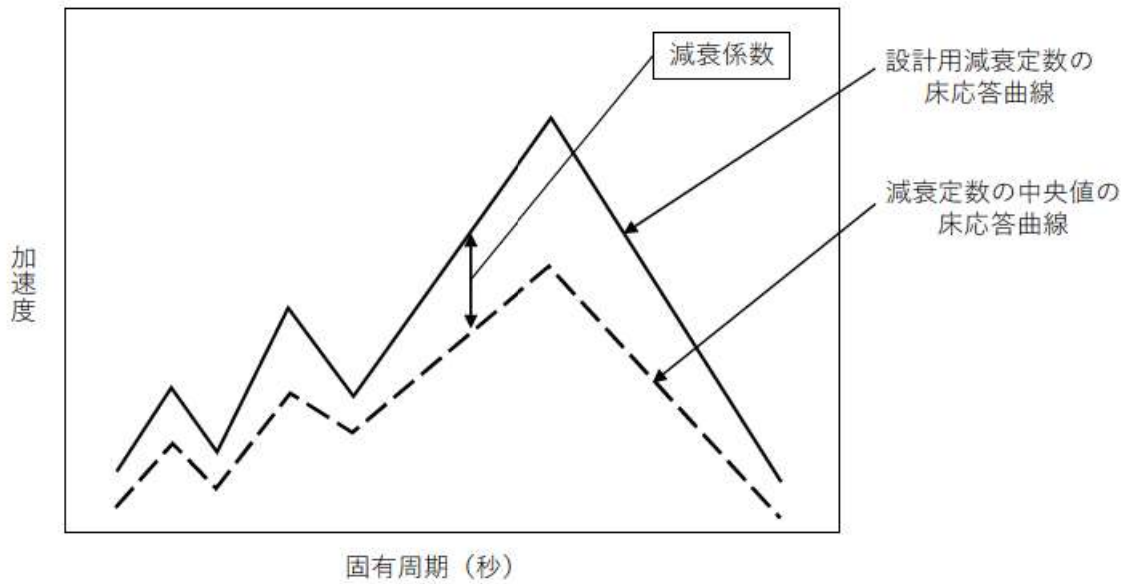
第 3. 2. 1. c-14 図 燃料油貯油槽タンク室の fragility 曲線)



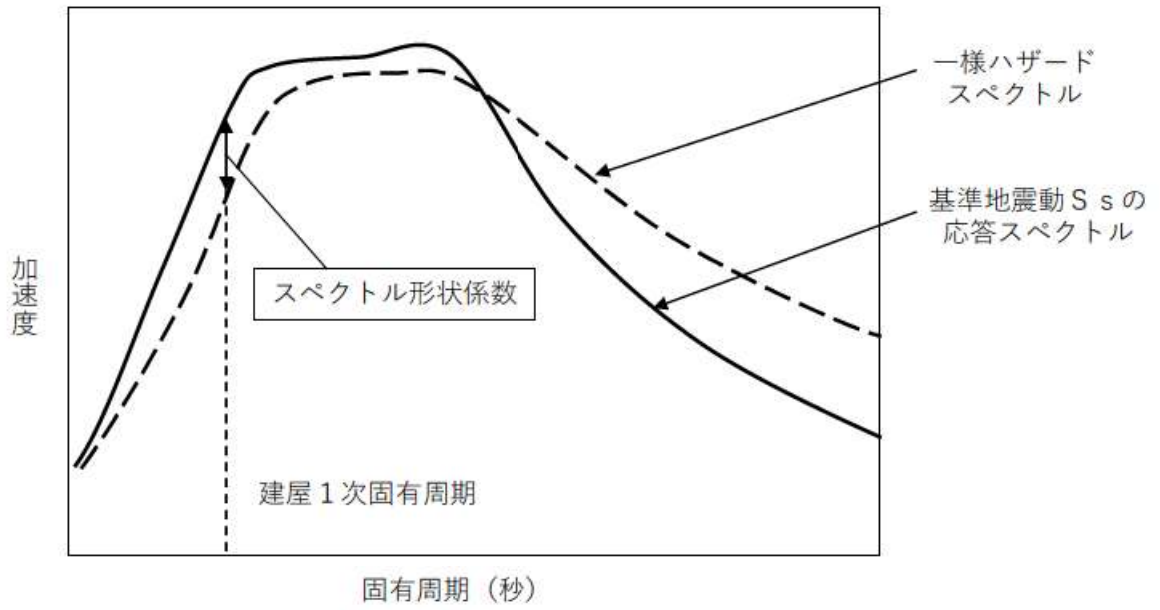
第 3. 2. 1. c-2-3 図 原子炉補機冷却海水管ダクトのフラジリティ曲線



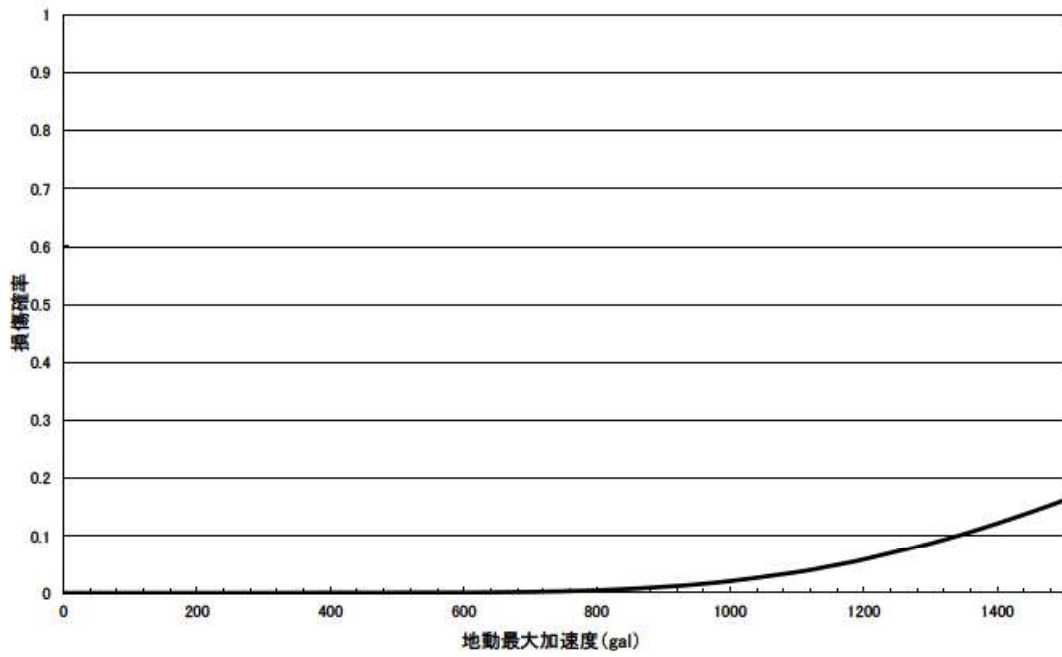
第 3. 2. 1. c-3-1 図 スペクトル形状係数の概念図



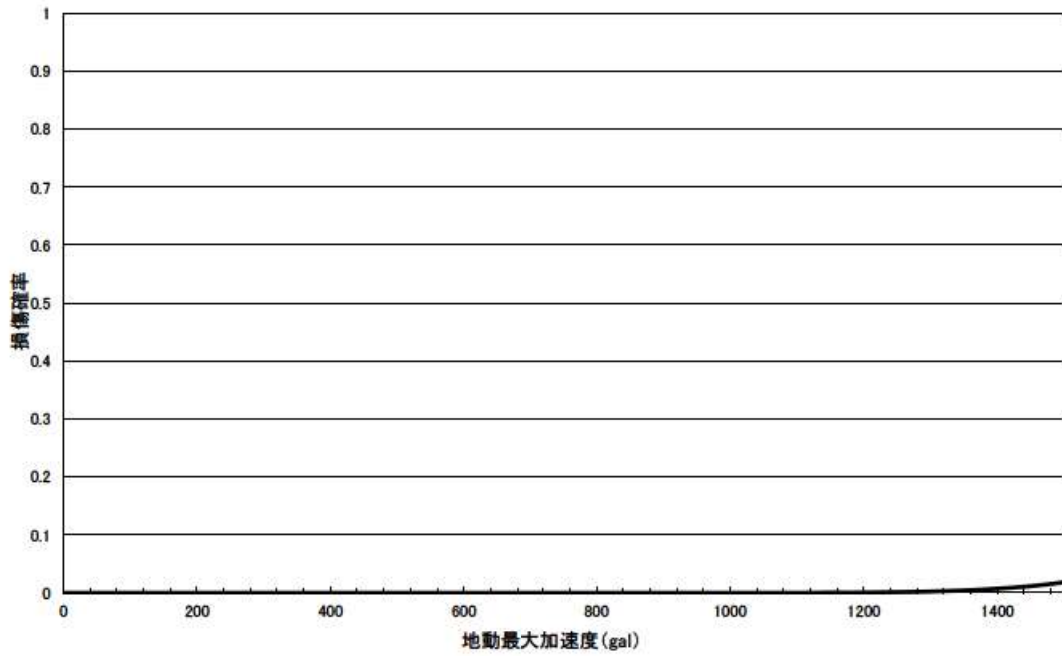
第 3. 2. 1. c-3-2 図 減衰係数の概念図



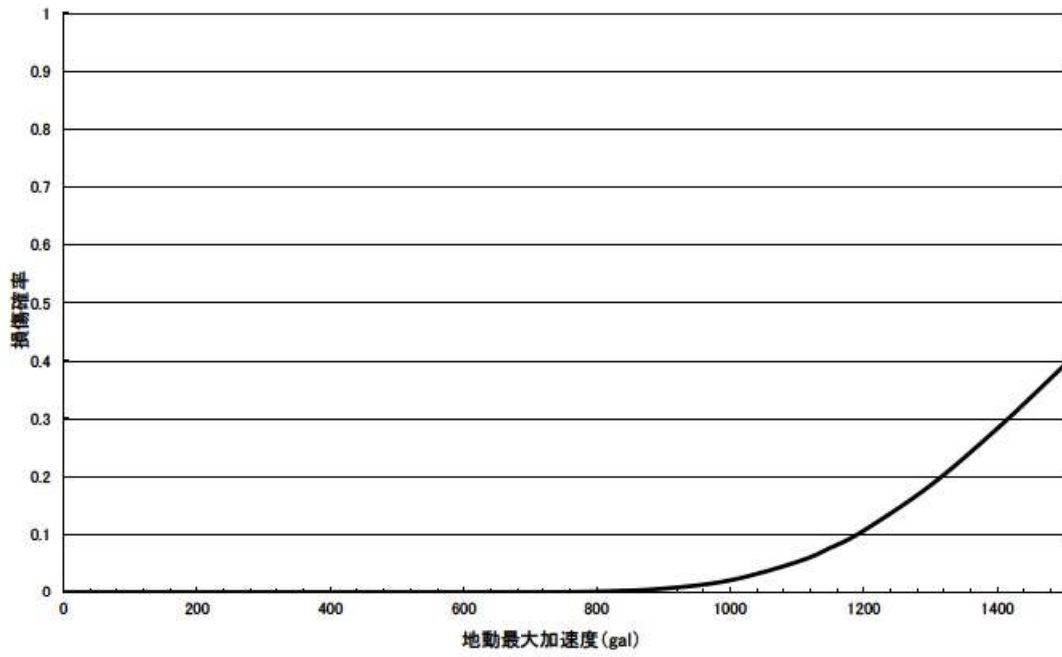
第 3.2.1. c-3-3 図 建屋のスペクトル形状係数の概念図



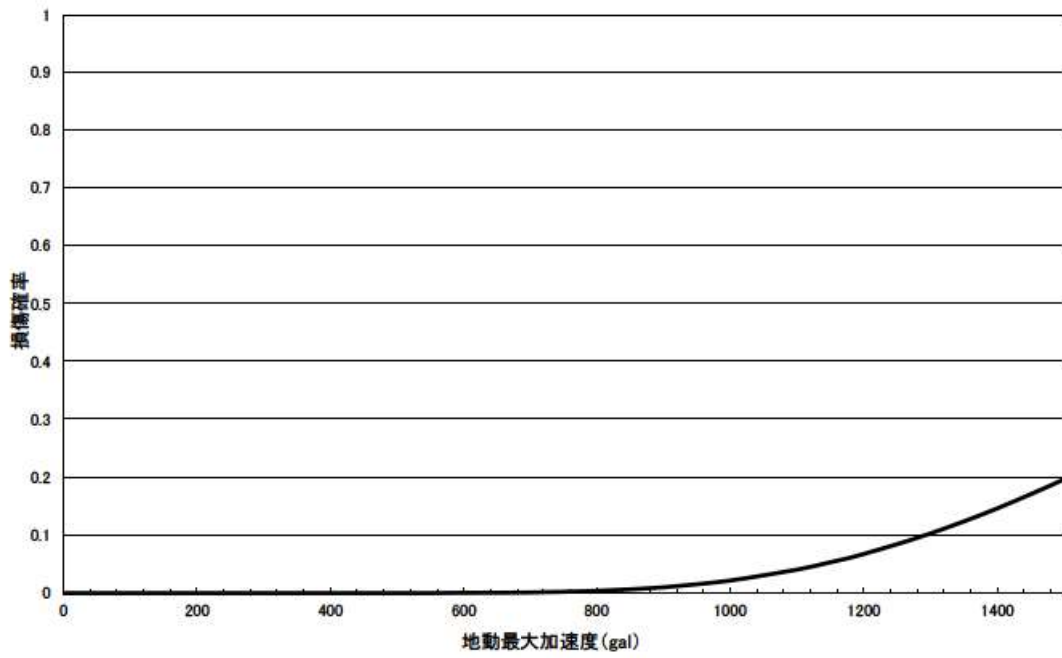
第 3. 2. 1. c-3-4 図 1 次冷却材ポンプのフラジリティ曲線



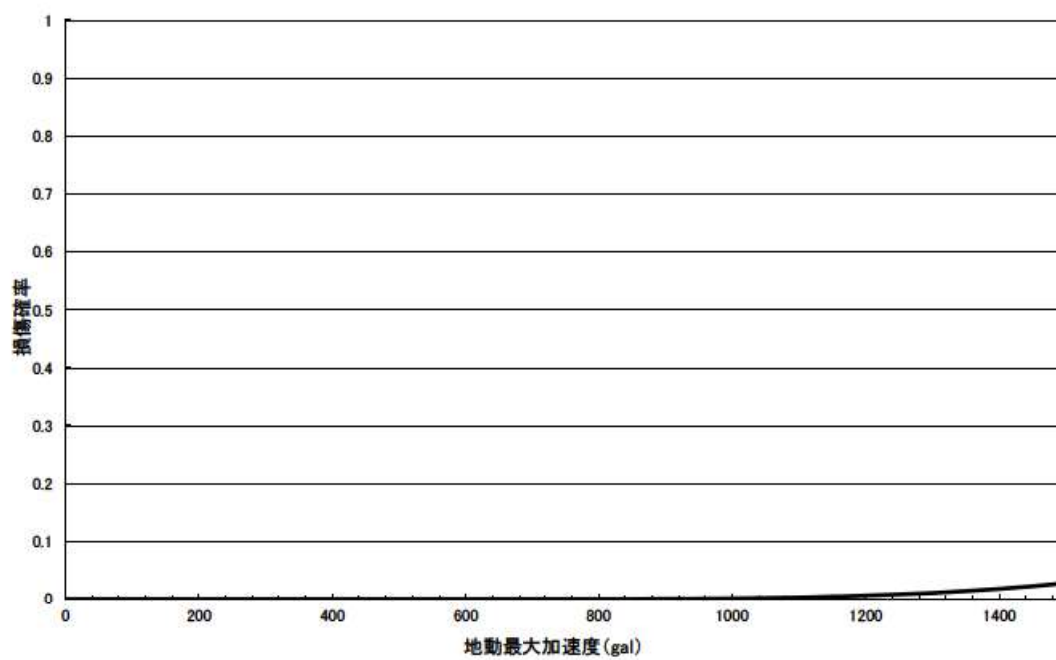
第 3. 2. 1. c-3-5 図 余熱除去冷却器のフラジリティ曲線



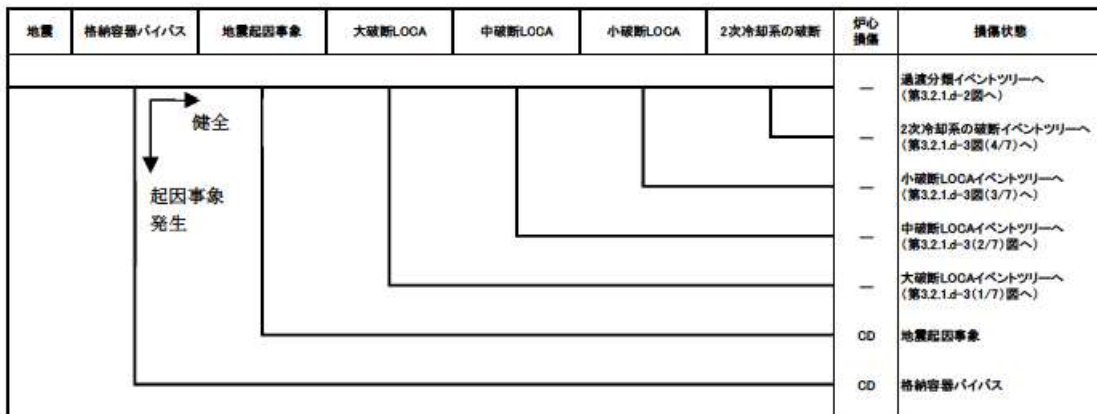
第 3.2.1. c-3-6 図 内燃機関のフラジリティ曲線



第 3.2.1. c-3-7 図 ディーゼル発電機制御盤のフラジリティ曲線



第 3.2.1. c-3-8 図 一般代表弁のフラジリティ曲線



【地震起因事象】

- ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

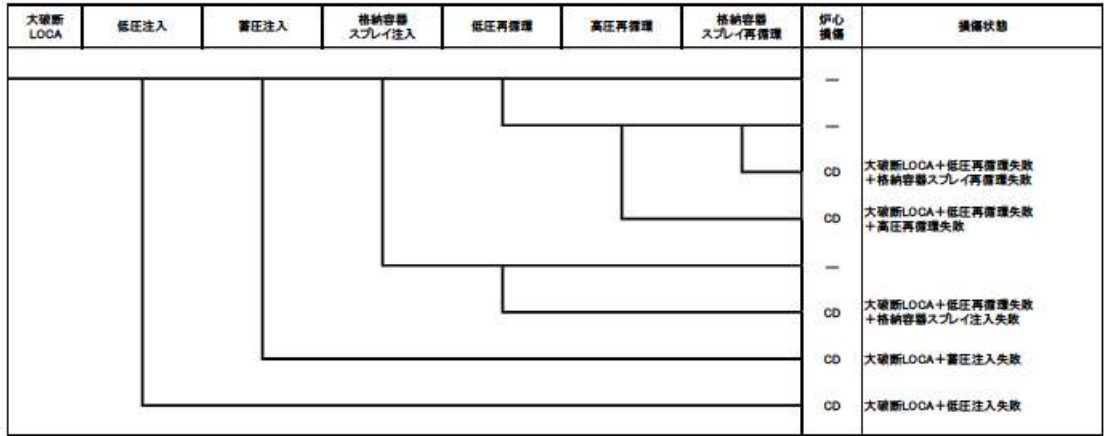
【格納容器バイパス】

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

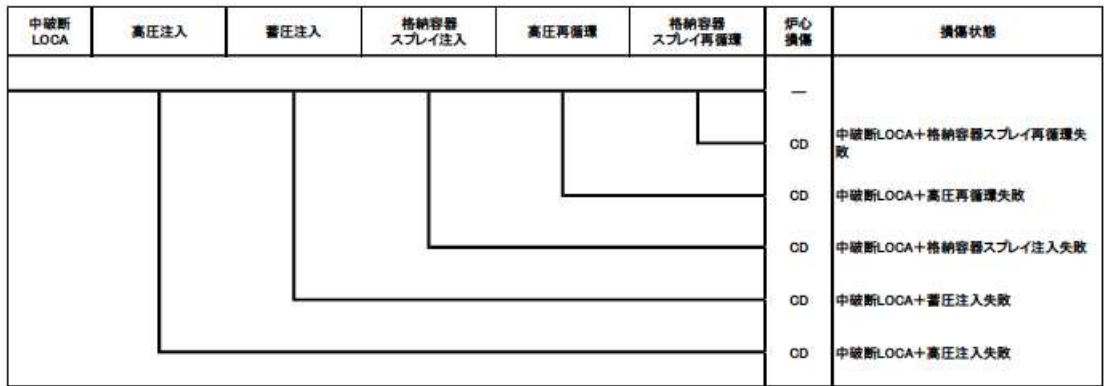
第 3.2.1.d-1 図 地震 PRA 起因事象階層イベントツリー

全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源喪失	炉心 損傷	損傷状態
			—	主給水流量喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(7/7)へ)
			—	外部電源喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(6/7)へ)
			—	原子炉補機冷却機能喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(5/7)へ)
			CD	全交流動力電源喪失

