

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE8 r.3.2
提出年月日	令和4年12月20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. 起因事象
      - 3.1.1.c. 成功基準
      - 3.1.1.d. 事故シーケンス
      - 3.1.1.e. システム信頼性
      - 3.1.1.f. 信頼性パラメータ
      - 3.1.1.g. 人的過誤
      - 3.1.1.h. 炉心損傷頻度
    - 3.1.2 停止時PRA
      - 3.1.2.a. 対象プラント
      - 3.1.2.b. 起因事象
      - 3.1.2.c. 成功基準
      - 3.1.2.d. 事故シーケンス
      - 3.1.2.f. 信頼性パラメータ

3. 1. 2. g. 人的過誤

3. 1. 2. h. 炉心損傷頻度

### 3. 2 外部事象 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

【今回提出】

#### 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 不確実さ解析結果

### 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

#### 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）

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

【今回提出】

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

【今回提出】

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	起因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	起因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実さ解析結果
- 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ヤグラム
- 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)

#### 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)

- 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-

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

【今回提出】

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)

【今回提出】

- 第 3.2.2.a-4 図 起因事象の選定フロー
- 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実さ解析
- 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実さ解析
- 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

- 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 【今回提出】

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

### 3.2.2 津波PRA

外部事象津波レベル1 PRA は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016」（以下「津波 PRA 学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 3.2.2-1 図に示す。

なお、本評価では津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

#### 3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

##### ① 対象とするプラントの説明

###### (1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

津波 PRA の実施にあたり収集した情報及び情報源を第 3.2.2.a-1 表に示す。内部事象出力運転時レベル1 PRA（以下「内部事象 PRA」という。）において収集した情報の他、配置関連設計図書等により情報を収集・整理した。

収集したサイト・プラント情報に基づき、津波 PRA の評価対象設備として、内部事象 PRA の評価対象とした設備の他、防潮堤、防水壁等の止水対策を選定した。プラントの設備配置の概略図を第 3.2.2.a-1 図に示す。また、津波防護施設の概要を以下に示す。

- ・ 基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために、防潮堤（T.P.+16.5m）を設置。
- ・ 海と接続する取水路等からの建屋への流入を防止するために防水壁を設置。
- ・ 建屋への浸水の可能性がある経路、浸水口（扉、開口部及び貫通孔等）に対して、水密扉の設置、貫通部の止水処理等の浸水対策を実施。

###### (2) プラントウォークダウン

###### a. プラントウォークダウンの実施手順

本津波 PRA では第 3.2.2.a-1 表に示したプラント設計図書等の情報を基にシナリオを想定しているが、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認をするために、以下の観点でプラントウォークダウン実施要領書及びチェックシートを作成し、プラントウォークダウンを行った。

- ・ 津波影響の確認
- ・ 間接的被害の可能性の確認
- ・ 津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部）

###### b. プラントウォークダウン調査対象機器の選定

津波 PRA 対象機器及び開口部からプラントウォークダウン調査対象機器を選定するフローを第 3.2.2.a-2 図に示す。津波 PRA の対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類し、このフローを使用してスクリーニングを行い、調査

対象機器を選定した。

また、建屋内の重要設備を津波の影響から防護するために地上の建屋外壁部及び地下トレンチ取合部は建屋バウンダリとしての機能が要求されることから、重要設備が設置される原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋に存在する外壁開口部及び建屋間、地下部を調査対象とした。

さらに、間接的な被害として、津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の可能性を確認するため、対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いかを調査した。第3.2.2.a-2 図のフローに基づき選定した結果、プラントウォークダウンの対象として以下の機器及び建屋開口部が選定された。

- ・津波 PRA の評価対象とする系統・機能を代表する機器
- ・原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋外壁開口部（建屋間及び地上部も含む）

#### c. プラントウォークダウン結果

プラントウォークダウン用チェックシートに基づき対象機器をチェックした。チェックシートの例を第3.2.2.a-3 図に示す。プラントウォークダウンの結果、第3.2.2.a-2 表に示すように津波 PRA 上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

### ② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

評価においては、以下を前提条件とした。

- ・地震発生前は出力運転状態とする。
- ・地震によって安全上重要な建屋、系統（システム）、機器の機能喪失につながる損傷はない、即ち、地震によるプラントへの直接的影響は無いものとする。
- ・地震後に津波が襲来するものとする。
- ・各建屋地下開口部における止水対策は健全であり、当該部からの浸水は無いものとする。
- ・建屋外壁扉は誤開放しているものとし、建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、津波が建屋の敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ（以下「カーブ高さ」という。）を越え、建屋内に流入した場合は、建屋の同一フロア及び下階全体が同時に浸水するものとする。
- ・アクシデントマネジメント策や、緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。
- ・機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能喪失するものとする。

また、以下の方針で評価対象機器を抽出した。

- (a) 内部事象レベル1 PRA において、当該系統及び機器が損傷することで炉心損傷に至るおそれのある系統及び設備を抽出しているため、それらすべてを検討

対象とする。

- (b) (a)では対象外だったもののうち、津波により損傷することで起因事象が発生するもの（主給水系，循環水系等）や津波による影響として特有な設備（電気盤，建屋，取水構造物等）を機器配置図やプロットプラン等の図面により抽出する。
- (c) (a)，(b)で抽出した設備について、津波により損傷及び機能喪失するか又はその可能性が無視できるほど小さいかを検討し、損傷及び機能喪失する可能性のある設備を脆弱性評価対象として選定する。
- (d) プラントウォークダウンにより、間接的被害を受ける可能性のある機器を追加し、機器リストを作成する。

#### (1) 事故シナリオの概括的な分析・設定

##### a. 機器の損傷・機能喪失要因となる津波の影響

津波 PRA 学会標準では、事故シナリオを広範に分析・抽出する際に考慮すべき影響として以下に示す直接的影響及び間接的影響が挙げられている。

##### (a) 直接的影響

- ・ 浸水による設備の没水，被水
- ・ 津波波力，流体力，浮力
- ・ 海底砂移動
- ・ 引き波による水位低下

##### (b) 間接的影響

- ・ 洗掘
- ・ 漂流物の衝突
- ・ 津波による高ストレス
- ・ 作業環境の悪化

本評価では、収集したサイト・プラント情報から上記の影響を受ける設備を具体化し、その設備が損傷した際のプラントへの影響を考慮して事故シナリオを抽出した。この結果を第 3.2.2. a-3 表に示す。

