

女川原子力発電所 2 号炉

確率論的リスク評価（P R A）について
[外部事象地震レベル 1，津波レベル 1]

平成 26 年 9 月 30 日

東北電力株式会社

目 次

はじめに

1 レベル1 P R A

1.1 内部事象 P R A

1.1.1 出力運転時 P R A

1.1.2 停止時 P R A

1.2 外部事象 P R A

1.2.1 地震 P R A

1.2.2 津波 P R A

2 レベル1.5 P R A

2.1 内部事象 P R A

2.1.1 出力運転時 P R A

下線部：本日提示資料

表

地震 PRA

第 1.2.1. a-1 表	地震レベル 1 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源
第 1.2.1. a-2 表	地震による事故シナリオのスクリーニング
第 1.2.1. a-3 表	地震により発生する起因事象の検討結果
第 1.2.1. a-4 表	地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト
第 1.2.1. b-1 表	敷地周辺の活断層諸元
第 1.2.1. c-1-1 表	考慮する不確かさ要因の例
第 1.2.1. c-1-2 表	損傷限界点の現実的な値 (学会標準)
第 1.2.1. c-1-3 表	コンクリートの材料物性値 (設計値)
第 1.2.1. c-1-4 表	原子炉建屋周辺の地盤物性値
第 1.2.1. c-1-5 表	現実的な物性値の評価方法
第 1.2.1. c-2-1 表	不確かさの要因整理表
第 1.2.1. c-2-2 表	建屋の応答係数
第 1.2.1. d-1 表	炉心損傷シーケンスグループ
第 1.2.1. d-2 表	起因事象発生前の人的過誤確率
第 1.2.1. d-3 表	起因事象発生後の人的過誤確率
第 1.2.1. d-4 表	起因事象別炉心損傷頻度
第 1.2.1. d-5 表	事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第 1.2.1. d-6 表	地震加速度区分別炉心損傷頻度
第 1.2.1. d-7 表	重要度解析結果 (FV 重要度, 10 位までの基事象)
第 1.2.1. d-8 表	不確かさ解析結果
第 1.2.1. d-9 表	相関仮定に係る感度解析結果
第 1.2.1. d-10 表	機器フラジリティに係る感度解析結果

津波 PRA

第 1.2.2. a-1 表	津波 PRA 実施にあたり収集した情報及び情報源
第 1.2.2. a-2 表	プラントウォークダウン結果
第 1.2.2. a-3 表	津波による事故シナリオの分析
第 1.2.2. a-4 表	津波により発生する起因事象の検討結果
第 1.2.2. a-5 表	建屋・機器リスト
第 1.2.2. c-1 表	建屋・機器フラジリティ評価結果
第 1.2.2. d-1 表	津波高さによるシナリオ分類
第 1.2.2. d-2 表	フロントライン系とサポート系の依存性

- 第 1.2.2. d-3 表 サポート系同士の依存性
- 第 1.2.2. d-4 表 事故シーケンスグループ
- 第 1.2.2. d-5 表 津波高さ毎の炉心損傷頻度
- 第 1.2.2. d-6 表 事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度
- 第 1.2.2. d-7 表 感度解析結果

図

地震 PRA

- 第 1.2.1-1 図 地震 PRA 評価フロー
- 第 1.2.1.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 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン調査機器のチェックリスト
- 第 1.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層分布
- 第 1.2.1.b-2 図 地震調査研究推進本部（2013）による領域区分
- 第 1.2.1.b-3 図 ロジックツリー
- 第 1.2.1.b-4 図 平均地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）
- 第 1.2.1.b-5 図 特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線
- 第 1.2.1.b-6 図 フラクタイル地震ハザード曲線
- 第 1.2.1.b-7 図 基準地震動 S_s の設計用応答スペクトルと年超過確率毎の
様ハザードスペクトルとの比較
- 第 1.2.1.b-8 図 フラジリティ評価用地震動
- 第 1.2.1.c-1-1 図 原子炉建屋の概要
- 第 1.2.1.c-1-2 図 制御建屋の概要
- 第 1.2.1.c-1-3 図 建屋－地盤連成モデルへの入力概要
- 第 1.2.1.c-1-4 図 原子炉建屋の地震応答解析モデル
- 第 1.2.1.c-1-5 図 制御建屋の地震応答解析モデル
- 第 1.2.1.c-1-6 図 原子炉建屋のフラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-1-7 図 制御建屋のフラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-2-1 図 スペクトル形状係数の概念図
- 第 1.2.1.c-2-2 図 減衰係数の概念図
- 第 1.2.1.c-2-3 図 建屋のスペクトル形状係数の概念図
- 第 1.2.1.c-2-4 図 原子炉圧力容器上蓋スプレイノズルのフラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-2-5 図 残留熱除去系熱交換器のフラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-2-6 図 原子炉補機冷却海水ポンプのフラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-2-7 図 125V 直流受電パワーセンタ 2 A のフラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-2-8 図 主蒸気逃がし安全弁のフラジリティ曲線
- 第 1.2.1.d-1 図 地震 PRA 階層イベントツリー
- 第 1.2.1.d-2 図 外部電源喪失時イベントツリー
- 第 1.2.1.d-3 図 全交流動力電源喪失時イベントツリー
- 第 1.2.1.d-4 図 起因事象別 CDF
- 第 1.2.1.d-5 図 事故シーケンスグループ別 CDF
- 第 1.2.1.d-6 図 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 1.2.1. 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 1.2.1. d-8 図 TBD シーケンスに対する炉心損傷頻度比較

津波 PRA

- 第 1.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー
- 第 1.2.2. a-1 図 プラント設備配置の概略図
- 第 1.2.2. 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 1.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート (例)
- 第 1.2.2. a-4 図 起因事象の選定フロー
- 第 1.2.2. b-1 図 信頼度別ハザード曲線及び平均津波ハザード曲線 (敷地前面)
- 第 1.2.2. c-1 図 没水及び波力に対する機器の脆弱性曲線
- 第 1.2.2. d-1 図 階層イベントツリー
- 第 1.2.2. d-2 図 津波分類 1 (O.P. 29m 以上 34m 未満) の階層イベントツリー
- 第 1.2.2. d-3 図 津波分類 2 (O.P. 34m 以上) の階層イベントツリー
- 第 1.2.2. d-4 図 全交流動力電源喪失時のイベントツリー
- 第 1.2.2. d-5 図 津波高さ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合
- 第 1.2.2. d-6 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 1.2.2. d-7 図 不確実さ解析結果
- 第 1.2.2. d-8 図 感度解析 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

別紙

地震 PRA

- 別紙 1.2.1.a-1 プラントウォークダウンの対象設備の選定について
- 別紙 1.2.1.a-2 地震PRAにおけるプラントウォークダウンの点検項目について
- 別紙 1.2.1.a-3 機器フラジリティ評価における余震の考え方について
- 別紙 1.2.1.d-1 ELOCA の評価方法について
- 別紙 1.2.1.d-2 階層イベントツリーのヘディング設定の考え方及び定量化について
- 別紙 1.2.1.d-3 使命時間に関する感度解析について

津波 PRA

- 別紙 1.2.2.a-1 引き津波による取水位の低下に伴う非常用海水ポンプの取水性について
- 別紙 1.2.2.a-2 事故シナリオの分析において引き津波を除外する考え方について
- 別紙 1.2.2.a-3 津波発生時における原子炉停止の手順について
- 別紙 1.2.2.c-1 防潮堤の耐力について
- 別紙 1.2.2.c-2 津波 PRA における漂流物の取り扱いについて
- 別紙 1.2.2.d-1 津波による敷地浸水解析について
- 別紙 1.2.2.d-2 起因事象としている直接炉心損傷に至る事象の扱いについて
- 別紙 1.2.2.d-3 原子炉建屋外壁扉閉め忘れの人的過誤確率について

付録

津波 PRA

付録 1.2.2 確率論的津波ハザード評価に関する検討

はじめに

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下、「解釈」という。）に基づき、重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（P R A）を活用している。

当社は従来より定期安全レビュー（P S R）等の機会に内部事象レベル 1 P R A（出力運転時、停止時）、レベル 1. 5 P R A の評価を実施してきており、これらの P R A 手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有するレベル 1 地震 P R A 及びレベル 1 津波 P R A を適用対象とし、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

また、P R A が適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。

今回実施する P R A の目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクセシビリティマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象として P R A モデルを構築した。

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

< 今回の P R A 評価対象 >

対象	許認可対象	モデル化採否
設計基準対象施設	対象	モデル化する
AM策 (平成 4 年計画以前)	一部を除き 対象外	「設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作」「常用系である給復水系（通常停止時）」、「外部電源復旧」、「崩壊熱除去機能喪失（TW）時の注水継続のための措置」等はモデル化する。
AM策 (平成 4 年計画・整備)	対象外	モデル化しない
緊急安全対策	対象外	モデル化しない
重大事故等対処施設	現在申請中	モデル化しない

1.2 外部事象

1.2.1 地震 PRA

外部事象地震レベル 1 PRA（以下、「地震 PRA」という。）は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下、「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 1.2.1-1 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。

1.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ

① 対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント関連情報の収集・分析

内部事象出力時レベル 1PRA（以下、「内部事象 PRA」という。）で収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震レベル 1PRA 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 1.2.1.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「1.1.1 出力運転時 PRA」での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

内部事象 PRA に対する地震 PRA の特徴は以下の通りである。

- ・給復水系等の耐震重要度BまたはCクラスの設備は基本的には期待しない。
ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要となる設備は評価対象とする。
 - ・燃料移送系
 - ・軽油タンク
- ・格納容器バイパスを評価するため、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する原子炉格納容器外の配管（耐震重要度Bクラス）を評価対象とする。
- ・地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とし、外部電源喪失時の外部電源復旧に期待しない。

(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、地震レベル 1PRA 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 1.2.1. a-1 図に、評価結果の例を第 1.2.1. a-2 図に示す。（別紙 1.2.1. a-1, 2）

- ・耐震安全性の確認
- ・二次的影響の確認

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

(5) 今回実施した地震 PRA の前提条件等について

今回実施した地震 PRA について、主な留意点を以下に示す。

a. 評価の前提条件について

- ・評価地震動範囲は 0.0G～3.0G とする。
- ・津波および地震随伴の火災，溢水が建屋，機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず，地震の影響のみ評価する。

b. 地震の影響について

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

c. 地震ハザードについて

- ・地震ハザードは，平成 25 年 12 月 20 日に地震調査研究推進本部によって公表された「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～」（以下，「地震調査研究推進本部（2013）」と記載）による最新知見を反映して評価を実施したものである。

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，経年劣化を考慮した場合の影響を考慮した。

なお，地震 PRA の対象範囲は，プラント内の設備の中でも地震耐力が比較的弱く，機能喪失時に広範囲の安全設備に影響を及ぼす外部電源設備の損傷によ

る「外部電源喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度 0.02G 以上）とした。

抽出した事故シナリオについて、炉心損傷に繋がる可能性を定性的又は定量的に判断してスクリーニングを行い、事故シナリオの明確化を行った。事故シナリオに対するスクリーニング結果を第 1.2.1. a-2 表に示す。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実施し、以下の起因事象を選定した。（別紙 1.2.1. a-3）

- ・外部電源喪失
- ・原子炉建屋損傷
- ・格納容器損傷
- ・圧力容器損傷
- ・ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（ELOCA）
- ・隔離失敗
- ・制御建屋損傷
- ・計測・制御系喪失
- ・制御建屋空調系喪失
- ・直流電源喪失
- ・交流電源・補機冷却系喪失

これらの起因事象と内部事象出力運転時レベル 1 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 1.2.1. 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 1.2.1. a-4 表にリストを示す。

1.2.1.b. 確率論的地震ハザード

本 PRA 評価における確率論的地震ハザードは、平成 25 年 12 月 20 日に地震調査研究推進本部によって公表された「地震調査研究推進本部（2013）」^{*1}による最新知見を反映して評価を実施したものである。

① 確率論的地震ハザード評価の方法

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

i. 海溝型地震

地震調査研究推進本部（2013）では、東北地方太平洋沖型地震と宮城県沖地震を特定地震として扱っており、本評価でもこれらの地震を特定地震として評価した。震源モデルの諸元は、神田（2012）^{*2}、Asano（2012）^{*3}等に基づき設定した。また、東北地方太平洋沖型地震については、地震調査研究推進本部（2013）と同様に更新過程を適用した。

ii. 内陸地殻内地震

敷地から 100km 以内にある「[新編]日本の活断層」^{*4}に掲載されている確実度 I 及び II の活断層及び敷地周辺の地質調査結果に基づ

いて評価した活断層等を特定震源としてモデル化した。敷地周辺の主な活断層分布及び活断層諸元を第 1.2.1.b-1 図及び第 1.2.1.b-1 表に示す。

b. 領域震源モデル

領域震源については、海溝型地震、内陸地殻内地震とも、その区分、対象領域の最大マグニチュードは地震調査研究推進本部（2013）に基づきモデル化した。地震調査研究推進本部（2013）による領域区分を第 1.2.1.b-2 図に示す。

(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)^{*5}による距離減衰式を用い、観測記録を用いた補正及び内陸補正を考慮した。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて設定した各モデル及び認識論的不確かさ要因をロジックツリーに展開した。

なお、ロジックツリーには、地震調査研究推進本部（2013）の従来モデルと検討モデルの両方を、重み付けを考慮し取り入れた。作成したロジックツリーを第 1.2.1.b-3 図に、ロジックツリーの分岐および重み付けの考え方を第 1.2.1.b-2 表に示す。

③ 確率論的地震ハザード評価結果

(1) 地震ハザード曲線

上記により評価した平均地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-4 図に、特定震源

モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-5 図に示す。
また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-6 図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動 S_s の設計用応答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルとの比較を第 1.2.1.b-7 図に示す。基準地震動 S_s の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、 $10^{-3} \sim 10^{-6}$ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期毎の平均ハザード曲線を第 1.2.1.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 1.2.1.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基準地震動 S_s-1 の策定と同様に Noda et al. (2002) に基づき、 $M8.0$ 、等価震源距離 $X_{e q} = 81.6 \text{ km}$ として設定した。

(参考資料)

- *1 地震調査研究推進本部(2013)：今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013年における検討結果～
- *2 神田克久，武村雅之，広谷浄，石川和也(2012)：震度分布に基づく2011年東北地方太平洋沖地震の短周期地震波発生域，地震 第2輯，第65巻
- *3 Asano, K. and T. Iwata (2012), Source model for strong ground motion generation in the frequency range 0.1-10 Hz during the 2011 Tohoku earthquake, Earth Planets Space, 64, 1111-1123.

- *4 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
- *5 Noda, S., K. Yashiro, K. Takahashi, M. Takemura, S. Ohno, M. Tohdo and T. Watanabe (2002)：RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis. Oct.16-18, Istanbul
- *6 森川信之，神野達夫，成田章，藤原広行，奥村俊彦，福島美彦（2006）：震源域と観測点を特定した地震動強さのばらつき－観測記録に基づく検討－，第12回日本地震工学シンポジウム
- *7 池浦友則，野田静男(2005)：同一地点における地震動応答スペクトルのばらつき－地震規模と震源距離がそれぞれ等しい強震記録ペアの分析－，日本地震工学会論文集，第5巻，第3号，2005年

1.2.1.c. 建屋・機器フラジリティ

1.2.1.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1.2.1.a-4表の建屋・機器リストに記載されたものとし，原子炉建屋及び制御建屋とした。各建屋の概要をそれぞれ第1.2.1.c-1-1図及び第1.2.1.c-1-2図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位とし

て、建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

② フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法は、「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を用いた。評価手法は学会標準に準拠した手法とする。

③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）

(1) 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確実さ（以下「 β_r 」という。）と認識論的不確実さ（以下「 β_u 」という。）については、学会標準等に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第1.2.1.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わ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1.2.1.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。現実的な物性値は学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

(1) 入力地震動

入力地震動は、フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍した地震動を解放基盤表面に定義し、建屋周辺地盤の状況を適切に考慮したモデルにより評価した。建屋 - 地盤連成モデルへの入力概要を第1.2.1.c-1-3図に示す。

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

女川原子力発電所2号炉のコンクリートの材料物性値を第1.2.1.c-1-3表、原子炉建屋周辺の地盤物性値を第1.2.1.c-1-4表に示す。地震応答解析に用いる現実的な物性値は、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1.2.1.c-1-5表に示す。

地震応答解析モデルは、主要な耐震壁を曲げ・せん断部材に置換し、重量を各階床位置に集中させた質点系モデルを用いた。各建屋の地震応答解析モデルを第1.2.1.c-1-4図及び第1.2.1.c-1-5図に示す。

(3) 現実的応答

原子炉建屋及び制御建屋の現実的応答は学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、その物性値には中央値を与えた応答解析結果により算出し

た。また、対数標準偏差は、学会標準に基づき最大応答せん断ひずみとして0.2を与えた。

⑥ 建屋のフラジリティ評価結果

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

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

各建屋のフラジリティ曲線を第1.2.1.c-1-6図及び第1.2.1.c-1-7図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確率（加速度中央値）及びHCLPFについて第1.2.1.a-4表に示す。

1.2.1.c-2. 機器のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象は1.2.1.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。損傷モードについて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については、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する。また、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、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、基本的には最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。

② フラジリティの評価方法の選択

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

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

耐力係数の評価で用いる現実的耐力は、構造損傷については材料強度の規格値等をもとに、機能損傷については試験結果をもとに、学会標準等のフラジリティ評価で実績のある既往知見に基づき中央値や不確実さを設定し算定している。この現実的耐力の評価方法は、「応答解析に基づく方法」、「原研法」及び「安全係数法」で本質的に同じであり、同等の精度を有している。また、耐力係数の評価で用いる設計応答値は、既工認等で実績のある応答値を用いている。

応答係数は、既工認等で実績のある建屋、機器の応答解析結果から、この応答評価法に含まれる余裕や不確かさを学会標準等のフラジリティ評価で実績のある既往知見に基づき設定し評価していることから、「応答解析に基づく方法」と比較しても、遜色のない精度で現実的な応答を求めることが可能である。

以上より、米国での評価実績もあり、既工認等における応答評価結果がそのまま使用できる「安全係数法」を用いて適切な評価が可能と判断した。

③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

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

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

ここで、

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

ε_r : 中央値に対する偶発的不確かさを示すランダム変数。中央値を1として対数標準偏差 β_r である対数正規分布を仮定する。

ε_u : 中央値に対する認識論的不確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_m , ε_r , ε_u からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様に算定する。

$$A_m = F \cdot A_d \quad (\text{式1.2.1-1})$$

ここで、

F : 安全係数 (裕度)

A_d : 基準地震動の最大加速度

(式 1.2.1-1) の安全係数 (裕度) は、(式 1.2.1-2) 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 1.2.1-3) 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と建屋の応答係数に分割して評価する。

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式1.2.1-2})$$

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

応答に関する安全係数 耐力に関する安全係数

$$\therefore F = F_c \cdot F_{RE} \cdot F_{RS} \quad (\text{式1.2.1-3})$$

ここで、 F_c : 機器の耐力係数

F_{RE} : 機器の応答係数

F_{RS} : 建屋の応答係数

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、 fragility 評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第 1.2.1.c-2-1 表に示す。

機器の耐力係数： F_c

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

ここで、

F_s : 強度係数

F_μ : 塑性エネルギー吸収係数

機器の応答係数： F_{RE}

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

ここで、

F_{SA} : スペクトル形状係数

F_D : 減衰係数

F_M : モデル化係数

F_{MC} : モード合成係数

建屋の応答係数： F_{RS}

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

ここで、

F_1 : 解放基盤表面の地震動評価に関する係数

F_2 : 建屋への入力地震動評価に関する係数

F_3 : 建屋の地震応答評価に関する係数

④ フラジリティ評価における耐力情報

評価部位，損傷モード（応力種類）については，その機器において最も耐震性の低いものを選び，設定した。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，加振試験結果や文献値，工学的判断等によって評価し， β_r ， β_u として定量化して考慮した。

なお，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，損傷モード（応力種類）については，その機器において最も耐震性の低いものを選び，設定した。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，加振試験結果や文献値，工学的判断等によって評価し， β_r ， β_u として定量化して考慮した。

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

⑥ 機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第 1.2.1. a-4 表に示す。

機器フラジリティ評価は，その評価上の特徴を踏まえ，「大型機器」，「静的機器」，「動的機器」，「電気盤・計装」及び「配管」の 5 グループに大別できる。グループ毎に代表機器を F V 重要度より抽出し，その評価の具体

例を以下に示す。

(1) 大型機器（原子炉圧力容器）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：原子炉圧力容器上蓋スプレイノズル
- ・設置位置：原子炉圧力容器上蓋
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 580ガル
- ・評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）
- ・評価対象部位：ノズルエンド
- ・評価応力：一次膜＋一次曲げ応力

表 原子炉圧力容器上蓋スプレイノズルの耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
ノズルエンド	SFVQ1A	一次膜＋ 一次曲げ応力	429	239	1.79

a. 機器耐力係数 F_c の評価

(a) 強度係数 F_s の評価

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

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

ここで、 σ_c ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時発生応力

σ_N ：通常運転時応力

評価対象部位であるノズルエンドの材質（SFVQ1A）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 $S_u = 481\text{N/mm}^2$ （評価温度：297°C）を採用する。

なお、上記規格値に含まれる余裕（ S_u 値の 1.17 倍）及び許容応力で適用している全断面降伏に係る形状係数（1.34 倍）を考慮して限界応力の中央値とする。

従って、

$$\sigma_c = 1.17 \times 1.34 \times S_u = 1.17 \times 1.34 \times 481 = 754\text{N/mm}^2$$

耐震評価において通常運転時応力は分離して評価を行っていないため、 $\sigma_N = 0$ [N/mm²] として扱う。

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下の通りとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{754}{239} = 3.15$$

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = 3.15 \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.07$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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。

強度係数 F_s の評価において、当該材料の塑性領域までを考慮して限界応力の中央値を設定しているため、塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

b. 機器の応答係数 F_{RE}

当該ノズルの地震による荷重は、スペクトルモーダル解析により得られる配管反力が支配的であることから、機器の応答係数は配管に対して評価する。

(a) スペクトル形状係数 F_{SA}

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1.2.1.c-2-1図に示す。

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

応答スペクトル比（拡幅後／拡幅前）は、サイト・プラントによらず有意な差はないと考えられるため、代表プラントで評価した値を用いる。

代表プラントでの応答スペクトル比は、機器系の主要周期帯である0.05～0.1秒に対して1.1～1.4であり、この知見から中央値 F_{SA} を算定する。また、不確かさは最小値と最大値がそれぞれ中央値に対し-95%下限値と+95%上限値に相当するものとみなし算定する。

なお、不確かさは、本係数を各機器に対して一般値として適用するため、すべて β_u とする。

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

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

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

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

(b) 設計用減衰定数に関する減衰係数 F_D

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1.2.1.c-2-2図に示す。

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

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^{*8}を用いる。

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

ここで、 h : 減衰定数 (%)

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

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

本機器においては、設計用減衰定数2.0%、減衰定数の中央値5.1%を用いる。

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(2)}{3.21 - 0.68 \times \ln(5.1)} = 1.30$$

$$\beta_r = \beta_u = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln \left(\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(2)}{3.21 - 0.68 \times \ln(5.1)} \right) = 0.08$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.30, \quad \beta_r = 0.08, \quad \beta_u = 0.08$$

(c) 機器のモデル化係数 F_M

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。

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^{*9}より0.15とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(d) モード合成法に関する係数 F_{MC}

本係数は、機器の地震応答がモーダル解析に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。

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

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

c. 建屋の応答係数 F_{RS}

建屋応答に関する各係数は、第 1.2.1.c-2-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1

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1.2.1.c-2-3図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

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

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

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

本機器の1次固有周期より短周期側の比の最小値を適用する。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 0.93, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2

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

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

不確実さは、建屋の地震応答に関する係数 F_3 の不確実さと合わせ

て評価する。

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

β_u は、解析モデル化誤差等によるものであり、国内文献^{*10}に基づき0.15とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3

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

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、原子炉压力容器上蓋スプレイノズルのフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_r \cdot$

β_u 及びHCLPFは、以下の通りとなる。

また、 fragility曲線を第 1.2.1.c-2-4 図に示す。

$$A_m = 2.87 \text{ (G)}$$

$$\beta_r = 0.25, \quad \beta_u = 0.25$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.87 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.25)] \\ &= 1.26 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 原子炉圧力容器上蓋スプレインズル 安全係数評価結果の一覧