第 3. 2. 1. d-2 図 過渡分類イベントツリー



第3.2.1. d-3図 フロントラインイベントツリー (1/7) (大破断LOCA)



第3.2.1. d-3図 フロントラインイベントツリー (2/7) (中破断LOCA)

小破断 LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	格納容器 スプレイ再循環	炉心 損傷	損傷状態
							—	
							CD	小破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗
							CD	小破断LOCA+高圧再循環失敗
							CD	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗
							CD	小破断LOCA+高圧注入失敗
							CD	小破断LOCA+補助給水失敗
							CD	原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗

第3.2.1. d-3図 フロントラインイベントツリー (3/7) (小破断LOCA)

2次冷却系の 破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	炉心 損傷	損傷状態
				—	
				CD	2次冷却系の破断+補助給水失敗
				CD	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗
				CD	原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗

第3.2.1. d-3図 フロントラインイベントツリー (4/7) (2次冷却系の破断)

原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	1次冷却材ポンプ封水LOCA	炉心損傷	損傷状態
					—	
					CD	原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA
					CD	原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
					CD	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
					CD	原子炉トリップが必要な起回事象 +原子炉トリップ失敗

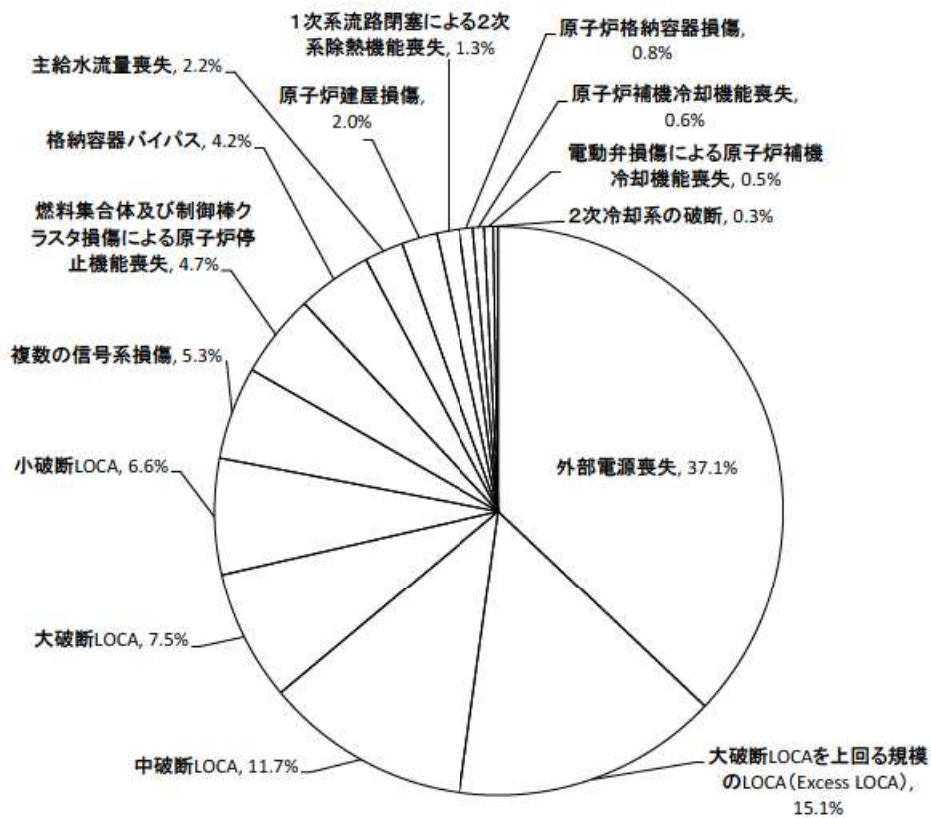
第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (5/7) (原子炉補機冷却機能喪失)

外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	炉心損傷	損傷状態
				—	
				CD	外部電源喪失+補助給水失敗
				CD	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
				CD	原子炉トリップが必要な起回事象 +原子炉トリップ失敗

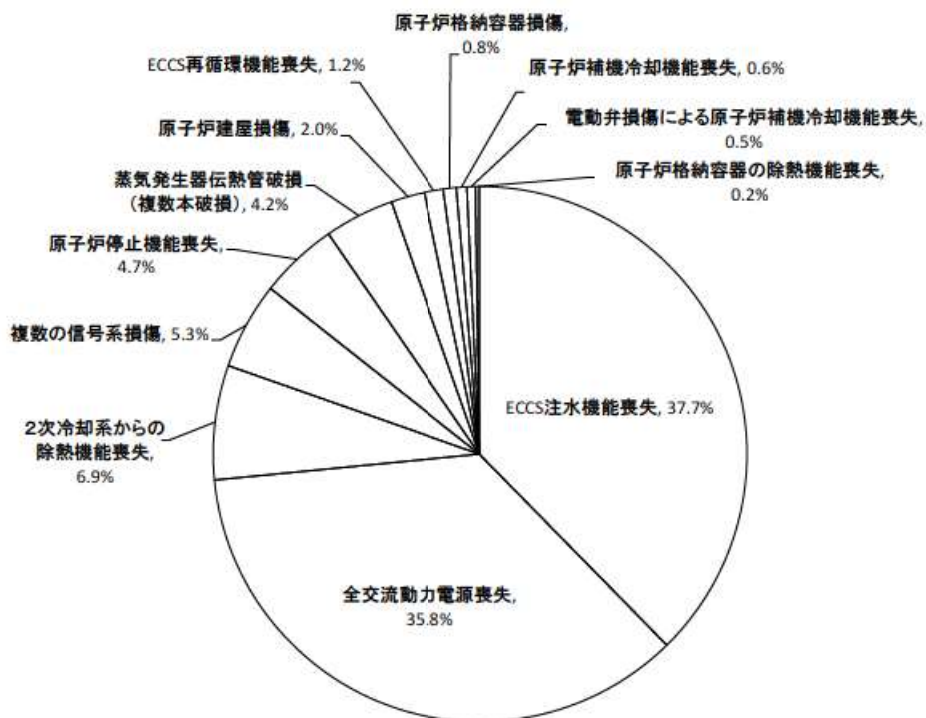
第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (6/7) (外部電源喪失)

主給水流量 喪失	原子炉トリップ	補助給水	炉心 損傷	損傷状態	
			—		
			CD		主給水流量喪失+補助給水失敗
			CD		原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗

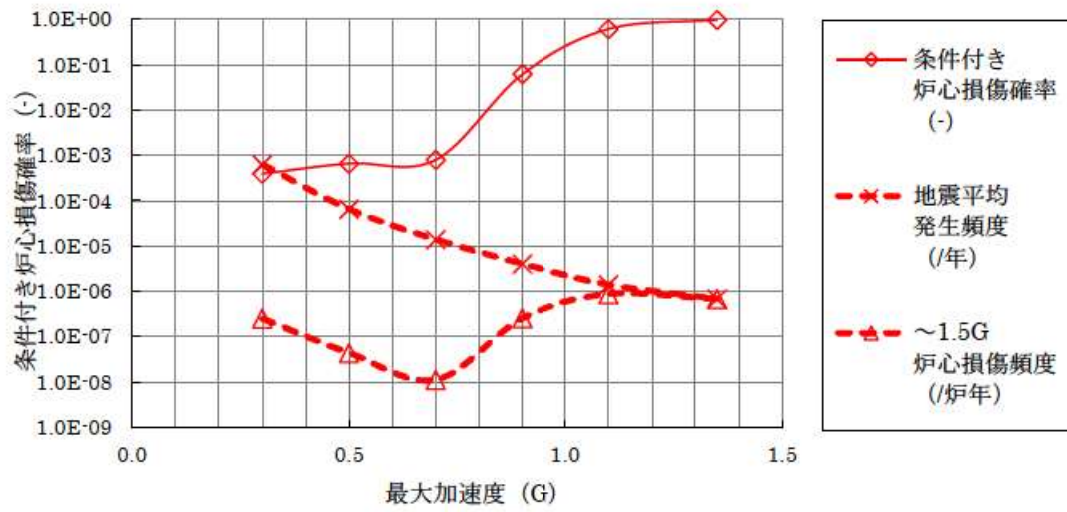
第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (7/7) (主給水流量喪失)



第 3.2.1. d-4 図 起回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



【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

第 3.2.1.d-7 図 事故シーケンスグループ別の不確かさ解析結果



第3.2.1.d-8図 相関仮定に係る炉心損傷頻度比較

【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

プラントウォークダウン対象設備の選定について

プラントウォークダウンでは、以下に示す基準によりスクリーニングを実施し、地震 PRA 上有意な機器をプラントウォークダウン対象設備として選定する。

- 過去に実施した地震 PRA において有意な機器であることが確認されておりプラントウォークダウンの対象とした機器については今回のプラントウォークダウンにおいても対象とする。
- 重要事故シーケンス選定のための地震 PRA の知見から新たに追加された機器は対象とする。
- プラントウォークダウンが有効かつ可能な機器を対象とする。（目視による調査を実施しても調査目的の達成が期待できないと考えられる機器、目視による確認が不可能な機器、高線量区域にあるため接近することが困難な機器等については対象外とする。ただし、これらの機器で調査が必要な場合は図書等を用いて机上での確認を行う。）

なお、地震 PRA のシステム評価モデルの観点等からプラントウォークダウンの対象設備（調査箇所）を特定できない場合について以下の対応とする。

- a. 電動弁や逆止弁は、安全系に多数用いられているため、対象とする代表機器を選定して調査する。
- b. ケーブルトレイは長尺の設備であるため、対象とする代表部位を選定して調査する。
- c. 配管は長尺の設備であるため、対象とする代表部位を選定して調査する。

なお、a～c の要件では、フラジリティの観点も踏まえて調査箇所を選定する。

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（AESJ-SC-P006:2015（一社）日本原子力学会）」においてプラントウォークダウンにおける着眼点が整理されている。それらを参考として、重要事故シーケンス選定のための地震 PRA のプラントウォークダウンにおいて実施されるべきチェック項目を設定した。

A) 耐震安全性の確認

(i) 対象 S S C 本体に対するチェック項目

1. 対象 S S C の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い
2. 対象 S S C と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点は無い
4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い

(ii) アンカーボルトに対するチェック項目

1. 図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い
2. 周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い
3. 締め付け強度は適切に管理されている（ゆるみ止め対策がされているか等）

(iii) 二次的影響に対するチェック項目

1. 周辺の耐震クラスが低い S S C 等の倒壊・落下により被害を受けない
2. 倒壊により被害を与えうる周辺の S S C の耐震性は問題ない
（対象 S S C 本体の評価に準じた評価）
3. 無筋のブロック壁が近傍にない
4. 周辺 S S C の損傷時、周辺 S S C の保有水による影響はない
5. 周辺に仮置の火災源はない

B) リカバリー操作の確認

本項目は、地震 PRA でリカバリーを考慮している、又は考慮する可能性のある機器へのクレジットを検討するにあたっての技術的根拠として、地震後に作業員が対象機器まで、(i) アクセスできるかどうか、(ii) 操作できるかどうか、について確認する。

(i) 地震後のアクセス性及び現場操作に対するチェック項目

1. 対象 S S C の識別が可能である
2. 周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けない
3. 周辺設備に可動部分のある器具は存在しない
4. 周辺斜面のすべりによる土砂の流れ込みや近傍の設備の倒壊によりアクセスルート及び S S C 搬入路が塞がれる可能性はない

(ii) 現場操作性に対するチェック項目

5. 現場での操作が可能である
6. 操作のための場所が確保できる
7. S S C の作動状態が確認できる

C) モデル化の前提条件の確認

本項目は、地震 PRA でモデル化されている設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件、又は新たにモデル化する可能性のある設備（その設備に関連する操作も含む）の条件について、その技術的根拠として確認を行う。

モデル化の前提条件に関するチェック項目

- ・モデル化の前提条件が適切である

プラントウォークダウンの実施について

1. プラントウォークダウン実施の目的

机上で行うプラント情報の妥当性確認の他、机上検討だけでは不十分な情報を確認するため平成24年12月17日から平成26年4月25日の期間及び令和4年11月24日で実施した。

2. 実施内容

(1) 耐震安全性の確認

①対象機器本体の評価

対象機器及び配管が設計図面等と相違がないこと、外見上腐食、亀裂等がないことを確認。

②アンカーボルト評価

耐震性を評価する上で最重要である基礎部分に異常がないことを確認。

③二次的影響について

周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊等により、調査対象機器に波及的影響を及ぼすことがないこと、周辺機器の損傷時に当該機器の保有水による影響がないこと、周辺に仮置の火災源がないことを確認。

(2) リカバリー操作の確認

①アクセス性の確認

モデルで考慮した、又は考慮する可能性のある現場操作を対象に、操作対象機器の識別が可能であること、周辺設備による波及的影響がないこと及びアクセスが可能であることを確認。

②現場操作性の確認

現場で操作ができる設計であるか、操作のための場所が確保できるか及び作動状態の確認ができるか等、現場での操作が可能であることを確認。

(3) モデル化の前提条件の確認

地震PRAでモデル化している設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件、又は新たにモデル化する可能性のある設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件について、妥当であることを確認。

3. 実施結果

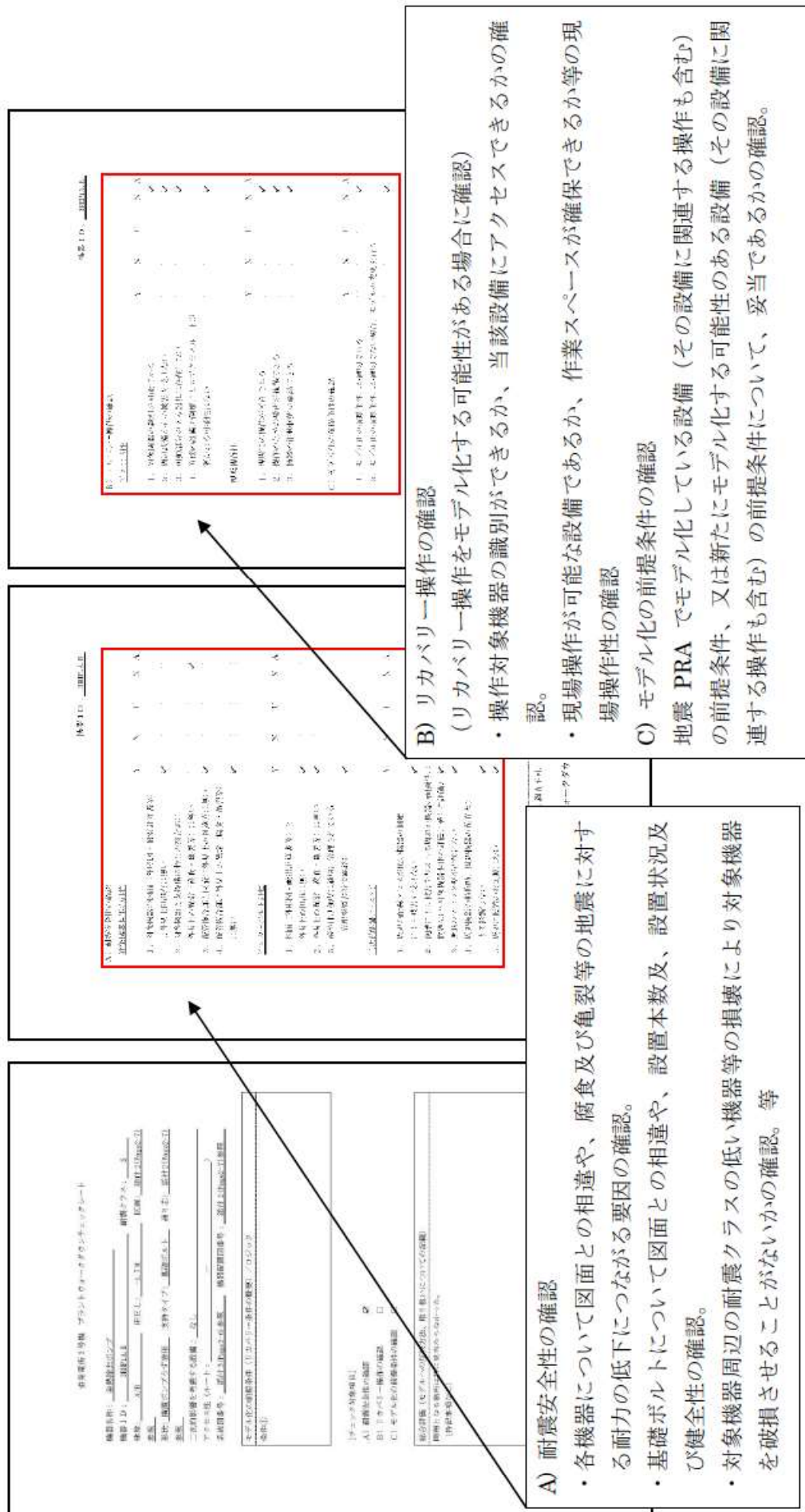
調査対象に対する耐震安全性，二次的影響，アクセス性及び現場操作性，更には運転員に対するインタビューにおいて，フラジリティ評価及びシステム評価への影響を与えるような新たな知見はなく，重要事故シーケンス選定のためのモデルは適切であると評価した。

- ・実施時期：平成25年11月29日から平成26年4月25日，令和4年11月24日
- ・メンバー：当社技術者，プラントメーカー技術者
- ・対象エリア：泊発電所3号炉原子炉建屋，原子炉補助建屋，ディーゼル発電機建屋，電気建屋
- ・実施方法：学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績*を元に，重要事故シーケンス選定に当たって確認が必要な機器の抽出を行い，プラントウォークダウンの実施目的に沿って作成したチェックシートに基づき調査を実施した。

※：平成24年12月に泊発電所において実施。

第1表 プラントウォークダウン調査対象機器リスト(抜粋)

No.	機器
1	運転コンソール
2	原子炉安全保護盤
3	工学的安全施設作動盤
4	安全系マルチプレクサ
5	共通要因故障対策操作盤
6	安全系FDPプロセッサ
・	・
・	・
65	換気空調系集中現場盤



第1図 プラントウォークダウンに使用したチェックシート（例）

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 PRA 学会標準」の附属書にて検討例が示されている。

「(一社)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：2015」の【附属書 P (参考)】SSCs 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、動的機器及び電気品、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り示す。

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及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及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 S2 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. 動的機器及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、動的機器及び電気品は、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及び電気品の耐力を把握することを目的として、部分品及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、計装ラック及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 PRA 学会標準の【附属書 P（参考）】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 PRA 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による溢水、又は津波による浸水、並びに電気盤火災による波及的影響が確認されている。

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、各号機の使用済燃料プール内の燃料については、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、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SS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イ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イ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っ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SSの最大応答加速度以下であった。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台が停止したこと及び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日に発生した宮城県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>
③-2 D/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ス性	【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="526 678 1420 1097"> <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S₂(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ると考え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などのため、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

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 data-bbox="526 409 1425 719">【福島第一1～6号機】 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="526 723 1425 1093"> <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 data-bbox="526 1104 1425 1137">※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p data-bbox="526 1193 1425 1541">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 data-bbox="526 1552 1425 1939">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																																																		

確認項目	確認結果
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

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>【福島第二1～4号機】 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="528 734 1423 1014"> <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】 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】 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>																																									