抽出した事故シナリオについて、炉心損傷に繋がる可能性を定性的に判断して以下 3 つの事故シナリオを除外した。

##### 1) 海底砂移動の影響

津波による海底砂移動の影響の定量的な評価は、現時点では評価技術が十分ではないため、津波 PRA 学会標準の記載<sup>1</sup>に従い対象外とした。

追而

【砂移動・堆積の影響評価については、海底砂移動解析  
(第 5 条)の結果を踏まえて記載する】

1 「炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でない」と判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重を置いて判断せざるを得ないことに留意する。

スクリーニングで除外されない事故シナリオを、事故シーケンスの評価対象とするか、又は留意事項として報告書等に記載するなど、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」(津波 PRA 学会標準 6.3 項より抜粋)

## 2) 引き波による水位低下の影響

「引き波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、原子炉補機冷却海水ポンプの取水障害が発生して、キャビテーションでポンプが機能喪失することにより、対象となる機器は原子炉補機冷却海水ポンプ及び循環水ポンプのみである。これは押し波が発生した場合に原子炉補機冷却海水ポンプ又は循環水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同じであり、その後の炉心損傷に至るプロセスも同じとなる。したがって、炉心損傷頻度の定量化は変化するものの、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、対象外とする。

なお、本プラントにおいては、引き波により貯留堰が露出し、取水不能となっても、原子炉補機冷却海水ポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室に確保可能な構造としている。また、ポンプがキャビテーションで機能喪失する前にポンプ停止、潮位回復後に再起動することが可能であるため、事象発生後のシナリオは押し波によりポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる(補足 3.2.2.a-1, 補足 3.2.2.a-2, 補足 3.2.2.a-3)。

## 3) 作業環境の悪化

事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備(可搬式設備等)には期待していないため、対象外とした。

## b. 起回事象の選定

津波により誘発される起回事象を選定するため、抽出した事故シナリオを分析した(第 3.2.2.a-4 図)。

この結果、スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオに含まれる起回事象として、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」及び「敷地及び建屋内浸水」の 3 事象が選定された。更に、これら起回事象と内部事象 PRA でグループ化した起回事象の関係を整理し、「敷地及び建屋内浸水」が津波特有の起回事象として分類されることを確認した(第 3.2.2.a-4 表)。各起回事象の説明を以下に示す。

(a) 外部電源喪失

津波の敷地内浸水により主変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起因事象として選定した。

(b) 原子炉補機冷却機能喪失

敷地内に浸水した津波が循環水ポンプ建屋外壁開口部から流入することで、原子炉補機冷却海水ポンプが没水して原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。

(c) 敷地及び建屋内浸水

敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生し、炉心損傷に係る何らかの外乱が発生する。

c. 建屋・機器リストの作成

津波 PRA の評価対象設備を明確にするため、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備を選定して建屋・機器リストを作成した（第 3.2.2. a-5 表）

3.2.2. b. 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価方針

津波 PRA 学会標準，公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術 2016」，社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法（2011）」及び 2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて，確率論的津波ハザード解析を実施した。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

### 3.2.2.c. 建屋・機器のフラジリティ

#### ① 評価対象と損傷モードの決定

3.2.2.a.②(1)c. で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波損傷モードを検討し、建屋・機器のフラジリティを評価した(第3.2.2.c-1表)。ただし、スクリーニングで除外した海水砂移動及び引き波の影響はフラジリティ評価の対象外とした。(補足3.2.2.c-1)

#### ② フラジリティの検討結果について

フラジリティ検討結果の概要を以下に示す。没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線は、第3.2.2.c-1図に示すようにステップ状となる。

- (1) 主変圧器は敷地内浸水深が主変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失する。
- (2) 原子炉補機冷却海水ポンプは、循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。
- (3) 建屋内の起因事象を緩和する設備は、建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。

### 3.2.2.d. 事故シーケンス

#### ① 起因事象

##### (1) 津波高さ毎のシナリオ分類

津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため、津波高さと敷地内浸水深の関係及び建屋・機器フラジリティを考慮し、プラントへの影響が同等となる津波高さを分類した。第3.2.2.d-1表に津波分類を示すとともに、以下に各分類の特徴を示す。

なお、津波高さ T.P.+16.5m 以下では泊3号炉主要建屋周辺への浸水が発生せず津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。このため、津波高さ T.P.+16.5m 以下の事故シーケンス評価は内部事象 PRA に包絡されるものとした。(補足3.2.2.d-1)

##### (a) 津波分類 A (津波高さ T.P.+16.5m~)

津波高さ T.P.+16.5m を超えた場合、敷地内浸水が開始する。敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水によって複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る津波特有の起因事象「敷地及び建屋内浸水」が発生するものとする。「原子炉補機冷却海水系機能喪失」及び「外部電源喪失」については、発生する津波高さが同じとなる「敷地及び建屋内浸水」で代表した。(補足3.2.2.d-2)

#### ② 起因事象発生頻度

##### (1) 評価対象とした起因事象の発生頻度

津波分類 A (T.P.+16.5m~) では、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えて、建屋内への大量浸水が発生し、敷地及び建屋内浸水が発生する。これらの発生頻度は各分類の津波発生頻度に等しく、次表のとおりである。

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)
A	T. P. +16.5m～	$2.9 \times 10^{-7}$

追而【津波ハザード評価結果を反映】

## (2) 階層イベントツリーとその説明

津波分類 A (T. P. +16.5m～) では、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水が発生する起因事象のみを想定している。この様な津波分類に対しては、津波 PRA 学会標準に基づき、階層イベントツリーを用いた起因事象の細分化は不要と判断している。

## ③ 成功基準

### (1) 成功基準の一覧

本評価で考慮している設備の範囲（設計基準対象施設（操作も含む）は考慮するが、アクシデントマネジメント策には期待しない）では、津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和手段がなくイベントツリーを展開できないため、緩和設備の機能及び系統数に関する成功基準は設定していない。

## ④ 事故シーケンス

### (1) イベントツリー

本評価で用いたイベントツリーを第 3.2.2.d-1 図に示す。津波高さ T. P. +16.5m 以下では、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備に影響はないことから、本評価では、原子炉建屋及び原子炉補助建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生した場合は複数の安全機能が喪失し、炉心損傷に至ると想定した。

## ⑤ システム信頼性解析

本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。

## ⑥ 人的過誤

津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが、本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、人的過誤を考慮していない。