F_S	F_u	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	A_m	HCLPF
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
3.15	1.00	1.24	1.30	1.00	1.03	0.93	1.00		2.87	1.26
0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.13	0.00	0.20		0.25	
0.07	0.00	0.07	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15		0.25	

(2) 静的機器 (熱交換器)

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：残留熱除去系熱交換器
- ・設置位置：原子炉建屋 0.P. 16. 40m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：剛構造
- ・評価地震動：最大加速度 580 ガル
- ・評価項目：構造損傷 (支持機能)
- ・評価対象部位：基礎ボルト
- ・評価応力：引張応力，せん断応力

各評価部位・評価応力のうち，裕度が最小である基礎ボルトが地震時の損傷に支配的であると考えられることから，基礎ボルトに着目して評

価する。

表 残留熱除去系熱交換器の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
胴板	SGV480	一次一般膜	272	63	4.31
		一次	408	130	3.13
脚	SS400	組合せ	270	28	9.64
基礎ボルト	SS400	引張	202	81	2.49
		せん断	155	50	3.10

a. 機器耐力係数 F_c の評価

(a) 強度係数 F_s の評価

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

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

ここで、 σ : 引張応力

τ : せん断応力

σ_c : 限界引張応力の中央値

τ_c : 限界せん断応力の中央値

F_σ : 引張に対する余裕度

F_τ : せん断に対する余裕度

以上より、強度係数 F_s は次式により評価する。

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

評価対象部位である基礎ボルトの材質（SS400）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 $S_u = 385\text{N/mm}^2$ （評価温度：66°C）を採用する。

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

従って、

$$\sigma_c = S_u \times 1.17 \times 0.75 = 385 \times 1.17 \times 0.75 = 337\text{N/mm}^2$$

$$\tau_c = (S_u \times 1.17) / \sqrt{3} = 260$$

$$F_\sigma = \sigma_c / \sigma = 337/81 = 4.16$$

$$F_\tau = \tau_c / \tau = 260/50 = 5.20$$

$$F_s = \frac{1}{\sqrt{\left(\frac{1}{F_\sigma}\right)^2 + \left(\frac{1}{F_\tau}\right)^2}} = \frac{1}{\sqrt{\left(\frac{1}{4.16}\right)^2 + \left(\frac{1}{5.20}\right)^2}} = 3.25$$

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = 3.25 \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.07$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

b. 機器の応答係数 F_{RE}

(a) スペクトル形状係数 F_{SA}

本機器は剛構造であるため，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

(b) 設計用減衰定数に関する減衰係数 F_D

本機器は剛構造であるため，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

(c) 機器のモデル化係数 F_M

本機器は剛構造であるため，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

(d) モード合成法に関する係数 F_{MC}

本機器は剛構造であるため，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{RS}

建屋応答に関する各係数は，第 1.2.1. c-2-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1

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

$$F_1 = 1.32, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、残留熱除去系熱交換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 1.2.1.c-2-5 図に示す。

$$A_m = 2.54 \text{ (G)}$$

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

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

$$= 2.54 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.17)]$$

$$= 1.38 \text{ (G)}$$

表 残留熱除去系熱交換器 安全係数評価結果の一覧

F_s	F_u	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	A_m	HCLPF
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
3.25	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.32	1.00		2.54	1.38
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20		0.20	
0.07	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15		0.17	

(3) 動的機器（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：原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・設置位置：海水ポンプ室 0. P. 3. 0m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 1000 ガル（S s-2）
- ・評価項目：機能損傷（動的機能）

表 原子炉補機冷却海水ポンプの耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直	
	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)
コラム先端部	8.14	10.0 *11	1.00	1.0 *11

a. 機器耐力係数 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

ポンプ類のように、構造強度に加え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。

ここで、フラジリティ評価における試験加速度は、既往の試験結果より以下の値を用いる。

水平：14.6G^{*12}

鉛直： G

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

$$\begin{aligned} A_m &= \text{HCLPF} / 0.9 \\ &= 14.6 / 0.9 \\ &= 16.2 \text{ (G)} \end{aligned}$$

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

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{16.2}{8.14} = 1.99$$

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

ポンプ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、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

b. 機器の応答係数 F_{RE}

(a) スペクトル形状係数 F_{SA}

本機器は拡張した床応答スペクトルにより耐震評価を行っているため、中央値及び不確実さは、代表プラントで評価した値を用いる。

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

(b) 設計用減衰定数に関する減衰係数 F_D

本機器においては、機器の設計用減衰定数1.0%、減衰定数の中央値3.0%を用いるため、中央値及び不確実さは以下の通りとなる。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での応答値}}{\text{減衰定数の中央値での応答値}} = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(1.0)}{3.21 - 0.68 \times \ln(3.0)} = 1.30$$

$$\beta_r = \beta_u = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln \left(\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(1.0)}{3.21 - 0.68 \times \ln(3.0)} \right) = 0.08$$

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_D = 1.30, \quad \beta_r = 0.08, \quad \beta_u = 0.08$$

(c) 機器のモデル化係数 F_M

機器の解析モデル化は妥当であり，中央値に相当すると考える。

また，本機器の耐震評価は多質点系モデルを用いて行われているため，不確実さは海外文献「SEISMIC FRAGILITIES FOR NUCLEAR POWER PLANT RISK STUDIES (Nuclear Engineering and Design 79(1984))」より0.15とする。

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

(d) モード合成法に関する係数 F_{MC}

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

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

c. 建屋の応答係数 F_{RS}

建屋応答に関する各係数は，第 1.2.1.c-2-2 表に示す海水ポンプ室の建屋応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1

本機器については，各固有周期における応答スペクトルの比の最小値を適用する。

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却海水ポンプの fragility 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、fragility 曲線を第 1.2.1.c-2-6 図に示す。

$$A_m = 2.90 \text{ (G)}$$

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

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.90 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.24)] \\ &= 1.29 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 原子炉補機冷却海水ポンプ（水平方向）安全係数評価結果の一覧

F_S	F_u	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	A_m	HCLPF
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
1.99	1.00	1.24	1.30	1.00	1.03	0.86	1.00	2.90	1.29	
0.03	0.00	0.00	0.08	0.00	0.13	0.00	0.20	0.25		
0.03	0.00	0.07	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15	0.24		

(4) 電気盤・計装（電気盤）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

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

表 125V直流受電パワーセンタ2Aの耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直	
	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)	応答 加速度(G)	機能維持確認済 加速度(G)
重心位置	1.42	1.93	0.82	3.0

a. 機器耐力係数 F_c の評価

(a) 強度係数 F_s の評価

本係数は下記の式で算出する。

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

・損傷加速度中央値について

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

ジリティ評価を行う。

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

[β 設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

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

上式より、

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

これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値と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＝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、損傷加速度の中央値を推定できる。

なお、既往の電気品の試験結果^{*13}より、電気品の誤動作に関する不確かさは $\beta_r=0.10$ 、 $\beta_u=0.20$ 程度と考えられる。

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

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u)) \\ &= 1.93 \times \exp(1.65 \times (0.10 + 0.20)) \\ &= 3.17 \text{ G} \end{aligned}$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{3.17}{1.42} = 2.23$$

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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

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

b. 機器の応答係数 F_{RE}

(a) スペクトル形状係数 F_{SA}

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 設計用減衰定数に関する減衰係数 F_D

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) 機器のモデル化係数 F_M

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(d) モード合成法に関する係数 F_{MC}

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{RS}

建屋応答に関する各係数は、第 1.2.1.c-2-2 表に示す制御建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1

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

$$F_1=0.93, \quad \beta_r=0.00, \quad \beta_u=0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、パワーセンタのフ

ラジリティ加速度の中央値 A_m ，その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及び HCLPF は，以下の通りとなる。

また，フラジリティ曲線を第 1.2.1. c-2-7 図に示す。

$$A_m = 2.11 \text{ (G)}$$

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

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.11 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.25)] \\ &= 0.97 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 1 2 5 V 直流受電パワーセンタ 2 A (水平方向) 安全係数評価結果の一覧

F_S	F_u	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	A_m	HCLPF
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
2.23	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.93	1.00		2.11	0.97
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20		0.22	
0.20	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15		0.25	

(5) 配管 (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：主蒸気逃がし安全弁
- ・設置位置：原子炉格納容器内
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造 (当該弁を含む配管)
- ・評価地震動：最大加速度 1000 ガル (S s - 2)
- ・評価項目：機能損傷 (動的機能)

表 主蒸気逃がし安全弁の耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直	
	応答 加速度 (G)	機能維持確認済 加速度 (G)	応答 加速度 (G)	機能維持確認済 加速度 (G)
駆動部	8.67	9.6 *11	1.69	6.1 *11

a. 機器耐力係数 F_c の評価

(a) 強度係数 F_s の評価

本係数は下記の式で算出する。

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

・ 損傷加速度中央値について

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

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、損傷加速度の HCLPF = 試験加速度とする。

また、誤動作・損傷に対する加速度の中央値 A_m を HCLPF から下記のように推定する。

$$\begin{aligned} A_m &= \text{HCLPF} / 0.9 \\ &= 9.6 / 0.9 \\ &= 10.67 \text{ (G)} \end{aligned}$$

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

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

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

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{10.67}{8.67} = 1.23$$

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

b. 機器の応答係数 F_{RE}

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ド解析により得られることから、機器の応答係数は配管に対して評価する。

(a) スペクトル形状係数 F_{SA}

本機器は拡張した床応答スペクトルにより耐震評価を行っているため、中央値及び不確実さは、代表プラントで評価した値を用いる。

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

(b) 設計用減衰定数に関する減衰係数 F_D

本機器においては、設計用減衰定数2.0%、減衰定数の中央値6.1%を用いる。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数 での応答値}}{\text{減衰定数 の中央値 での応答値}} = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(2)}{3.21 - 0.68 \times \ln(6.1)} = 1.38$$

$$\beta_r = \beta_u = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln \left(\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(2)}{3.21 - 0.68 \times \ln(6.1)} \right) = 0.10$$

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.38, \quad \beta_r = 0.10, \quad \beta_u = 0.10$$

(c) 機器のモデル化係数 F_M

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*9より0.15とする。

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(d) モード合成法に関する係数 F_{MC}

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

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

c. 建屋の応答係数 F_{RS}

建屋応答に関する各係数は，第 1.2.1.c-2-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1

本機器については，主蒸気系配管の 1 次固有周期より短周期側の

比の最小値を適用する。

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_1 = 0.84, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より，主蒸気逃がし安全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 1.2.1.c-2-8 図に示す。

$$A_m = 1.86 \text{ (G)}$$

$$\beta_r = 0.26, \quad \beta_u = 0.25$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 1.86 \times \exp[-1.65 \times (0.26 + 0.25)] \\ &= 0.80 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 主蒸気逃がし安全弁（水平方向）安全係数評価結果の一覧

F_s	F_u	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	A_m	HCLPF
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
1.23	1.00	1.24	1.38	1.00	1.03	0.84	1.00		1.86	0.80
0.03	0.00	0.00	0.10	0.00	0.13	0.00	0.20		0.26	
0.03	0.00	0.07	0.10	0.15	0.00	0.00	0.15		0.25	

(参考資料)

- *8 : N. M. Newmark and W. J. Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-0098
- *9 : R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)
- *10 : 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
- *11 : 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008 社団法人 日本電気協会
- *12 : 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，平成18年8月，独立行政法人 原子力安全基盤機構
- *13 : G. S. Holman and C. K. Chou, “Components Fragility Research Program, Phase I Components Prioritization”, NUREG/CR-4899

1.2.1.d. 事故シーケンス

① 起因事象

(1) 評価対象とした起因事象のリスト及び説明

1.2.1.a. ②にて同定した地震時特有の要因による分析を踏まえた地震 PRA における起因事象及びその説明を以下に示す。

a) 外部電源喪失：

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

b) 原子炉建屋損傷：

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

c) 格納容器損傷：

原子炉格納容器等の損傷により、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内配管、主蒸気逃がし安全弁等の原子炉格納容器内及び周辺設備が損傷する事象である。発生した場合の損傷程度の特定が難しく、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。

d) 圧力容器損傷：

原子炉圧力容器の損傷により大規模な LOCA の発生及び緩和設備が機能喪失する事象を想定する。発生した場合の損傷程度の特定が難しく、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) ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（ELOCA）：

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

f) 隔離失敗：

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

g) 制御建屋損傷：

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

h) 計測・制御系喪失：

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

i) 制御建屋空調系喪失：

制御建屋内の空調設備及びその補機系の損傷により, 制御盤が熱的要因により機能喪失する事象である。事象発生時の緩和設備に対する影響範囲の特定が難しいため, 保守的に緩和手段のない事象として選定した。

j) 直流電源喪失：

直流電源設備の損傷により, DG の起動失敗, 直流電源で機能する緩和設備が機能喪失する事象である。発生した場合にはほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるが, 実際の影響範囲を特定することが難しいた

め、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

k) 交流電源・補機冷却系喪失：

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

(2) 階層イベントツリーとその説明

選定した起因事象の発生頻度を合理的に評価するため，階層イベントツリーにより起因事象の階層化を行った。階層イベントツリーのヘディングは，内部事象PRAと地震PRAとの境界を明確にするために地震による外部電源喪失を先頭とし，以降，各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列した。第 1.2.1. 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 及びランダム故障確率を評価することで算出する。なお，後続のヘディングの分岐確率は，内部事象 PRA との境界となる外部電源喪失を除き，先行のヘディングで考慮している事象が発生しないという条件において評価する。(別紙 1.2.1. d-2)

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準並びに余裕時間は，地震時においても内部事象 PRA と相違ない。ただし，同様の系統は完全相関を仮定しているため，事故緩和に必要な系統数は考慮していない。また，緩和手段がない事象については成功基準を設定していない。

使命時間については、内部事象 PRA と同様に 24 時間とする。また、地震動で損傷した機器の復旧は期待しない。(別紙 1. 2. 1. d-3)

③ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

イベントツリーは小イベントツリー／大フォールトツリー法に基づいて作成し、ヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能に関わるシステム及び事象の進展に影響する重要な設備状態および運転員操作を選定した。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、炉心損傷に至る事故シーケンスグループの分類を行った。分類した結果を第 1. 2. 1. d-1 表に示す。

本評価では、以下に示す 3 つのイベントツリーを作成し、各々を結合した。

a) 階層イベントツリー

地震発生による外部電源喪失と組み合わせて、プラントの事故に至る起因事象は、階層イベントツリーで考慮する。階層イベントツリーは第 1. 2. 1. d-1 図の通りである。

b) 外部電源喪失時イベントツリー

階層イベントツリーの外部電源ヘディング失敗後のヘディングに全て成功した場合、本ツリーに至る。外部電源喪失時イベントツリーでは非常用交流電源は既に確保されているとする。外部電源喪失時イベントツリーを第 1. 2. 1. d-2 図に示す。

c) 全交流動力電源喪失時イベントツリー

非常用交流電源の確保に失敗し、スクラムに成功した場合に、本ツリーに至る。全交流動力電源喪失時イベントツリーを第 1.2.1. d-3 図に示す。

④ システム信頼性

(1) 評価対象としたシステムとその説明

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

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

- ・ 燃料移送系
- ・ 軽油タンク

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取り扱い

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

(3) システム信頼性評価結果

起回事象の原因となる設備及び起回事象を緩和する設備は、内部事象 PRA におけるシステム信頼性評価の結果及び、地震の影響を受ける可能性がある設

備については建屋・機器フラジリティ評価の結果も考慮して信頼性評価を実施した。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

本評価では、システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

a. 起因事象発生前人的過誤

試験、保守作業後の復旧ミスであり、事象発生の起因が地震であっても変わることはないため、内部事象 PRA での検討結果を用いた。起因事象発生前の人的過誤確率を第 1.2.1. d-2 表に示す。

b. 起因事象発生後人的過誤

事象発生後の対応操作に対する過誤であり、事象発生の起因が地震であっても内的事象 PRA における人的過誤と同様である。ただし、地震後数時間以内の対応を要する作業においては、高ストレスを考慮した。起因事象発生後の人的過誤確率を第 1.2.1. d-3 表に示す。

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

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

なお、評価地震動範囲は 0.0G～3.0G とした。

(2) 炉心損傷頻度結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 2.0×10^{-5} (／炉年) と算出された。

起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第 1.2.1.d-4 表に、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第 1.2.1.d-5 表に、加速度区分別の炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-6 表示す。

起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合を第 1.2.1.d-4 図、事故シーケンスグループ別の寄与割合を第 1.2.1.d-5 図、また、加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率を第 1.2.1.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 (42.6%)、次いで全交流動力電源喪失を起因としたもの (35.8%) となった。

炉心損傷シーケンスグループ別の結果では、ELOCA (40.0%) と長期 TB (29.3%) が大部分を占める結果となった。

ELOCA では、主蒸気逃がし安全弁の地震による機能喪失の寄与が支配的となった。主蒸気逃がし安全弁の開に失敗することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリが加圧され、冷却材喪失が発生する。なお、本評価では保守的に ELOCA が発生すると仮定している。

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

地震加速度区分別では、0.6G～0.8G が最も支配的な加速度区間となった。これは、主蒸気逃がし安全弁といった地震耐力の評価値が小さい機器の損傷確率がこの加速度区間で比較的影響が大きいためである。

(4) 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するため FV 重要度を評価した。評価結果を第 1.2.1.d-7 表に示す。

原子炉の圧力制御を行うために必要となる、主蒸気逃がし安全弁の FV 重要度が高い結果となっているが、これは炉心損傷頻度への寄与割合が大きい、ELOCA に係る機器である。

地震によらない交流電源・補機冷却系ランダム故障の FV 重要度が高い結果となっているが、これは、長期 TB に係るランダム故障である。

年超過確率の高い低加速度領域においては、「地震により耐震重要度 C クラスの外部電源設備損傷による外部電源喪失」と「地震による損傷によらないランダム故障による交流電源・補機冷却系の機能喪失」の組み合わせによる炉心損傷頻度の寄与が相対的に大きくなっている。

b. 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の下限値(5%)，中央値(50%)，平均値及び上限値(95%)の評価結果を第 1.2.1.d-8 表及び第 1.2.1.d-7 図に示す。

全炉心損傷頻度の平均値は 1.8×10^{-5} (／炉年) となった。不確実さ幅を示すエラーファクタは 4.1 となり、95%上限値と 5%下限値の間に約 17 倍程度の不確実さの幅があるという結果となった。

c. 感度解析

感度解析は、相関仮定及び機器フラジリティに係るケースについて実施した。

(a) 相関仮定に係る感度解析

a) 感度解析ケース

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

b) 評価結果

感度解析の結果を第 1.2.1.d-9 表に示す。完全独立を想定した場合、全炉心損傷頻度については 1.7×10^{-5} (／炉年) と算出されベースケースと比較して約 1 割低減した。また、長期 TB で約 2 割、TBU で約 1 割、TBP で約 2 割、TBD で約 8 割炉心損傷頻度が低減した。炉心損傷頻度に対する改善寄与割合が大きい TBD シーケンスに対する加速度毎の炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-8 図に示す。設備損傷による炉心損傷が支配的となる 0.4G 付近以上で完全独立(多重化)の効果が表れており、この改善効果が当該シーケンスグループの炉心損傷頻度の低減に寄与したと考えられる。

(b) 機器フラジリティに係る感度解析

a) 感度解析ケース

FV 重要度上位の SSC である主蒸気逃がし安全弁(HCLPF:0.80(G))、直流主母線盤(HCLPF:0.97(G))に対して、フラジリティ改善効果を確認するた

め HCLPF を 1.1(G) に設定した場合の感度解析を実施した。なお、フラジリティのばらつきはベースケースと同じとした。

b) 評価結果

感度解析の結果を、第 1.2.1.d-10 表に示す。全炉心損傷頻度については 1.2×10^{-5} (／炉年) と算出されベースケースと比較して約 4 割低減した。また、主蒸気逃がし安全弁に関連する ELOCA において、約 8 割、直流主母線盤に関連する TBD において、約 6 割炉心損傷頻度が低減し、これらの機器のフラジリティ改善効果が大きいことを確認した。

第 1.2.1. 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

PRA 評価作業		情報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握	PRA 実施にあたり必要とされる設計, 運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力時レベル 1PRA で使用した設計図書 (原子炉設置許可申請書, 工事計画認可申請書, 保安規定等) 全体配置図, 機器配置図, 耐震計算書, プラントウォークダウン報告書 発電用原子炉設置変更許可申請書 (平成 25 年 12 月)
2	地震ハザード評価	敷地周辺地域における地震発生様式を考慮し, 震源モデルの設定に係る震源特性や, 地震動伝播モデルの設定に係わる地震動伝播特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉設置許可申請書 気象庁地震カタログ 文献調査結果, 地震観測記録 地震調査研究推進本部 (2013) : 今後の地震動ハザード評価に関する検討 ~2013 年における検討結果~
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報 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 工事計画認可申請書
4	事故シーケンス評価	a) 事故シナリオの分析と起因事象の分類	<ul style="list-style-type: none"> 大規模地震時に想定されるプラント状態
		b) 事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和操作
		c) システムのモデル化	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード, 運転形態
		d) 事故シーケンスの定量化	<ul style="list-style-type: none"> 評価結果の妥当性を確認できる情報
			<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報 地震 PRA 学会標準 上記 1 の情報源 既往の PRA 情報 NUREG/CR-1278

第 1.2.1. 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りうる事故シナリオ		
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	地震 PRA では設計基準地震動を超えるような領域の地震を考慮するため、そのような地震が発生した場合には耐震重要度 S クラスの機器が損傷し、重大な事象に至る可能性がある。	地震 PRA で考慮
安全設備の使命時間内の機能維持に必要な設備の損傷	事象緩和に必要となる設備を使命時間の間作動させるのに必要な設備(燃料移送系設備等)が損傷した場合、重大な事象に至る可能性がある。	地震 PRA で考慮
耐震重要度 S の非常用発電機用の蓄電池の過放電に伴う立ち上がり不能	<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 1.2.1. 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うる事故シナリオ ー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）		
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器，格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> 天井クレーンは，Ss 地震動に対して落下防止対策を有している。 また，通常時は原子炉圧力容器，原子炉格納容器上になく，運転中に地震動により落下して，原子炉圧力容器，原子炉格納容器が損傷することはない。 東北地方太平洋沖地震においても，天井クレーン走行部については，軸受けが損傷していたものの，落下防止機能は満足しており，安全上重要な設備に波及的影響を与えていないことを確認している。 	除外
耐震重要度 B, C クラスの損傷に伴う耐震重要度 S クラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 当該プラントの耐震設計において，耐震重要度 S クラスの機器は，耐震重要度 B, C クラスの機器の破損によって波及的影響が生じないよう配置等の考慮を行っている。 プラントウォークダウンにより耐震重要度 S クラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	除外
主タービンの軸受けなどの損傷に伴うタービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気タービンは十分な破損防止策が施されている。 また，タービンミサイルの発生確率及び防護対象設備への到達確率より，タービンミサイルによる同設備の損傷確率は極めて小さい。 仮にタービンミサイルが起こったとしても，それに耐えうるだけの建屋壁強度を有しており，損傷が波及しないよう安全系の系統分離がされている。 	除外
排気筒の転倒による原子炉建屋又は周辺構築物への影響	2号炉排気筒は安全機能を有する建屋・構築物から十分離れており，排気筒の転倒による原子炉建屋又は周辺構築物への影響はない。	除外

第 1.2.1. 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）		
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	安全機能を有する建屋・構築物の周辺に斜面はない。	除外
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源損失への影響	本評価では，外部電源設備の中でも比較的地震耐力の小さい碍子部を，実力よりもフラジリティを保守的に設定することにより，他の外部電源設備の損傷を代表させて評価している。このため，鉄塔などの損傷に伴う外部電源損失への影響は，碍子部の損傷に包絡して評価している。	地震 PRA で考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な工業用水などの原水供給停止に伴う冷却水枯渇の影響	安全上重要な設備の冷却は，海水を最終ヒートシンクとする耐震設計された冷却設備で構成されており，原水供給には期待していない。	除外
海水ポンプ室，配管トレンチダクトなどの損傷による最終ヒートシンク喪失への影響	海水ポンプ室，配管トレンチダクトの地震耐力は，RSW 配管，RSW ポンプ等の最終ヒートシンクに関わる設備と比較して強く，直接の最終ヒートシンク喪失要因にならない。	除外