確認項目	確認結果
③-1 外部電源への影響	<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>
③-2 D/Gへの影響	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>影響無し（3号機を除き，津波によって機能喪失）</p>
③-3 補機冷却系への影響	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>影響無し（3号機を除き，津波によって機能喪失）</p>
③-4 電源融通の可能性	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>影響無し（津波によって喪失）</p>
③-5 復旧操作へのアクセス性	<p>・道路に割れ，段差など生じるも影響無し。</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>【福島第二1～4号機】</p> <p>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。
③-2D/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																																																																																																							
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 rowspan="3">観測位置</th> <th colspan="3">観測記録</th> <th colspan="3">基準地震動S_sに対する最大応答加速度値（ガル）</th> </tr> <tr> <th colspan="3">最大加速度値（ガル）</th> <th rowspan="2">NS方向</th> <th rowspan="2">EW方向</th> <th rowspan="2">UD方向</th> </tr> <tr> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1号機</td> <td>屋上</td> <td>2000^{※1}</td> <td>1636</td> <td>1389</td> <td>2202</td> <td>2200</td> <td>1388</td> </tr> <tr> <td>燃料取替床(5階)</td> <td>1303</td> <td>998</td> <td>1183</td> <td>1281</td> <td>1443</td> <td>1061</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>573</td> <td>574</td> <td>510</td> <td>660</td> <td>717</td> <td>527</td> </tr> <tr> <td>基礎版上</td> <td>540</td> <td>587</td> <td>439</td> <td>532</td> <td>529</td> <td>451</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">2号機</td> <td>屋上</td> <td>1755</td> <td>1617</td> <td>1093</td> <td>3023</td> <td>2634</td> <td>1091</td> </tr> <tr> <td>燃料取替床(3階)</td> <td>1270</td> <td>830</td> <td>743</td> <td>1220</td> <td>1110</td> <td>968</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>605</td> <td>569</td> <td>330</td> <td>724</td> <td>658</td> <td>768</td> </tr> <tr> <td>基礎版上</td> <td>607</td> <td>461</td> <td>389</td> <td>594</td> <td>572</td> <td>490</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">3号機</td> <td>屋上</td> <td>1868</td> <td>1578</td> <td>1004</td> <td>2258</td> <td>2342</td> <td>1064</td> </tr> <tr> <td>燃料取替床(3階)</td> <td>956</td> <td>917</td> <td>888</td> <td>1201</td> <td>1200</td> <td>938</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>657</td> <td>692</td> <td>547</td> <td>792</td> <td>872</td> <td>777</td> </tr> <tr> <td>基礎版上</td> <td>573</td> <td>458</td> <td>321</td> <td>512</td> <td>497</td> <td>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S_s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 S_s 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 S_s 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																																																																																																	
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	<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>																																																																																																							
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し																																																																																																							

確認項目	確認結果
③-1 外部電源への影響	<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>

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>【女川1号】</p> <p>●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 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> <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エ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

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>・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。</p> <p>・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。</p>
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 1.0 海外文献調査結果

	文献名	記載内容	確認結果
1	ASME 標準 ⁽¹⁾ (256 ページ)	<p>地震 PRA で考慮される起因事象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) の損傷</p> <p>(b) 様々なサイズと場所での LOCA</p> <p>(c) トランジェント (LOCA 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, 外部電源喪失) 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>	<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。</p>
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) 外部電源喪失</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>	<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}。</p>

	文献名	記載内容	確認結果
3	EPRI 地震 PRA 実施ガイド ⁽ⁱⁱⁱ⁾ ^{iv} (文献iii : 5~7 ページ, 文献iv : C-9 ページ)	<p>“initiator” は例えば以下を含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ RPV やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer 等) の損傷 ✓ 様々なサイズと場所の LOCA ✓ サポートシステム故障 (service water や直流電源, 原子炉保護系, 外部電源, 交流電源) ✓ トランジェント (外部電源喪失は特に重要) <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, 外部電源喪失) 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ナリク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>	<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。</p>
4	スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSA ガイド ^(v) (25 ページ)	<p>以下のように起因事象を定義しなければいけない。</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いけない。 	<p>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「格納容器バイパス」が支配的である。</p>
5	Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI) ^(vi) (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 • 外部電源喪失 	<p>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^{1,3}。 (地震に伴う溢水についてはスコープ対象外)</p>

1. 耐震性が低い主給水系が機能喪失することが想定されるため, PCS が健全な場合と機能喪失した場合の過渡状態は, 主給水流量喪失で代表して評価される。
2. 極小 LOCA については小破断 LOCA で代表されている
3. RCP シール LOCA はサポート系として考慮

<調査対象文献一覧>

- i. ASME/ANS RA-Sb-2013, "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level 1/Level 2 Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard." American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2013.
- 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. Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, Palo Alto, CA: 2013. 3002000709
- v. Probabilistic Safety Assessment (PSA): Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI), Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.
- vi. Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review. EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1020756

換気空調系機能喪失事象の扱いについて

換気空調系が機能喪失した場合、安全系設備や非安全系設備が設置されている区画の室温が上昇し、所定の機能を維持できなくな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。以下に換気空調系機能喪失事象の取り扱いについて示す。

1. 換気空調系機能喪失事象の概要

ファン、ダンパ、空調用冷水系等の地震による機能喪失により換気空調系が機能喪失した場合、フロントラインシステム及びそれらのサポート系システム等の安全系設備や非安全系設備が設置されている区画の室温が上昇し、雰囲気悪化により、フロントラインシステムもしくはサポート系システムが所定の機能を維持できなくなることが考えられる。

2. 換気空調系が機能喪失した場合の対応

換気空調系が機能喪失してから温度が上昇し、フロントラインシステム及びそれらのサポートシステムが所定の機能を維持できなくなるまでには時間的な余裕があり、地震により換気空調系が機能喪失する加速度では地震加速度高によりプラント停止に移行することから当該事象は収束することになる。したがって、地震 PRA として換気空調系を起因事象の発生要因として取り扱わない。ただし、地震で LOCA や過渡事象の起因事象が発生した後、事象緩和系のサポートシステムとして換気空調系を必要とする場合には、換気空調系を緩和系にモデル化している。

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「手動停止」として考慮している。

4. 結論

「換気空調系機能喪失」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安全評価に関する実施基準（レベル 1PSA 編）：2008」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。

フラジリティ評価手法選定の考え方について

フラジリティ評価について、学会標準では下表における①～③のいずれかの手法で実施することが規定されている。建屋、屋外重要土木構造物、機器のフラジリティ評価について、それぞれ適用した評価手法、評価手法の相違及び選定理由について以下に示す。

表 フラジリティ評価手法

評価手法	適用	評価手法の相違	選定理由
①応答解析に基づく方法：現実的耐力と現実的応答による方法	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋 ・屋外重要土木構造物 	<ul style="list-style-type: none"> ・非線形応答まで直接評価。 	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋応答は層崩壊を、屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし、強非線形領域まで評価するため、非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。
②原研法：現実的耐力と応答係数による方法	—	<ul style="list-style-type: none"> ・非線形領域の応答を線形応答で表し、エネルギー吸収係数を用いて、応答項で非線形を考慮。 	—
③安全係数法（Zion法）：耐力係数と応答係数による方法	<ul style="list-style-type: none"> ・機器 	<ul style="list-style-type: none"> ・非線形領域の応答を線形応答で表し、エネルギー吸収係数を用いて、現実的耐力を割り増し、耐力項で非線形性を考慮。 	<ul style="list-style-type: none"> ・①は精度の面では優位だが、今回実施した地震PRAの主目的は、炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく、各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することであることから、電力共同研究等で評価手法が整備され、米国での評価実績もあり、耐震バックチェックなど既往の応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。 ・機器フラジリティについては、②は適用実績がない。

耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

- a. 機器の限界強度に関する係数
- F_s
- 。（構造損傷）

$$F_s = \frac{\text{限界荷重} - \text{通常運転時荷重}}{\text{評価用地震動により発生する荷重} - \text{通常運転時荷重}}$$

【具体的な設定方法（限界荷重の設定）】

- ①耐震評価の許容値がJSMEの設計引張り強さ（
- S_u
- ）に基づくもの

JSME記載の S_u は試験データの95%信頼下限値とし、1.1倍を中央値とする。不確かさは $\beta_{s-r}=0$ 、 $\beta_{s-u} = (1/1.65) \times \ln(1.1 S_u / S_u) = 0.06$

- b. 機器の限界強度に関する係数
- F_s
- 。（機能損傷）

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{基準応答加速度}} = \frac{\text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))}{\text{基準応答加速度}}$$

【具体的な設定方法】

- ①
- β
- 設定法を用いるもの

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

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

HCLPF：95%信頼度5%損傷確率

 A_m ：フラジリティ加速度の中央値式変形より、 $A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$

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

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

従って、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持試験加速度”とし、不確かさ^{*1} β_r 及び β_u を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定することができる。電氣的機器の場合： $\beta_{s-r}=0.11$ 、 $\beta_{s-u}=0.17$ 動的機器の場合： $\beta_{s-r}=\beta_{s-u}=0.10$

※1：不確かさについては下記の文献から引用した。

電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」

- ② 上記以外（横型ポンプ）

JNESの加振試験^{*2}において損傷するまでの結果が得られているものについては、 β 設定法は用いず、損傷加速度中央値＝機能維持確認済加速度として評価し、不確かさは考慮しない（ $\beta_{s-r}=\beta_{s-u}=0$ ）。ただし、上記報告書で不確かさが指定されているものについてはその値を使用する。

横型単段ポンプ：機能維持加速度 8.40G

$$\beta_{s-u}=0.21$$

横型多段ポンプ：機能維持加速度 17.3G

不確かさの指定なし

※2：「原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3（総合評価）に係る報告書」（独立行政法人 原子力安全基盤機構平成18年8月）

c. 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F_{μ}

評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果を評価する。

【具体的な設定方法】

本係数は、塑性率 μ の関数として与えられる。脆性損傷及び弾性域機能損傷については、本係数を $F_{\mu}=1$ とし、その他については以下に示すNewmarkの手法により評価する。

①機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの卓越周期領域にある場合

$$F_{\mu} = \sqrt{2\mu - 1} \quad \mu : \text{塑性率}$$

②機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの剛領域にある場合

$$F_{\mu} = \mu^{0.13}$$

不確かさは次式により算定する。

$$\beta_c = \frac{1}{2.33} \ln(F_{\mu}) \quad \beta_r = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c$$

ここで、塑性率 μ には以下の値^{※3}を用いるものとする。

・一般の容器類	$\mu = 1.5$
・重機器類	$\mu = 2.0$
・配管	$\mu = 3.0$
・鋼構造	$\mu = 3.0$

※3：塑性率については下記の文献から引用した。

「N. M. Newmark, "Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implication on Design of Critical Equipment", SMiRT Paper K4/1, 1977 SMiRT Conference, San Francisco, 1978」

d. 機器応答評価用入力地震動に関する係数 F_{ESS}

$$F_{ESS} = \frac{\text{設計評価での機器入力動に対する機器応答値}}{\text{機器入力動の中央値に対する機器応答値}}$$

【具体的な設定方法：マージンの取り方に応じた評価手法を選定】

① 拡幅有りの設計用床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

$$F_{ESS} = \frac{S_a(\text{拡幅有り})}{S_a(\text{拡幅無し})}$$

S_a (拡幅有り (無し)) : 拡幅有り (無し) の床応答曲線での応答加速度拡幅は建屋・地盤の物性値の不確かさを考慮したものであり、その不確かさは建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。

$$\beta_{ESS-r} = \beta_{ESS-u} = 0$$

② 1.2ZPA評価を実施しているもの (ZPA : 最大床応答加速度)

$$F_{ESS} = 1.2$$

建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。

$$\beta_{ESS-r} = \beta_{ESS-u} = 0$$

③ 建屋連成時刻歴解析を実施し、発生荷重のマージンを考慮しているもの

$$F_{ESS} = \text{設定マージン}$$

建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。

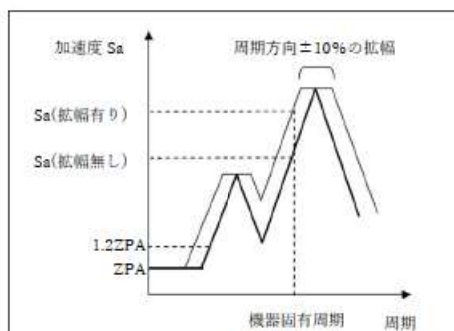
$$\beta_{ESS-r} = \beta_{ESS-u} = 0$$

④ ZPA評価または時刻歴解析を実施しているもの

$$F_{ESS} = 1.0$$

建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。

$$\beta_{ESS-r} = \beta_{ESS-u} = 0$$



参考図

e. 機器の設計用減衰定数に関する係数 F_D

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

【具体的な設定方法】

①設計減数定数の床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計減衰定数)}}{S_a \text{ (減衰定数中央値)}}$$

不確実さについては、設計減衰定数が99%信頼下限と考え、次式の通りとする。

$$\beta_{D-u} = \frac{1}{2.33} \ln \frac{S_a \text{ (設計減衰定数)}}{S_a \text{ (減衰定数中央値)}}$$

$$\beta_{D-r} = 0$$

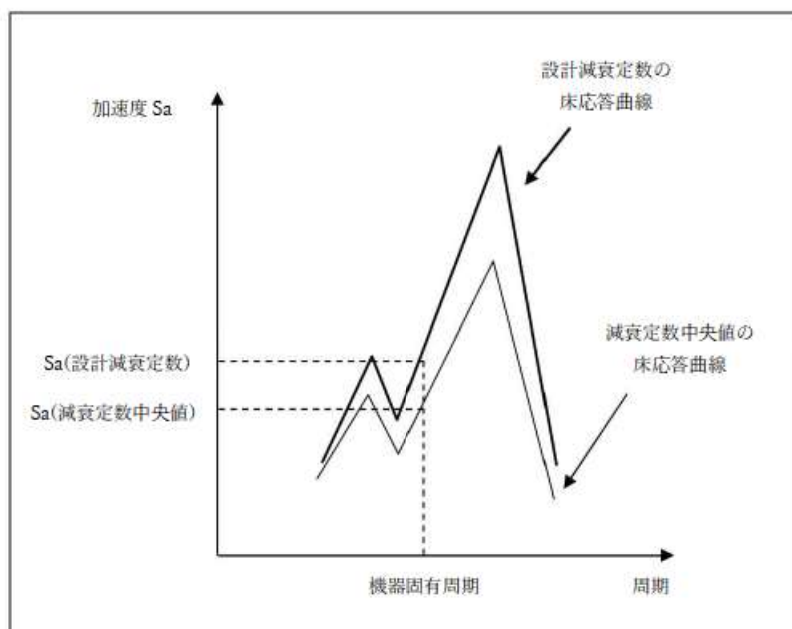
S_a (設計減衰定数 (減衰定数中央値*4)) :

設計減衰定数 (減衰定数中央値) の床応答曲線での応答加速度

※4 : 減衰定数中央値については、国内において機器ごとに除々に地震動を変動させた既往の加振試験結果を統計処理結果等に基づき設定する。

引用文献 :

電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」



参考図

f. 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

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等に起因する保守性及び不確かさが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

【具体的な設定方法】

① 1質点系でモデル化しているもの

1質点系でモデル化される機器の場合は、比較的単純な形状で実機の現実的な応答も1次の振動モードが応答に支配的であると考えられる、かつ、設計評価において解析モデルの諸元が保守的に与えられているため、安全係数は1.0で不確かさは考慮しない。

$$F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-r}=\beta_{EM-u}=0$$

② 多質点系でモデル化しているもの

多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確かさが生じ得るため、文献^{※5}に基づき設定する。

$$F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-r}=0 \quad \beta_{EM-u}=0.15$$

※5：「Seismic Fragilities of Civil Structures and Equipments at The Diablo Canyon Power Plant」，Pacific Gas and Electric Company, 1988」

③ 建屋連成時刻歴解析を実施しているもの

建屋応答係数の内のモデル化に関する係数に含まれるものとし、安全係数1.0で不確かさは考慮しない。

$$F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-r}=\beta_{EM-u}=0$$

g. 機器のモード合成に関する係数 F_{EMC}

機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確かさが生じて、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

【具体的な設定方法】

① 1質点系でモデル化しているもの

1質点系でモデル化される機器の場合は、モード合成の必要がないため、安全係数は1.0で不確かさは考慮しない。

$$F_{EMC}=1.0 \quad \beta_{EMC-r}=\beta_{EMC-u}=0$$

② 多質点系でモデル化しているもの

モード合成はSRSS（二乗和平方根）により行っており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから安全係数は1.0とする。不確かさについては文献^{*6}に基づき設定する。

$$F_{EMC}=1.0 \quad \beta_{EMC-r}=0.15 \quad \beta_{EMC-u}=0$$

※6：引用文献：

- ・ 電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」
- ・ 「R. P. Kennedy and M. K. Ravindra “Seismic Fragilities For Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)47-68」

h. 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS}

$$F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

①基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する。なお、不確かさは地震ハザード評価に含まれると考えられるため考慮しない。

$$F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$$

$$F_{SS} = \frac{1292.8}{1293.4} = 1.00 \text{ (EW方向)}$$

$$\beta_r = \beta_u = 0$$

基準応答モデルのA/B 1次周期に対するスペクトル値 EW方向

	スペクトル値(gal)
基準応答スペクトル	1292.8
現実的スペクトル値	1293.4

i. 建屋の減衰に関する係数 $F_{\delta B}$

$$F_{\delta B} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{現実的減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

①基準応答減衰定数による基準応答用スペクトルと現実的な減衰定数による基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における比により評価する。

現実的な減衰定数はばらつくので、基準応答用スペクトル形状もそれに従いばらつき、その結果得られるスペクトル値もばらついたものとなる。このようにして得られたスペクトル値のばらつきを β_R とする。また、減衰定数の評価に対する β_U は考慮しない。

$$F_{\delta B} = \frac{1292.8}{1307.5} = 0.99 \text{ (EW方向)}$$

β_r = 基準応答モデル1次周期に対して減衰がばらついたときの基準応答スペクトル値のばらつき

$$\beta_u = 0$$

基準応答モデルのA/B 1次周期に対する基準応答スペクトル値 EW方向

	スペクトル値 (gal)	重み
基準応答 (h=5%)	1292.8	—
中央値 (h=4.85%)	1307.5	—
h+ (h=6.82%)	1165.1	0.321
h- (h=4.14%)	1384.3	0.679

j. 建屋のモデル化に関する係数 F_M

$$F_M = \frac{\text{基準応答スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準応答スペクトルの現実的な建屋の1次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

①建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する。なお、基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における値と、現実的な建屋モデル（中央値モデルおよび現実的応答評価用モデル）の1次周期における値の比により算出する。

$$F_{\delta B} = \frac{1292.8}{1307.8} = 0.99 \text{ (EW方向)}$$

β_r = 現実的な建屋の1次周期（ばらつき考慮）に対する基準応答スペクトル値のばらつき

$$\beta_u = 0.15^{*7}$$

※7：不確かさについては下記の文献から引用した。

「原子力発電所のフラジリティ評価における認識論的不確かさに関する研究、その1～その3」（日本建築学会大会梗概集、2007年8月）

現実的な1次周期に対する基準応答用減衰による基準応答評価用スペクトル値
(A/B EW方向)

	V_s	F_c	1次周期 (s)	スペクトル 値(gal)	重み
中央値モデル	中央値	中央値	0.1883	1292.8	—
現実的応答 評価用モデル	+	+	0.1728	1320.6	0.1721
	+	—	0.1794	1308.3	0.2539
	—	+	0.1786	1309.9	0.2319
	—	—	0.1850	1298.6	0.3421

k. 建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL}

【具体的な設定方法】

①本係数は建屋の非線形応答に関する係数である。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ここでは、非線形応答に関する全不確かさを0.20とし、この内、情報に関する不確かさは0.10とする。

$$F_{NL}=1.0$$

$$\beta_u=0.10$$

$$\begin{aligned}\beta_r &= \sqrt{\beta_{NL-c}^2 - \beta_u^2} \\ &= \sqrt{0.20^2 - 0.10^2} \\ &= 0.17\end{aligned}$$

ただし、ZPA領域ではこの変動は小さいため、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0 \quad \beta_r = \beta_u = 0$$

地震PRAにおけるイベントツリー評価について

1. システム解析の概要について

今回の地震PRAでは、地震に引き続き発生するプラントの事故に至る起
 因事象発生をイベントヘディングとした起因果象階層イベントツリーと起
 因果象発生後の緩和設備をイベントヘディングとしたフロントライン系イ
 ベントツリーを結合して評価している。また、起因果象階層イベントツリ
 ーで主給水流量喪失に分類された事象については、過渡分類イベントツリ
 ーにより外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失に事
 象を分類し、該当するフロントライン系イベントツリーに結合して評価し
 ている。第1図にシステム解析の概要を示す。