## ⑦ 炉心損傷頻度

### (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

第 3.2.2.d-1 図のイベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。

津波分類 A (T. P. +16.5m～) は緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に



至ることから、発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる。

津波 PRA で想定したシーケンスグループ一覧を第 3.2.2.d-2 表に示す。起こり得るシーケンスについて、以下にその考え方を示す。

a. 複数の安全機能喪失

防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類した。(複数の安全機能喪失)

(2) 炉心損傷頻度結果

a. 評価結果及び事故シナリオの説明

(a) 津波高さ毎の評価結果

全炉心損傷頻度は  $2.9 \times 10^{-7}$  (／炉年) となった。津波高さ毎の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2.d-3 表及び第 3.2.2.d-2 図に示す。また、起因事象毎の炉心損傷頻度を第 3.2.2.d-4 表に示す。津波高さ毎の評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

1) 津波分類 A (津波高さ T.P.+16.5m～)

本分類の炉心損傷頻度は  $2.9 \times 10^{-7}$  (／炉年) であり、全炉心損傷頻度の 100% を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能が喪失し炉心損傷に至る。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(b) 事故シーケンスグループ毎の評価結果

本津波 PRA では、津波特有のシーケンスグループとして「複数の安全機能喪失」を考慮した。事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2.d-5 表及び第 3.2.2.d-3 図に示す。複数の安全機能喪失が全炉心損傷頻度の 100% を占める結果となったが、これは津波分類 A の津波の場合には必ず複数の安全機能喪失が発生することを表している。

本事故シーケンスグループの概要を以下に示す。

1) 複数の安全機能喪失(津波分類 A)

本シーケンスの炉心損傷頻度は  $2.9 \times 10^{-7}$  (／炉年) であり、全炉心損傷頻度の 100% を占める。津波分類 B (津波高さ T.P.+16.5m～) において、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(c) 評価結果の分析

本津波 PRA において、全炉心損傷頻度は  $[2.9 \times 10^{-7}]$  (／炉年) となった。本評価で対象としている津波高さ (T. P. +16.5m～) においては、津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため、津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため、津波分類毎の炉心損傷頻度では、津波分類 A の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の 100% を占める結果となった。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

また、事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度では、複数の安全機能喪失 (津波分類 A) が全炉心損傷頻度の 100% を占める結果となった。これは、津波分類 A では敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る割合が占めていることを表している。

b. 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

(a) 重要度解析

本津波 PRA 評価では、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水発生する津波高さ以上 (T. P. +16.5m～) では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため、内部事象 PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。

(b) 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第 3.2.2.d-4 図に示す。

本評価では、津波高さ T. P. +16.5m を越える津波では、敷地内浸水深が原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって、全炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅は T. P. +16.5m における確率論的津波ハザードの平均値及び不確実さ幅と等しくなる。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(c) 感度解析

追而

【感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定だが、津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】

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

PRA の作業	収集すべき情報	主な情報源
1. プラント構成・特性及びサイト状況の調査	<ul style="list-style-type: none"> <li>• PRA 実施にあたり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 内部事象出力時レベル 1 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，原子炉施設保安規定等）</li> <li>(2) 全体配置図，機器配置図，プラントウォークダウン報告書</li> <li>(3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成 25 年 7 月）</li> </ul>
2. 確率論的津波ハザード評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 海底地形パラメータ</li> <li>(2) 断層パラメータ</li> </ul>
3. 建屋・機器フラジリティ評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>• プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報</li> <li>• 浸水解析結果</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 上記 1. の情報源</li> <li>(2) 浸水解析結果</li> </ul>
4. 事故シナリオ及び起因事象の同定 シナリオ評価	a. 事故シナリオ及び起因事象の同定	(1) 上記 1. の情報源
	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	(1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	c. システムのモデル化	(1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	d. 事故シナリオの定量化	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 対象プラントに即した機器故障モード，運転形態</li> <li>• 評価結果の妥当性を確認できる情報</li> </ul>

第 3.2.2.a-2 表 プラントウォークダウン結果 (1/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)				②津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)	③建屋開口部の確認 (建屋開口部)	総合評価
		1. 対象機器の図面 (配置図等) と相違点は無い か	2. 対象機器の設置室に浸水口があるか (扉, 連絡路, その他)	1. 対象機器の図面 (配置図等) と相違点は無い か	2. 基礎ボルト (又は設置面溶接部), 及び支持構造物に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無い か	3. 対象機器の配管の異常 (腐食・亀裂等) は無い か	4. 対象機器周辺に, 間接的な影響を及ぼす対象物が無い か			
1	主変圧器	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題なし
2	原子炉補機冷却水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
3	原子炉補機冷却海水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
4	ソレノイド分電盤	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
5	電動補助給水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
6	タービン動補助給水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
7	蓄電池	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
8	メタラクラット開閉装置	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
9	パワーコントローラセンタ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
10	直流コントローラセンタ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
11	計装用インバータ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
12	空調用冷凍機	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
13	ディーゼル発電機計器盤	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし

Y : YES, N : NO, N/A : 対象外

第3.2.2.a-2表 プラントウォークダウン結果 (2/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)				②津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)	③建屋開口部の確認 (建屋開口部)	総合評価
		1. 対象機器の図面 (配置図等) と相違点はないか	2. 対象機器の設置位置にあるか (扉、連絡路、その他)	1. 対象機器の図面 (配置図等) と相違点はないか	2. 基礎ボルト (又は設置面溶接部) 及び支持構造上の異常 (腐食・亀裂等) は無いか	3. 対象機器周囲の配管の異常 (腐食・亀裂等) は無いか	4. 対象機器周囲に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか			
14	B-原子炉補機冷却海水管室⇨原子炉補機冷却海水管ダクトPP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
15	通路(5)⇨タービン建屋PP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
16	トラックアクセスエリア⇨タービン建屋PP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
17	A-ディーゼル発電機室⇨屋外扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
18	B-ディーゼル発電機室⇨屋外扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
19	出入管理建屋⇨通路(1)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
20	出入管理建屋⇨通路(2)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
21	出入管理建屋⇨通路(8)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
22	通路⇨タービン建屋	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし
23	循環水ポンプ建屋⇨屋外シヤッター用開口部	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外

第 3.2.2.a-3 表 津波による事故シナリオの分析 (1/2)