第 1.2.1. 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うる事故シナリオ －地震時特有の現象による運転操作の阻害及び地震時の安全機能への人的過誤の影響		
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震発生前（施設の計画，設計，材料選定，製作，組立，完成検査）のミス	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設の安全性，信頼性及び点検保守上の要求を満足するため，設計・製作・施工段階における品質保証活動で適正に管理されている。 ・また，万が一，これらのミスがあったとしても，多重性を備えた設備の全てに同様のミスが発生する可能性は小さいと考えられる。 	除外
地震中，地震後の操作員，構内勤務者，周辺関係者（送電関係など）のミスオペレーション	<ul style="list-style-type: none"> ・地震中には特に必要となる操作はないため，人的過誤の影響はない。 ・地震後の混乱に伴う高ストレス状態は，操作員の操作の阻害要因となるため，人的過誤を考慮している。 ・ただし，操作員以外の人員による操作は必要ないため考慮しない。 	地震 PRA で考慮
変圧器などの碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> ・現場での復旧操作には期待していないため停電の影響はない。 ・中央制御室への影響も，非常用照明が備えられているため，小さいと考えられる。 	除外
地盤液状化，よう壁損傷による構内通行支障	安全上重要な設備は中央制御室より操作できるため問題とされないと考えられる。	除外
二次部材損傷による操作員等従業員への影響	施設内の損壊物や地震動による飛来物が操作員等を傷付け，操作を妨げる可能性があるが，中央制御室付近において，運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にはない。	除外

第 1.2.1. 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		
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
余震による炉心損傷への影響	<p>本震と比較して、余震のハザード又は建屋・構築物及び機器・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受けた場合の事故シナリオを分析して炉心損傷頻度を評価する必要がある。</p> <p>しかし、これらの評価技術は研究段階にあり、評価方法の詳細及び評価例などに関する情報が非常に少ないため、余震による炉心損傷への影響評価方法を体系的に示すには至っていない。(別紙 1.2.1. a-3)</p>	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	分析	スクリーニング結果
経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響	<p>予防保全等で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。</p>	除外

第 1.2.1. a-3 表 地震により発生する起回事象の検討結果 (1/3)

区分		起回事象グループ	地震 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外
内部事象出力運 転時レベル 1PRA でグルー プ化した起回事 象	過渡事象	非隔離事象	地震により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
		隔離事象	同上	(○)
		全給水喪失	同上	(○)
		水位低下事象	同上	(○)
		RPS 誤動作等	同上	(○)
		外部電源喪失	地震による外部電源設備の損傷により外部電源喪失が発生する。	○
	S/R 弁誤開放	地震による外部電源喪失発生後の S/R 弁再閉鎖失敗の事故シナリオに包絡される。	(○)	
	冷却材喪失	小 LOCA	地震により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より事象進展の厳しい ECCS 容量を超える LOCA (ELOCA) に包絡される。	(○)
		中 LOCA	同上	(○)
大 LOCA		同上	(○)	

※(○)は評価対象とした起回事象に包絡されることを示す。

第 1.2.1. a-3 表 地震により発生する起回事象の検討結果 (2/3)

区分		起回事象グループ	地震 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外
内部事象出力 運転時レベル 1PRA でグルー プ化した起 因 事象	従属性を有す る起回事象	交流電源故障・原子 炉補機冷却系故障	内部事象 PRA で評価する, 片系統機能喪失時の手動停止を起 因とする事象は考慮していない。	×
		直流電源故障	同上	×
		タービン・サポ ート系故障	地震により本事象の発生は考えられるが, 同時に発生するより 広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
	通常停止	通常停止	地震発生時に本事象が発生する可能性はない。	×
	格納容器 バイパス (ISLOCA)	隔離失敗	地震により原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁及び格納容 器外配管が損傷し, 格納容器バイパスが発生する。	○
地震レベル 1PRA 特有の起 因事象		原子炉建屋損傷	地震による原子炉建屋, 原子炉圧力容器または原子炉格納容 器の損傷に伴い, 大規模な LOCA 及び広範囲の緩和設備の機 能喪失が発生する。	○
		格納容器損傷		
		圧力容器損傷		

※(○)は評価対象とした起回事象に包絡されることを示す

第 1.2.1. a-3 表 地震により発生する起回事象の検討結果 (3/3)

区分	起回事象グループ	地震 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外
地震レベル 1PRA 特有の起 回事象	ELOCA	地震による格納容器内配管の複数本破断が発生し、ECCS 容量を超える冷却材喪失が発生する。	○
	制御建屋損傷	地震による制御建屋の損傷に伴い、建屋内の直流電源及び中央制御盤が喪失する。	○
	計測・制御系喪失	地震による計測機器及び中央制御盤が損傷し、計測・制御系が喪失する。	○
	制御建屋空調系喪失	地震による中央制御室空調設備及び換気空調補機非常用冷却水系の喪失に伴い、制御系が喪失する。	○
	交流電源・原子炉補機冷却系喪失	地震起因またはランダム要因により交流電源または補機冷却系設備が機能喪失し、交流電源・補機冷却系が喪失する。ただし、同一系統内の冗長設備は完全相関を仮定した。	○
	直流電源喪失	地震起因またはランダム要因により直流電源設備が機能喪失し、直流電源が喪失する。ただし、同一系統内の冗長設備は完全相関を仮定した。	○

第 1.2.1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (1/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値(G)	HCLPF (G)	
				β_r		
				β_u		
外部電源喪失	外部電源設備	構造損傷	碍子	0.24 0.20 0.28	0.11	
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造損傷	—	3.73 0.26 0.15	1.90	
格納容器損傷	原子炉格納容器本体 (原子炉格納容器スタビライザ)	構造損傷	外側フィメールシヤラグ本体(溶接部)	2.96 0.22 0.24	1.39	
格納容器損傷	原子炉格納容器本体 (ボックスサポート)	構造損傷	ベースプレート	2.64 0.20 0.17	1.43	
格納容器損傷	ベント管	構造損傷	ベントヘッド接続部	4.64 0.20 0.17	2.52	
格納容器損傷	機器搬出入口 (制御棒駆動機構搬出入口)	構造損傷	制御棒駆動機構搬出入口取付部	3.46 0.20 0.17	1.88	
格納容器損傷	所員用エアロック	構造損傷	所員用エアロック取付部	15.79 0.20 0.17	8.58	
格納容器損傷	原子炉格納容器貫通部	構造損傷	配管 貫通部	6.23 0.32 0.31	2.20	
格納容器損傷	ベントヘッド	構造損傷	ベントヘッドサポート	5.43 0.20 0.17	2.95	
格納容器損傷	ダウンカム	構造損傷	ベントヘッド接続部	18.52 0.20 0.17	10.06	
圧力容器損傷	原子炉圧力容器本体 (原子炉圧力容器胴板)	構造損傷	胴板	3.34 0.22 0.24	1.56	

第 1.2.1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (2/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値 (G)	HCLPF (G)	
				β_r		
				β_u		
圧力容器損傷	圧力容器支持構造物 (原子炉本体の基礎 CRD 開口部)	構造損傷	CRD 開口部	2.72 0.20 0.22	1.36	
圧力容器損傷	原子炉遮へい壁	構造損傷	開口集中部	3.05 0.20 0.22	1.53	
ELOCA	格納容器内配管 (原子炉再循環系配管)	構造損傷	サポート本体	4.36 0.32 0.31	1.54	
ELOCA	RPV ノズル (上蓋スプレイノズル)	構造損傷	ノズルエンド	2.87 0.25 0.25	1.26	
ELOCA	核計装 (局部出力領域モニタ検出器集合体)	構造損傷	カバーチューブ	2.74 0.22 0.23	1.30	
ISLOCA	主蒸気隔離弁	機能損傷	駆動部	9.31 0.26 0.25	4.01	
ISLOCA	原子炉冷却材浄化系弁	機能損傷	駆動部	3.66 0.26 0.25	1.58	
ISLOCA	復水給水系弁	機能損傷	弁本体	4.24 0.26 0.25	1.83	
ISLOCA	耐震重要度 B クラス配管 (原子炉格納容器外配管)	構造損傷	配管本体, サポート	1.27 0.32 0.31	0.45	
制御建屋損傷	制御建屋	構造損傷	—	2.33 0.20 0.15	1.31	
計測・制御系喪失	計装ラック (原子炉系(狭域水位)計装ラック)	機能損傷	重心位置	3.22 0.14 0.25	1.69	

1.2.1-64

第 1. 2. 1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (3/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値 (G)	HCLPF (G)	
				β_r		
				β_u		
計測・制御系喪失	中央制御盤 (A 系原子炉保護系盤)	機能損傷	重心位置	2.65	1.39	
				0.14		
				0.25		
計測・制御系喪失	静止形無停電電源装置	構造損傷	取付ボルト	11.20	6.08	
				0.20		
				0.17		
制御建屋空調系喪失	中央制御室送風機	機能損傷	軸受部及びメカニカルシールケーシング	3.31	1.86	
				0.20		
				0.15		
制御建屋空調系喪失	中央制御室排風機	機能損傷	軸受部	3.76	2.49	
				0.10		
				0.15		
制御建屋空調系喪失	中央制御室グラビティダンパ (中央制御室送風機 (A) 吐出側)	機能損傷	ベーン取付位置	5.87	3.29	
				0.20		
				0.15		
制御建屋空調系喪失	中央制御室換気空調系ダクト	構造損傷	サポート本体	2.29	1.24	
				0.20		
				0.17		
制御建屋空調系喪失	計測制御電源室送風機 (計測制御電源 A 室送風機)	機能損傷	軸受部	3.76	2.49	
				0.10		
				0.15		
制御建屋空調系喪失	計測制御電源室排風機 (計測制御電源 A 室排風機)	機能損傷	軸受部	3.76	2.49	
				0.10		
				0.15		
制御建屋空調系喪失	計測制御電源室空調系ダクト	構造損傷	サポート本体	2.29	1.24	
				0.20		
				0.17		

第 1.2.1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (4/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値(G)	HCLPF (G)	
				β_r		
				β_u		
制御建屋空調系喪失	計測制御電源室グラビティダンパ (計測制御電源(A)室送風機(A)吐出側)	機能損傷	ベーン取付位置	5.87	3.29	
				0.20		
				0.15		
制御建屋空調系喪失	換気空調補機非常用冷却水系サージタンク	構造損傷	基礎ボルト	12.49	6.78	
				0.20		
				0.17		
制御建屋空調系喪失	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機	構造損傷	基礎ボルト	3.28	1.78	
				0.20		
				0.17		
制御建屋空調系喪失	換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ	機能損傷	軸位置	2.88	1.35	
				0.25		
				0.21		
制御建屋空調系喪失	換気空調補機非常用冷却水系配管	構造損傷	配管本体	5.37	2.39	
				0.25		
				0.24		
直流電源喪失	125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2A)	構造損傷	取付ボルト	5.18	2.81	
				0.20		
				0.17		
直流電源喪失	125V 充電器 (125V 充電器 2A)	構造損傷	取付ボルト	7.98	4.33	
				0.20		
				0.17		
直流電源喪失	直流主母線盤 (125V 直流受電パワーセンタ 2A)	機能損傷	重心位置	2.11	0.97	
				0.22		
				0.25		
直流電源喪失	ケーブルトレイ	構造損傷	ケーブルトレイ, サポート	4.31	1.50	
				0.31		
				0.33		
交流電源喪失	ディーゼル機関	機能損傷	機関重心位置	2.40	1.59	
				0.10		
				0.15		

第 1.2.1.a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (5/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値(G)	HCLPF(G)	
				β_r		
				β_u		
交流電源喪失	ディーゼル発電機	機能損傷	軸受部	2.42 0.10 0.15	1.60	
交流電源喪失	燃料移送ポンプ	機能損傷	軸位置	3.49 0.10 0.15	2.31	
交流電源喪失	軽油タンク	構造損傷	基礎ボルト	2.40 0.25 0.25	1.05	
交流電源喪失	燃料移送系配管	構造損傷	配管本体, サポート	3.21 0.32 0.31	1.14	
交流電源喪失	D/G 室非常用送風機 (D/G (A) 室非常用送風機)	構造損傷	電動機取付ボルト	4.35 0.20 0.17	2.36	
交流電源喪失	原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)	機能損傷	軸受部	2.50 0.20 0.15	1.40	
交流電源喪失	原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)	機能損傷	軸受部	2.18 0.10 0.15	1.44	
交流電源喪失	D/G 室グラビティダンパ (D/G(A)室非常用送風機(A)吸込側)	機能損傷	ベーン取付位置	4.44 0.20 0.15	2.49	
交流電源喪失	原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機(A)室送風機(A)吐出側)	機能損傷	ベーン取付位置	4.44 0.20 0.15	2.49	

第 1.2.1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (6/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値 (G)	HCLPF (G)	
				β_r		
				β_u		
交流電源喪失	原子炉補機室換気空調系ダクト	構造損傷	サポート本体	2.29 0.20 0.17	1.24	
交流電源喪失	非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)	機能損傷	重心位置	4.32 0.22 0.25	1.99	
交流電源喪失	非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)	構造損傷	取付ボルト	6.85 0.20 0.17	3.72	
交流電源喪失	非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)	機能損傷	重心位置	3.34 0.22 0.25	1.54	
交流電源喪失	非常用モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2D-5)	機能損傷	重心位置	2.91 0.14 0.25	1.53	
交流電源喪失	原子炉補機冷却水系熱交換器	構造損傷	胴板	3.84 0.20 0.17	2.09	
交流電源喪失	原子炉補機冷却水サージタンク	構造損傷	基礎ボルト	4.37 0.20 0.17	2.37	
交流電源喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	機能損傷	軸位置	3.83 0.10 0.15	2.54	
交流電源喪失	原子炉補機冷却系弁	機能損傷	駆動部	2.96 0.25 0.24	1.32	

第 1.2.1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (7/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値(G)	HCLPF(G)	
				β_r		
				β_u		
交流電源喪失	原子炉補機冷却水系配管	構造損傷	サポート本体	4.10	1.80	
				0.25		
				0.25		
交流電源喪失	RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	機能損傷	軸受部	3.83	2.54	
				0.10		
				0.15		
交流電源喪失	原子炉補機冷却海水ポンプ	機能損傷	コラム先端部	2.90	1.29	
				0.25		
				0.24		
交流電源喪失	原子炉補機冷却海水系ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	22.49	12.21	
				0.20		
				0.17		
交流電源喪失	原子炉補機冷却海水系弁	機能損傷	駆動部	3.90	1.68	
				0.26		
				0.25		
交流電源喪失	原子炉補機冷却海水系配管	構造損傷	サポート本体	4.29	1.47	
				0.33		
				0.32		
交流電源喪失	残留熱除去系熱交換器	構造損傷	基礎ボルト	2.54	1.38	
				0.20		
				0.17		
交流電源喪失	原子炉建屋(オペフロ上)	構造損傷	—	2.41	1.43	
				0.17		
				0.15		
スクラム失敗	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	構造損傷	スプライスプレート	5.09	2.55	
				0.20		
				0.22		

第 1.2.1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (8/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値 (G)	HCLPF (G)	
				β_r		
				β_u		
スクラム失敗	炉内構造物 (シュラウドヘッド)	構造損傷	シュラウドヘッド	2.82 0.22 0.23	1.34	
スクラム失敗	炉心支持構造物 (炉心支持板)	構造損傷	支持板	3.44 0.20 0.22	1.72	
スクラム失敗	制御棒関連機器 (制御棒挿入性)	機能損傷	燃料集合体	3.69 0.26 0.22	1.67	
スクラム失敗	水圧制御ユニット	構造損傷	取付ボルト	3.75 0.20 0.17	2.04	
スクラム失敗	制御棒駆動水圧系配管	構造損傷	配管本体	6.88 0.27 0.26	2.87	
S/R 弁開放	主蒸気逃がし安全弁	機能損傷	駆動部	1.86 0.26 0.25	0.80	
RCIC	原子炉隔離時冷却系ポンプ	機能損傷	軸位置	3.76 0.10 0.15	2.49	
RCIC	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	構造損傷	基礎ボルト	3.47 0.20 0.17	1.88	
RCIC	原子炉隔離時冷却系弁	機能損傷	駆動部	6.41 0.19 0.25	3.10	

第 1.2.1.a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (9/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値 (G)	HCLPF (G)	
				β_r		
				β_u		
RCIC	原子炉隔離時冷却系配管	構造損傷	サポート本体	6.34	2.24	
				0.32		
				0.31		
RCIC	復水給水系配管	構造損傷	サポート本体	8.17	2.80	
				0.33		
				0.32		
HPCS	高圧炉心スプレイ系ポンプ	機能損傷	インペラ上部軸受	3.27	1.84	
				0.20		
				0.15		
HPCS	高圧炉心スプレイ系配管	構造損傷	サポート本体	4.50	1.54	
				0.33		
				0.32		
HPCS	高圧炉心スプレイ系弁	機能損傷	駆動部	2.71	1.17	
				0.26		
				0.25		
HPCS	HPCS ポンプ室空調機	機能損傷	軸受部	3.68	2.44	
				0.10		
				0.15		
HPCS	HPCS ポンプ室空調機ダクト	構造損傷	サポート本体	2.29	1.24	
				0.20		
				0.17		
HPCS	HPCS 系ディーゼル機関	構造損傷	基礎ボルト	2.70	1.47	
				0.20		
				0.17		
HPCS	HPCS 系ディーゼル発電機	機能損傷	軸受部	2.37	1.57	
				0.10		
				0.15		

1.2.1-71

第 1. 2. 1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (10/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値(G)	HCLPF(G)	
				β_r		
				β_u		
HPCS	燃料移送ポンプ	機能損傷	軸位置	3.49	2.31	
				0.10		
				0.15		
HPCS	燃料移送系配管	構造損傷	配管本体, サポート	3.21	1.14	
				0.32		
				0.31		
HPCS	D/G(HPCS)室非常用送風機	構造損傷	電動機取付ボルト	4.35	2.36	
				0.20		
				0.17		
HPCS	原子炉補機(HPCS)室送風機	機能損傷	軸受部	2.50	1.40	
				0.20		
				0.15		
HPCS	原子炉補機(HPCS)室排風機	機能損傷	軸受部	2.50	1.40	
				0.20		
				0.15		
HPCS	D/G(HPCS)室グラビティダンパ (D/G(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	機能損傷	ベーン取付位置	4.44	2.49	
				0.20		
				0.15		
HPCS	原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ (原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	機能損傷	ベーン取付位置	4.44	2.49	
				0.20		
				0.15		
HPCS	原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	構造損傷	サポート本体	2.29	1.24	
				0.20		
				0.17		
HPCS	H系125V蓄電池 (125V蓄電池2H)	構造損傷	取付ボルト	6.33	3.44	
				0.20		
				0.17		

第 1. 2. 1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (11/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値(G)	HCLPF(G)	
				β_r		
				β_u		
HPCS	H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)	構造損傷	取付ボルト	6.31	3.43	
				0.20		
				0.17		
HPCS	H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))	機能損傷	重心位置	2.11	0.97	
				0.22		
				0.25		
HPCS	H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)	機能損傷	重心位置	4.32	1.99	
				0.22		
				0.25		
HPCS	H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)	機能損傷	重心位置	2.91	1.53	
				0.14		
				0.25		
HPCS	H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)	構造損傷	取付ボルト	12.71	6.90	
				0.20		
				0.17		
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	機能損傷	軸位置	3.83	2.54	
				0.10		
				0.15		
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	構造損傷	胴板	6.72	3.65	
				0.20		
				0.17		
HPCS	高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	構造損傷	基礎ボルト	7.34	3.99	
				0.20		
				0.17		

第 1.2.1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (12/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値 (G)	HCLPF (G)	
				β_r		
				β_u		
HPCS	高压炉心スプレイ補機冷却水系配管	構造損傷	サポート本体	4.46 0.25 0.24	1.99	
HPCS	高压炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	機能損傷	コラム先端部	2.40 0.10 0.15	1.59	
HPCS	高压炉心スプレイ補機冷却海水系配管	構造損傷	配管本体	4.20 0.26 0.25	1.81	
HPCS	高压炉心スプレイ補機冷却海水系ストレ ーナ(高压炉心スプレイ補機冷却海水系ストレ ーナ(A))	構造損傷	配管本体	4.20 0.26 0.25	1.81	
HPCS	高压炉心スプレイ補機冷却海水系弁	機能損傷	駆動部	3.51 0.25 0.24	1.56	
減圧	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュ ムレータ	構造損傷	ラグ	4.43 0.20 0.16	2.45	
LPCS	低压炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	機能損傷	軸受部	3.56 0.20 0.15	2.00	
LPCS	低压炉心スプレイ系配管	構造損傷	サポート本体	5.81 0.33 0.32	1.99	
LPCS	低压炉心スプレイ系弁	機能損傷	駆動部	2.08 0.26 0.25	0.90	
LPCS	LPCS ポンプ室空調機	機能損傷	軸受部	3.68 0.10 0.15	2.44	

1.2.1-74

第 1.2.1. a-4 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (13/13)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称 ※()内は代表評価機器を示す	損傷モード	評価部位	女川 2 号炉		備考
				中央値(G)	HCLPF(G)	
				β_r		
				β_u		
LPCS	LPCS ポンプ室空調機ダクト	構造損傷	サポート本体	2.29 0.20 0.17	1.24	
LPCI, RHR	残留熱除去系ポンプ	機能損傷	インペラ上部軸受	3.15 0.20 0.15	1.77	
LPCI, RHR	残留熱除去系配管	構造損傷	配管本体	4.24 0.25 0.25	1.86	
LPCI, RHR	残留熱除去系弁	機能損傷	駆動部	3.97 0.25 0.24	1.77	
LPCI, RHR	RHR ポンプ室空調機 (RHR ポンプ A 室空調機)	機能損傷	軸受部	3.83 0.10 0.15	2.54	

第1.2.1.b-1表 敷地周辺の活断層諸元

No	断層名	断層長さ (km)	M ^{※1}	活動度 ^{※2}
1	F-2断層・F-4断層	27.8	7.2	C級
2	F-5断層	11.2	6.7	C級
3	F-6断層～F-9断層	22	7.1	C級
4	F-12断層～F-14断層	24.2	7.1	C級
5	f-13断層	3.3	6.7	C級
6	f-14断層	5.1	6.7	C級
7	f-15断層	3.7	6.7	C級
8	F-15断層・F-16断層	38.7	7.5	C級
9	網地島南西沖で1測線のみで認められる断層	-	6.7	C級
10	加護坊山-籠岳山断層	17	6.9	C級
11	旭山撓曲・須江断層	16	6.8	C級
12	2003年宮城県中部の地震南部セグメント断層	12	6.7	C級
13	長町-利府線断層帯	40	7.5	0.5-0.7
14	北上低地西縁断層帯	62	7.8	0.2-0.4
15	山形盆地断層帯	60	7.8	1
16	福島盆地西縁断層帯	57	7.8	0.7-0.9
17	双葉断層	40	7.5	0.15
18	鬼首断層	6	6.7	B級
19	愛子断層	2	6.7	B級
20	作並屋敷平	9	6.7	C級
21	遠刈田断層	7	6.7	C級
22	鶴巻田断層	4	6.7	B級
23	尾花沢断層	2	6.7	B級
24	楯岡断層	1.5	6.7	B級
25	新山寺境ノ目	2	6.7	B級
26	田沢一里断層	5	6.7	B級

※1 松田 (1975) 等により算定

※2 [新編]日本の活断層および地質調査結果等に基づき設定

第1.2.1.b-2表 ロジックツリーの分岐および重み付けの考え方

項目		分岐	重み	重み付けの考え方
領域震源 プレート間地震*	地震規模	M8.4	1/8	地震本部（2013）および過去に発生した地震を踏まえ設定した。
		M8.0	7/8	
	地震性	地震性	1/2	東北地方太平洋沖地震の余震の発生様式を考慮し設定した。
		非地震性	1/2	
領域震源 プレート内地震	地震規模	M8.2	1/5	地震本部（2013）および過去に発生した地震を踏まえ設定した。
		M7.5	4/5	
	ばらつき	0.45	1/2	池浦・野田（2005）に基づき設定した。
		0.40	1/2	
特定地震 内陸地殻内地震	ばらつき	0.45	1/2	池浦・野田（2005）に基づき設定した。
		0.40	1/2	
領域震源 内陸地殻内地震	地震規模	M7.3	1/3	地震本部（2013）に基づき設定した。
		M6.8	2/3	
	ばらつき	0.45	1/2	池浦・野田（2005）に基づき設定した。
		0.40	1/2	

※宮城県沖で発生する地震は、特定地震と領域震源に重みを等配分としている

第1.2.1.c-1-1表 考慮する不確かさ要因の例

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

第1.2.1.c-1-2表 損傷限界点の現実的な値 (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1.2.1.c-1-3表 コンクリートの材料物性値 (設計値)