2. 起因果象の階層化の考え方と階層イベントツリーについて

地震PRAでは、地動加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数
 の起因果象が発生する可能性があるため、「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」に従い、重畳に
 よる影響を包含できるように階層処理を行っている。具体的には、先行す
 るヘディングにある起因果象が発生した時は後続のヘディングにある起因
 事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因果象で想
 定している緩和機能により「後続の起因果象の事象進展の抑制が可能」又
 は「後続の起因果象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮し
 た上で起因果象階層イベントツリーを作成している。第2図に起因果象階
 層イベントツリーを示す。

起因果象発生頻度は、当該起因果象を発生させる機器のいずれか1つで
 も損傷した場合に発生するものとして算出し、後続のヘディングで考慮す
 る起因果象発生頻度は先行するヘディングで考慮する起因果象が発生しな
 い条件付確率として評価している。

3. 格納容器バイパス事象及び地震により直接炉心損傷に至る事象について

地震により建屋等の大規模構造物や原子炉容器等の損傷により、起因果
 象の発生と同時に緩和機能に期待できない事象として、地震により直接炉
 心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象を考慮している。

【地震により直接炉心損傷に至る事象】

- ・大破断LCOAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- ・原子炉建屋損傷
- ・原子炉格納容器損傷
- ・原子炉補助建屋損傷

- ・ 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

【格納容器バイパス】

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

地震により直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象において対象とする設備と分類の考え方を第1表に示す。

4. フロントライン系イベントツリーについて

フロントライン系イベントツリーでは、内部事象レベル1 PRAで考慮したフォールトツリーをベースに、緩和設備の地震による直接的な損傷、耐震性の低い機器による緩和機能に期待しない措置、耐震性の低い機器の隔離失敗をモデル化した。第3図にモデル化したフォールトツリーの例を示す。

5. 地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び地震により直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋及び機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失、複数の信号系損傷、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理している。

また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロント系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類している。第4図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また、起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される具体例を、地震区分4において全交流動力電源喪失が発生して

いる場合を例に第 5 図に示す。

第1表 格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備
(1 / 3)

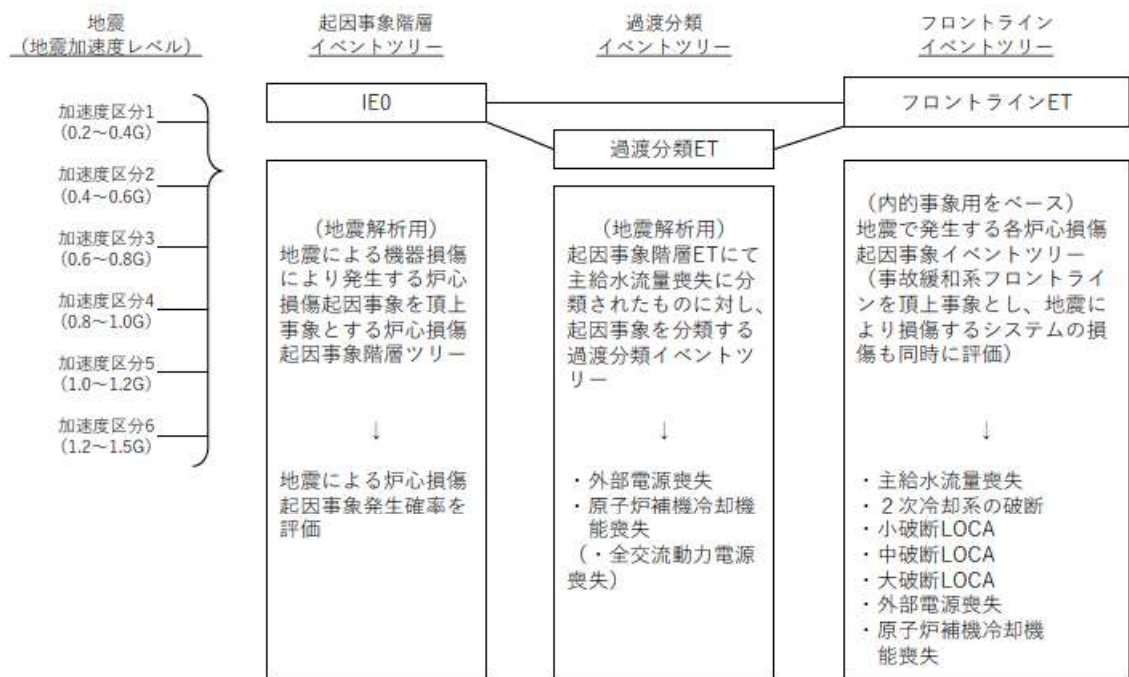
発生する起回事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	原子炉容器	構造	サポートシュ	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。
	一次冷却材管	構造	ホットレグ	
	1次冷却材ポンプ	構造	ブラケット	
	炉内計装引出管	構造	コンジット チューブ	
	制御棒駆動装置	構造	制御棒駆動 装置耐圧部	
	蒸気発生器本体	構造	冷却材入口 管台	
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造	—	原子炉建屋の構造損傷により建屋内の広範囲にわたる機器、配管が構造損傷すると仮定し、直接炉心損傷に至ると想定。
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	リングガータ 下端部	原子炉格納容器内の構造損傷により、原子炉格納容器内及び周辺設備が構造損傷し、直接炉心損傷に至る事象と想定。
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造	—	原子炉補助建屋の構造損傷により建屋内の運転コンソール及び直流電源等が損傷し、ほぼ全ての安全機能の制御が不能となり炉心損傷に至ると想定。
電動弁損傷による 原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能	—	原子炉補機冷却水系統のCヘッダ分離が電動弁であり、原子炉補機冷却水系統のトレン分離失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生すると想定。
1次系流路閉塞による 2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造	制御棒クラスタ 案内管	炉内構造物の損傷により、炉心部で冷却材の流れが阻害されることで、1次冷却材流量低による原子炉トリップ及び蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害されることで、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	炉心支持構造物	構造	下部炉心 支持板	

第1表 格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備
(2/3)

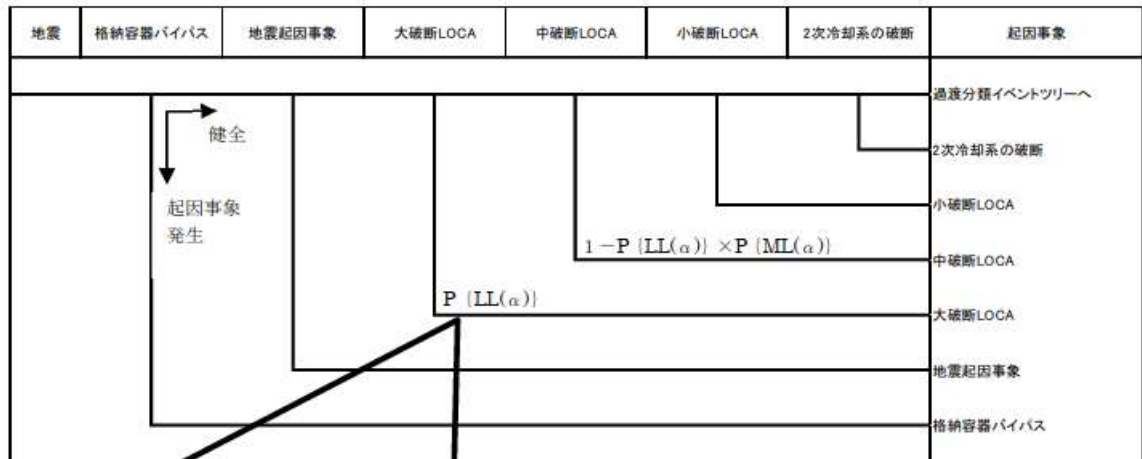
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
複数の信号系損傷	運転コンソール	構造	基礎溶接部	原子炉トリップ、自動信号発信は可能と考えられるが、補助給水流調失敗により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	中央制御室外原子炉停止盤	機能	—	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御機能及び保護機能が不能により補助給水の制御ができなくなり、直接炉心損傷に至ると想定。
	安全系現場制御監視盤	機能	—	原子炉トリップ可能であるが、補助給水系起動信号喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	工学的安全施設作動盤	構造	基礎ボルト	
	原子炉安全保護盤	機能	—	
	共通要因故障対策操作盤	構造	据付ボルト	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至ると想定。
	ATWS対策設備(共通要因故障対策盤(自動制御盤))	構造	据付ボルト	
	安全系マルチプレクサ	機能	—	
	安全系FDPプロセッサ	機能	—	
	共通要因故障対策EP盤室操作盤	機能	—	
	電磁弁ラック	機能	—	
	ゾレノイド分電盤	機能	—	
	ケーブルトレイ	構造	—	主給水流量喪失が発生し、補助給水系機能を維持する電源系が損傷することで2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
逆止弁	機能	—	補助給水系による蒸気発生器給水ができなくなり、2次冷却系からの除熱機能喪失となると想定。	

第1表 格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備
(3 / 3)

発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	燃料集合体	構造	燃料被覆管 過渡変化時寿命初期	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。
	制御棒クラスタ	構造	制御棒被覆管(全引抜き状態)	制御棒クラスタの損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。
格納容器バイパス	蒸気発生器内部構造物	構造	伝熱管(面内)	対象設備の構造損傷により蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)が発生し、直接炉心損傷に至ると想定。また、接続する主給水配管及び主蒸気配管は格納容器バイパス経路となる。



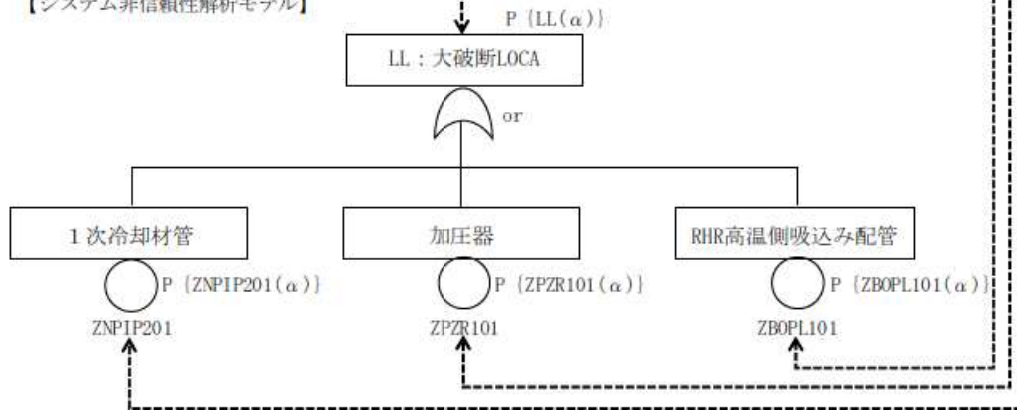
第1図 システム解析の概要



分岐確率は、各起因事象の発生要因となる機器が、地震で損傷する確率に依存する。
 以下に、便宜上、大破断LOCAを発生させる機器が3機器であるとした場合の起因事象発生頻度算出の例を示す。
 【機器リスト】

頂上事象	頂上事象の構成要素		
	設備	損傷モード	基事象記号
LL：大破断LOCA	1次冷却材管（1次冷却材管加圧器サージ管台）	構造損傷	ZNPIP201
	加圧器（上部支持構造物物理込金物基礎ボルト）	構造損傷	ZPZR101
	RHR高温側吸込み配管（配管本体）	構造損傷	ZBOPL101

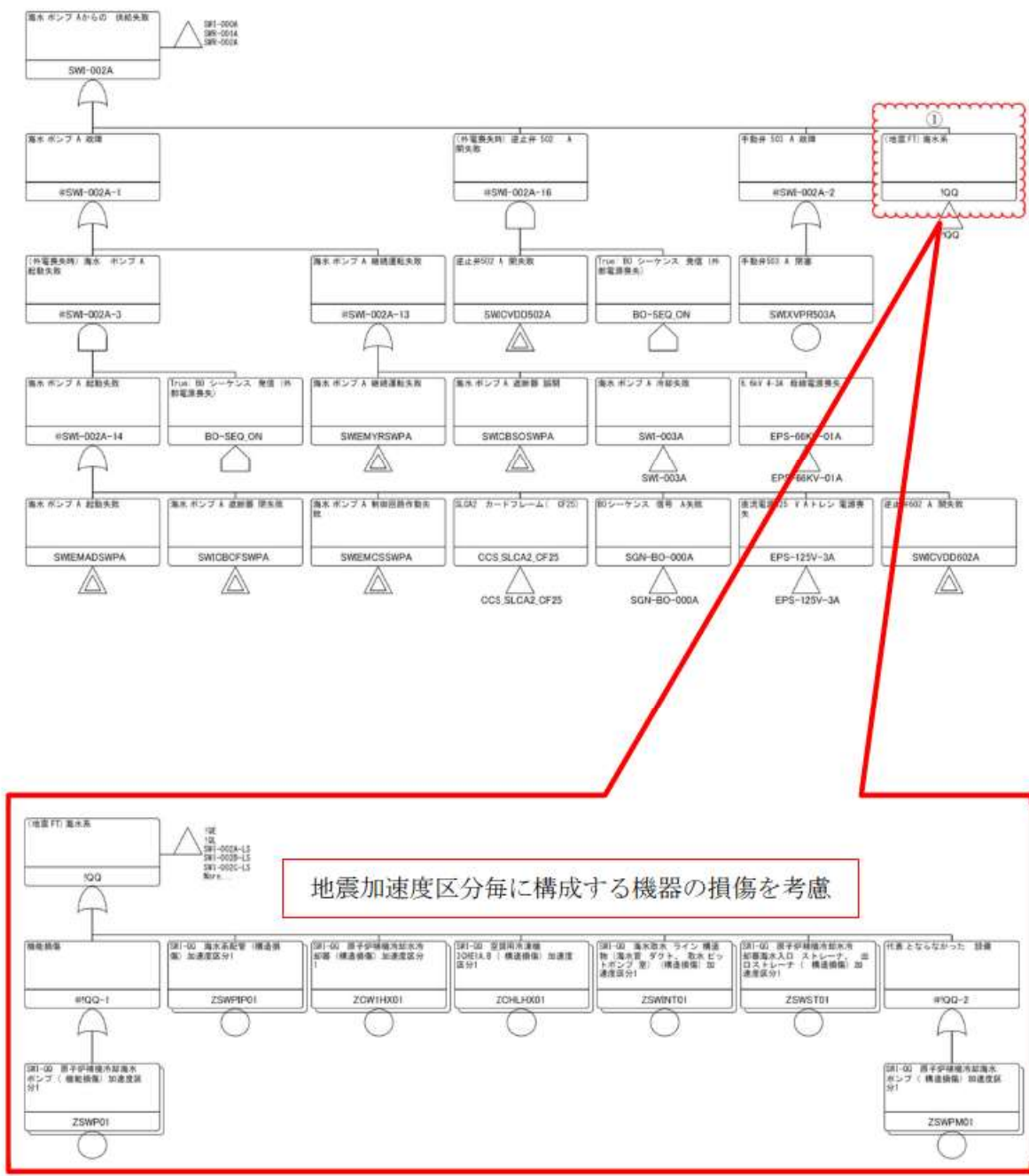
【システム非信頼性解析モデル】



- $P\{LL(\alpha)\}$: 地動加速度 α が発生した場合に、大破断LOCA (LL) が発生する確率
- $P\{ZNPIP201(\alpha)\}$: 地動加速度 α が発生した場合に、1次冷却材管 (ZNPIP201) が損傷する確率
- $P\{ZPZR101(\alpha)\}$: 地動加速度 α が発生した場合に、加圧器 (ZPZR101) が損傷する確率
- $P\{ZBOPL101(\alpha)\}$: 地動加速度 α が発生した場合に、RHR高温側吸込み配管 (ZBOPL101) が損傷する確率

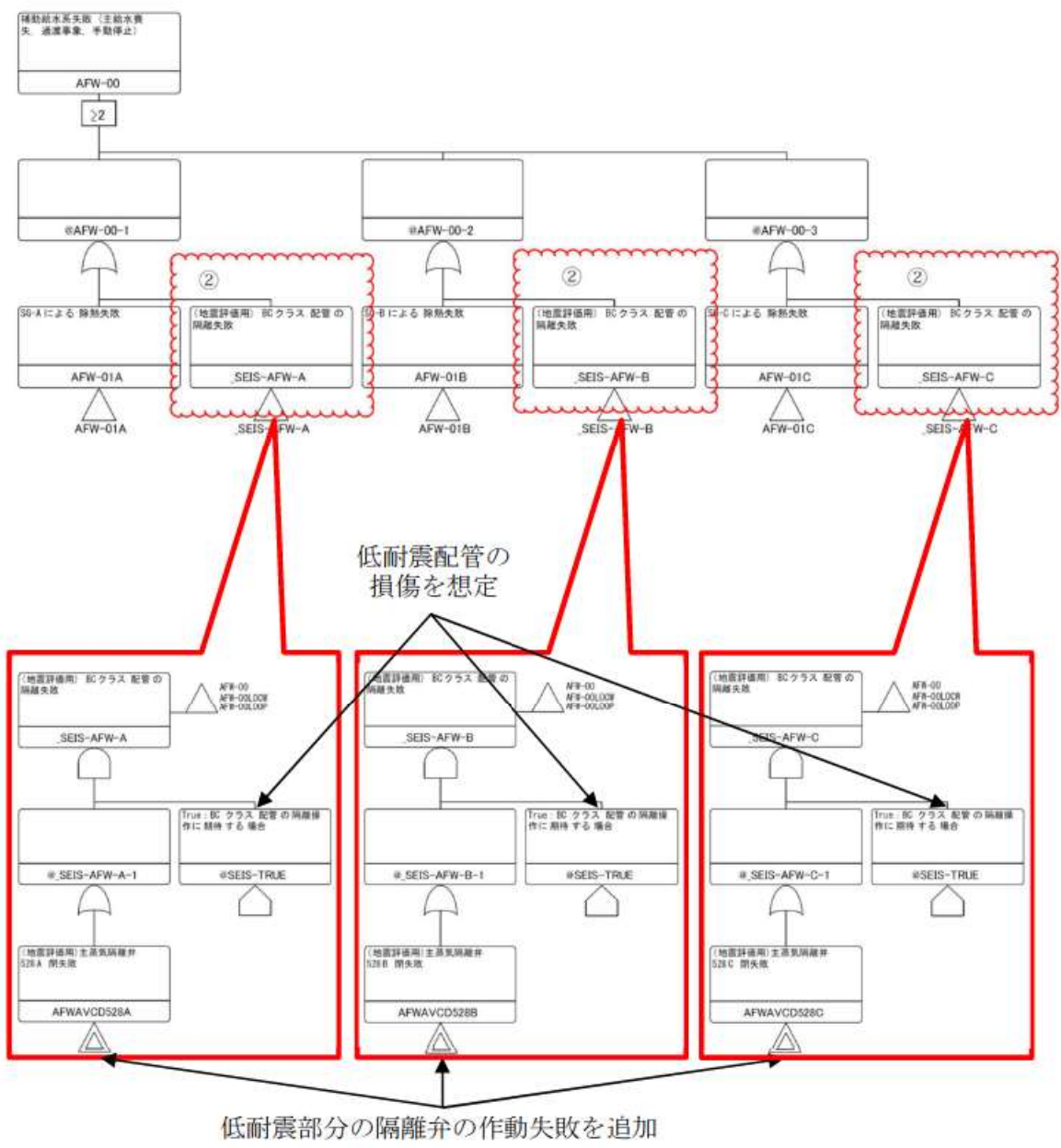
$$P\{LL(\alpha)\} = 1 - [1 - P\{ZNPIP201(\alpha)\}] \times [1 - P\{ZPZR101(\alpha)\}] \times [1 - P\{ZBOPL101(\alpha)\}]$$