津波 PRA 学会標準の記載※		影響の種類	建屋・構築物、機器・配管系への影響	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類				
直接的	浸水による設備の没水、被水	設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	主変圧器の没水による機能喪失 屋内設備の没水による機能喪失	主変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が没水で機能喪失する可能性がある。	
	津波波力、流体力、浮力	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の波力による損傷 防水壁の波力による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。	
			原子炉建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉補助建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上	同上
			タービン建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上	同上
			循環水ポンプ建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上	同上
			建屋止水対策の波力による損傷	同上	同上
		海底砂移動	海水取水設備の機能喪失	海底砂移動による海水取水機能障害の発生	原子炉補機冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。
		引き波による水位低下	海水取水設備の機能喪失	引き波による海水取水機能障害の発生	同上

※ 津波 PRA 学会標準 6.1「津波による事故シナリオの広範な分析・選定」を参照

第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析 (2/2)

津波 PRA 学会標準の記載※		影響の種類	建屋・構築物、機器・配管系への影響	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	洗掘				
間接的	漂流物の衝突	津波による高ストレス 作業環境の悪化	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
				防水壁の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。
				原子炉建屋の洗掘による損傷	設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。
				原子炉補助建屋の洗掘による損傷	同上
				タービン建屋の洗掘による損傷	同上
				循環水ポンプ建屋の洗掘による損傷	同上
				防潮堤の漂流物衝突による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。
				防水壁の漂流物衝突による損傷	同上
				原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
				原子炉補助建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上
タービン建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上				
循環水ポンプ建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上				
運転員／作業員の操作失敗	運転員／作業員の操作失敗	作業員退避時の建屋外壁扉閉め忘れ	—	本評価では、建屋外壁扉の誤開放を考慮していないため、本項目は該当しない。	
運転員の回復操作の遅延	運転員の回復操作の遅延	—	—	本評価では、可搬式設備等の事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならぬ設備には期待していないため、本項目は該当しない。	

※ 津波 PRA 学会標準 6.1「津波による事故シナリオの広範な分析・選定」を参照

第 3.2.2.a-4 表 津波により発生する起因事象の検討結果 (1/2)

区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 <sup>※1</sup> ○：対象 ×：対象外
内部事象 PRA で選定した起因事象	大破断 LOCA	LOCA 事象は、原子炉格納容器内の 1 次冷却系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けにくいことおよび配管破断は起こりえない。したがって、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	中破断 LOCA	同上	×
	小破断 LOCA	制御回路の誤動作により加圧器逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる運転コントロール等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	インターフェイシステム LOCA	制御回路の誤動作により余熱除去隔離弁が誤開した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉コントロールセンター等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	主給水流量喪失	津波によりタービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
	外部電源喪失	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。	○
	2 次冷却系の破断	2 次冷却系の破断は、主管水管や主蒸気管がプラント内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合には発生が考えられるが、誤動作を誘発させるソレノイド分電盤等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×

※1 (○)：他の起因事象に包絡される事象



第 3.2.2. a-4 表 津波により発生する起因事象の検討結果 (2/2)

区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 <sup>※1</sup> ○：対象 ×：対象外
内部事象 PRA で 選定した起因事象	蒸気発生器伝熱管破 損 (SGTR)	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	原子炉補機冷却機能 喪失	津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機冷却海水ポンプあるいは原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。	○
	過渡事象	津波による敷地内浸水に伴い循環水ポンプあるいは復水器真空ポンプ等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
	手動停止 <sup>※2</sup>	大津波警報等により運転員が手動停止することとも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起因事象に分類可能なため、本評価の対象外とする。	×
津波 PRA 特有の 起因事象	ATWS	原子炉の停止機能は要求される使用時間が短いので、実際の津波を想定した場合、「要因となつた地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられるが、トリップの有無に関わらず、これの機能喪失シナケンスは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、本評価の対象外とする。	×
	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性がある。本評価では、これを津波特有の起因事象として抽出した。	○

※1 (○)：他の起因事象に包絡される事象

※2 津波 PRA 学会標準附属書 T に、

“津波到達時には、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。

- ・近地津波の場合、津波発生の際に地震動が感知し、自動停止する可能性がある。
  - ・原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。”
- との記載がある。本津波 PRA では、この記載に即り、検討した結果を上表にまとめた。

第 3.2.2. a-5 表 建屋・機器リスト

	系統・機能 ／起回事象	No.	設備名称	設置場所	設置高さ (T. P.)	浸水口 高さ (T. P.)
起回事象を 引き起こす 設備	外部電源喪失	1	主変圧器	屋外	10.0m	10.0m
	原子炉補機冷却 機能喪失	2	原子炉補機冷却海水ポンプ	CWP/B	2.5m	10.3m
津波防護施設 ／ 浸水防止設備	敷地内浸水の防止	3	防潮堤 (T. P. +16.5m)	屋外	—	—
		4	防水壁 (取水ピットスクリー ン室)	屋外	—	—
		5	建屋止水対策	屋外	—	—
起回事象を 緩和する設備	フロントライン系					
	原子炉保護設備	6	原子炉トリップ遮断器	R/B	17.8m	10.3m
	高圧注入系	7	高圧注入ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	低圧注入系	8	余熱除去ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	補助給水設備	9	電動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m
	補助給水設備	10	タービン動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m
	原子炉格納容器 スプレイ設備	11	格納容器スプレイポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	サポート系					
	非常用所内電源系	12	ディーゼル発電機	DG/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	13	メタルクラッド開閉装置	A/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	14	パワーコントロールセンタ	A/B	10.3m	10.3m
非常用所内電源系	15	蓄電池	A/B	10.3m	10.3m	
原子炉補機冷却水 設備	16	原子炉補機冷却水ポンプ	R/B	4.35m	10.3m	

R/B：原子炉建屋，A/B：原子炉補助建屋，DG/B：ディーゼル発電機建屋，CWP/B：循環水ポンプ建屋

第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (1/2)

No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
		没水/被水	波力	洗掘	漂流物	
起因事象を引き起こす設備	1 主変圧器	○	*1	*1	*1	津波水位 T.P.+16.5m 以下では、没水しないことを確認しており、津波水位 T.P.+16.5m を超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。
	2 原子炉補機冷却海水ポンプ	○	—	—	—	津波水位 T.P.+16.5m を超えた場合、循環水ポンプ建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
津波防護施設/浸水防止設備	3 防潮堤 (T.P.+16.5m)	—	*2	*2	*2	津波水位 T.P.+16.5m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位 T.P.+16.5m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
	4 防水壁 (取水ピットスクリーン室)	—	*2	*2	*2	同上
	5 建屋止水対策	—	*2	*2	*2	同上