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

第1.2.1.c-1-4表 原子炉建屋周辺の地盤物性値

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

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

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

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

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

注記* 2 : Rayleigh 減衰 3%(4Hz, 12Hz) とする。

注記* 3 : 表層地盤①は以下により非線形特性を設定する。

$G/G_0 - \gamma$ 関係

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

ここで, $\gamma_m = \tau_m/G_0$

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

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

$$\phi = 33.9^\circ$$

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

$h - \gamma$ 関係

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

第1.2.1.c-1-5表 現実的な物性値の評価方法

物性値	地盤材料定数	構造材料定数	
	地盤の せん断波速度 V_s	コンクリート 強度 F_c	コンクリート の減衰定数 h
現実的な物性値 の評価方法	平均値 : 設計値 変動係数 : 0.10	平均値 : 1.6 × 設計基準強度 変動係数 : 0.13	平均値 : 5% 変動係数 : 0.25

第 1.2.1.c-2-1 表 不確かさの要因整理表

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

第 1.2.1.c-2-2 表 建屋の応答係数 (1/2)

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

※ スペクトル形状係数は、建屋または機器の固有周期により個別に算定する

第 1.2.1.c-2-2 表 建屋の応答係数 (2 / 2)

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

※ スペクトル形状係数は、建屋または機器の固有周期により個別に算定する

第 1. 2. 1. d-1 表 炉心損傷シーケンスグループ

炉心損傷シーケンスの特徴	シーケンスグループ
大・中・小 LOCA を包絡する ECCS 容量を超える LOCA	ELOCA
高圧・低圧注水失敗	TQUV
高圧注水・減圧失敗	TQUX
全交流動力電源喪失	
D/G2 台及び HPCS-D/G 機能喪失, 及びバッテリー枯渇に伴う RCIC 機能喪失	長期 TB
バッテリーの故障により D/G2 台及び HPCS-D/G の起動に失敗	TBD
D/G2 台及び HPCS が機能喪失し, さらに RCIC も機能喪失し炉心損傷	TBU
D/G2 台及び HPCS が機能喪失し, SRV 再閉鎖失敗による RCIC 機能喪失	TBP
崩壊熱除去機能喪失	TW
原子炉停止機能喪失	TC
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	ISLOCA
制御建屋空調系設備喪失に伴い中央制御盤及び計測制御電源機能喪失	制御建屋空調系喪失
計測・制御系機能喪失	計測・制御系喪失
制御建屋損傷	制御建屋損傷
原子炉圧力容器損傷	圧力容器損傷
原子炉格納容器損傷	格納容器損傷
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷

第 1. 2. 1. d-2 表 起因事象発生前の人的過誤確率

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

第1. 2. 1. d-3表 起因事象発生後の人的過誤確率

起因事象発生後の人的過誤	ストレス ファクタ	余裕時間	過誤確率 (平均値)	EF
高圧 ECCS 作動後の水位制御操作		30 分	1. 5E-02	9
RCIC 水源切替操作		30 分	1. 7E-02	8
高圧 ECCS 自動起動失敗後の手動 バックアップ操作		30 分	1. 5E-02	9
ADS・低圧 ECCS 自動起動失敗後の手 動バックアップ操作		30 分	1. 3E-01	10
原子炉注水後の RHR による格納容器 除熱操作		35 時間	5. 4E-05	10
DG・DG ファンの自動起動失敗後の手 動バックアップ操作		30 分	1. 5E-02	9

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 1. 2. 1. d-4 表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
外部電源喪失	8. 5E-06	42. 6	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+S/R 弁機能喪失 外部電源喪失+RHR ランダム故障 外部電源喪失+RCIC ランダム故障+HPCS ランダム故障+減圧ランダム失敗
全交流動力電源喪失	7. 1E-06	35. 8	<ul style="list-style-type: none"> 交流電源・補機冷却系ランダム故障+RCIC 注水成功 軽油タンク損傷+RCIC 注水成功 燃料移送系配管損傷+RCIC 注水成功
直流電源喪失	1. 7E-06	8. 7	<ul style="list-style-type: none"> 直流主母線盤機能喪失
制御建屋空調系喪失	7. 9E-07	4. 0	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系ダクト損傷
ELOCA	5. 9E-07	2. 9	<ul style="list-style-type: none"> RPV ノズル損傷
格納容器損傷	2. 9E-07	1. 5	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スタビライザ損傷
制御建屋損傷	2. 9E-07	1. 5	<ul style="list-style-type: none"> 制御建屋損傷
計測・制御系喪失	2. 3E-07	1. 1	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御盤機能喪失
隔離失敗	7. 6E-08	0. 4	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材浄化系弁機能喪失+耐震重要度 B クラス配管
圧力容器損傷	3. 0E-07	1. 5	<ul style="list-style-type: none"> 圧力容器支持構造物損傷
原子炉建屋損傷	2. 0E-08	0. 1	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷
合計	2. 0E-05	100. 0*	

注*：四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100. 0 とならないことがある。

第 1. 2. 1. d-5 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

炉心損傷シーケンス グループ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
原子炉建屋損傷	2. 0E-08	0. 1	・原子炉建屋損傷
格納容器損傷	2. 9E-07	1. 5	・原子炉格納容器スタビライザ損傷
圧力容器損傷	3. 0E-07	1. 5	・圧力容器支持構造物損傷
制御建屋損傷	2. 9E-07	1. 5	・制御建屋損傷
計測・制御系喪失	2. 3E-07	1. 1	・中央制御盤機能喪失
制御建屋空調系喪失	7. 9E-07	4. 0	・中央制御室換気空調系ダクト損傷
TQUV	4. 3E-08	0. 2	・外部電源喪失+原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン機能喪失+H系直流主母線 盤機能喪失+低圧炉心スプレイ系弁機能 喪失+残留熱除去系ポンプ機能喪失
TQUX	6. 9E-07	3. 5	・外部電源喪失+RCIC ランダム故障+HPCS ランダム故障+ランダム要因により減圧 失敗
長期 TB	5. 9E-06	29. 3	・交流電源・補機冷却系ランダム故障+RCIC 注水成功 ・軽油タンク損傷+RCIC 注水成功 ・燃料移送系配管損傷+RCIC 注水成功
TBU	2. 2E-07	1. 1	・交流電源・補機冷却系ランダム故障+RCIC ランダム故障
TBP	2. 0E-08	0. 1	・交流電源・補機冷却系ランダム故障+ラン ダム要因により主蒸気逃がし安全弁再閉 鎖失敗
TBD	1. 7E-06	8. 7	・直流主母線盤機能喪失
TW	8. 7E-07	4. 4	・外部電源喪失+RCIC 注水成功+RHR ランダ ム故障
TC	5. 5E-07	2. 8	・外部電源喪失+炉内構造物損傷
ELOCA	8. 0E-06	40. 0	・外部電源喪失+主蒸気逃がし安全弁機能喪 失
格納容器バイパス (ISLOCA)	7. 6E-08	0. 4	・CUW 入口ライン隔離弁機能喪失+耐震重要 度 B クラス配管
合計	2. 0E-05	100. 0*	

注*：四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100. 0 とならないことがある。

第 1.2.1. d-6 表 地震加速度区分別炉心損傷頻度

地震加速度区間	地震発生頻度 (/年/G)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
0.0 G-0.2 G	1.7E+00	5.3E-07	2.7
0.2 G-0.4 G	5.3E-02	2.9E-06	14.5
0.4 G-0.6 G	2.6E-02	3.3E-06	16.4
0.6 G-0.8 G	6.7E-03	6.6E-06	33.2
0.8 G-1.0 G	2.4E-04	1.5E-06	7.4
1.0 G-1.2 G	4.7E-05	1.4E-06	7.0
1.2 G-1.4 G	1.7E-05	1.4E-06	7.1
1.4 G-1.6 G	7.4E-06	1.1E-06	5.5
1.6 G-1.8 G	3.4E-06	6.4E-07	3.2
1.8 G-2.0 G	1.6E-06	3.2E-07	1.6
2.0 G-3.0 G	2.9E-07	2.9E-07	1.5
合計		2.0E-05	100.0*

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

第 1.2.1. d-7 表 重要度解析結果 (FV 重要度, 10 位までの基事象)

順位		FV 重要度	HCLPF (G)
1	主蒸気逃がし安全弁機能喪失	0.38	0.80
2	交流電源・補機冷却系ランダム故障	0.21	-
3	直流主母線盤機能喪失	0.068	0.97
4	RCIC ランダム故障	0.050	-
5	RHR ランダム故障	0.046	-
6	減圧ランダム失敗	0.043	-
7	HPCS ランダム故障	0.043	-
8	軽油タンク損傷	0.039	1.05
9	燃料移送系配管	0.038	1.14
10	RPV ノズル損傷	0.0069	1.26

第 1.2.1. d-8 表 不確かさ解析結果

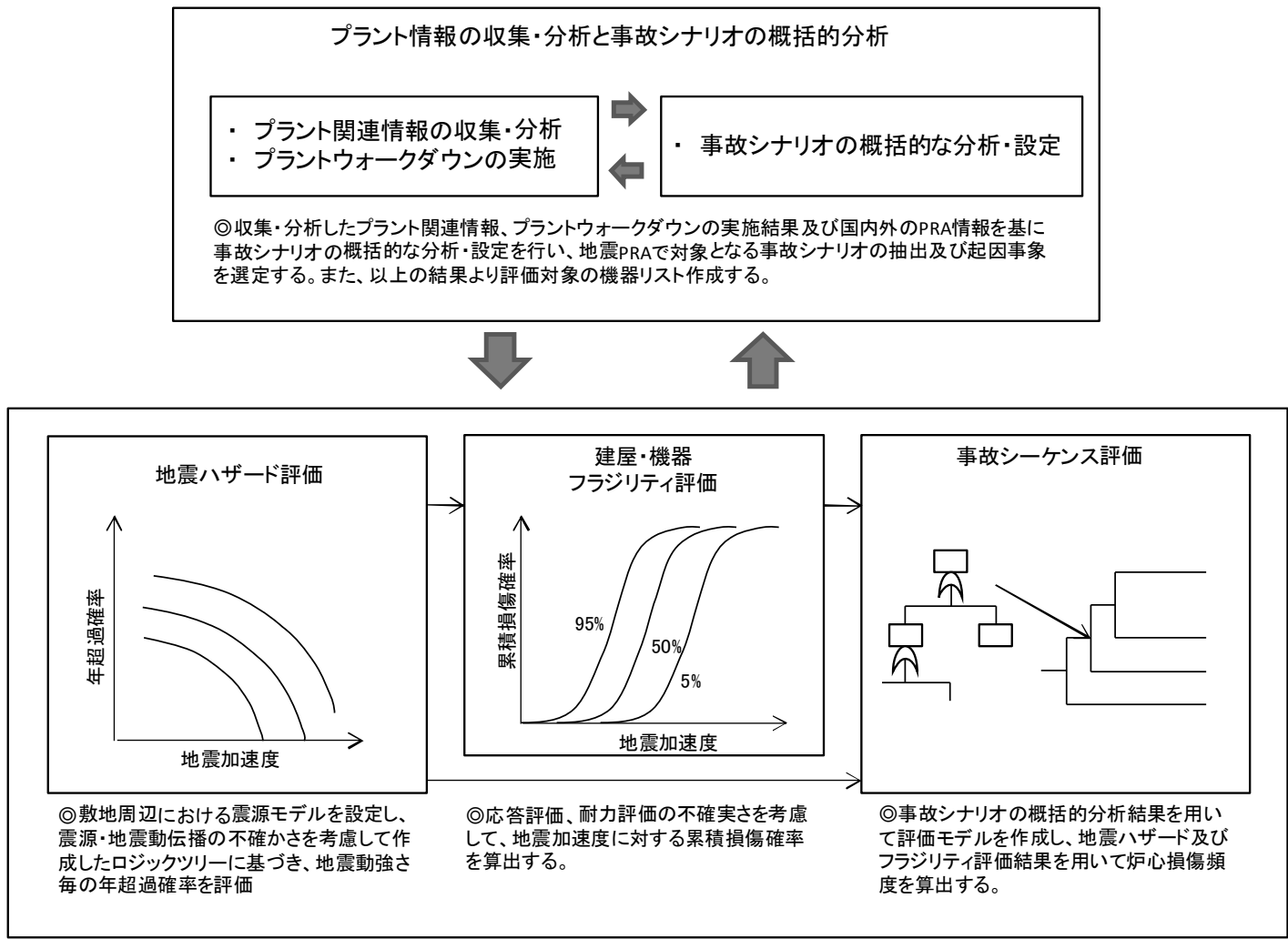
炉心損傷シーケンス	平均値 (/炉年) /EF	95%上限値 (/炉年)	中央値 (/炉年)	5%下限値 (/炉年)
原子炉建屋損傷	1.3E-08	5.4E-08	6.8E-10	1.7E-11
格納容器損傷	2.2E-07	8.3E-07	2.2E-08	1.1E-09
圧力容器損傷	2.2E-07	8.4E-07	2.0E-08	5.4E-10
制御建屋損傷	2.0E-07	8.5E-07	2.6E-08	9.1E-10
計測・制御系喪失	1.6E-07	5.5E-07	3.6E-09	1.3E-12
制御建屋空調系喪失	5.7E-07	2.2E-06	1.3E-07	1.4E-08
TQUV	1.9E-08	1.0E-07	6.1E-11	1.7E-12
TQUX	6.3E-07	2.0E-06	2.4E-07	1.4E-08
長期 TB	5.6E-06	1.1E-05	7.3E-06	2.9E-06
TBU	1.7E-07	5.1E-07	1.1E-07	1.7E-08
TBP	1.8E-08	5.2E-08	5.1E-09	3.2E-10
TBD	1.4E-06	4.4E-06	1.9E-07	5.2E-09
TW	8.5E-07	2.4E-06	7.7E-07	1.4E-07
TC	3.6E-07	1.5E-06	3.0E-08	1.8E-09
ELOCA	7.5E-06	2.5E-05	1.4E-06	2.5E-08
ISLOCA	5.8E-08	2.0E-07	1.5E-08	3.8E-10
合計	1.8E-05 / 4.1	5.3E-05	1.0E-05	3.1E-06

第 1.2.1. d-9 表 相関仮定に係る感度解析結果

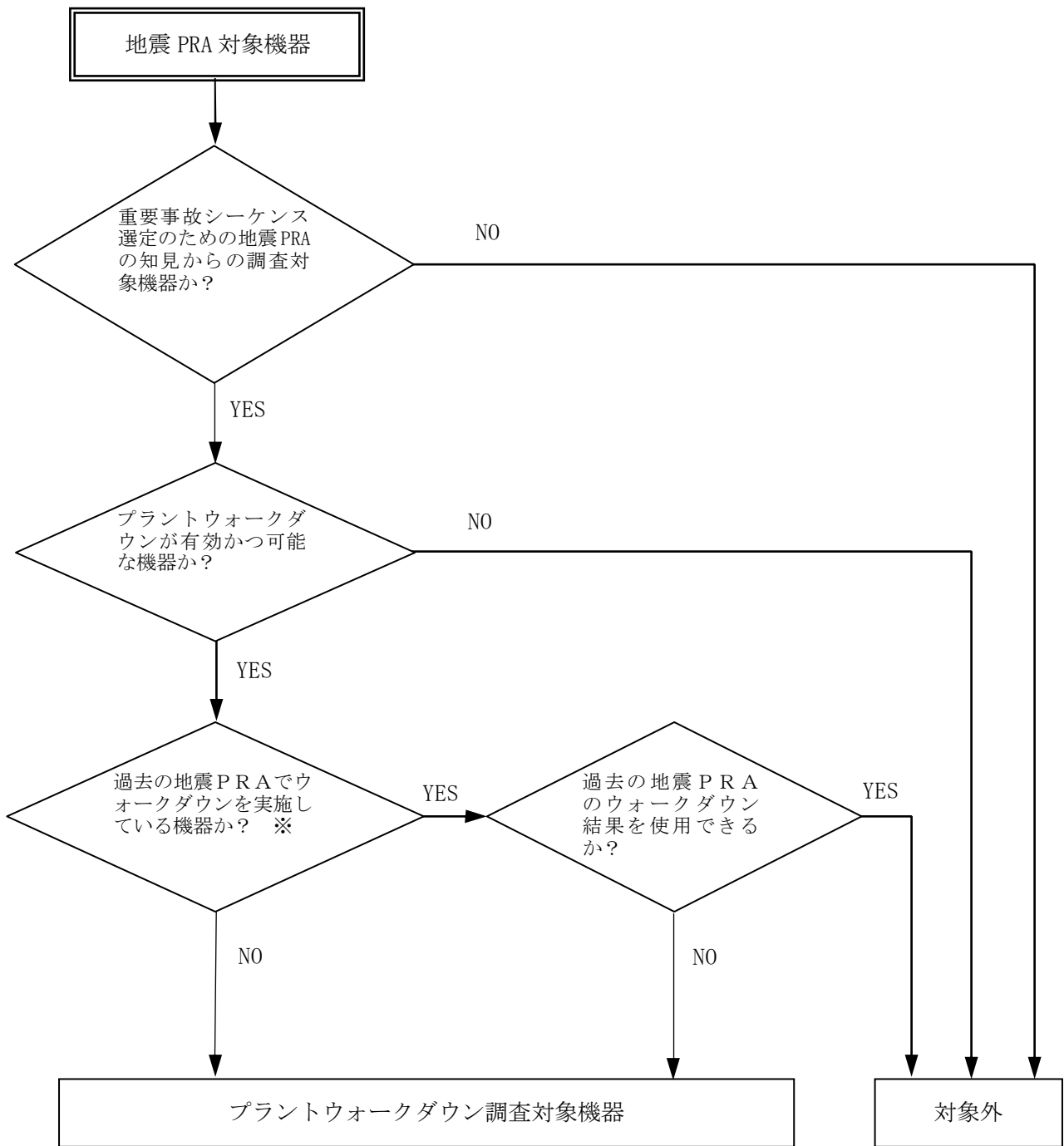
炉心損傷シーケンス	CDF(／炉年)		感度解析/ ベースケース
	完全相関 (ベースケース)	完全独立 (感度解析)	
長期 TB	5.9E-6	4.6E-6	0.78
TBU	2.2E-7	1.9E-7	0.85
TBP	2.0E-8	1.6E-8	0.80
TBD	1.7E-6	3.0E-7	0.18
全 CDF	2.0E-5	1.7E-5	0.86

第 1.2.1. d-10 表 機器フラジリティに係る感度解析結果

炉心損傷シーケンス	CDF(／炉年)		感度解析/ ベースケース
	HCLPF 変更無し (ベースケース)	HCLPF 1.1(G)に変更 (感度解析)	
ELOCA	8.0E-6	1.5E-6	0.18
TBD	1.7E-6	7.3E-7	0.42
全 CDF	2.0E-5	1.2E-5	0.60



第 1.2.1-1 図 地震 PRA 評価フロー



※ ウォークダウンの結果は過去の結果と合わせてまとめる

第1.2.1. a-1図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー

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

<注記>

- 評価 A … 問題なし
- 評価 B … 詳細な検討評価を要する
- 評価 C … 耐震性に問題がある

女川原子力発電所 2号機

ウォークダウン・チェックシート (メモ用)

点検対象機器名 : 460V 原子炉建屋 MCC 2D-4

機器番号 : R24-P111

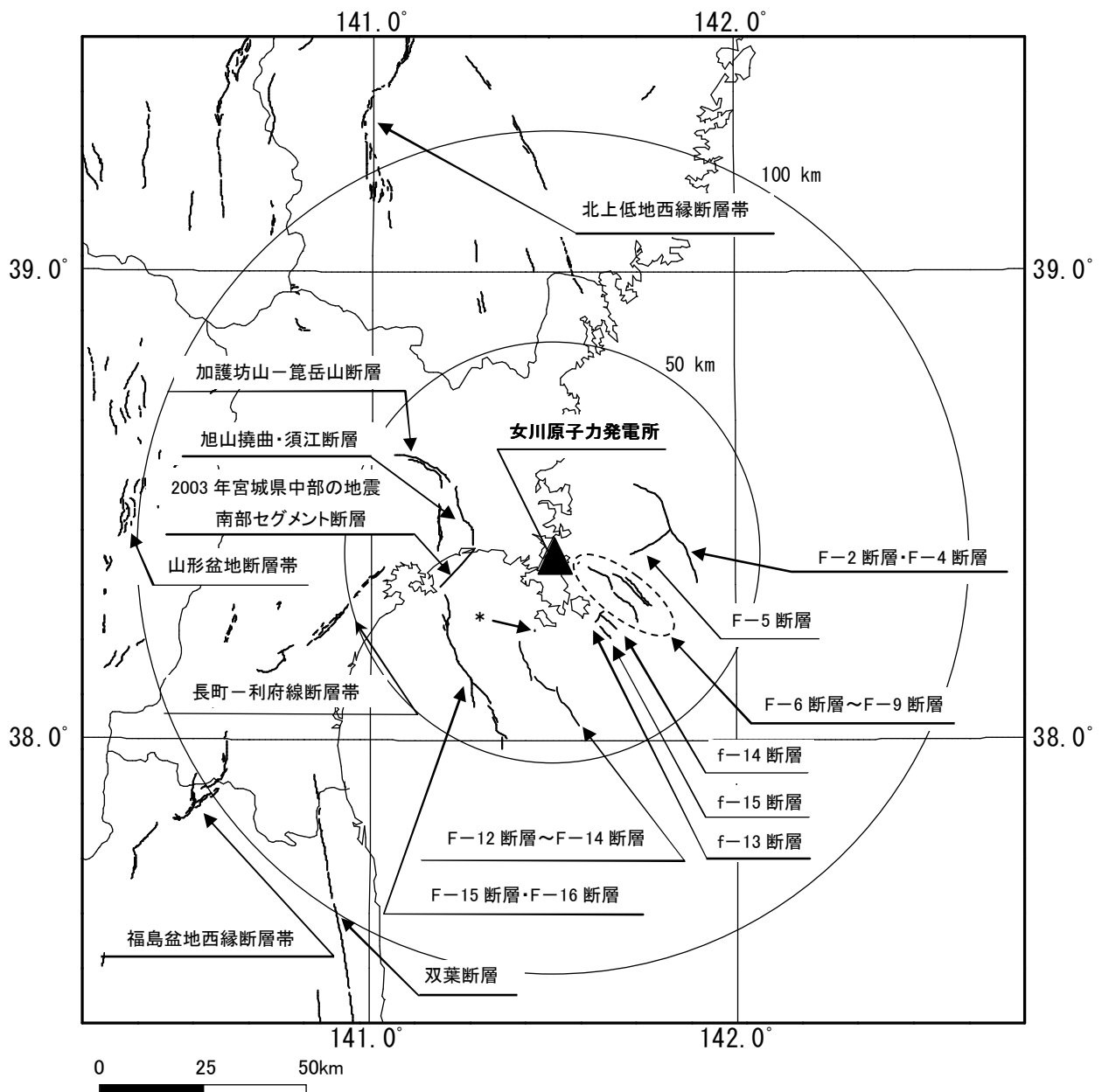
設置場所

製造者 : 東芝

現場点検概略図・写真



第 1.2.1. a-2 図 プラントウォークダウン調査機器のチェックリスト (2/2)