第2図 起因事象階層イベントツリー



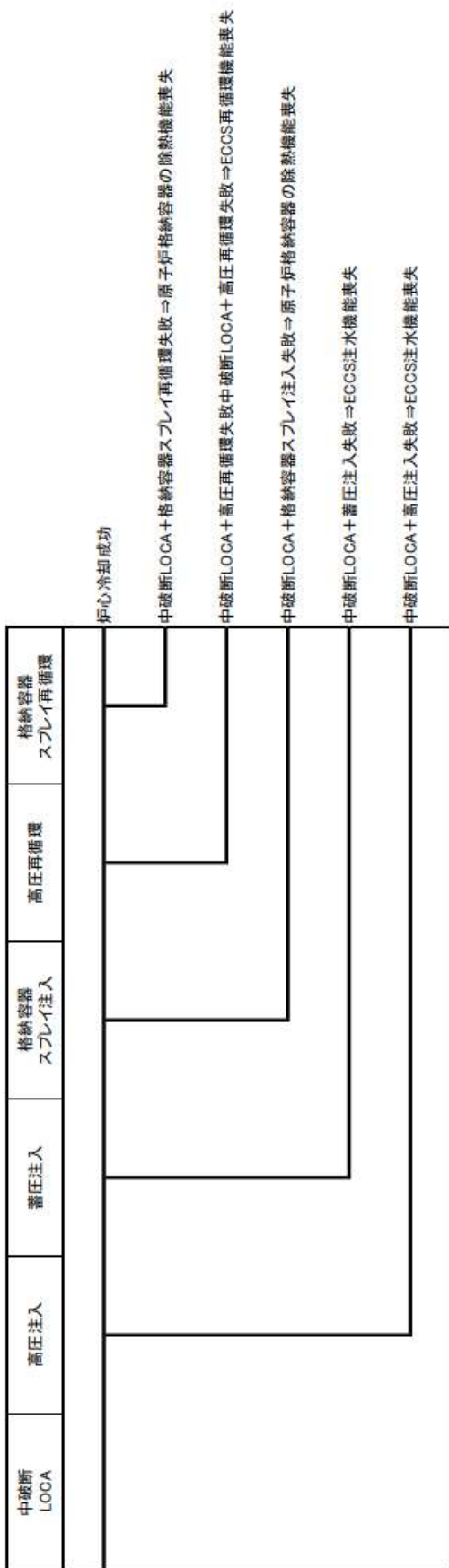
(緩和設備の地震による直接的な損傷の代表例「海水系フォールトツリー」)

第3図 地震による影響の反映 (1/2)



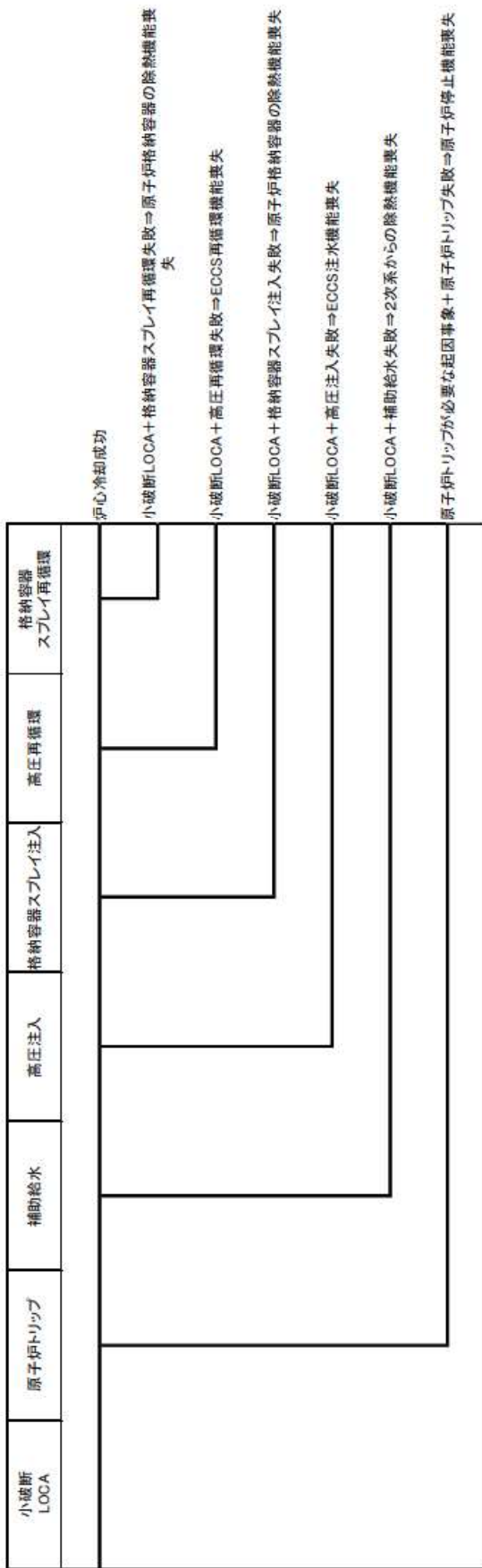
(内部事象PRAのフォールトツリーをベースに
耐震性の低い機器の隔離失敗を追加した例)

第3図 地震による影響の反映 (2/2)



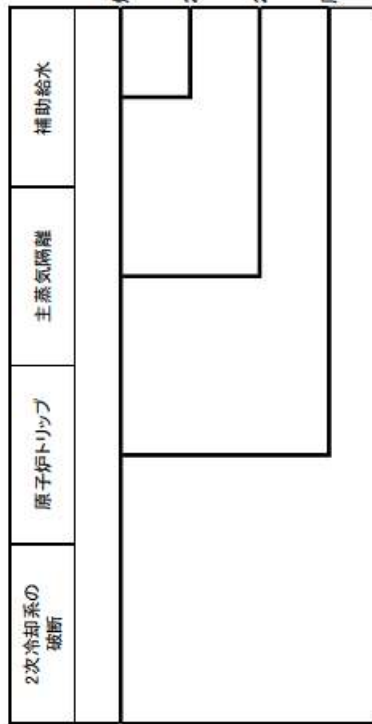
＜中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(2/5)

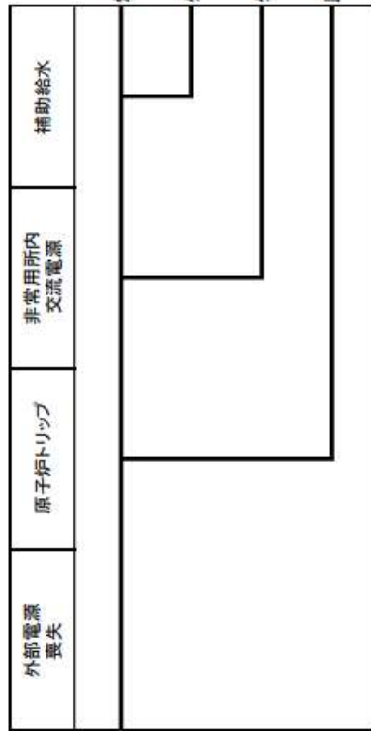


＜小破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ (3/5)

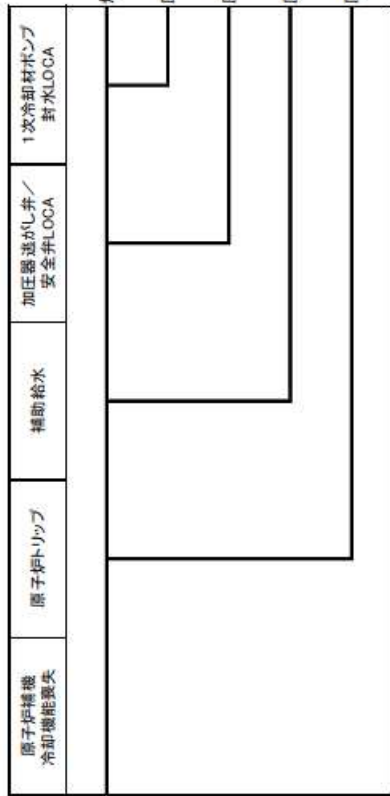


＜ 2次冷却系の破断に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

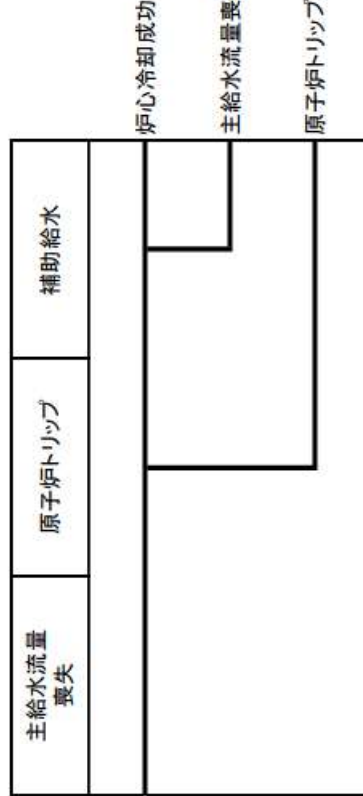


＜ 外部電源喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(4/5)

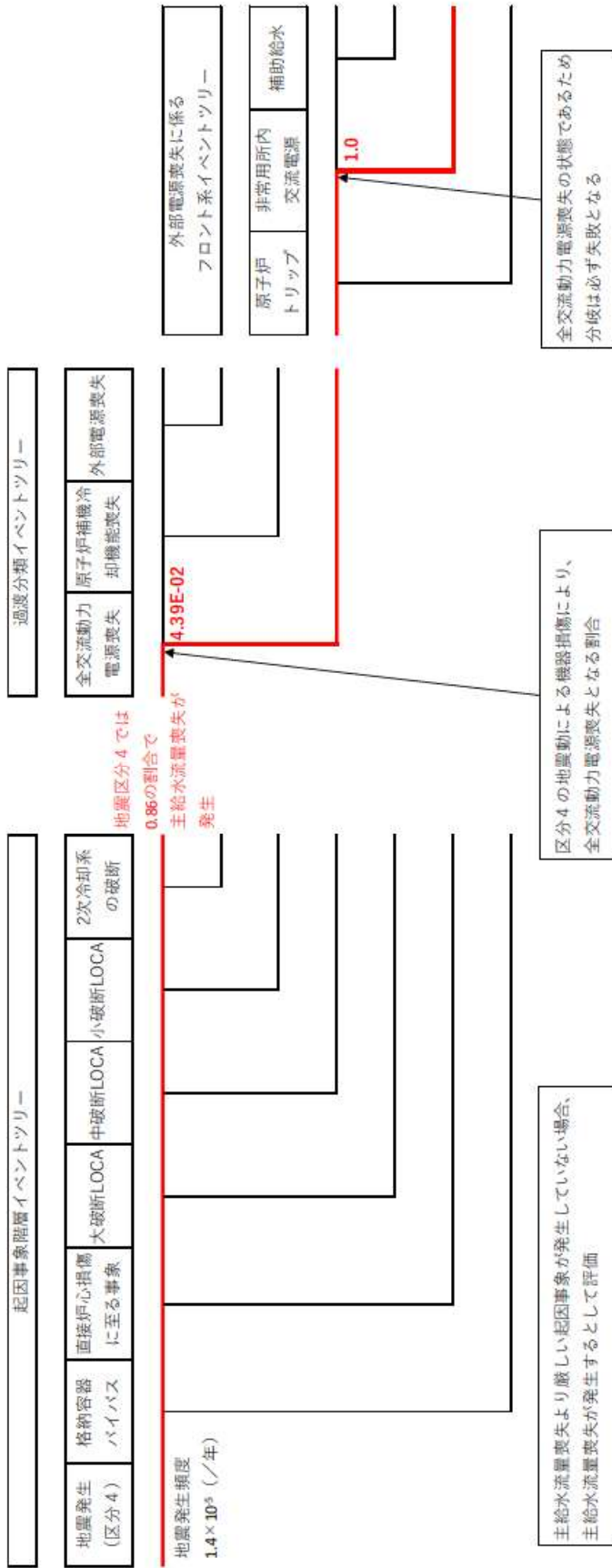


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ (5/5)



※ RiskSpectrum®においては、事故シーケンス毎の炉心損傷頻度が出力された分岐確率は直接出力されない
地震加速区分に対する機器の損傷確率から分岐確率を算出した

第5図 全交流動力電源喪失が発生している場合の例

地震PRAにおける成功基準について

1. 起因事象毎の成功基準

選定した起因事象のうち、内部事象PRAでも評価した起因事象の成功基準は、地震事象PRAにおいても相違はない。地震特有の起因事象である「原子炉建屋損傷」「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。

起因事象毎に、炉心冷却に必要な緩和手段の組合せを表に整理した。

2. 炉心損傷の定義

内部事象PRAと同じく、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1200℃を超えると評価される状態を炉心損傷と定義する。

3. 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間

(1) 余裕時間

「LOCA事象」、「2次冷却系の破断」、「LOCA発生後ECCS再循環における補機冷却系の負荷制限」において、内部事象PRAと同様の余裕時間を設定している。

(2) 使命時間

地震PRAにおいても、内部事象PRAと同様に使命時間として24時間を使用している。また、空調系が喪失した場合の室温評価期間については、7日間（168時間）としている。

4. 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

内部事象PRAで参照した熱水力解析と同じ結果を使用して、成功基準を設定している。

表 起回事象毎の成功シーケンス一覧表

	高压 注入	高压 再循環	低压 注入	低压 再循環	蓄圧 注入	格納容器 スプレー 注入	格納容器 スプレー 再循環	原子炉 トリップ	補助 給水	主蒸気 隔離	加圧器 逃がし弁/ 安全弁LOCA	1次冷却材 ポンプ 封水LOCA	非常用 所内電源
イベント ヘディング	HPI	HPR	LPI	LPR	ACC	CSI	CSR	TP	AFW	MSR	POV	RCP	EPS
大破断 LOCA	—	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—
中破断 LOCA	○	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—
小破断 LOCA	○	○	—	—	—	○	○	○	○	—	—	—	—
2次冷却系 の破断	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—
外部電源 喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	○
原子炉補機 冷却機能 喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	○	○	—
主給水流量 喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	—

○：緩和手段成功 —：不動作又は不要

注) 地震PRAでは冗長設備は同時に損傷することを想定しているため、必要基数は記載していない。

小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の 事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

1. 概要

従来の泊3号炉や大飯3、4号炉等においては、これまではRISKMANを用いた大イベントツリー手法で地震PRAを実施し、この結果を事故シーケンスに取りまとめた。高浜3、4号炉や今回の泊3号炉の評価においては、RiskSpectrumを用いた小イベントツリー手法で地震PRAを実施している。これらの評価における事故シーケンス分類の取扱いの差異について取りまとめる。

2. 大イベントツリー手法と小イベントツリー手法での事故シーケンス分類の差異

(1) 大イベントツリーでの事故シーケンス分類方法

大イベントツリー手法においては、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてについてのシナリオを評価することから、地震による複数の機能喪失の重畳等も評価し、より詳細ではあるが、複雑な評価となっている。このPRA結果を各事故シーケンスに取りまとめる際は、内部事象PRAと同様のフロントラインイベントツリーに加え、地震損傷機器イベントツリー等のイベントツリー全体の成功、失敗を加味して事故シーケンス分類を行っている（添付1、2参照）。

(2) 小イベントツリーでの事故シーケンス分類方法

小イベントツリー手法においては、大イベントツリー手法で地震により損傷する機器をイベントツリーで取り扱い、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてを評価するのと異なり、機器の各地震加速度区分における機器損傷確率をフォルトツリーの中で取り扱うことから、大イベントツリーと異なり、イベントツリーの構成は単純でイベントツリーの分岐は大イベントツリー手法と比較して少数となる。PRA結果の各事故シーケンスの取りまとめについては、内部事象PRAと同様にフロントラインイベントツリーで失敗の分岐に応じたものとしている（添付3、4参照）。

(3) 両手法における事故シーケンス分類における差異

何れの手法においてもPRAとしては同等の評価であり、添付2、4の事故シーケンスを比較してもほぼ同等の整理となっていることを確認しているが、地震により喪失する機能が重畳する場合の取扱いに関して以下のとおり差異がある。

a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合のシーケンス分類

大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合、大イベントツリー手法の分類では、注入する順序の関係から大破断LOCA+蓄圧注入失敗として

取り扱っている。一方、小イベントツリー手法の分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、大破断LOCA+低圧注入失敗として取り扱っている。

b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合のシーケンス分類

小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合、大イベントツリー手法での分類では、補助給水失敗は高圧注入による必要注入流量を確保するための補助的な冷却と考え、小破断LOCA+高圧注入失敗として取り扱っている。一方、小イベントツリー手法の分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、小破断LOCA+補助給水失敗に分類している。

(4) 分類の差異による影響

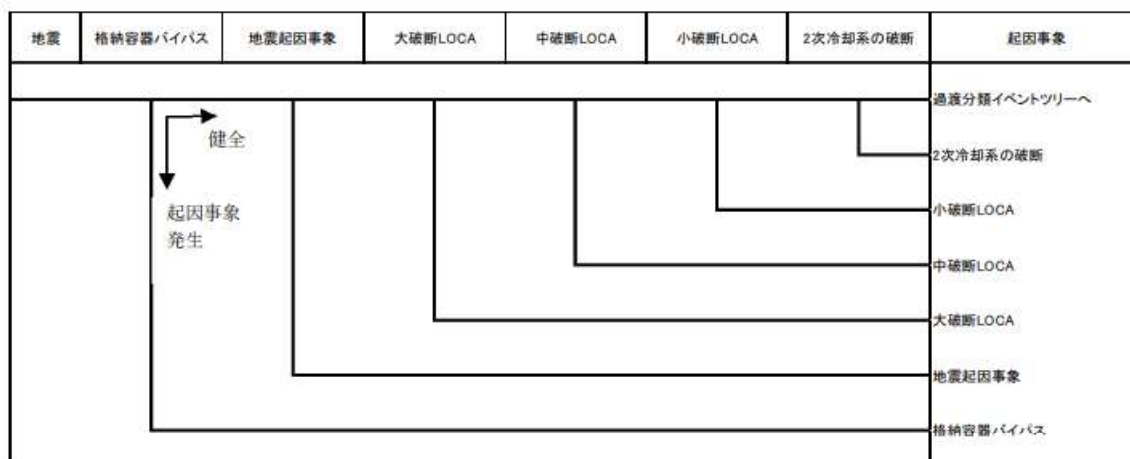
今回の事故シーケンス分類の方法を大イベントツリーに合わせた場合の影響について以下に示す。

a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合の影響

低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合を蓄圧注入失敗側に整理する場合、現在の評価では大破断LOCA+低圧注入失敗が 1.7×10^{-7} /炉年に対し、大破断LOCA+蓄圧注入失敗が 6.0×10^{-11} /炉年であることから、重畳部分を蓄圧注入失敗に整理すると数値は有意に変化することが考えられる。しかしながら、何れも同じ事故シーケンスグループであり、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスであるが、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と整理しており、この観点で今回の分類方法が事故シーケンスの選定に影響を与えるものではない。

b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合の影響

補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合を高圧注入失敗側に整理する場合、現在の評価では小破断LOCA+補助給水失敗が 4.2×10^{-8} /炉年に対し、小破断LOCA+高圧注入失敗が 1.0×10^{-7} /炉年であることから、重畳部分を高圧注入失敗に整理すると数値は微増することになるが、事故シーケンスの選定に影響を与えるものではない。



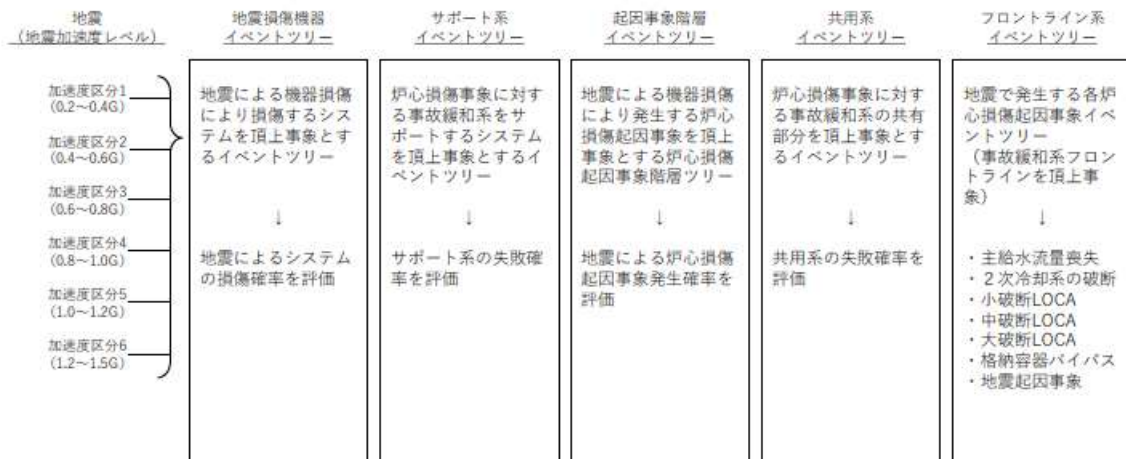
【地震起因事象】

- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- 複数の信号系損傷
- 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