・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。

・「—」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。

・「\*1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水/被水による機能喪失に包絡されるとした。

・「\*2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性は小さいとし、この影響は考えないこととした。

第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (2/2)

No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
		没水/被水	波力	洗掘	漂流物	
フロントライン系						
6	原子炉トリップ遮断器	○	-	-	-	津波水位 T.P.+16.5m を超えた場合、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
7	高圧注入ポンプ	○	-	-	-	同上
8	余熱除去ポンプ	○	-	-	-	同上
9	電動補助給水ポンプ	○	-	-	-	同上
10	タービン動補助給水ポンプ	○	-	-	-	同上
11	格納容器スプレイポンプ	○	-	-	-	同上
サポート系						
12	ディーゼル発電機	○	-	-	-	津波水位 T.P.+16.5m を超えた場合、ディーゼル発電機建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
13	メタルクラッド閉装置	○	-	-	-	津波水位 T.P.+16.5m を超えた場合、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
14	パワーコントロールセンタ	○	-	-	-	同上
15	蓄電池	○	-	-	-	同上
16	原子炉補機冷却水ポンプ	○	-	-	-	同上

起因事象を緩和する設備

- ・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
- ・「-」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。

第3.2.2.d-1表 津波高さによるシナリオ分類

津波分類	津波高さ	津波シナリオの概要	起因事象
A	T.P. +16.5m～	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド開閉装置、パワーコントロールセンタ等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。</li> </ul>	敷地及び建屋内浸水

第 3.2.2.d-2 表 事故シーケンスグループ

事故シーケンスグループ		本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考
内部事象 出力運転時 レベル IPRA	2次冷却系からの除熱機能喪失	×	津波水位 T.P. +16.5m 以下では、緩和設備は 全て健全であり、ラン ダム故障の組合せによ る炉心損傷シーケンス は内部事象 PRA に包含 されるため×とした
	全交流動力電源喪失	×	
	原子炉補機冷却機能喪失	×	
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	×	
	原子炉停止機能喪失	×	
	ECCS 注水機能喪失	×	
	ECCS 再循環機能喪失	×	
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA・蒸気発生器伝熱管破損)	×	津波による発生は考え にくいため×とした
津波 PRA	複数の安全機能喪失	○	—

第3.2.2.d-3表 津波高さ毎の炉心損傷頻度

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
A	T.P. +16.5m～	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.9 \times 10^{-7}$	100
全炉心損傷頻度			$2.9 \times 10^{-7}$	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第3.2.2.d-4表 起因事象毎の炉心損傷頻度

起因事象	事故シケンス	事故シケンス別 炉心損傷頻度 (/炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
敷地内及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.9 \times 10^{-7}$	100
全炉心損傷頻度			$2.9 \times 10^{-7}$	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第3.2.2.d-5表 事故シナシケンスグループ毎の炉心損傷頻度

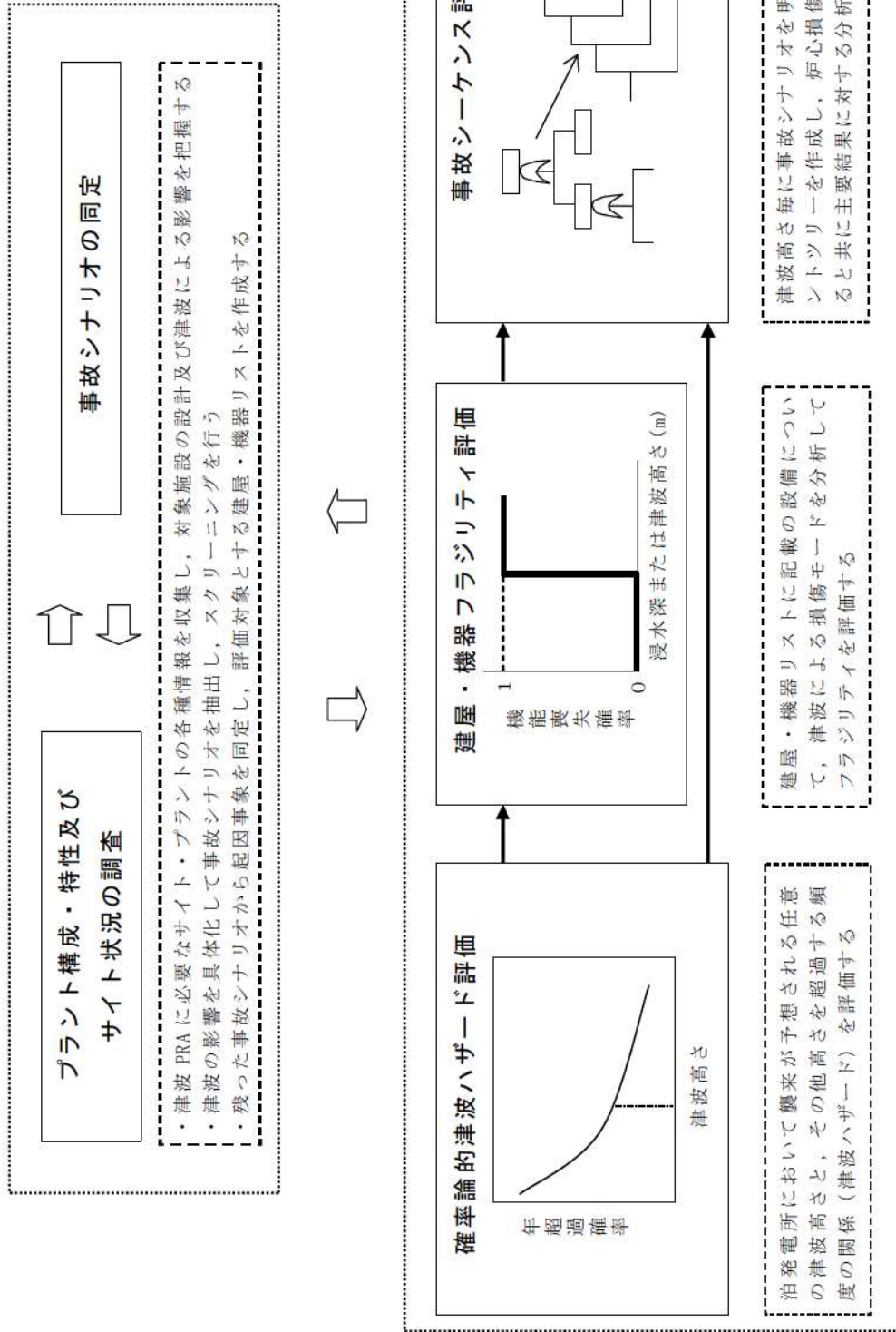
津波分類	シケンスグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
A	複数の安全機能喪失	T.P.+16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水すること で、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	$2.9 \times 10^{-7}$	100
全炉心損傷頻度			$2.9 \times 10^{-7}$	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