* : 一測線のみで認められる断層
 活断層は、敷地調査結果及び「[新編]日本の活断層」等による。

第 1. 2. 1. b-1 図 敷地周辺の主な活断層分布

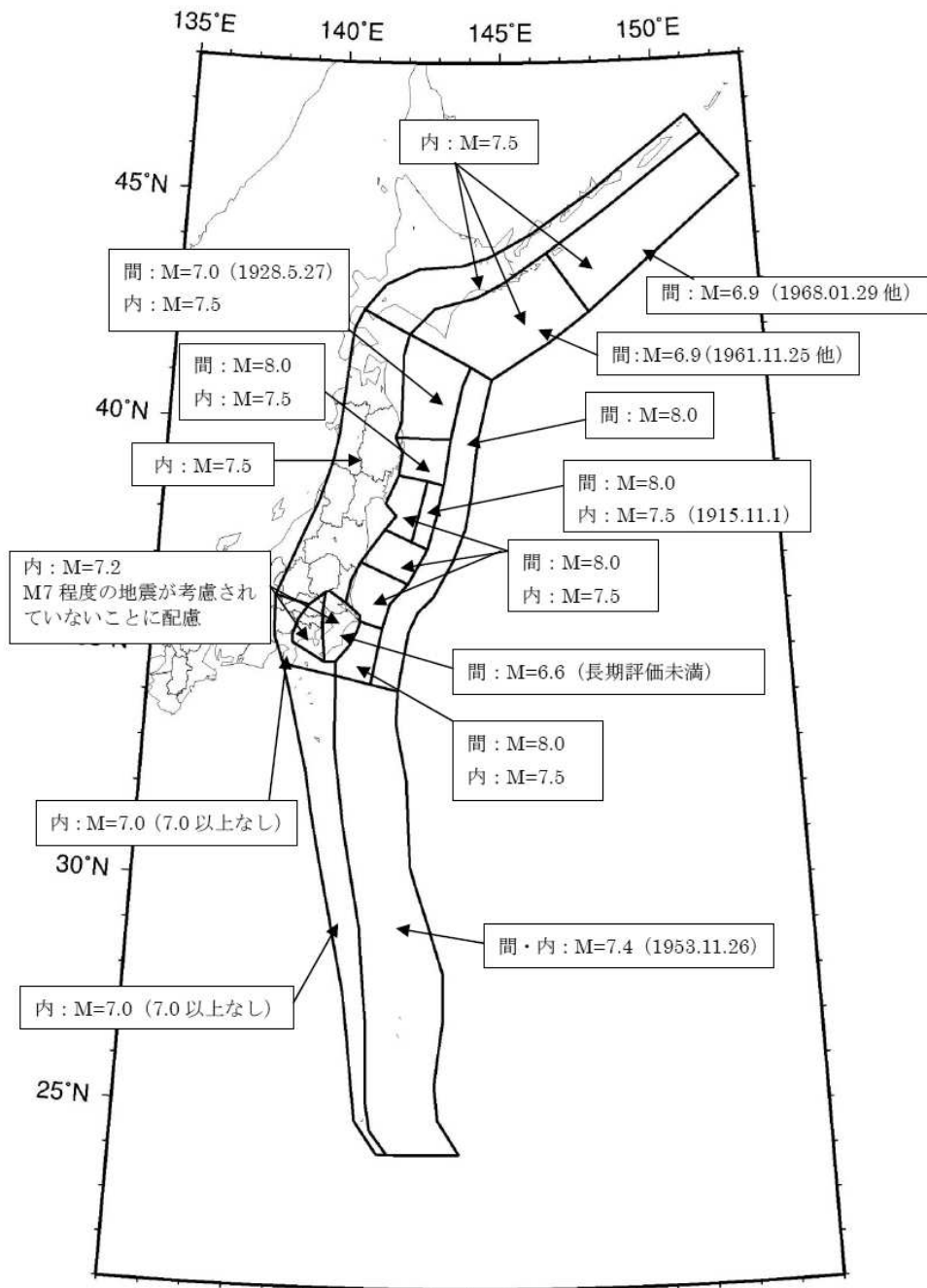
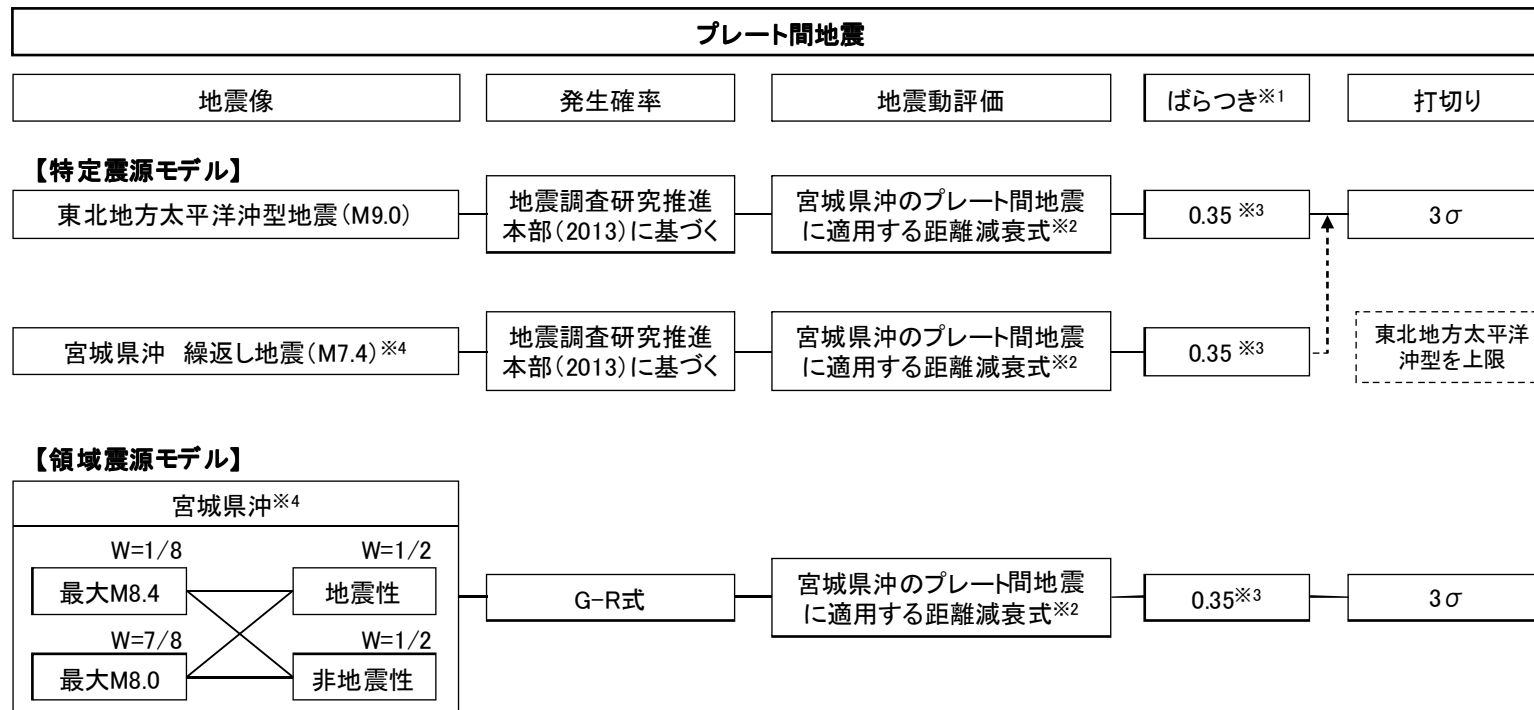


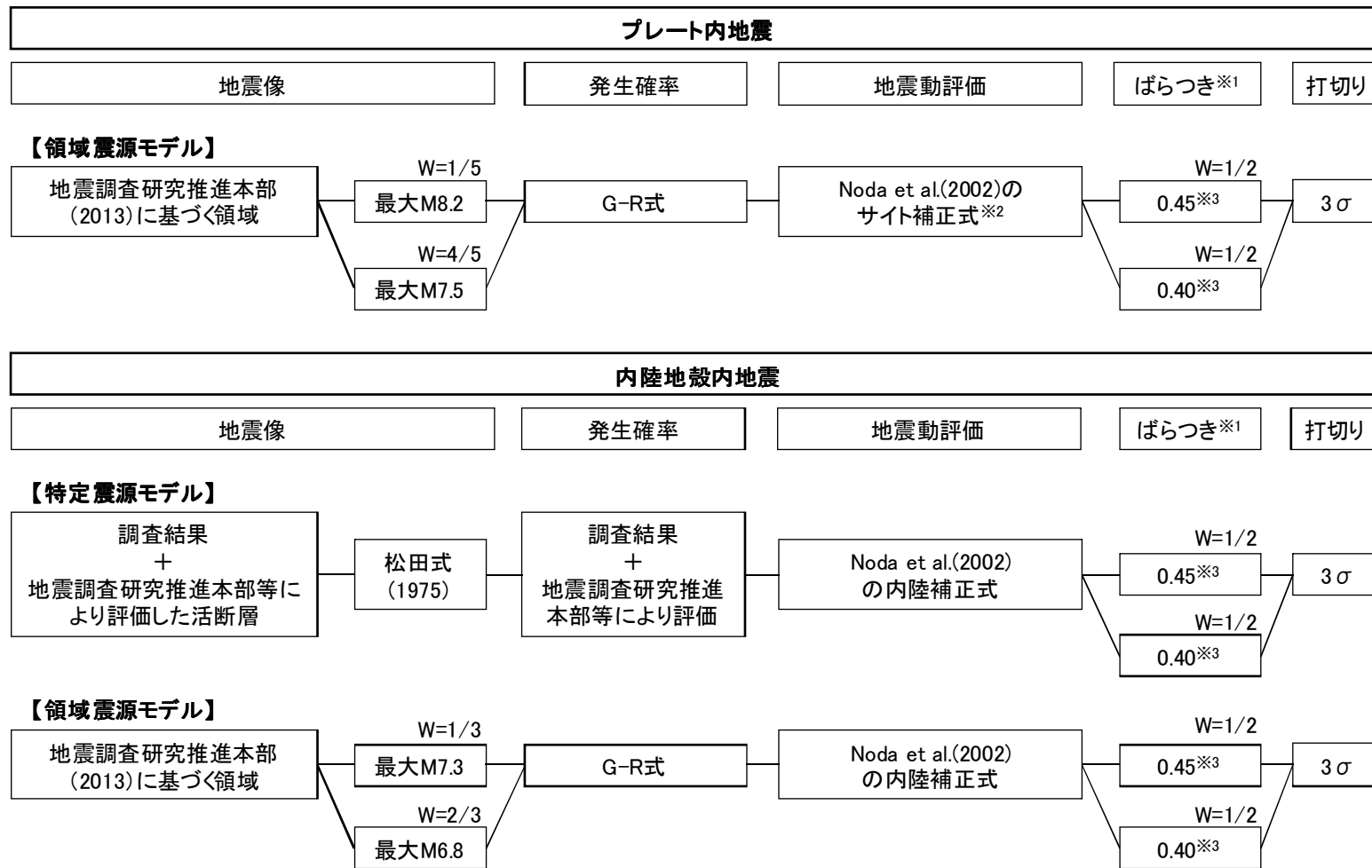
図 3.1.3-1 領域ごとの地震の最大マグニチュード (従来モデル)
 (図中の「間」はプレート間地震を、「内」はプレート内地震を示す)

第1.2.1.b-2図 地震調査研究推進本部 (2013) による領域区分



- ※1 ばらつきは、自然対数標準偏差で表記
- ※2 敷地における観測記録を用いて短周期レベルを考慮した距離減衰式
- ※3 森川ほか(2006)※6に基づき設定
- ※4 宮城県沖で発生する地震については、特定地震と領域震源に重みを等配分としている。

第1.2.1.b-3図(1) ロジックツリー (プレート間地震)

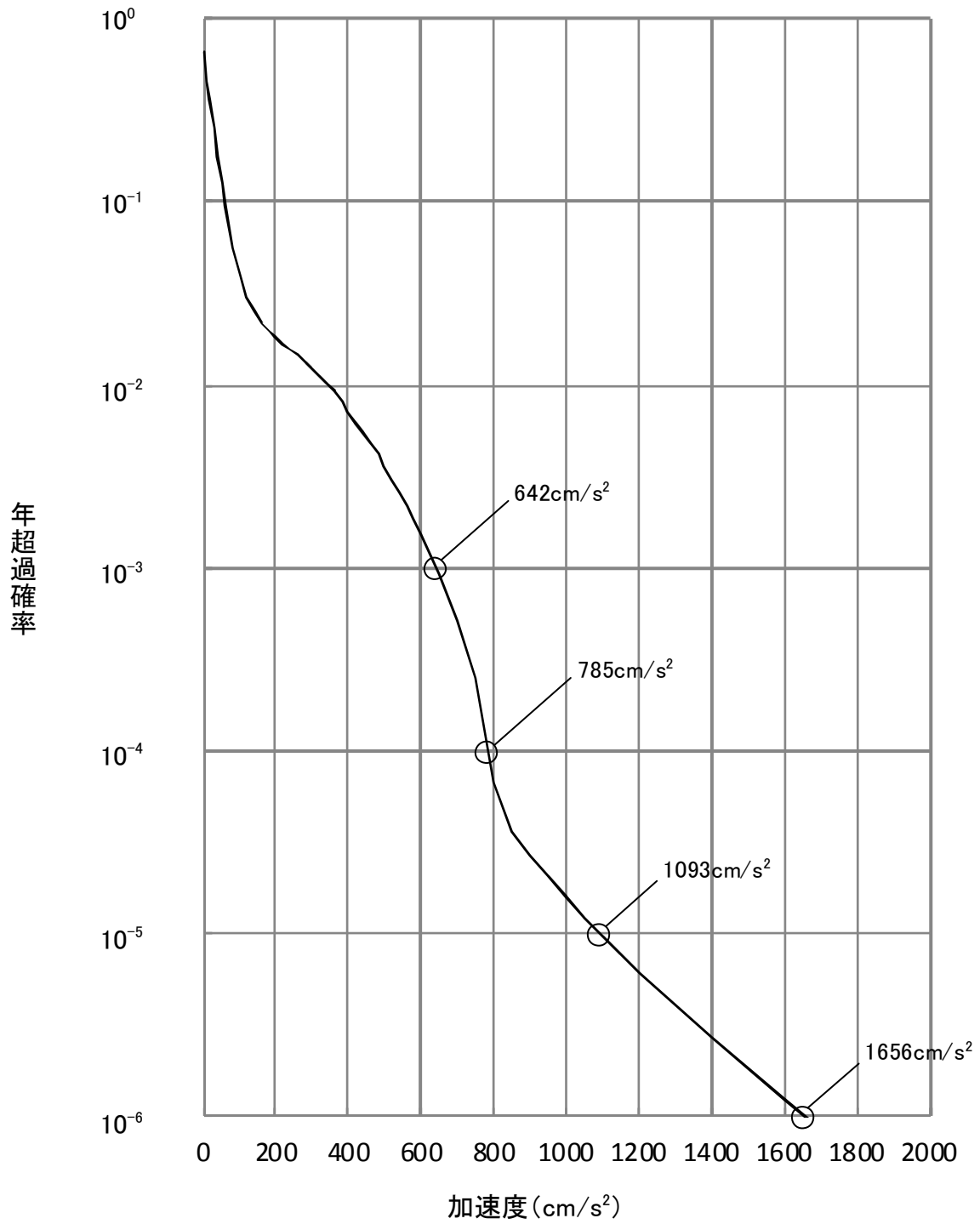


※1 ばらつきは、自然対数標準偏差で表記

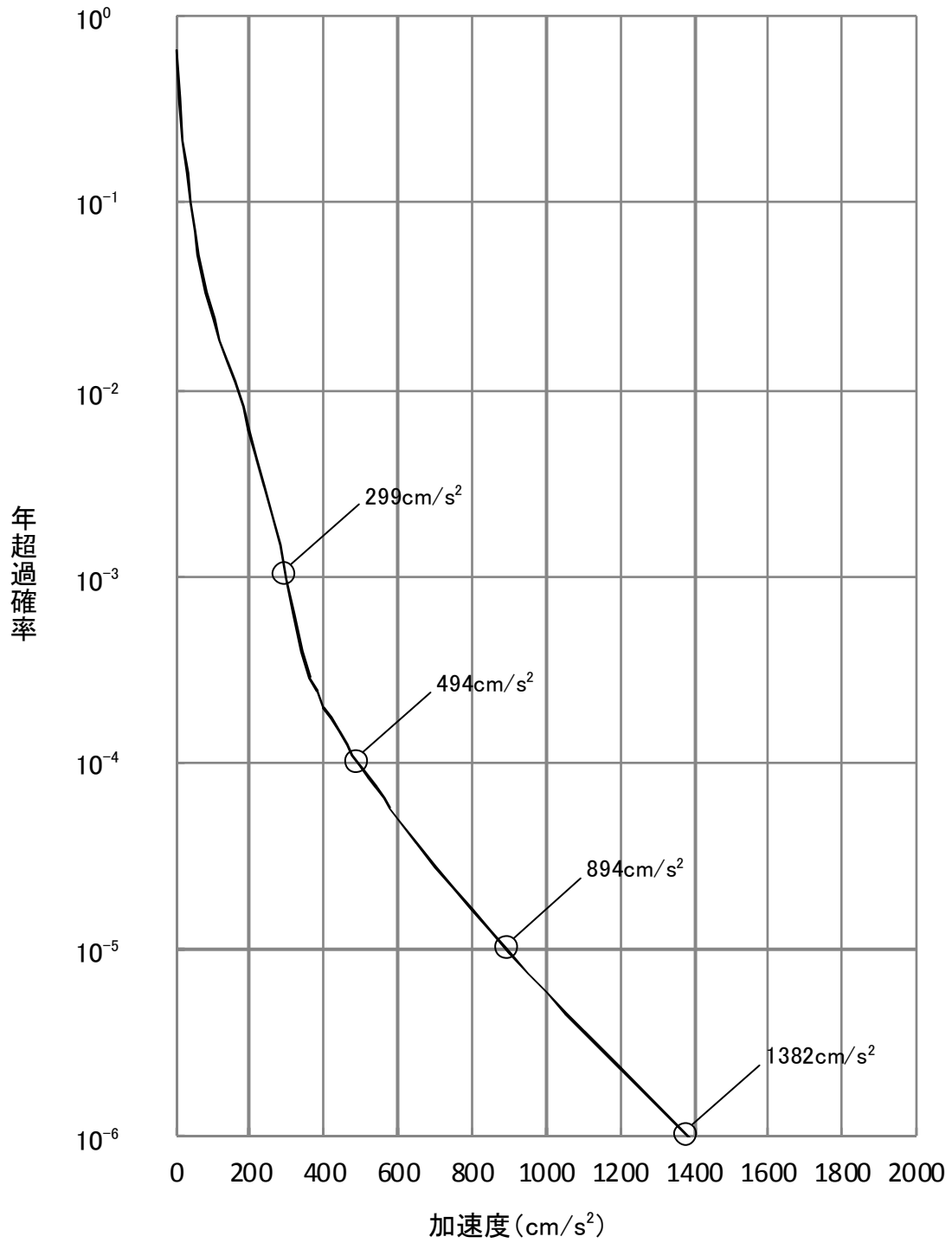
※2 解放基盤表面の Noda et al.(2002) に対する岩盤上部の観測記録の応答スペクトル比により評価

※3 池浦・野田(2005)^{*7}に基づき設定

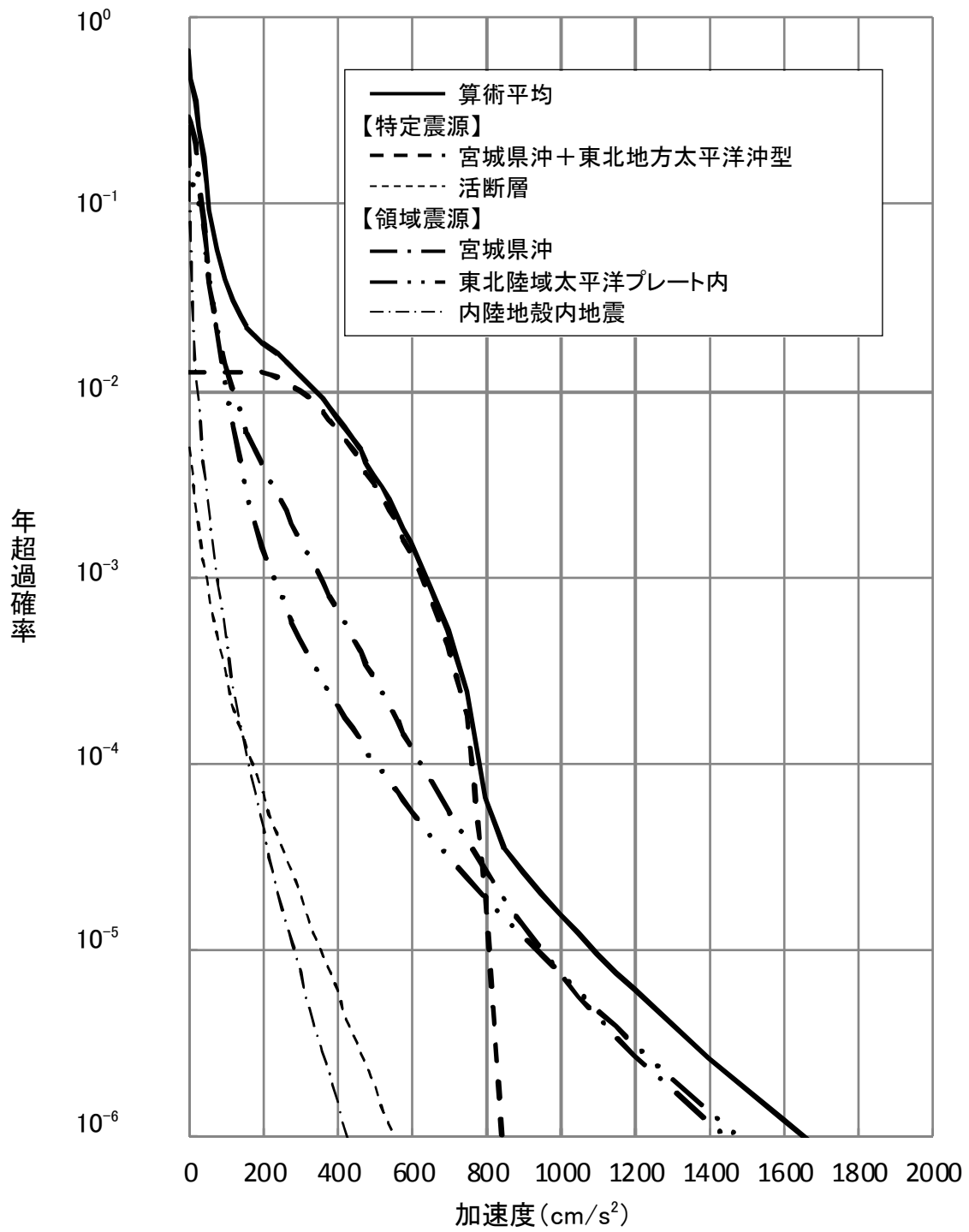
第1.2.1.b-3図(2) ロジックツリー (プレート内地震, 内陸地殻内地震)



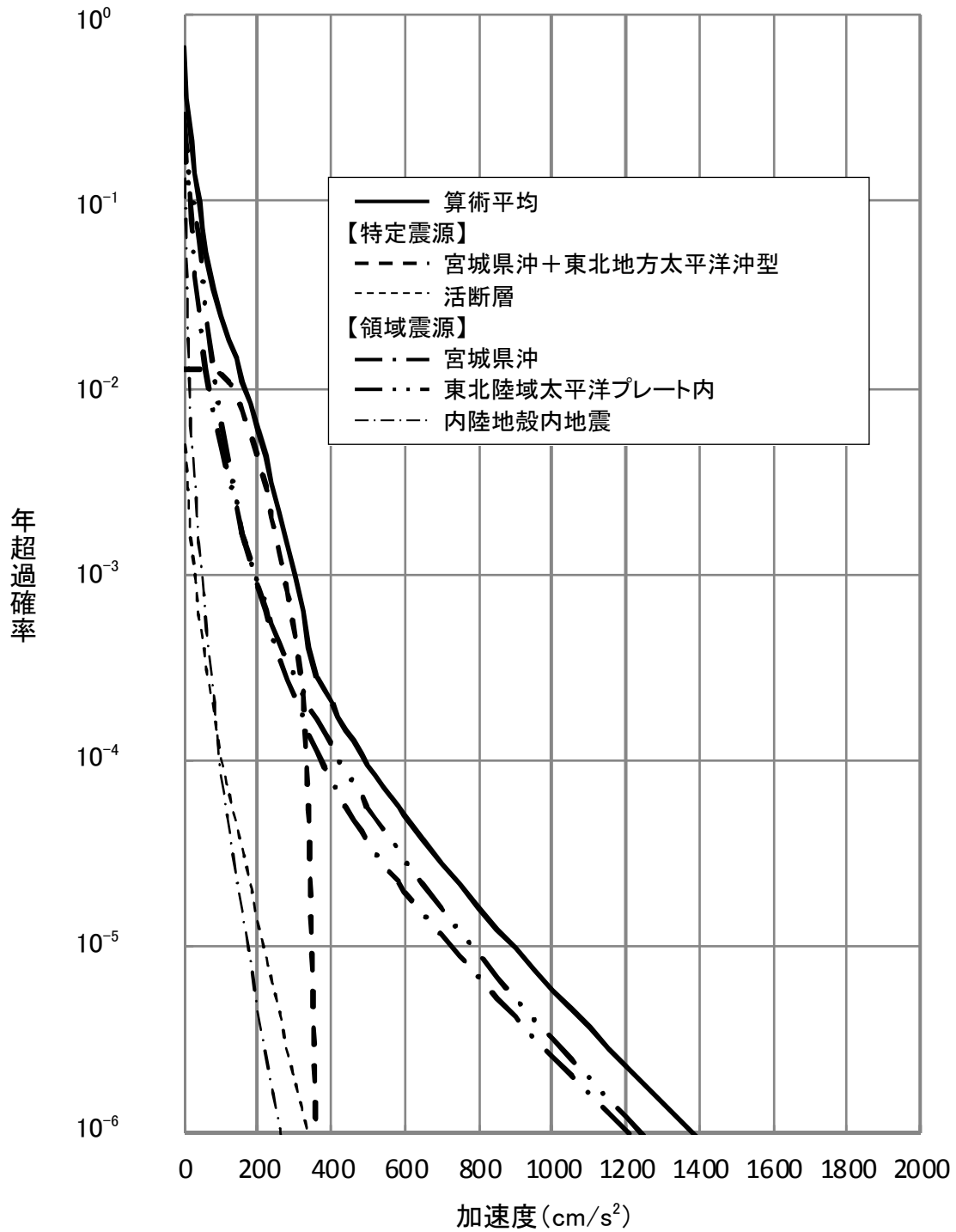
第1.2.1. b-4図(1) 平均地震ハザード曲線 (周期0.02秒) (水平方向)