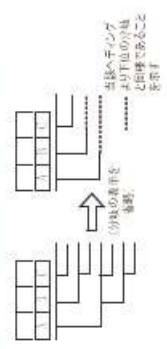
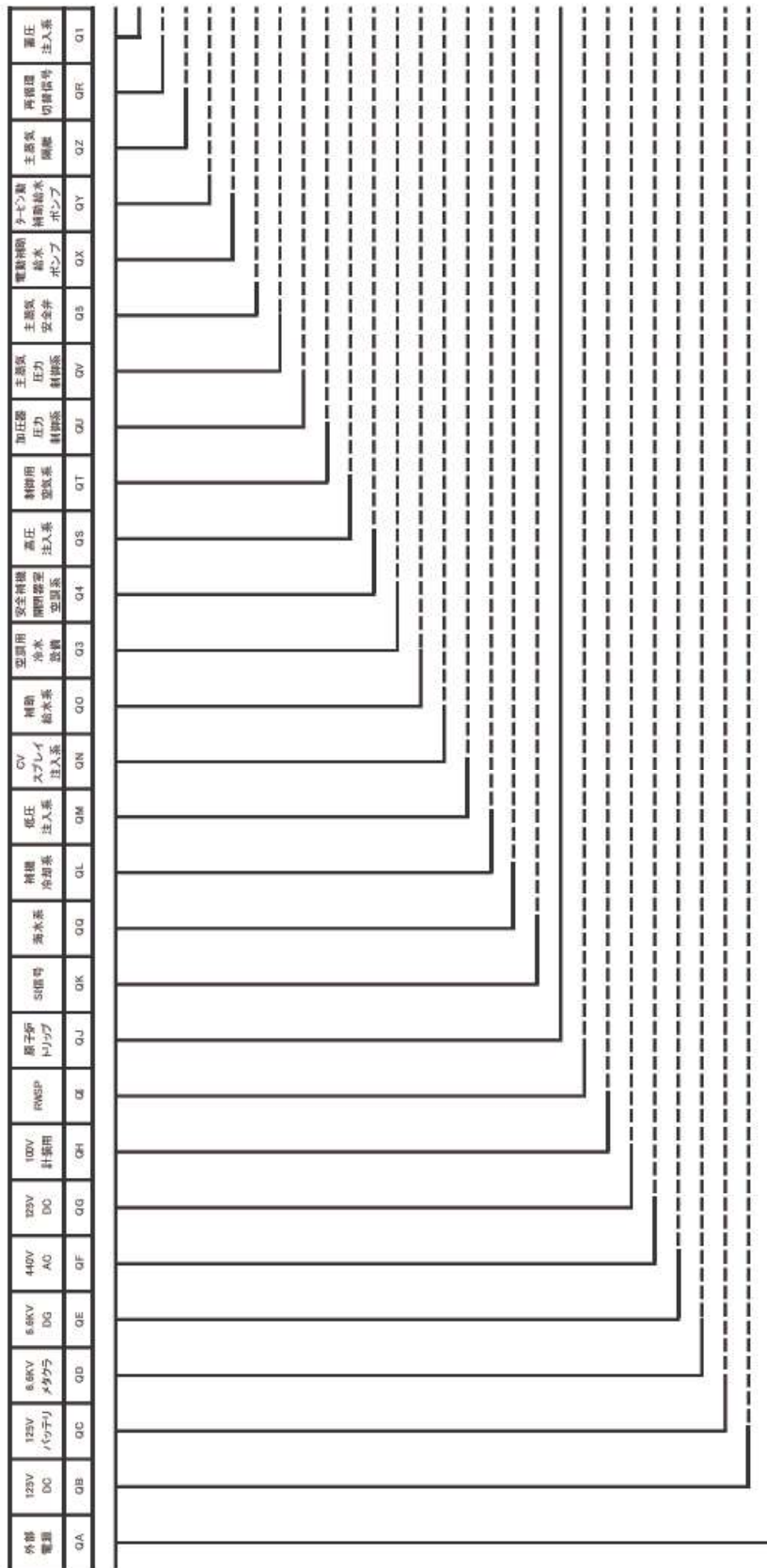
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))

第1-1図 地震PRA階層イベントツリー

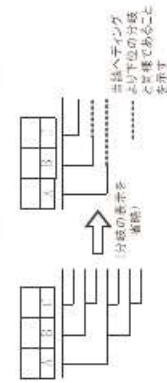
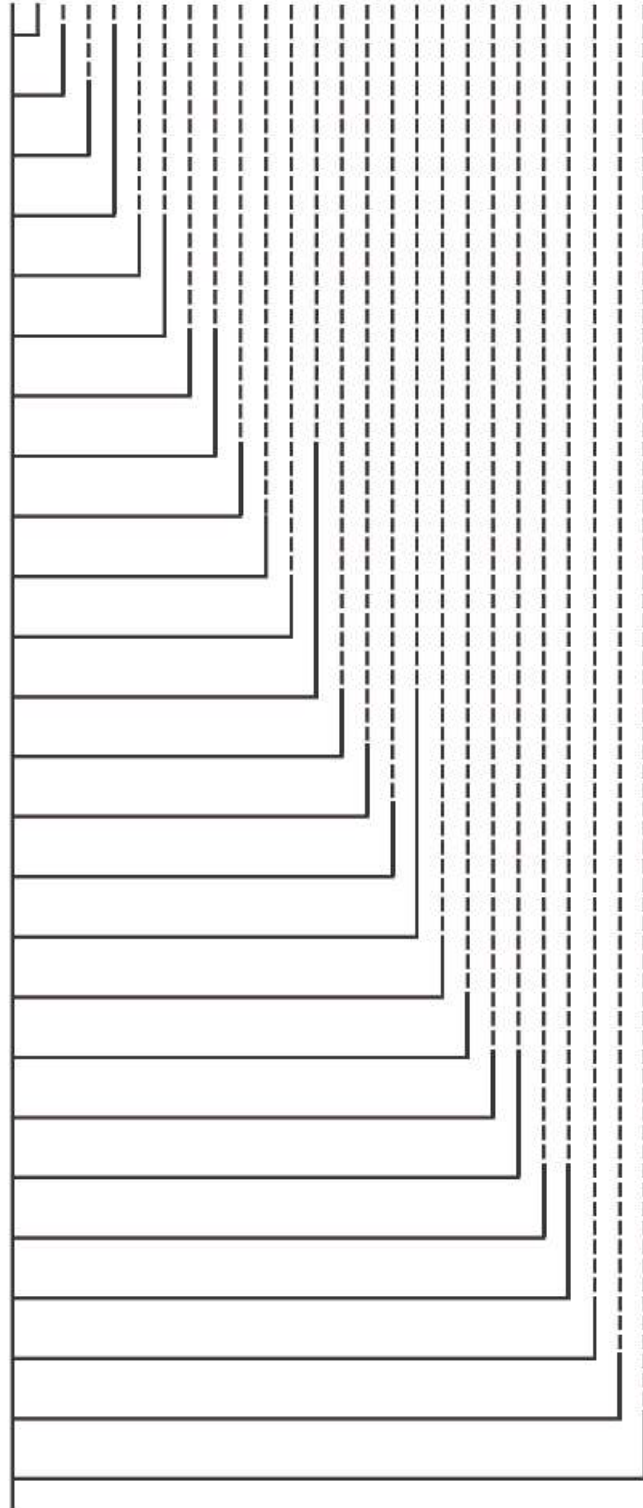


第1-2図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)



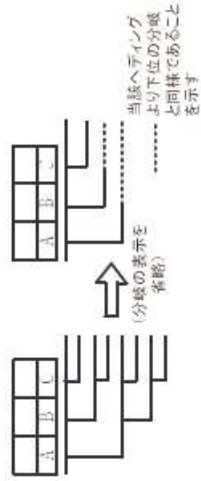
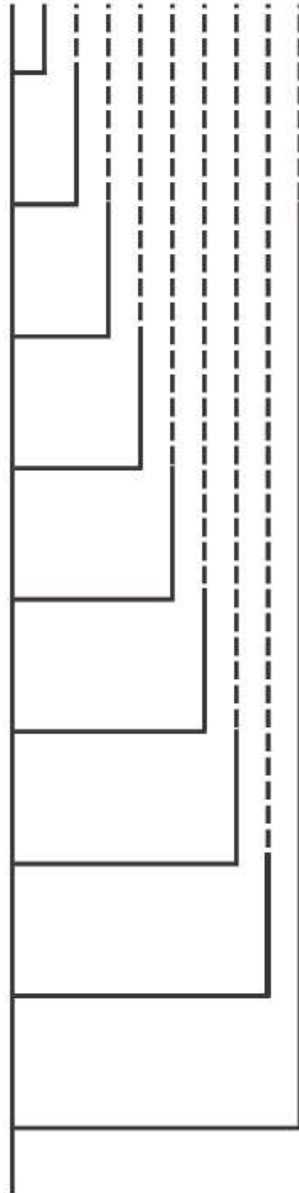
第1-3図 地震損傷機器イベントツリー

外部電源	125V 直流電源 Aトレン	125V 直流電源 Bトレン	6.6kV メタカウ Aトレン	6.6kV メタカウ Bトレン	6.6kV DG Aトレン	6.6kV DG Bトレン	440V 交流電源 Aトレン	440V 交流電源 Bトレン	100V 計装用 Aトレン	100V 計装用 Bトレン	安全注入 番号 Aトレン	安全注入 番号 Bトレン	CV スプレイ 番号 Aトレン	CV スプレイ 番号 Bトレン	所内母線 化電圧 番号 Aトレン	所内母線 化電圧 番号 Bトレン	海水系 再循環時 SWR	補機 冷却系 再循環時 CMR	海水系 圧入時 SWM	補機 冷却系 圧入時 CWM	空調用 冷水設備 空調系 CMS	安全補機 潤滑油系 空調系 MYSW	安全補機 空調系 M/SC	制御用 空調系 IA
------	----------------------	----------------------	-----------------------	-----------------------	---------------------	---------------------	----------------------	----------------------	---------------------	---------------------	--------------------	--------------------	--------------------------	--------------------------	---------------------------	---------------------------	--------------------	--------------------------	-------------------	-------------------------	---------------------------	-----------------------------	---------------------	------------------



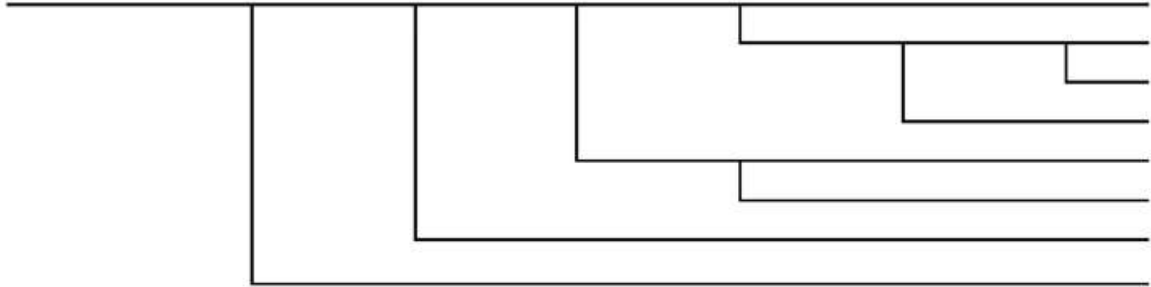
第1-4図 サポート系イベントツリー

燃料取替 用水ピカ	再循環サブライン 共有部 Aトレン	再循環サブライン 共有部 Bトレン	再循環切替 信号失敗 Aトレン	再循環切替 信号失敗 Bトレン	RWSP 取水失敗 Aトレン	RWSP 取水失敗 Bトレン	RCS低温側 注入选止弁 開失敗及び 外部リーク(注入选)	RCS低温側 注入选止弁 外部リーク (再循環時)
RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LI	LJR



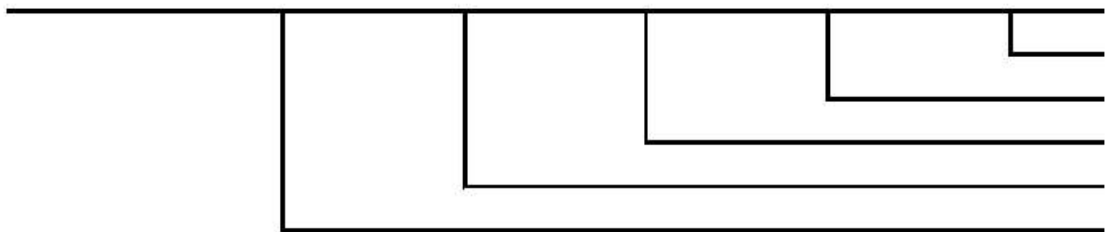
第 1 - 5 図 共用系イベントツリー

大破断LOCA	低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
LL	LIL	ACLM	CIA	LRL	HRL	CRA



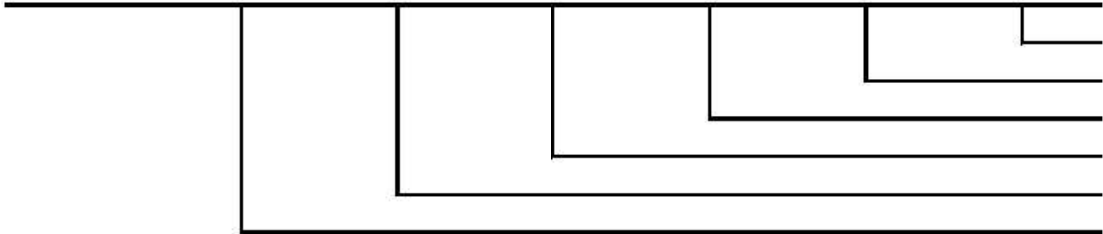
第1-6図 大破断LOCA イベントツリー

中破断LOCA	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
ML	HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA



第1-7図 中破断LOCA イベントツリー

小破断LOCA	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
SL	TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA



第1-8図 小破断LOCA イベントツリー

2次冷却系の破断	原子炉トリップ ^o (SLOCA,SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)
MB	TPA	MSI	AFB



第1-9図 2次冷却系の破断イベントツリー

主給水流量喪失	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)
LMFW	TPA	AFF



第1-10図 主給水流量喪失イベントツリー

地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

1. イベントツリーリンクングにおける情報の引継ぎについて

地震PRAでは内部事象PRAと同様、起因事象の発生に対して事故緩和機能の成功失敗を評価することにより炉心損傷に至るか否かを評価している。内部事象PRAと異なるところは、起因事象を発生させる要因や事故緩和機能を喪失させる要因が、ランダム故障や人的過誤に加えて地震による機器の損傷を考慮する必要がある点にあり、地震による機器損傷の影響は地震損傷機器イベントツリー及び起因事象階層イベントツリーで考慮している。

また、起因事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮し、その他の起因事象は起因事象階層イベントツリーのヘディングとして考慮しているが、イベントツリーリンクングで結合した情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起因事象に対する炉心損傷頻度を整理することが可能である。図1に外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失（以下、「SBO」という。）に対する炉心損傷頻度を整理した例を示す。

地震損傷機器イベントツリーでは、ある地震加速度により外部電源及び非常用所内交流電源が損傷すると評価している。下流に結合されたサポート系イベントツリーではSBO情報が引き継がれるため、外部電源及び電源系の分岐は失敗となる。起因事象階層イベントツリーでは、主給水流量喪失より厳しい起因事象が発生していない場合、主給水流量喪失が発生するとして共用系イベントツリーに引き継がれる。共用系イベントツリーでは主給水流量喪失に対して考慮すべきヘディングが存在しないため、起因事象階層イベントツリーの情報がそのまま主給水流量喪失に対するフロント系イベントツリーに引き継がれる。主給水流量喪失のフロントライン系イベントツリーではSBO情報が引き継がれているため、SBOにより炉心損傷に至るとして事象として整理される。

以上のことから、SBO事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが、イベントツリー全体の評価結果を分析することでSBOによる炉心損傷を整理することが可能である。

2. 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

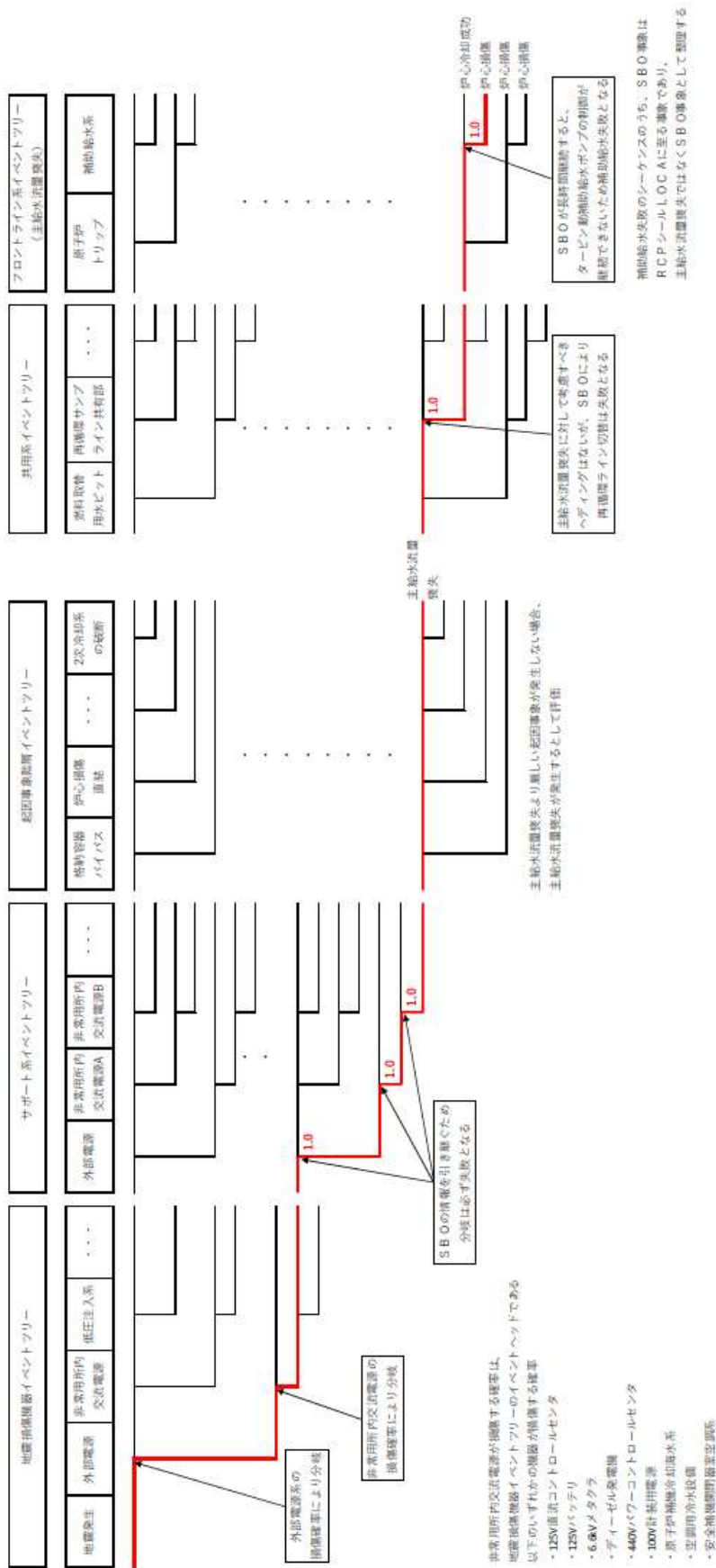
地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについては、前述と同様にイベントツリー全体の評価結果を分析することで炉心損傷に至る要因を確認し、各事故シーケンスに分類している。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び地震による直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、破損する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生