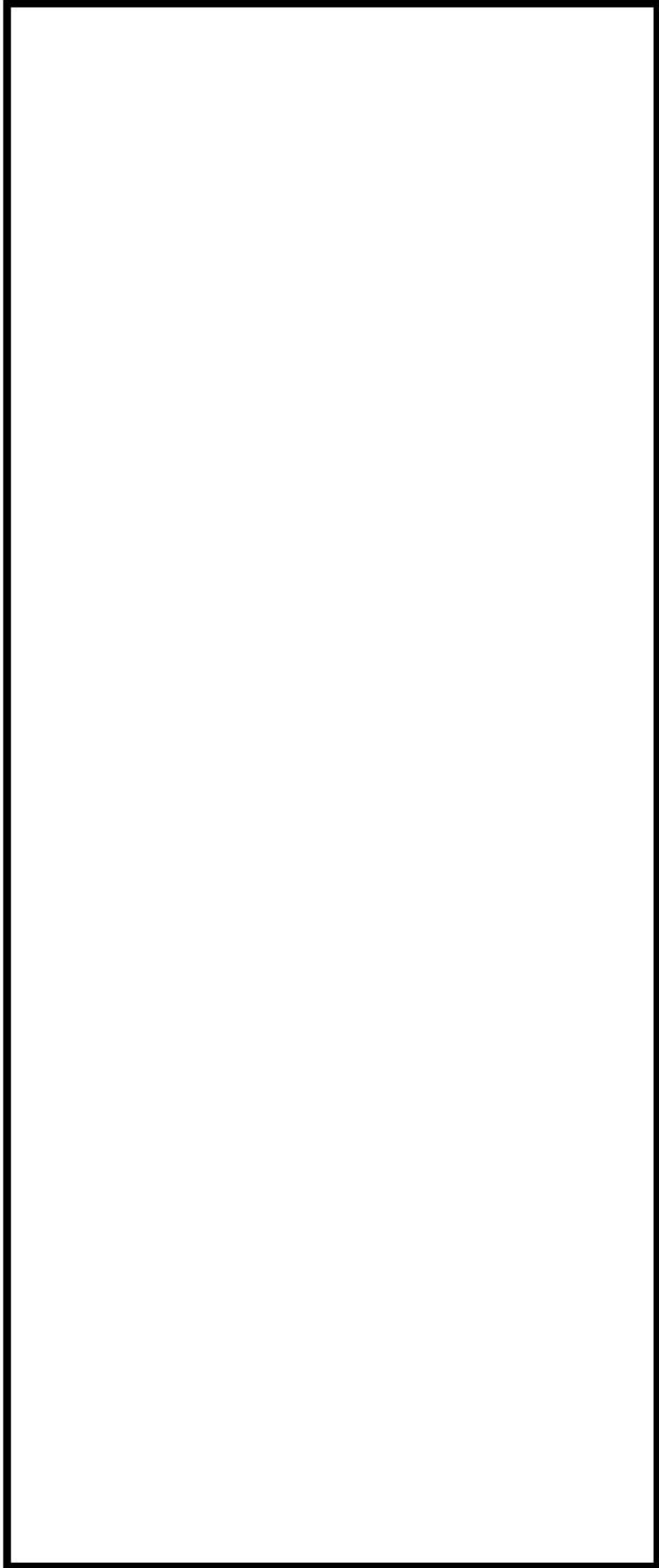
第3.2.2.d-6表 評価対象とする津波高さにおける年超過確率

追而【津波ハザード評価結果を反映】



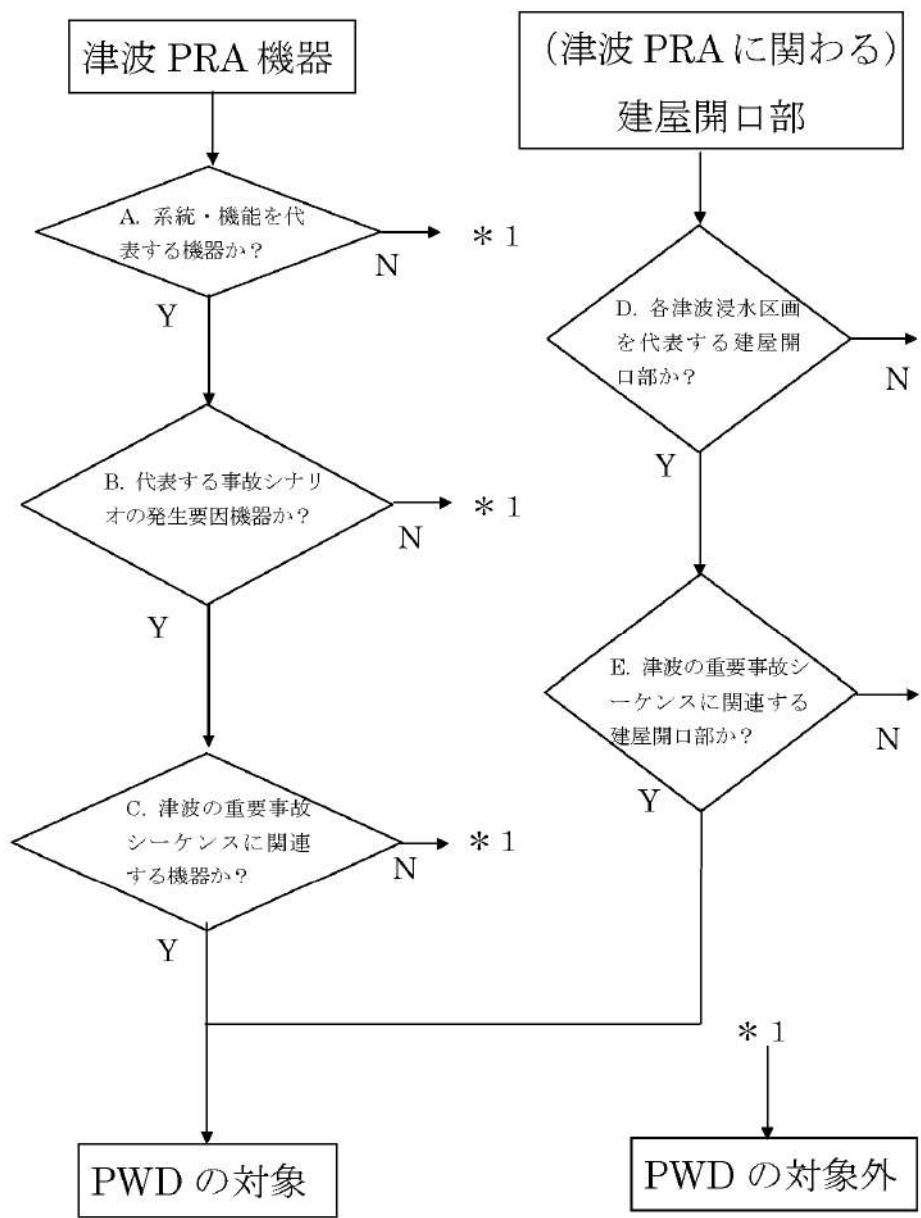


第 3.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー



第3.2.2.a-1 図 プラント設備配置の概略図

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 3.2.2. a-2 図 プラントワークダウン対象機器の選定フロー

泊発電所3号機 プラントウォークダウンチェックシート

対象機器 : 屋内設置の機器、屋外設置の機器、建屋開口部  
機器名称 : 原子炉補機冷却水ポンプ  
機器ID : 3CCP1A, B, C, D  
建屋 : 原子炉建屋  
床EL : 4.35m  
津波伝播経路 : なし

[チェック対象項目]

- ① 影響を受ける可能性のある機器の確認
- ② 津波伝播経路の確認
- ③ 建屋開口部の確認

総合評価

実施日 : 2013年12月 4日

実施者 : \_\_\_\_\_

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) (1/3)

機器ID: 3CCP1A, B, C, D