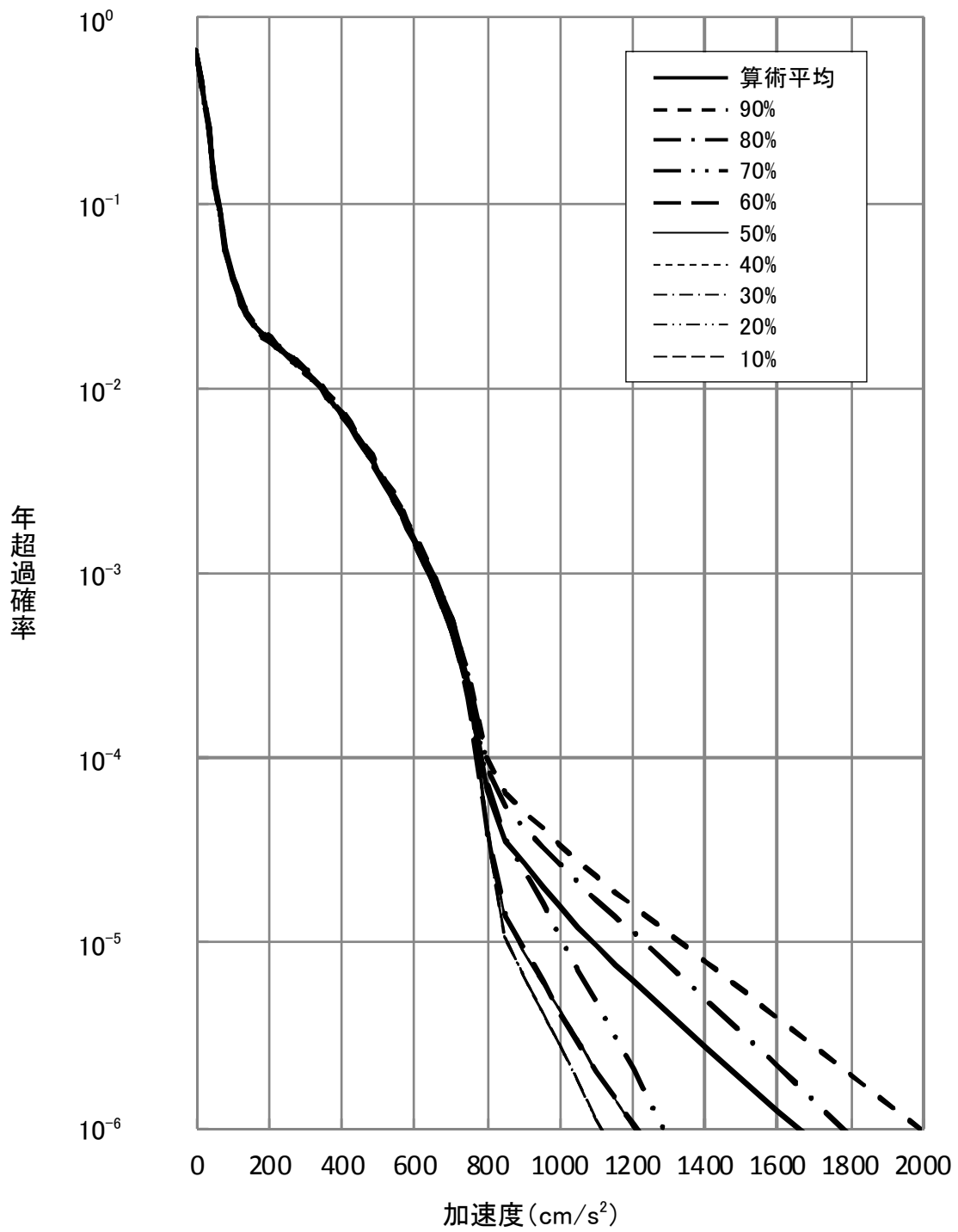
第1.2.1.b-4図(2) 平均地震ハザード曲線 (周期0.02秒) (鉛直方向)



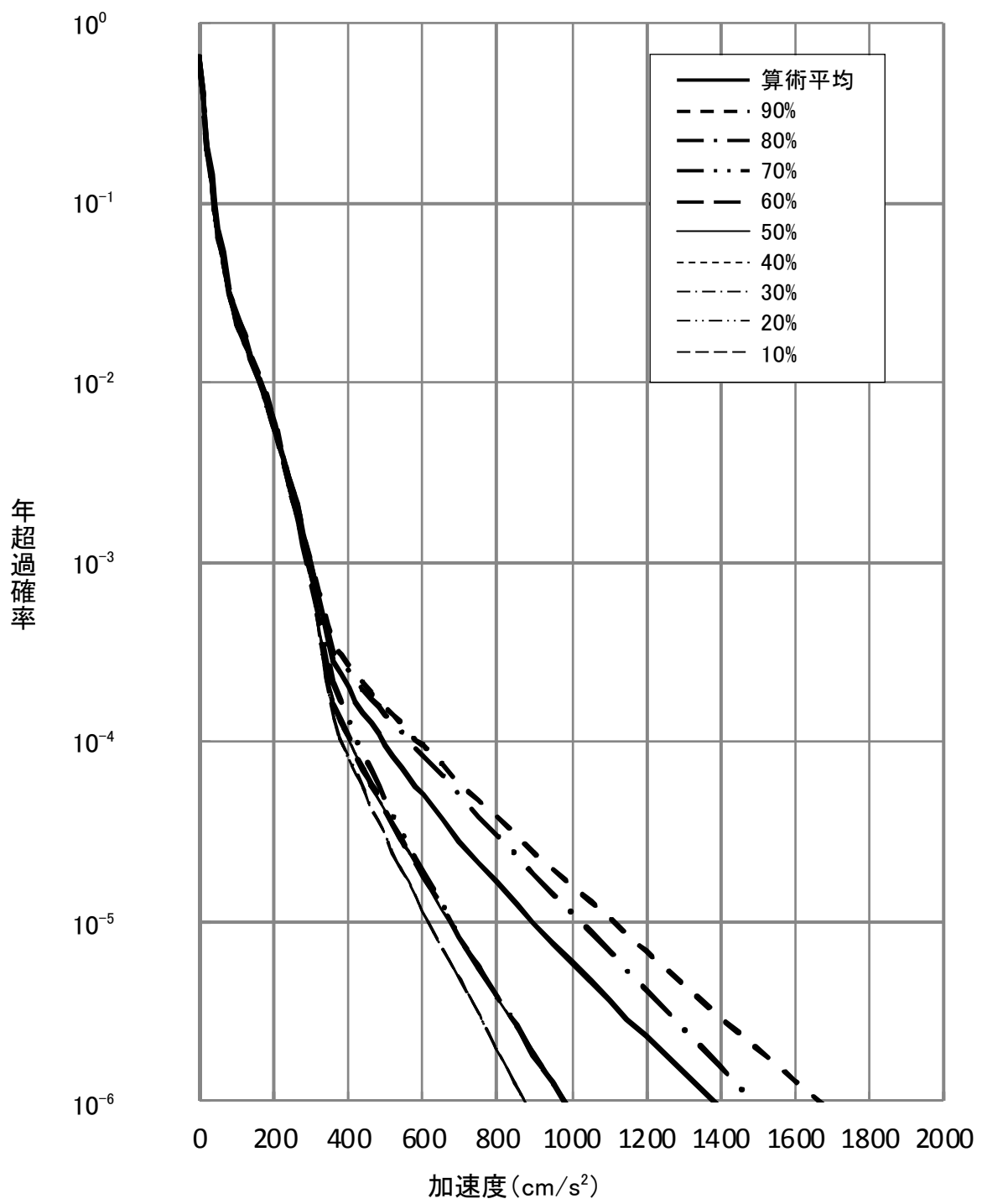
第1.2.1.b-5図(1) 特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線
(周期0.02秒) (水平方向)



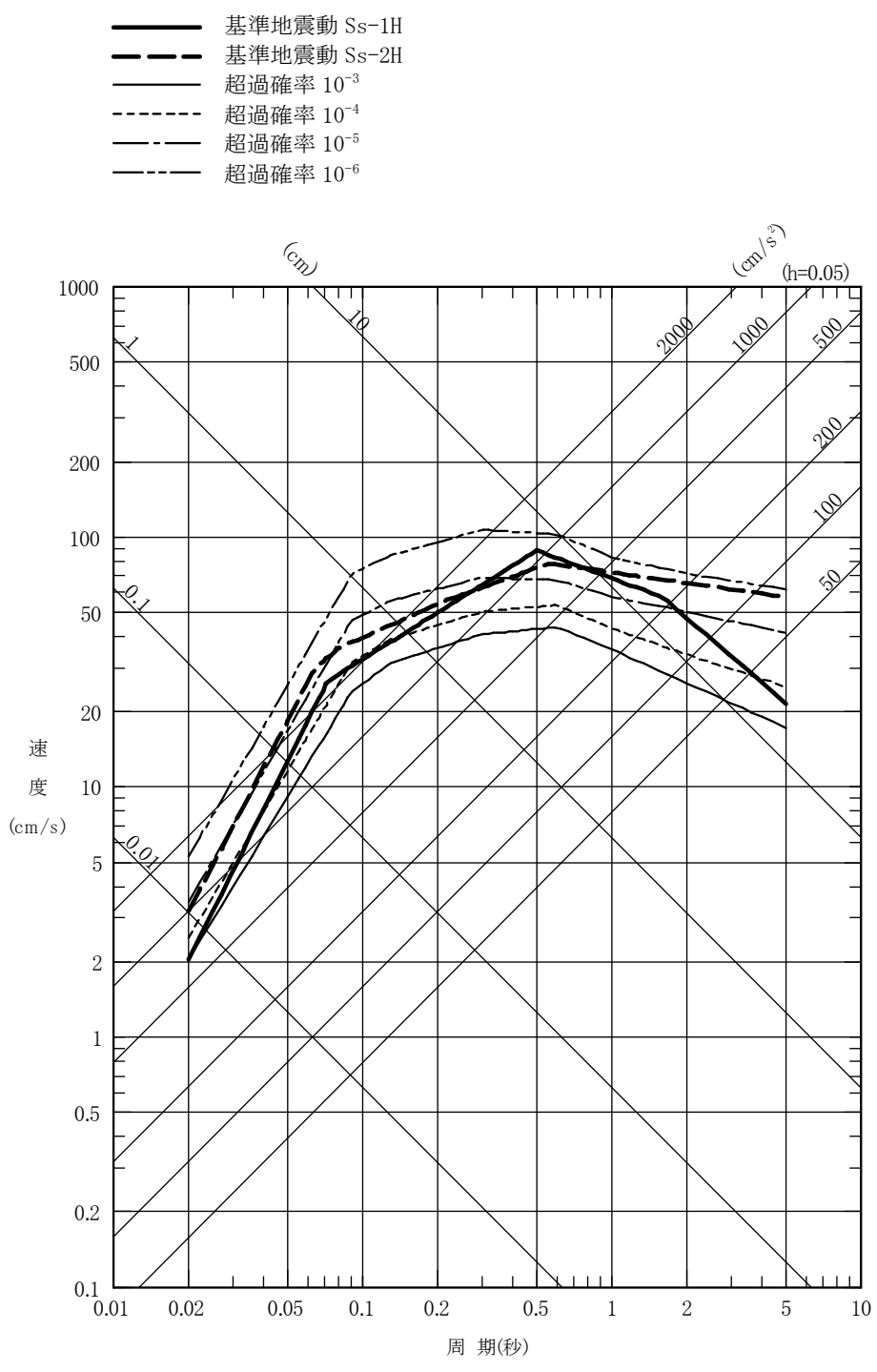
第1.2.1.b-5図(2) 特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線
(周期0.02秒) (鉛直方向)



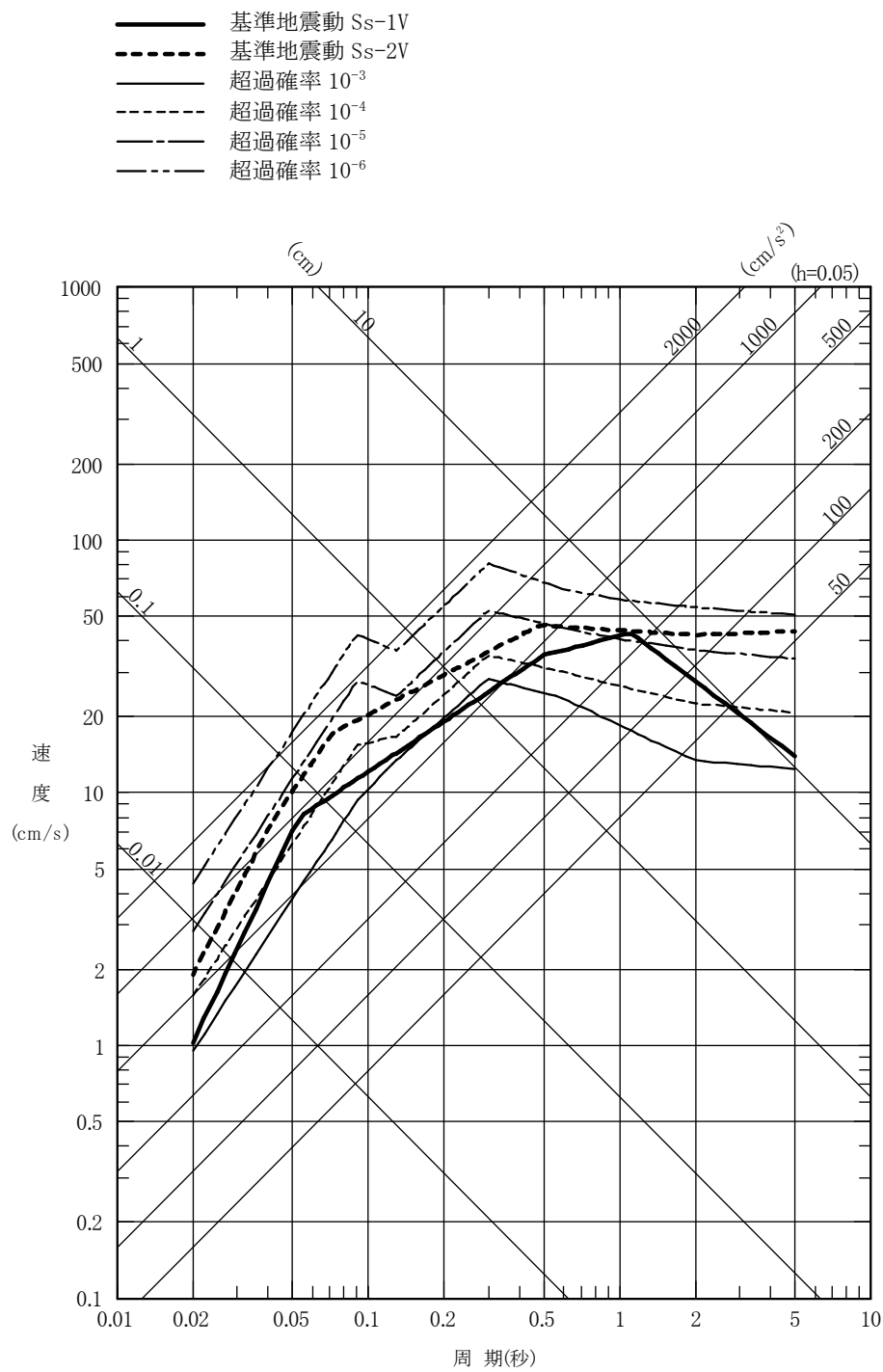
第1.2.1.b-6図(1) フラクタイル地震ハザード曲線 (水平方向) (周期0.02秒)



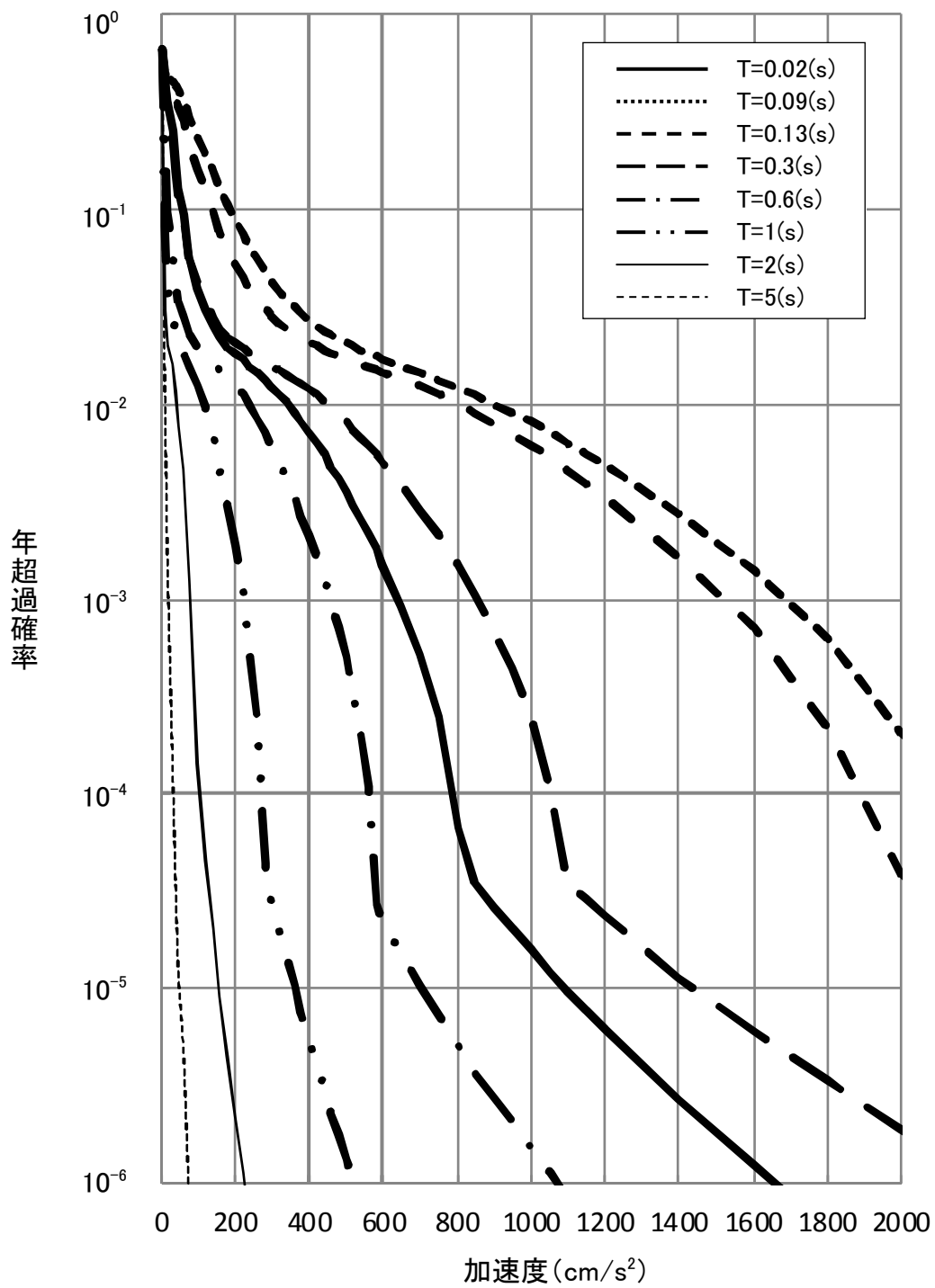
第1.2.1.b-6図(2) フラクタイル地震ハザード曲線 (鉛直方向) (周期0.02秒)



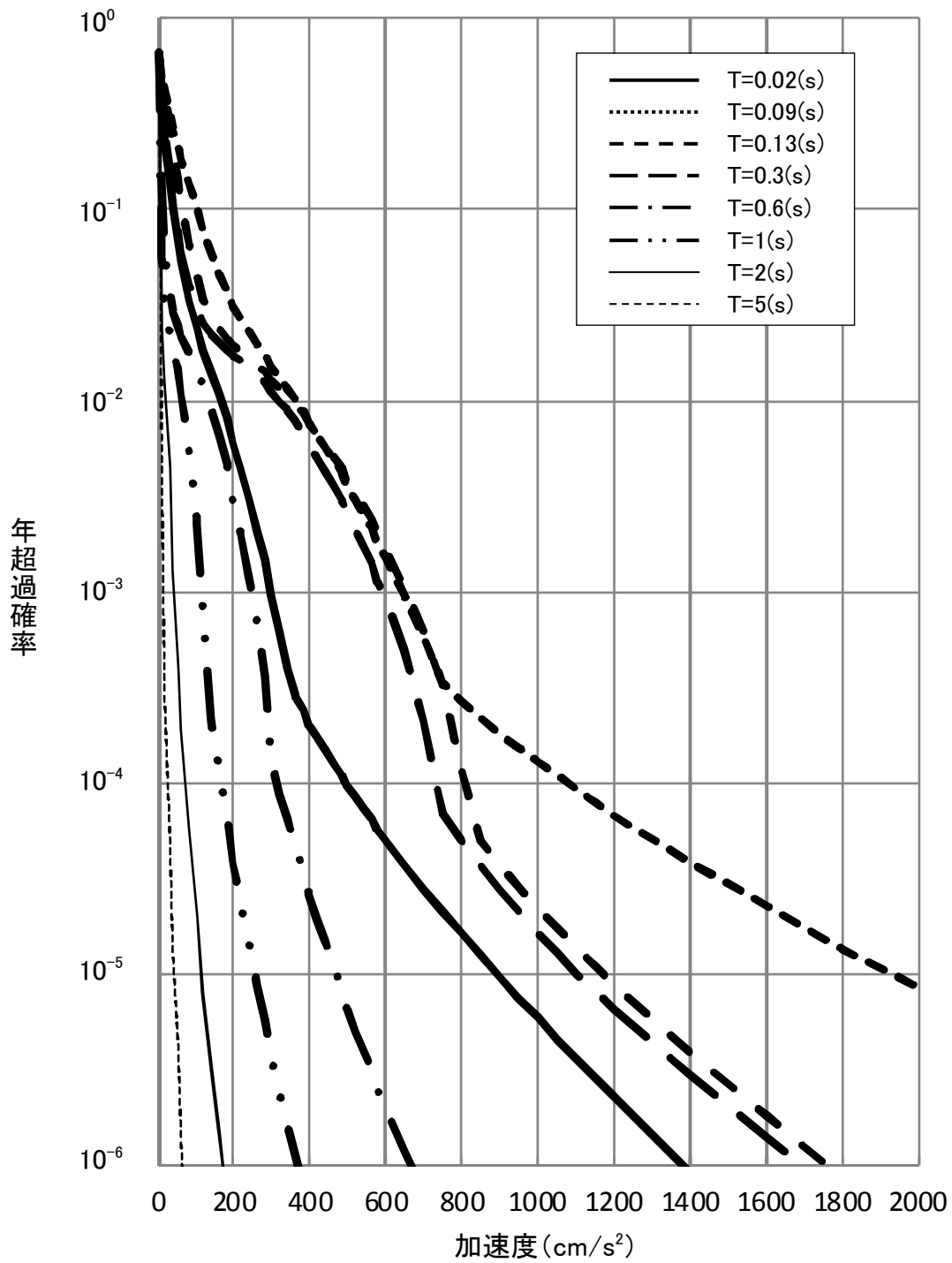
第1.2.1. b-7図(1) 基準地震動Ssの設計用応答スペクトルと年超過確率毎の
一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)