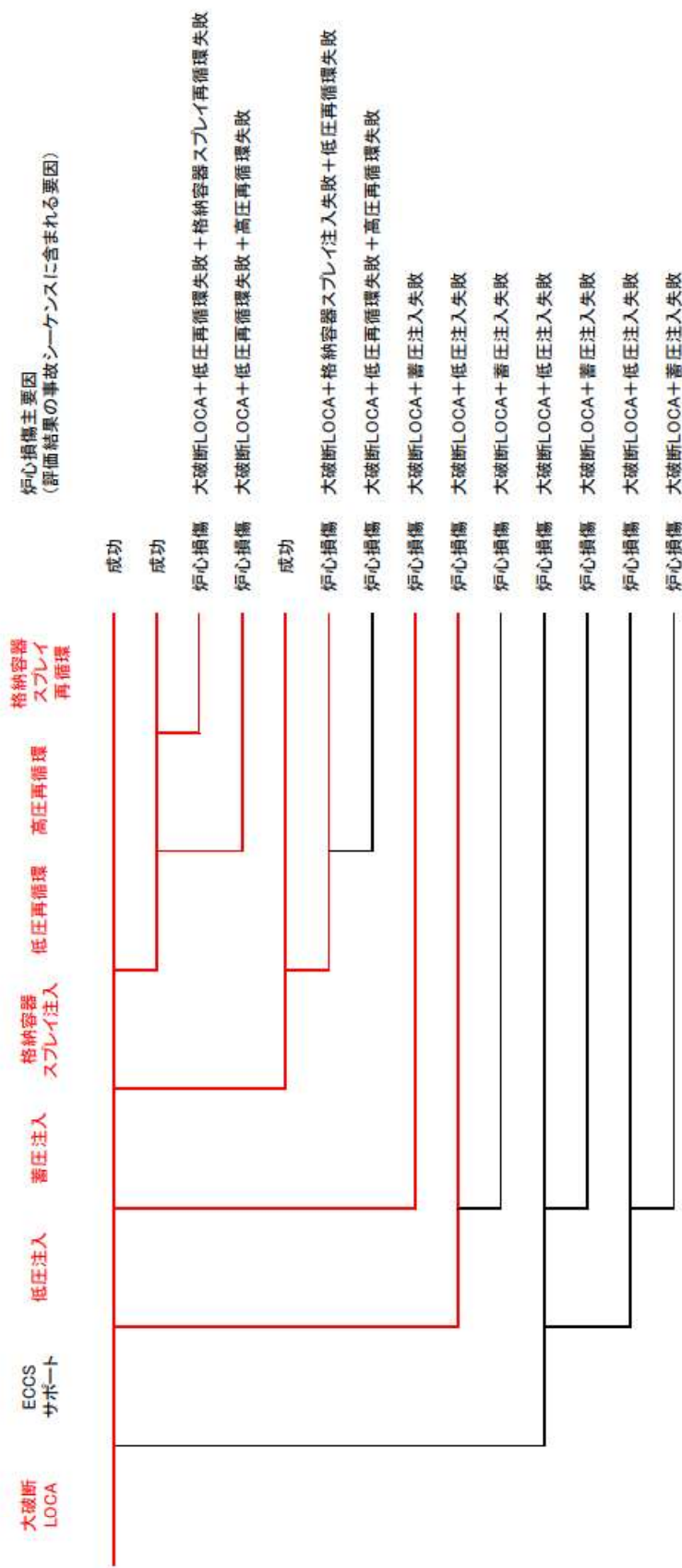
器伝熱管破損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

また、各LOCA事象、2次冷却系の破断及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロント系イベントツリーを含むイベントツリー全体の評価結果を分析することで事故シーケンスを分類した。図2に上流側イベントツリー情報からSBO及び原子炉補機冷却機能喪失を踏まえた各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐に対する事故シーケンスの分類の考え方を示す。

上記考え方に従い事故シーケンスの整理を行い、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度を算出している。

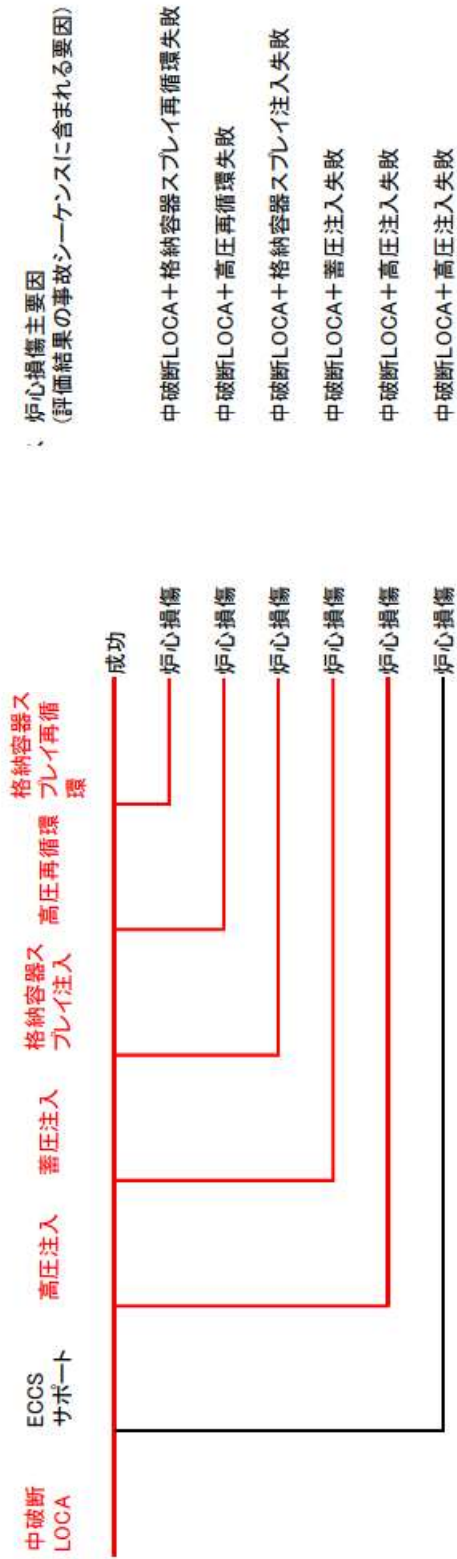


第2-1図 SBOに対する炉心損傷頻度を整理した例



— フロントライン系ETで示されているシーケンス
— ET全体の情報から便宜上分岐を示したシーケンス

第2-2図 大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法

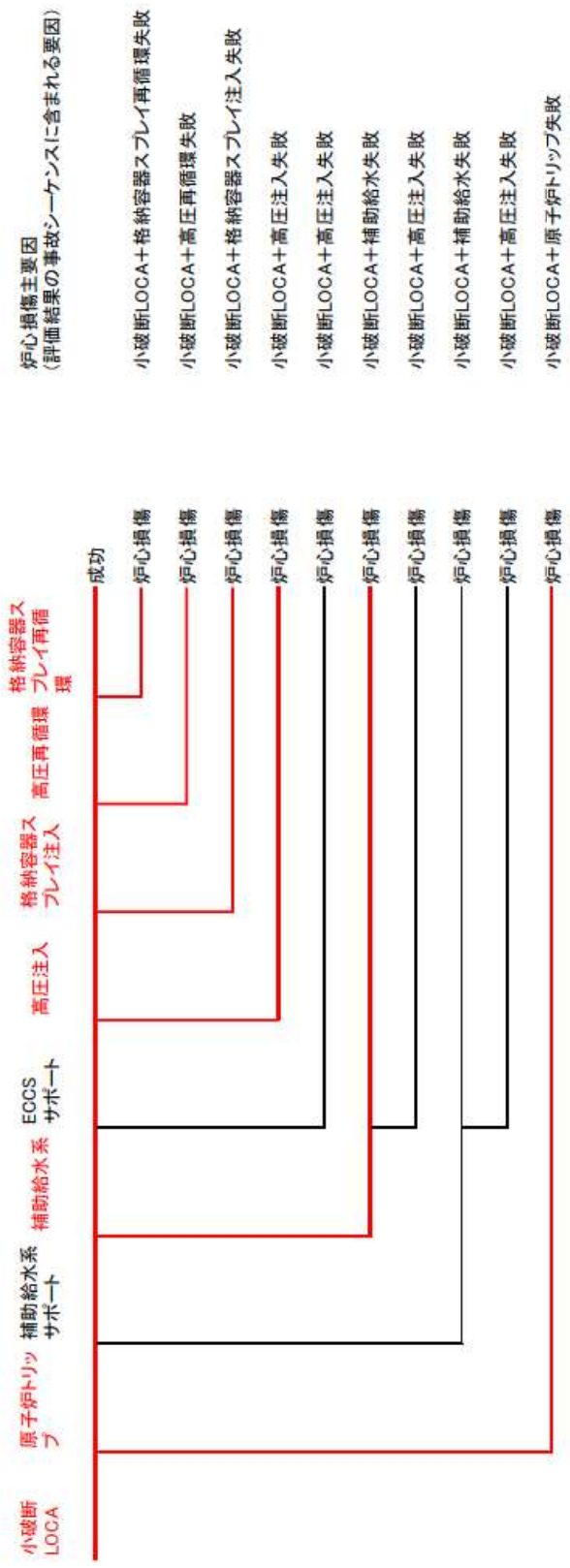


、炉心損傷主要因
(評価結果の事故シーケンスに含まれる要因)

— : フロントライン系ETで示されているシーケンス

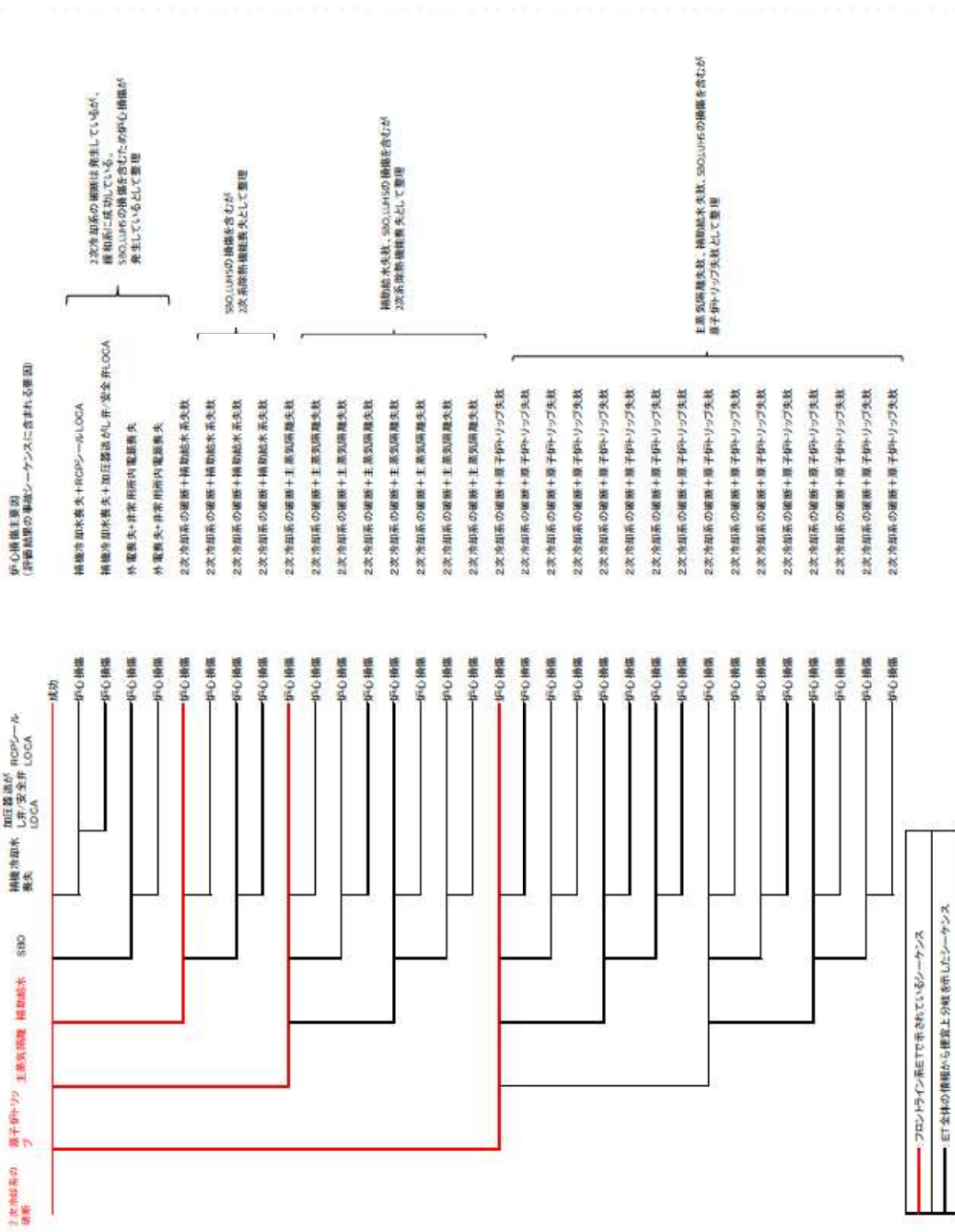
— : ET全体の情報から便宜上分岐を示したシーケンス

第2-3図 中破断LOCAイベントツリー結果の集約方法

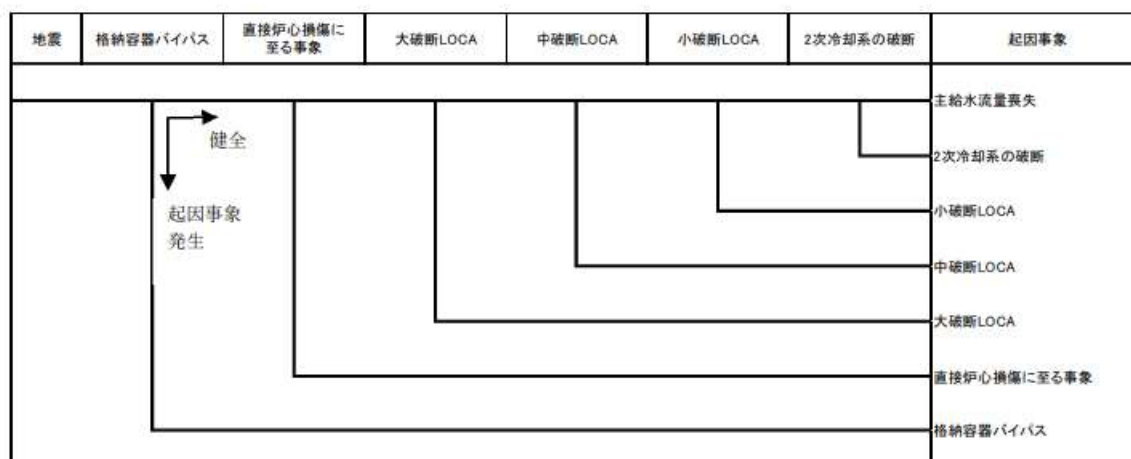


—: フロントライン系ETで示されているシーケンス
 —: ET全体の情報から便宜上分岐を示したシーケンス

第2-4図 小破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



第2-5図 2次冷却系の破断イベントツリー結果の集約方法



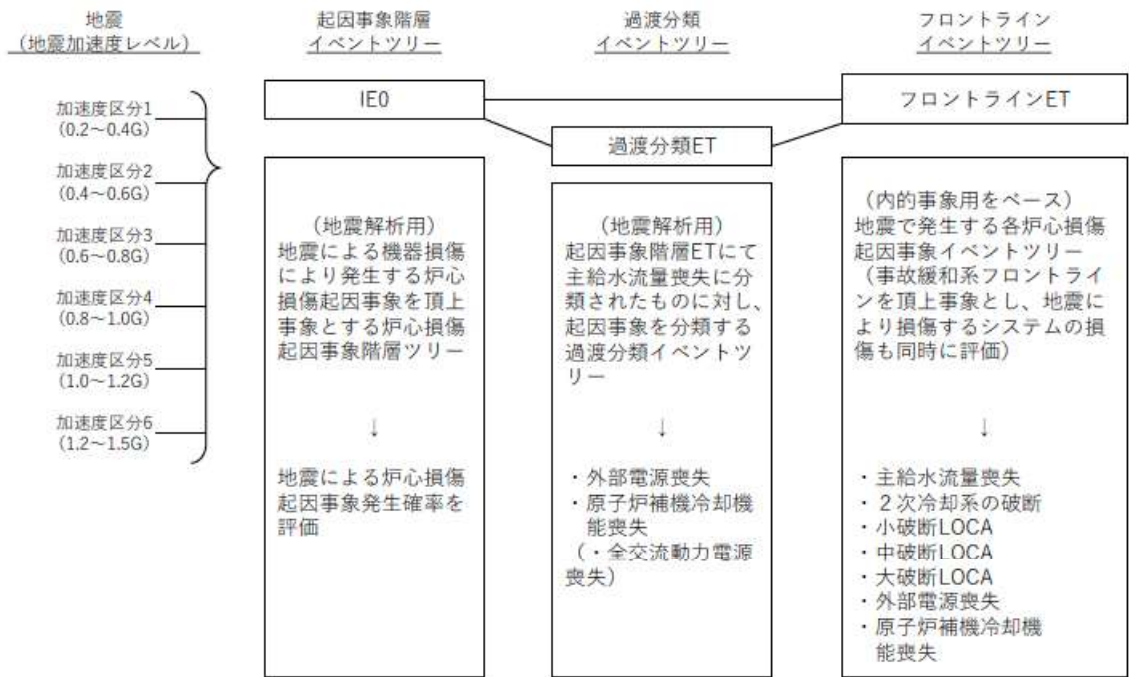
【地震起因事象】

- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- 複数の信号系損傷
- 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

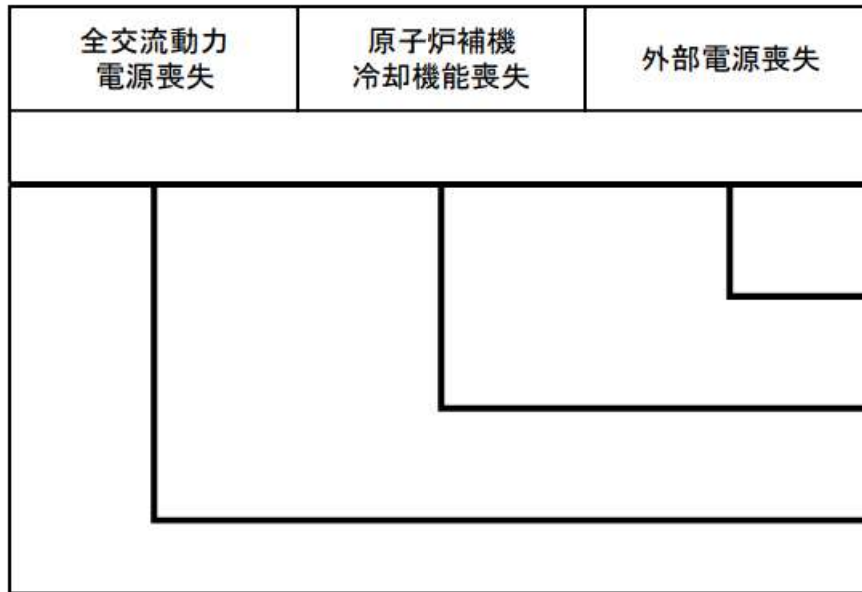
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))