①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図等) と相違点は無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか (扉、連絡路、その他 _____)	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図・構造図等) と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 基礎ボルト (又は設置面溶接部)、及び支持構造物に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いか (ボルトの場合は締め付けについても確認)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

② 津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか (階段、床ドレン、床開口、その他 _____)	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

③ 建屋開口部の確認 (建屋開口部)

	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部の図面 (配置図等) と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

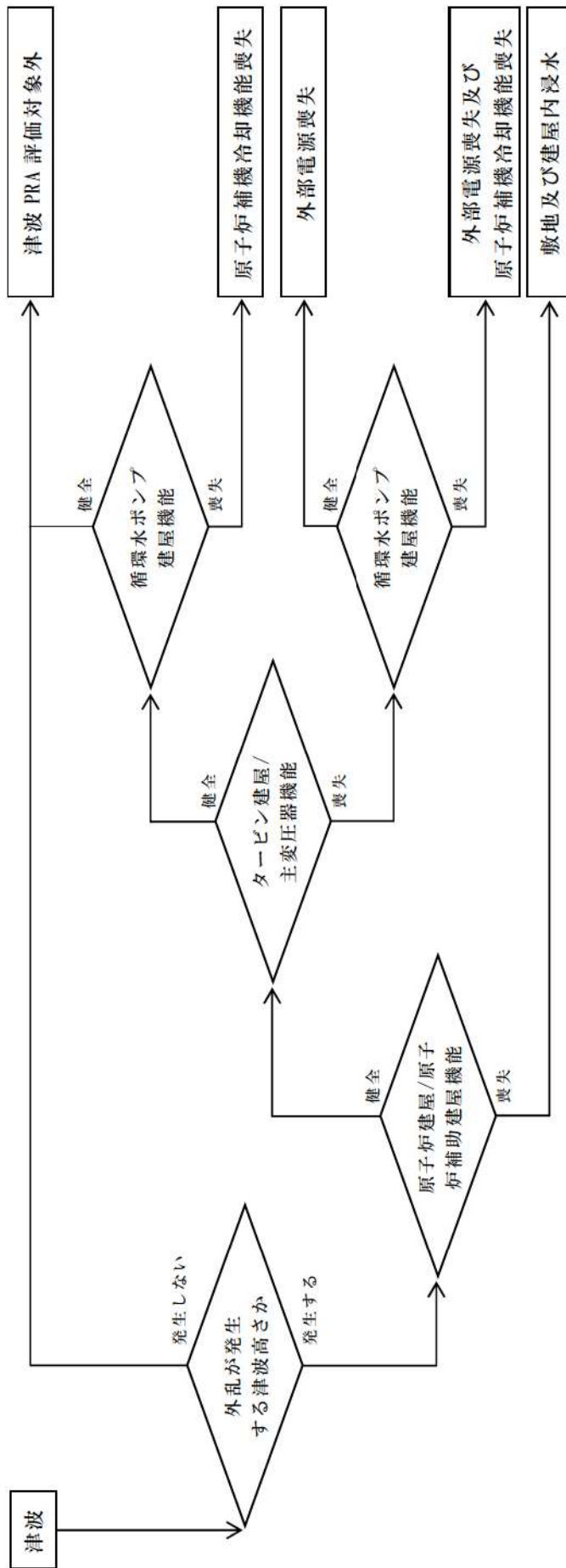
(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

第 3.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート (例) (2/3)