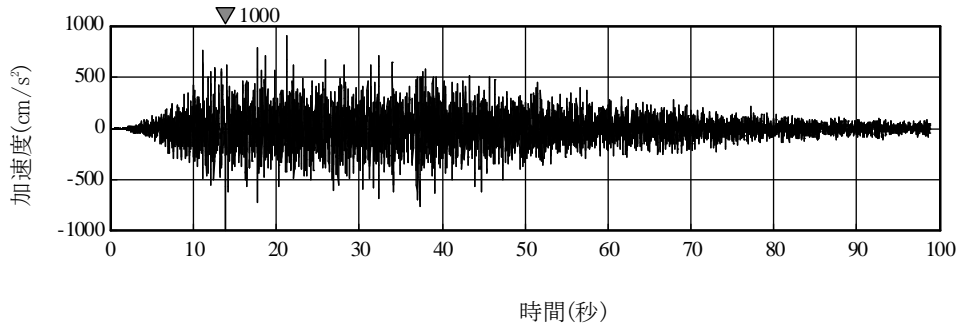
第1.2.1. b-7図(2) 基準地震動Ssの設計用応答スペクトルと年超過確率毎の
 一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向)



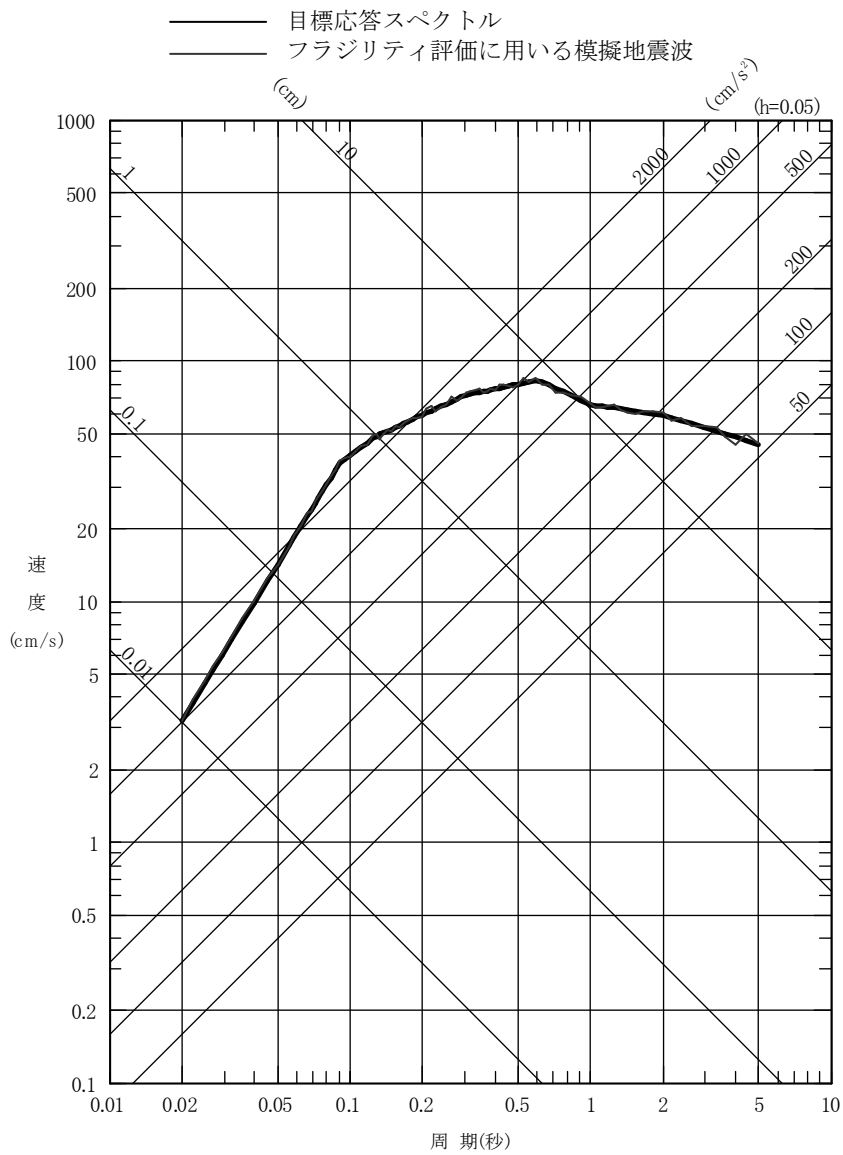
第1.2.1.b-8図(1) 周期毎の平均地震ハザード曲線（水平方向）



第1.2.1.b-8図(2) 周期毎の平均地震ハザード曲線 (鉛直方向)



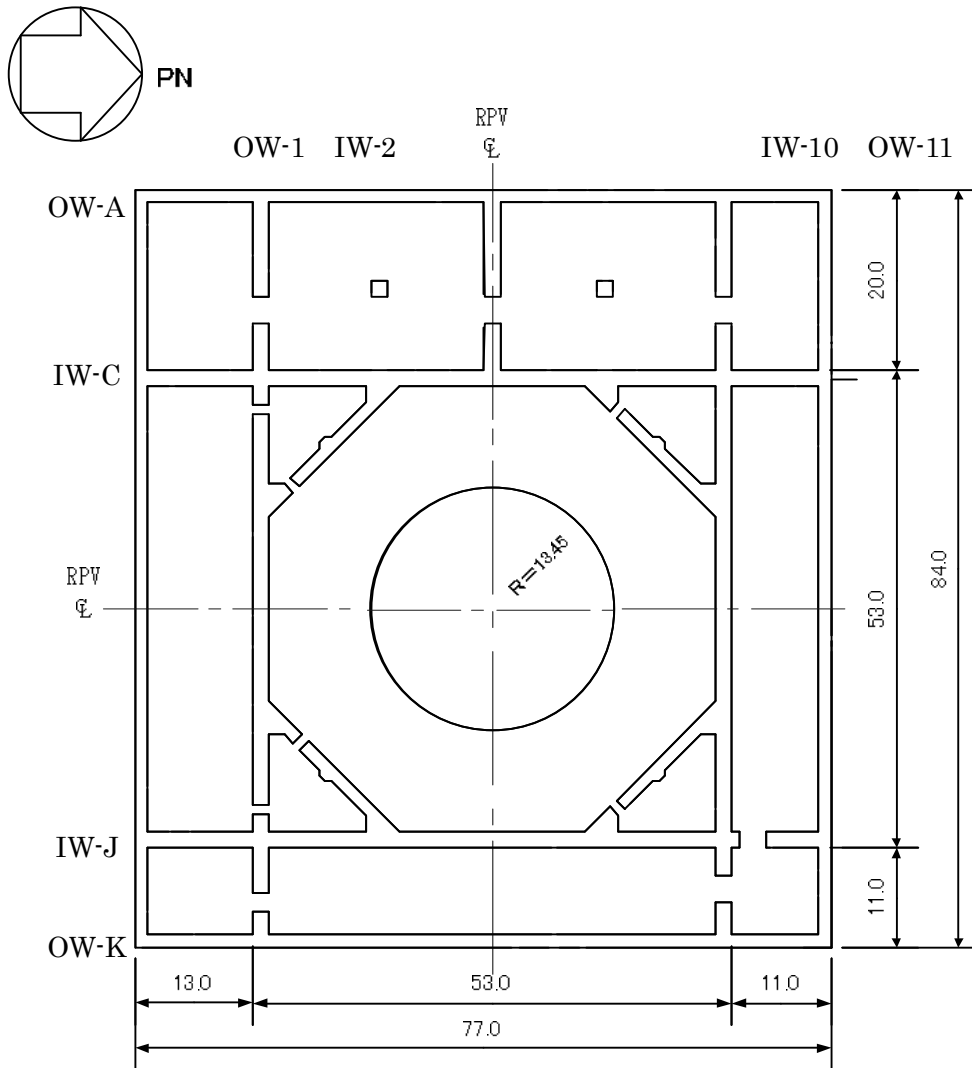
(a) 時刻歴波形



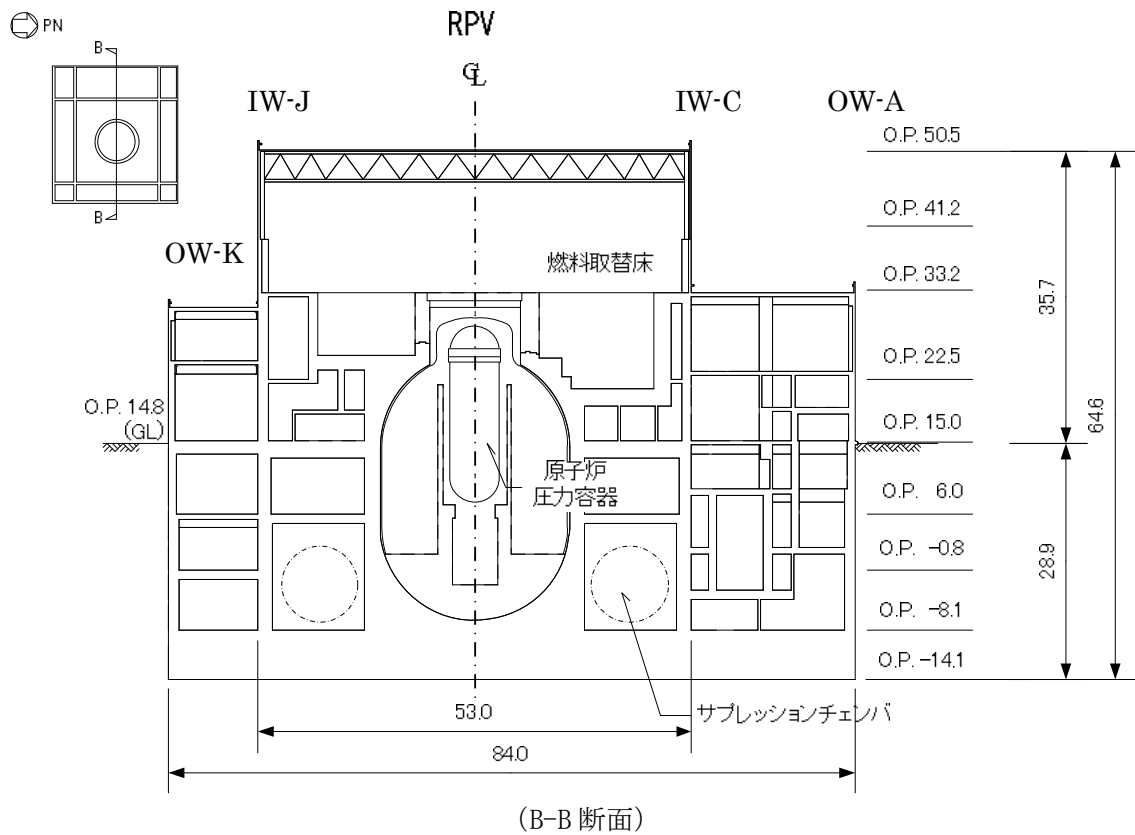
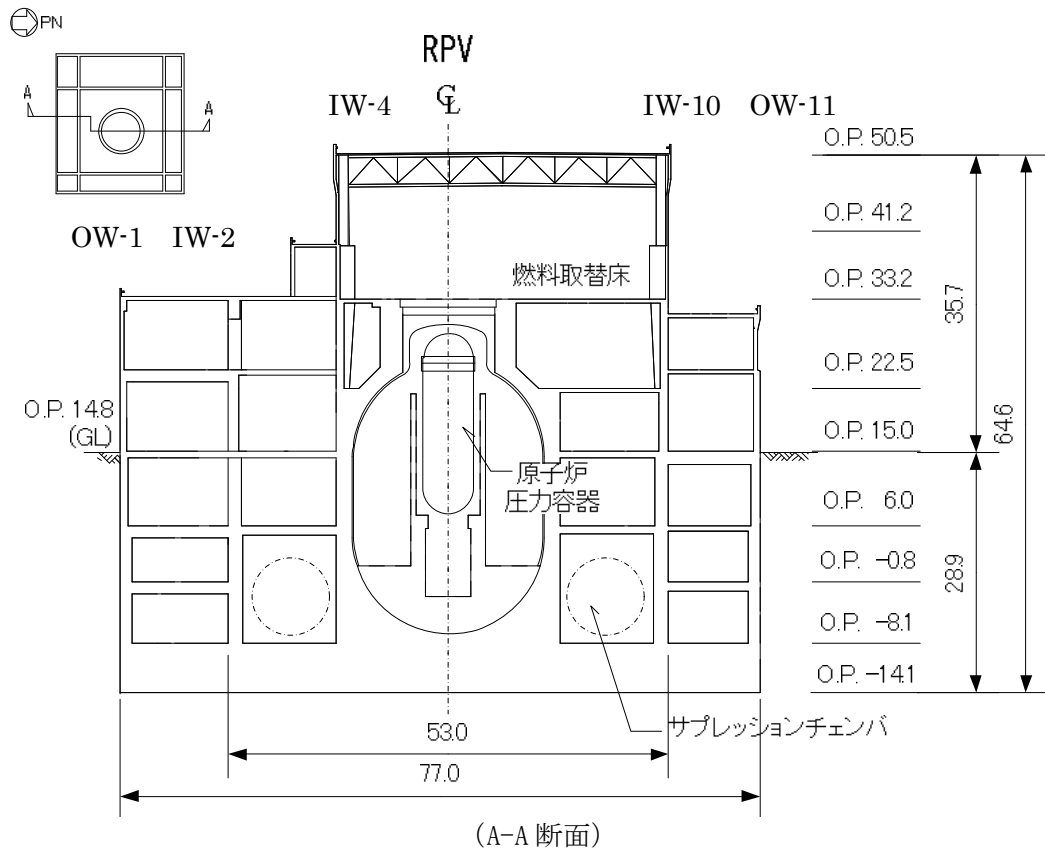
(b) 応答スペクトル

[1000cm/s^2 に基準化]

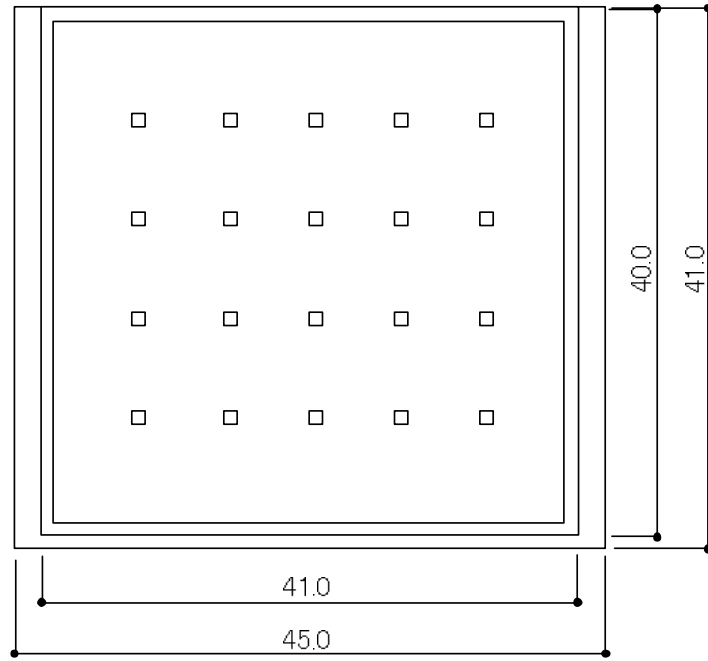
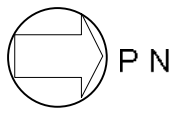
第1.2.1.b-9図 フラジリティ評価用地震動



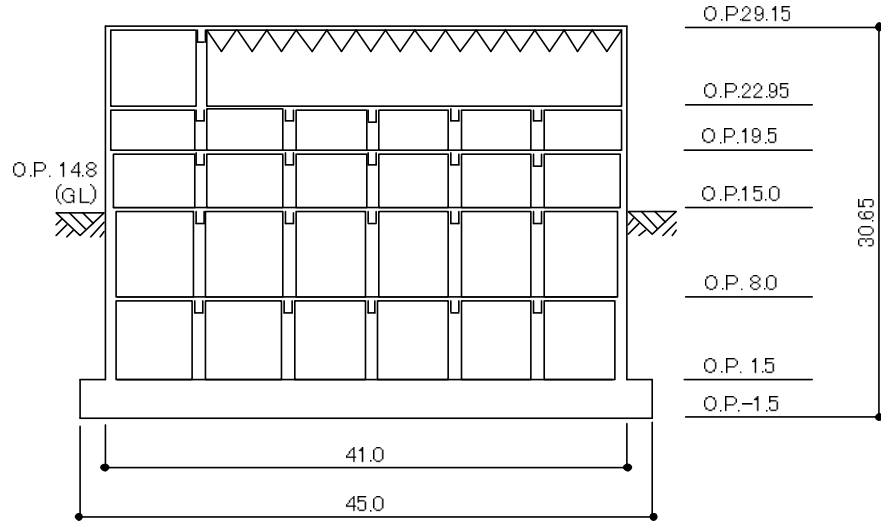
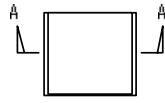
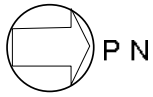
第1.2.1.c-1-1図(1) 原子炉建屋の概要 (平面図) (O.P. -8.1m*) (単位 : m)
 注記* : 「O.P.」は女川原子力発電所工事用基準面であり、
 東京湾平均海面 (T.M.S.L.) -0.74mである。



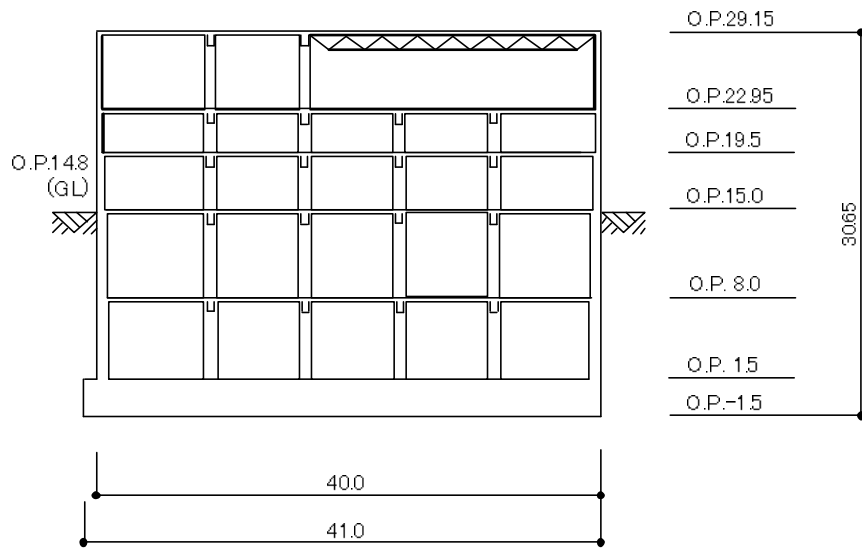
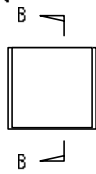
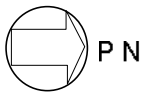
第1.2.1.c-1-1図(2) 原子炉建屋の概要 (断面図) (単位 : m)



第1.2.1.c-1-2図(1) 制御建屋の概要（平面図）（0.P.1.5m）（単位：m）

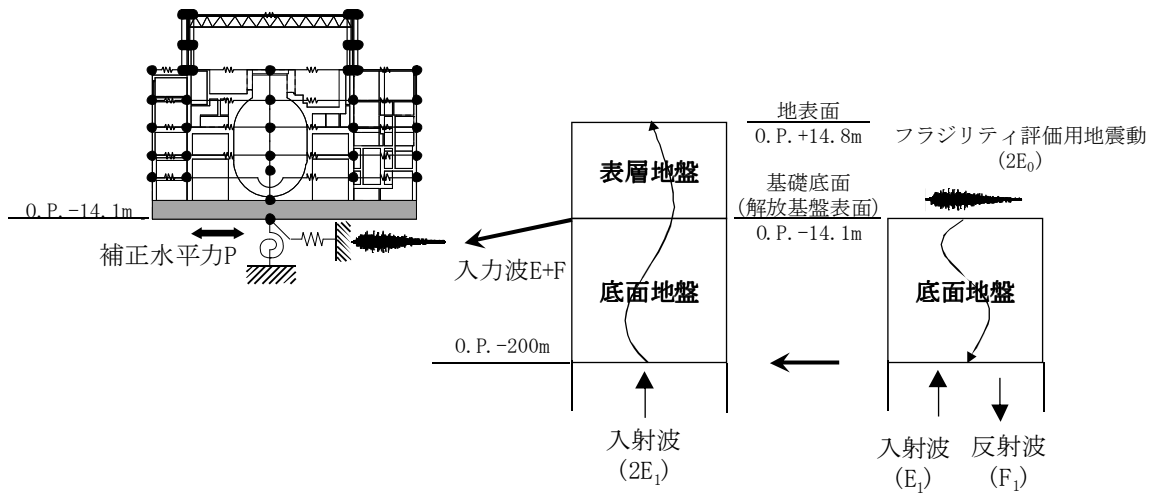


(A-A断面)

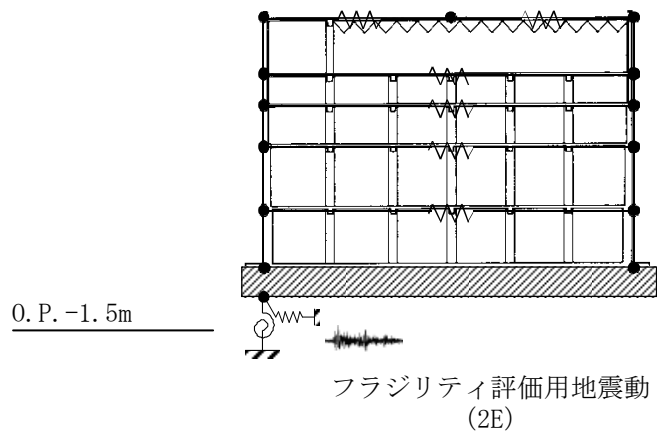


(B-B断面)

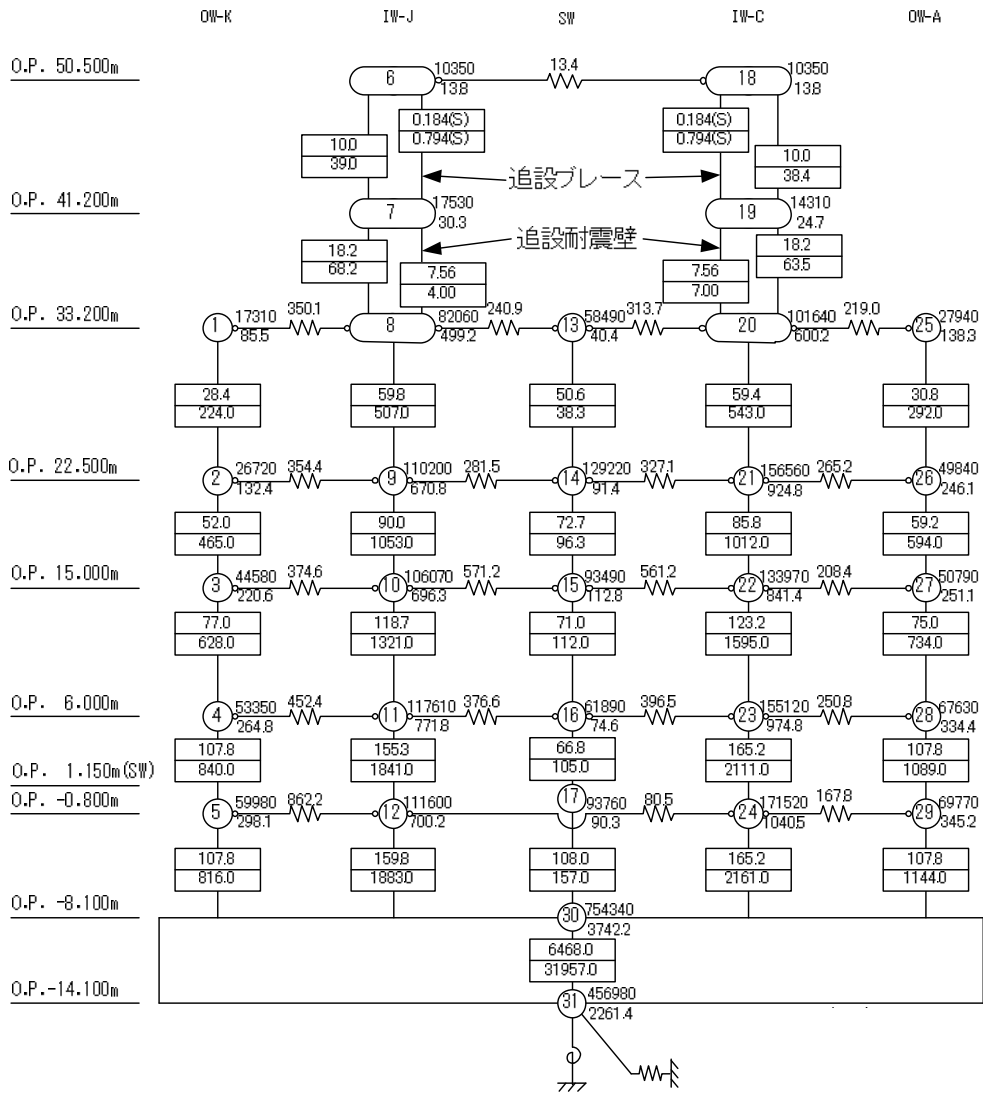
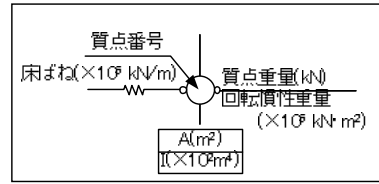
第 1. 2. 1. c-1-2 図(2) 制御建屋の概要 (断面図) (単位 : m)