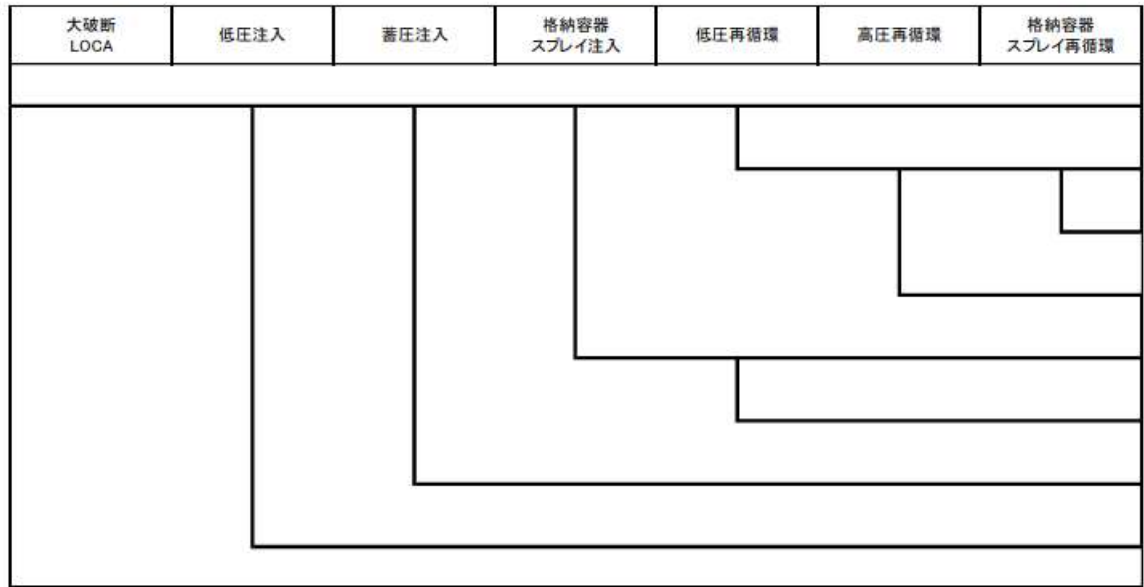
第3-1図 地震PRA階層イベントツリー



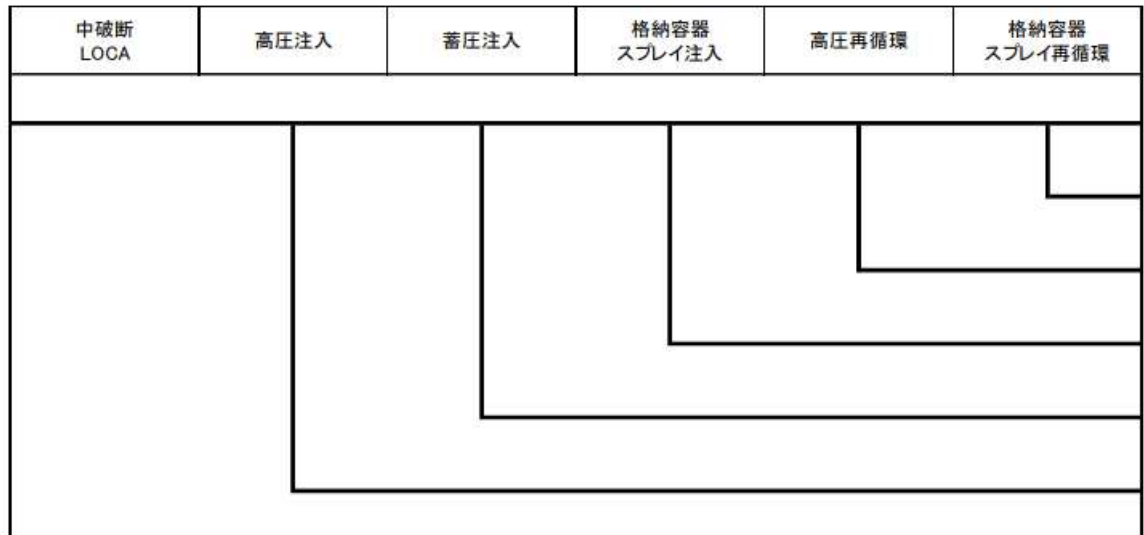
第3-2図 地震システム解析モデル (小イベントツリー)



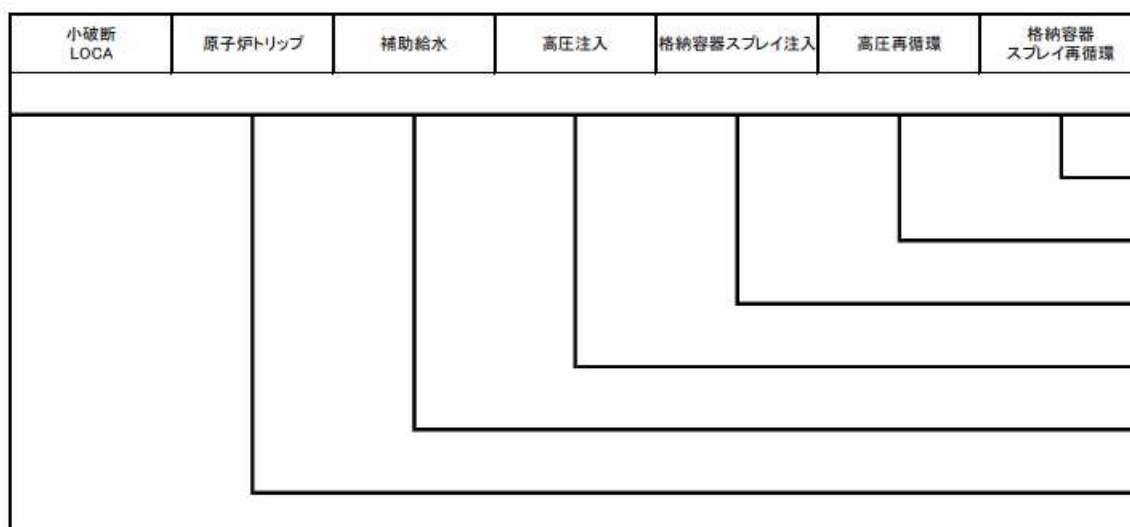
第3-3図 過渡分類イベントツリー



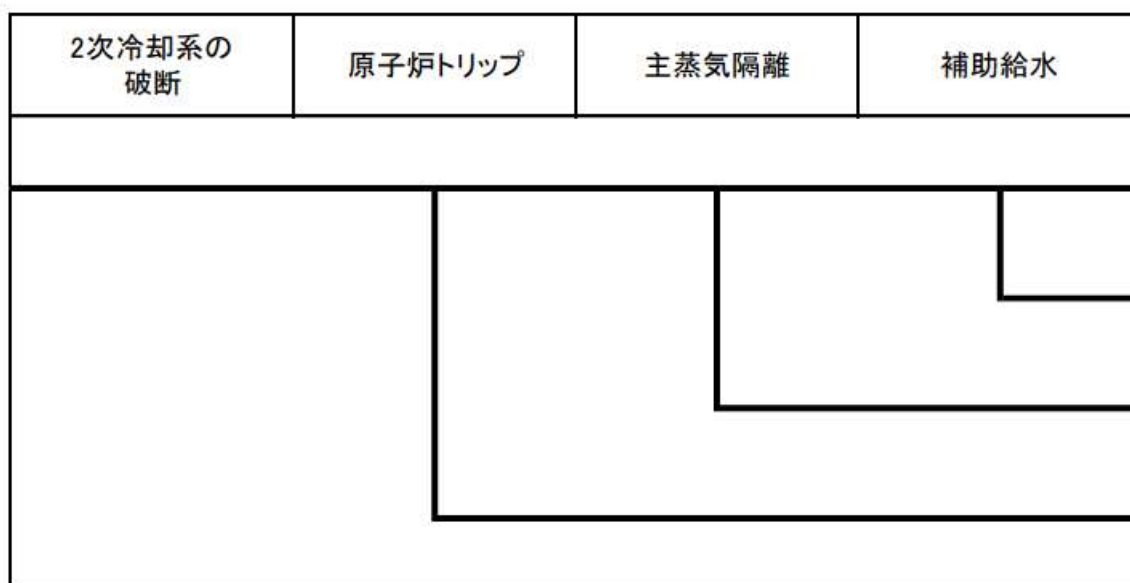
第3-4図 大破断LOCAイベントツリー



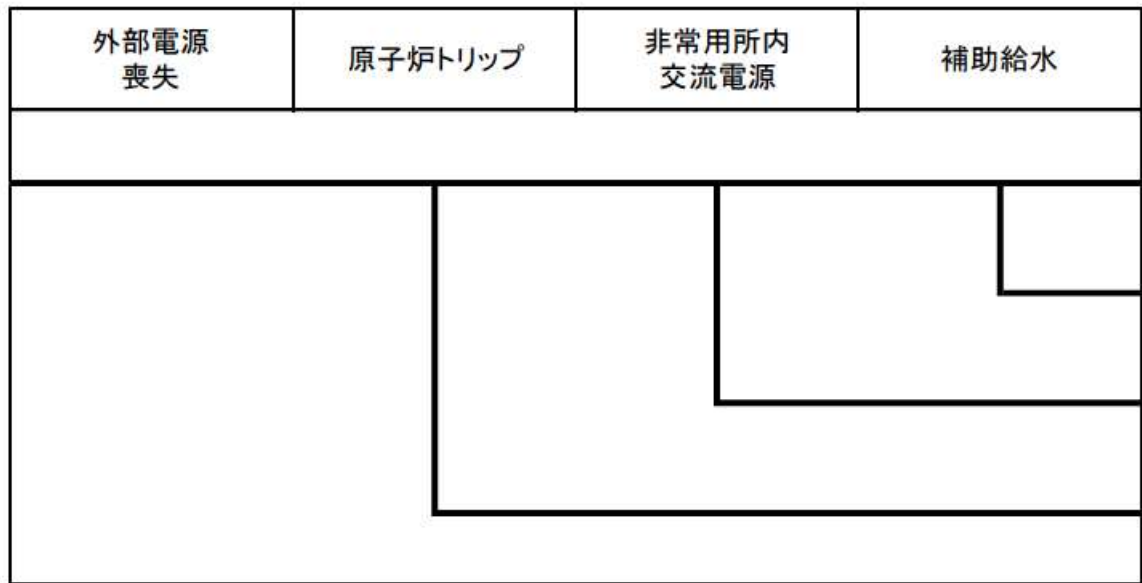
第3-5図 中破断LOCAイベントツリー



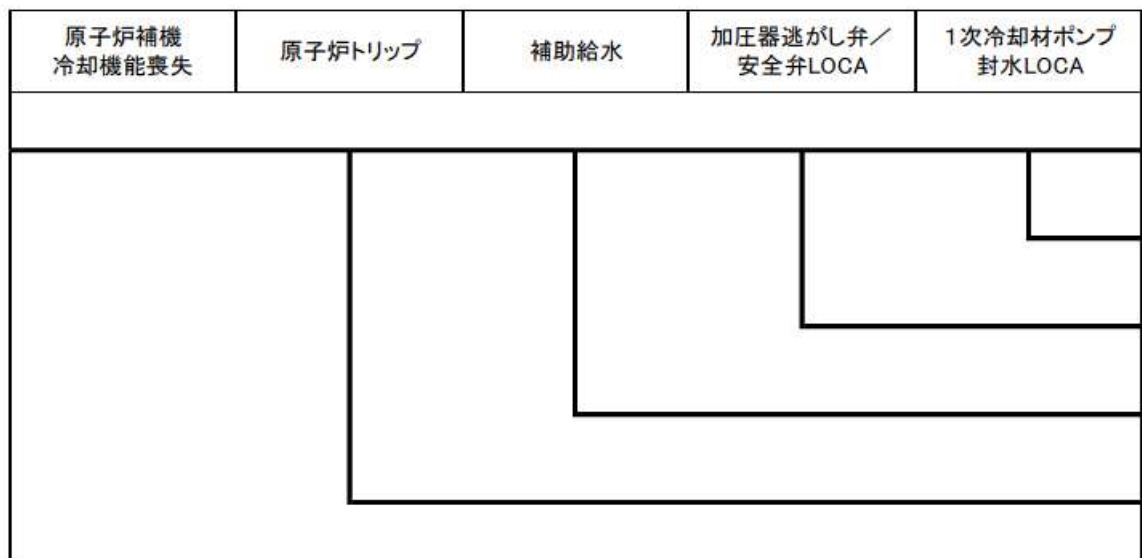
第3-6図 小破断LOCAイベントツリー



第3-7図 2次冷却系の破断イベントツリー



第3-8図 外部電源喪失イベントツリー



第3-9図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

主給水流量 喪失	原子炉トリップ	補助給水

第3-10図 主給水流量喪失イベントツリー

地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び地震による直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロント系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類した。図1に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また、起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される例を、地震区分3において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に図2に示す。

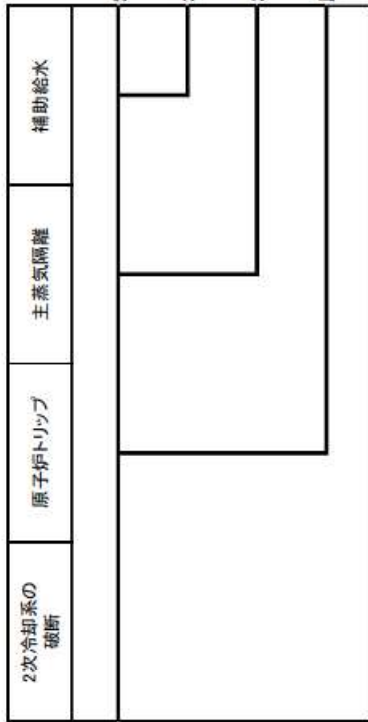
中破断 LOCA	高圧注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ注入	高圧再循環	格納容器 スプレイ再循環
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■
	■	■	■	■	■

炉心冷却成功

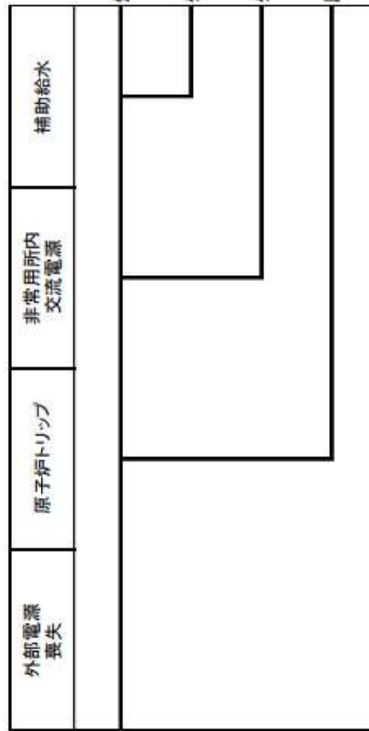
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗⇒原子炉格納容器の除熱機能喪失
 中破断LOCA+高圧再循環失敗中破断LOCA+高圧再循環失敗⇒ECCS再循環機能喪失
 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗⇒原子炉格納容器の除熱機能喪失
 中破断LOCA+蓄圧注入失敗⇒ECCS注水機能喪失
 中破断LOCA+高圧注入失敗⇒ECCS注水機能喪失

<中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐>

第4-2図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(2/5)

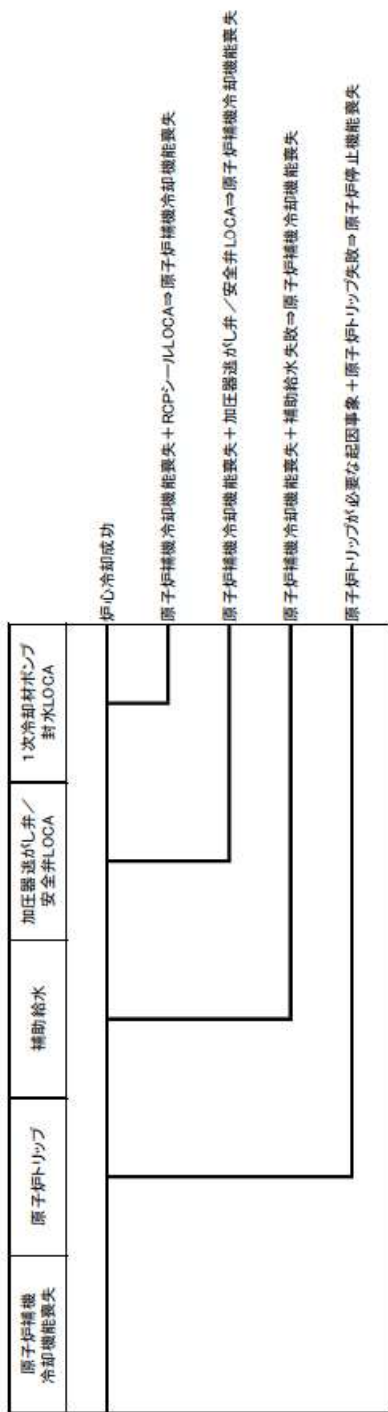


< 2次冷却系の破断に係るフロントラインイベントツリーの分岐 >

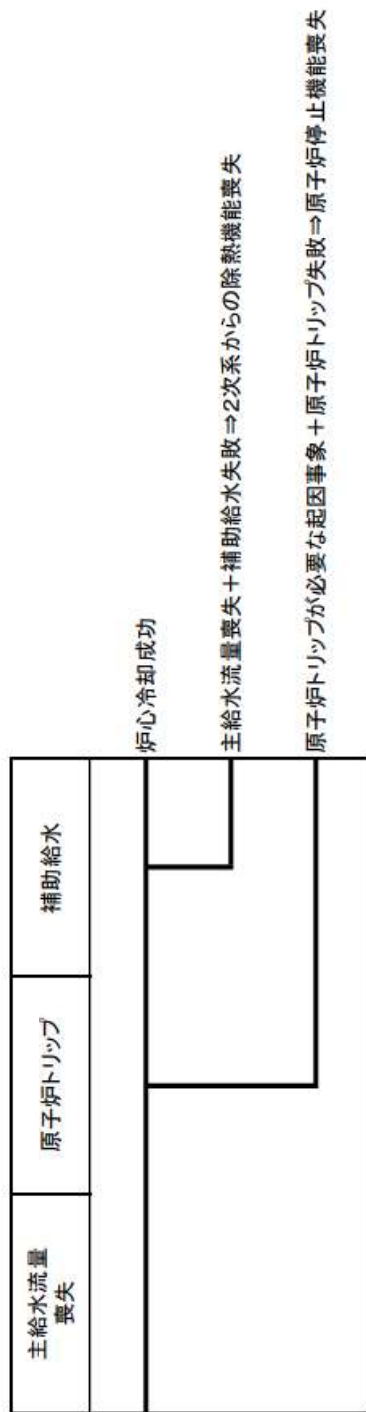


< 外部電源喪失に係るフロントラインイベントツリーの分岐 >

第4-4図 各フロントラインイベントツリーの分岐先の事故シナリオ(4/5)

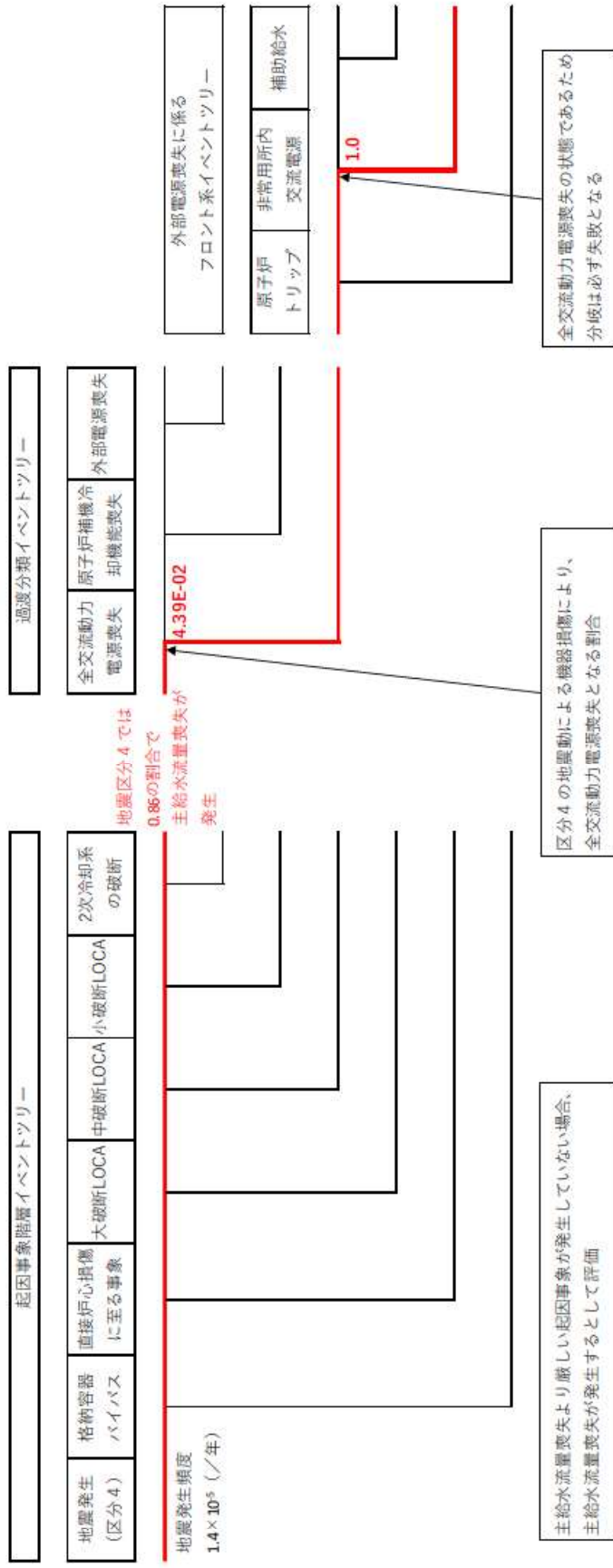


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第4-5図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオケース(5/5)



※ RiskSpectrum®においては、事故シーケンス毎の炉心損傷頻度が出力された分岐確率は直接出力されない
地震加速度区分に対する機器の損傷確率から分岐確率を算出した

第4-6図 全交流動力電源喪失が発生している場合の例