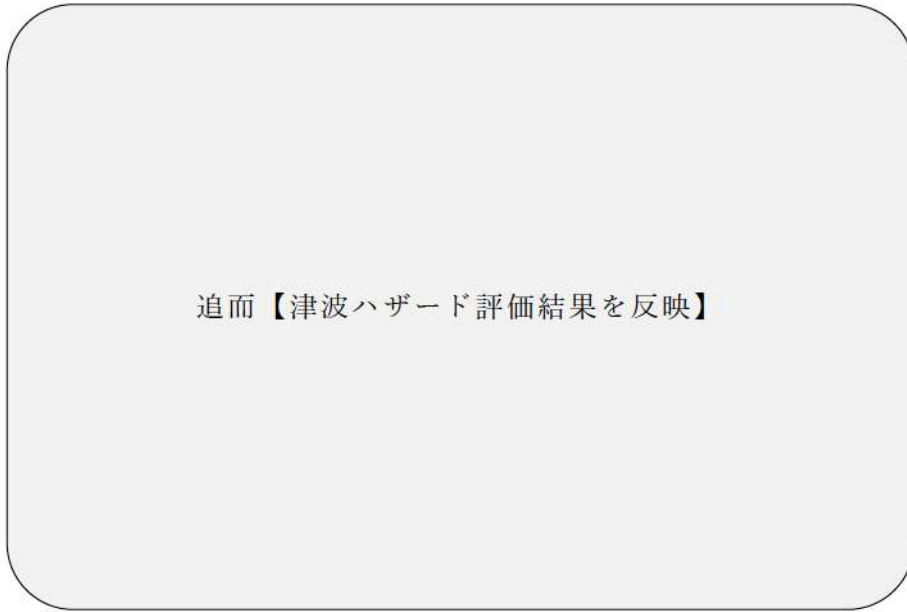
現場写真（原子炉補機冷却海水ポンプ）

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）（3/3）



注) 起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

第 3.2.2.a-4 図 起因事象の選定フロー



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

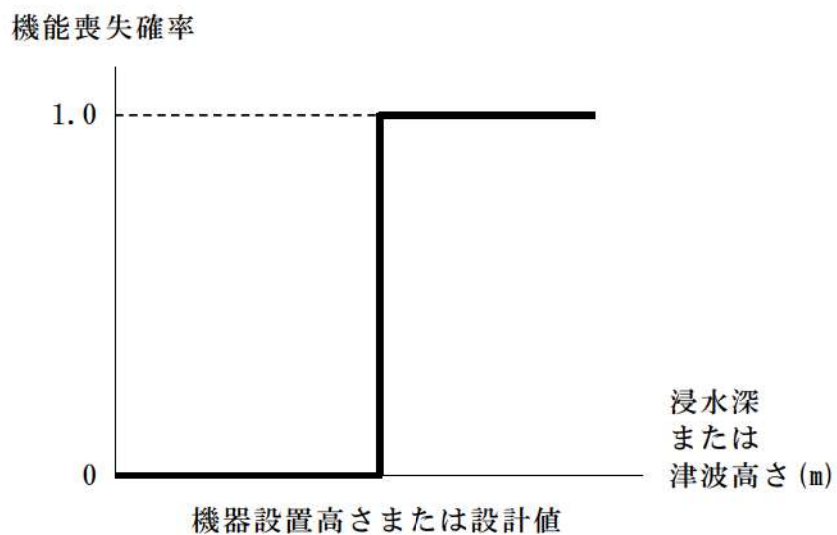


第 3.2.2. b-2 図 津波発生モデルに関するロジックツリー



追而【津波ハザード評価結果を反映】

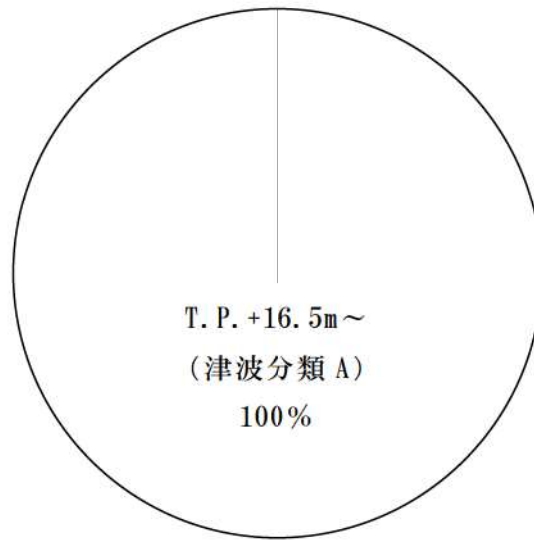
第 3.2.2. b-3 図 津波ハザード曲線（算術平均，信頼度別）



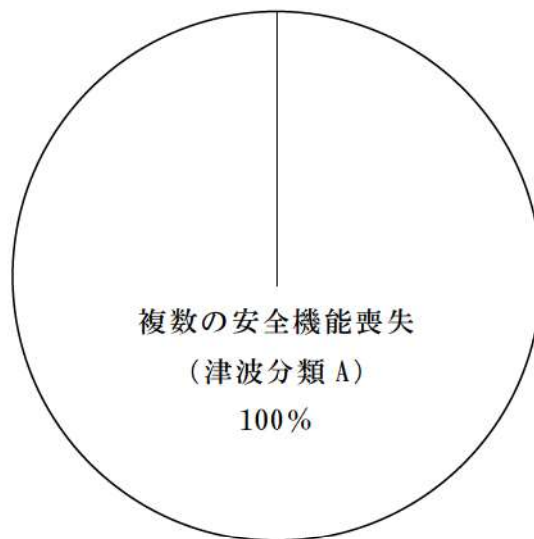
第 3.2.2. c-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線

津波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 (T. P. +16.5m～)	発生する起因事象	事故シナリオ グループ
	なし	—	内部事象 PRAの範疇
	あり	敷地及び建屋内浸水	—

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

追而【津波ハザード評価結果を反映】

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2.d-4 図 不確実さ解析結果

追而

【津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】

第3.2.2.d-5 図 引き波時のイベントツリー

## 津波による敷地浸水解析について

## 1. 敷地への浸水経路について

設計基準対象施設に対して、基準津波による遡上波が直接到達、流入することを防止できるように、敷地前面に T.P. +16.5m の防潮堤を設置する。また、海と接続する取水路、放水路、排水路等からの敷地への流入を防止するため、流入経路となる可能性のある開口部に対して、防水壁の設置、閉止板の設置等の浸水対策を実施する。

上記の浸水対策により、基準津波による浸水経路はなくなるが、津波の高さに応じ防水壁が機能喪失することを想定して、浸水解析条件を設定する。

また、茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルについても、津波流入の可能性のある経路として考慮する。

## 2. T.P. +16.5m 津波時の浸水解析について

敷地前面には津波防護施設として、天端高さ T.P. +16.5m の防潮堤を設置する。このため、T.P. +16.5m の津波による遡上波は敷地に到達することはないが、取水路及び放水路の開口部 (T.P. +10m) より、津波が敷地に流入することが考えられることから、T.P. +16.5m の津波による取水路及び放水路を浸水経路とした浸水解析を実施した。

追而【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに対する  
遡上波の影響を評価し、浸水解析条件に反映する】

## a. 浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

## (a) T.P. +16.5m 津波の作成

追而【津波ハザード評価結果を踏まえて記載する】

## b. 浸水解析結果

追而【T.P. +16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

## 3. T.P. +16.5m を超える津波による事故シナリオについて

追而【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて記載する】

以 上