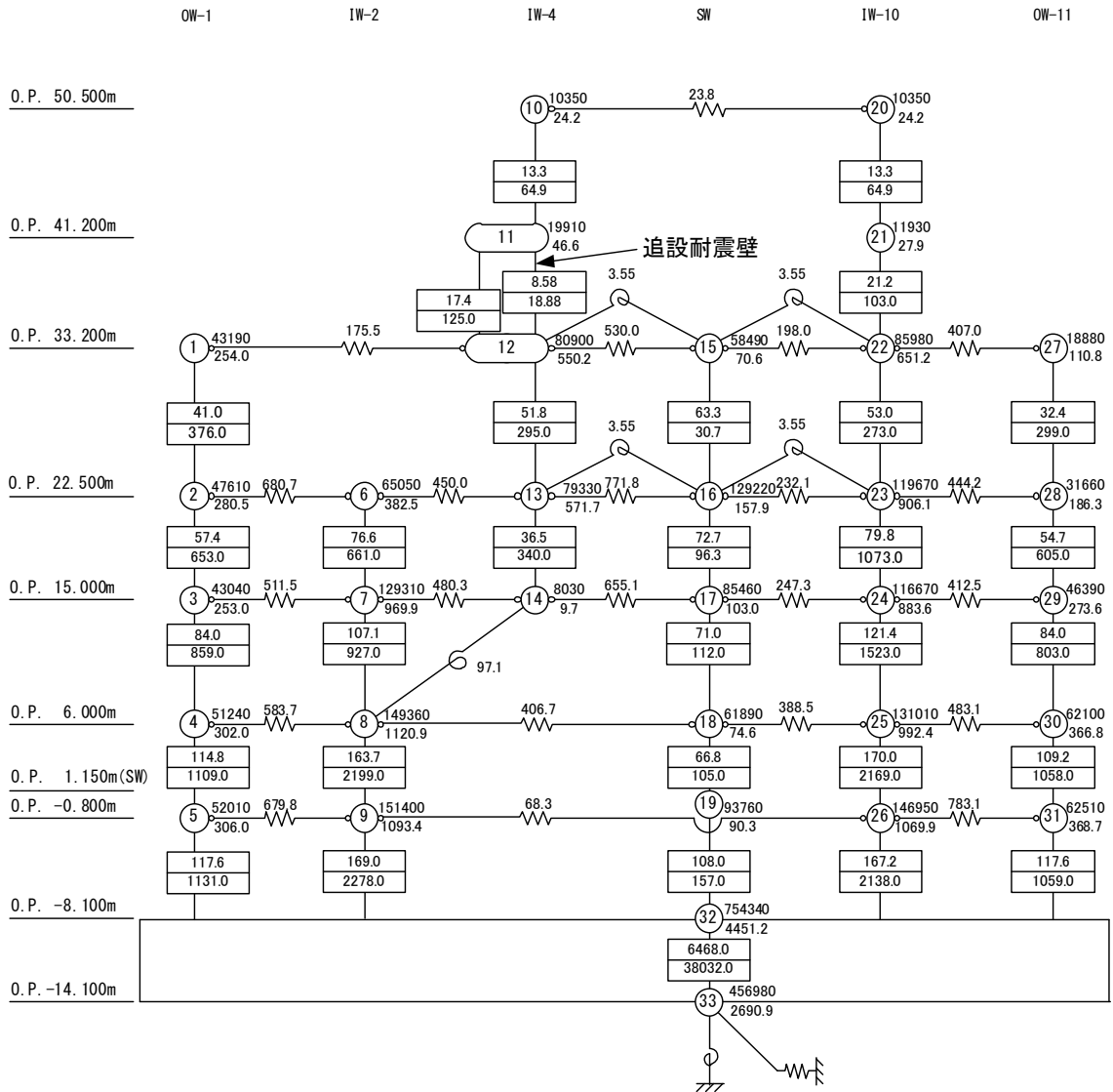
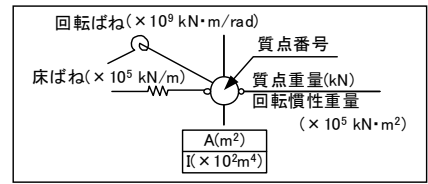
第 1.2.1. c-1-3 図(1) 建屋 - 地盤連成モデルへの入力概要 (原子炉建屋)



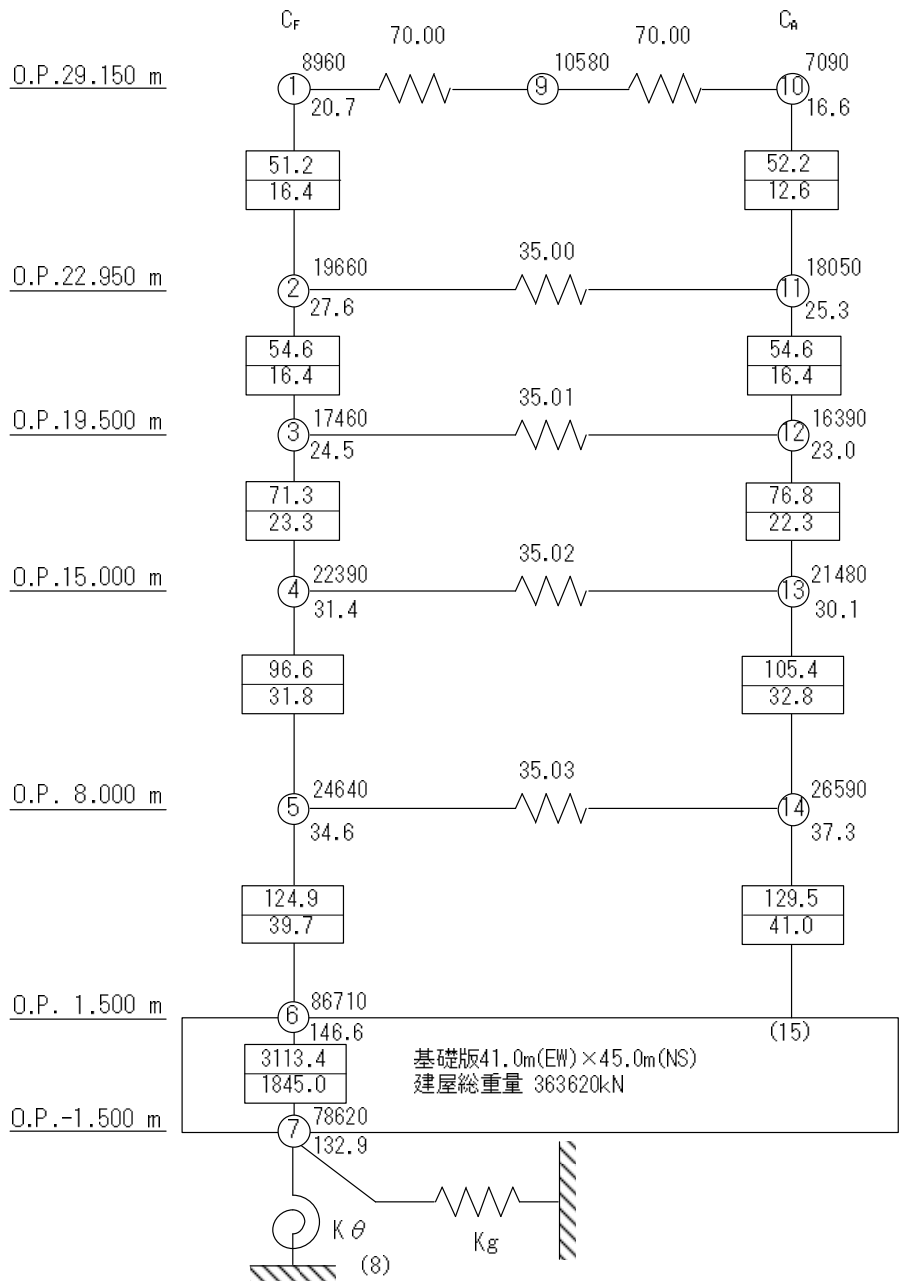
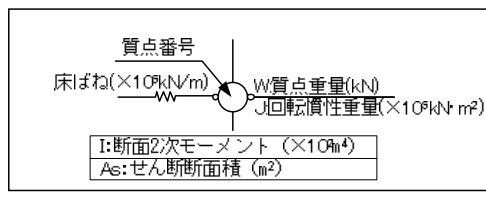
第 1.2.1. c-1-3 図(2) 建屋 - 地盤連成モデルへの入力概要 (制御建屋)



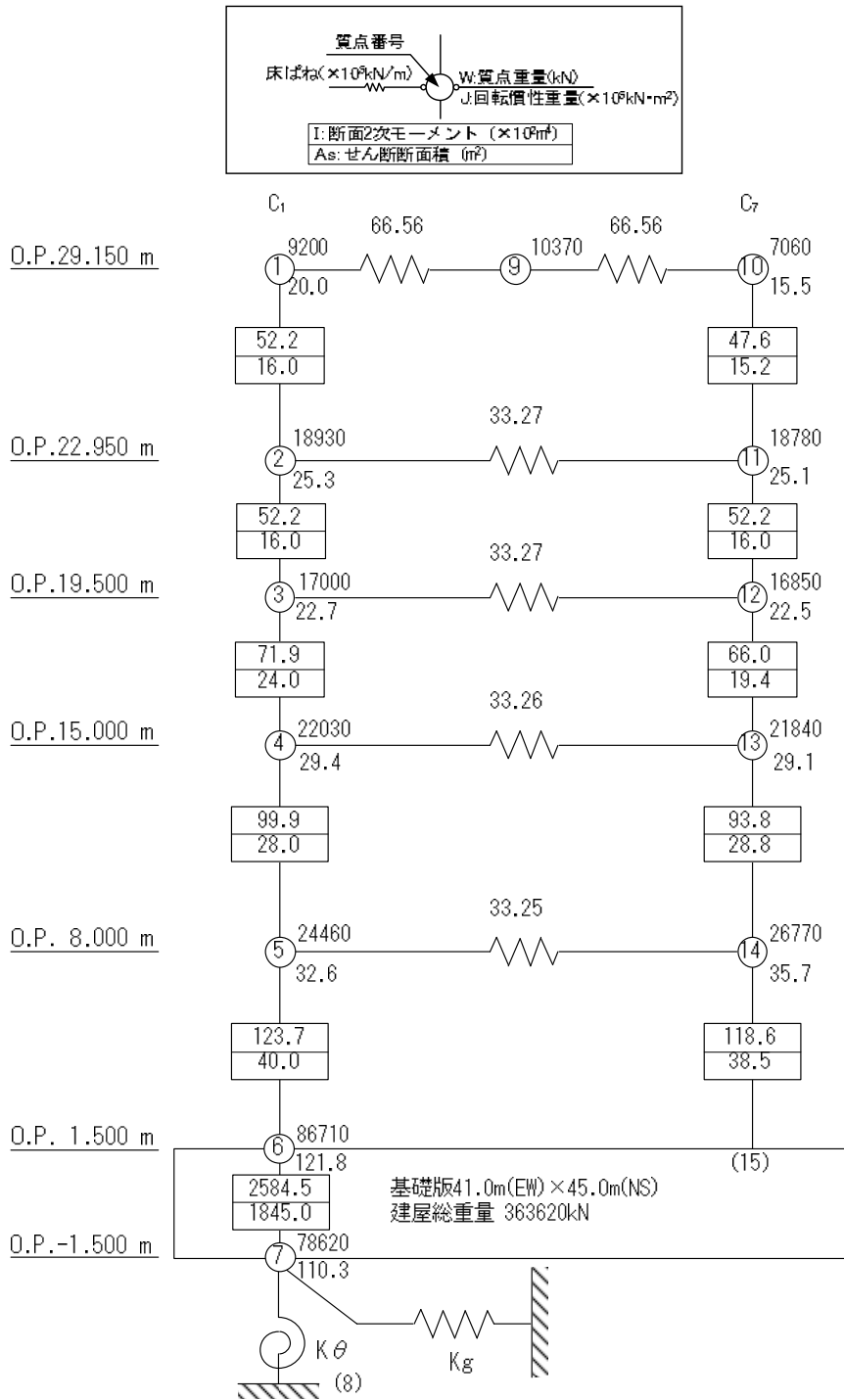
第1.2.1.c-1-4図(1) 原子炉建屋の地震応答解析モデル (NS方向)



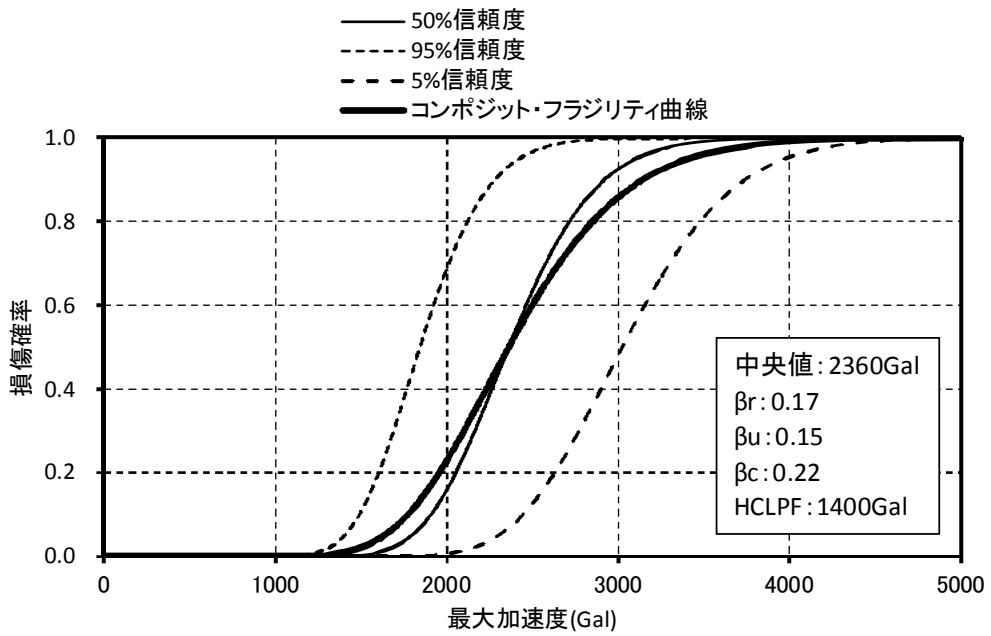
第1.2.1.c-1-4図(2) 原子炉建屋の地震応答解析モデル (EW方向)



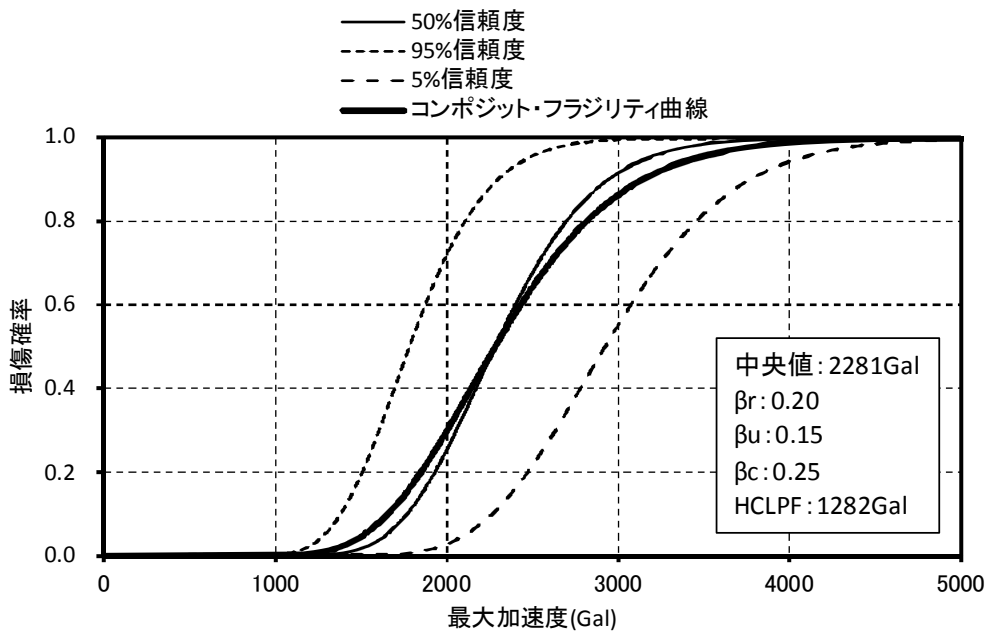
第1.2.1.c-1-5図(1) 制御建屋の地震応答解析モデル (NS方向)



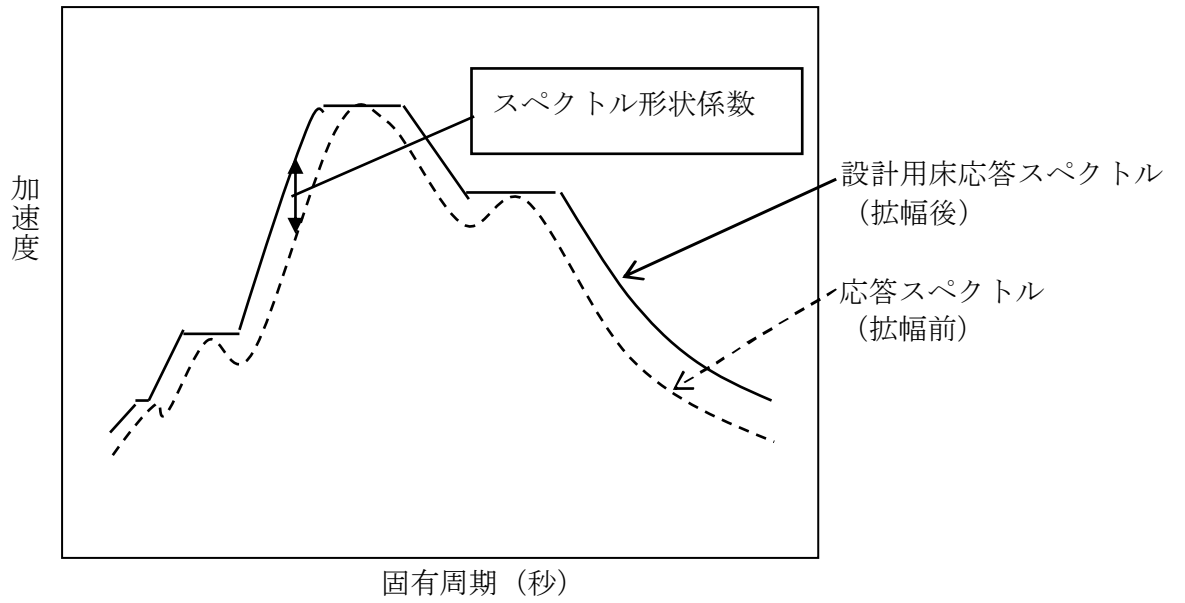
第1.2.1.c.1-5図(2) 制御建屋の地震応答解析モデル (EW方向)



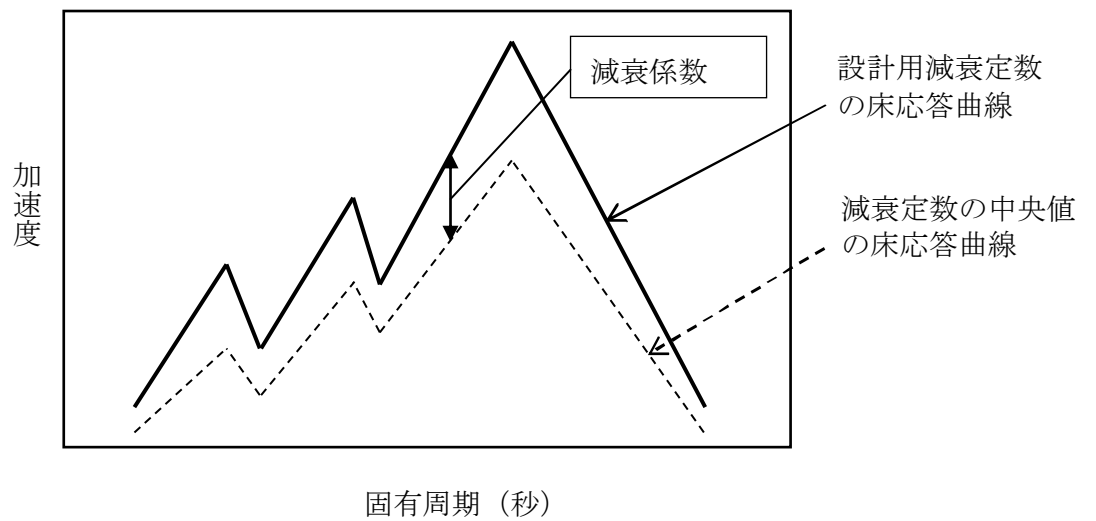
第1.2.1. c-1-6図 原子炉建屋のフラジリティ曲線 (NS方向, 3階, IW-J)



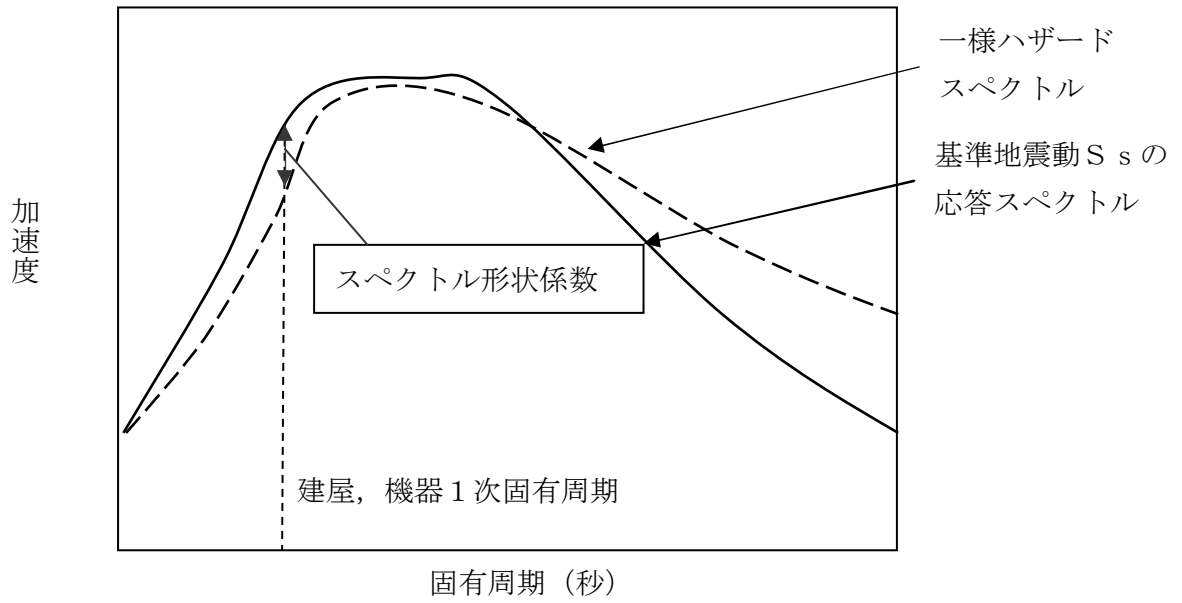
第1.2.1. c-1-7図 制御建屋のフラジリティ曲線 (NS方向, 2階, CF)



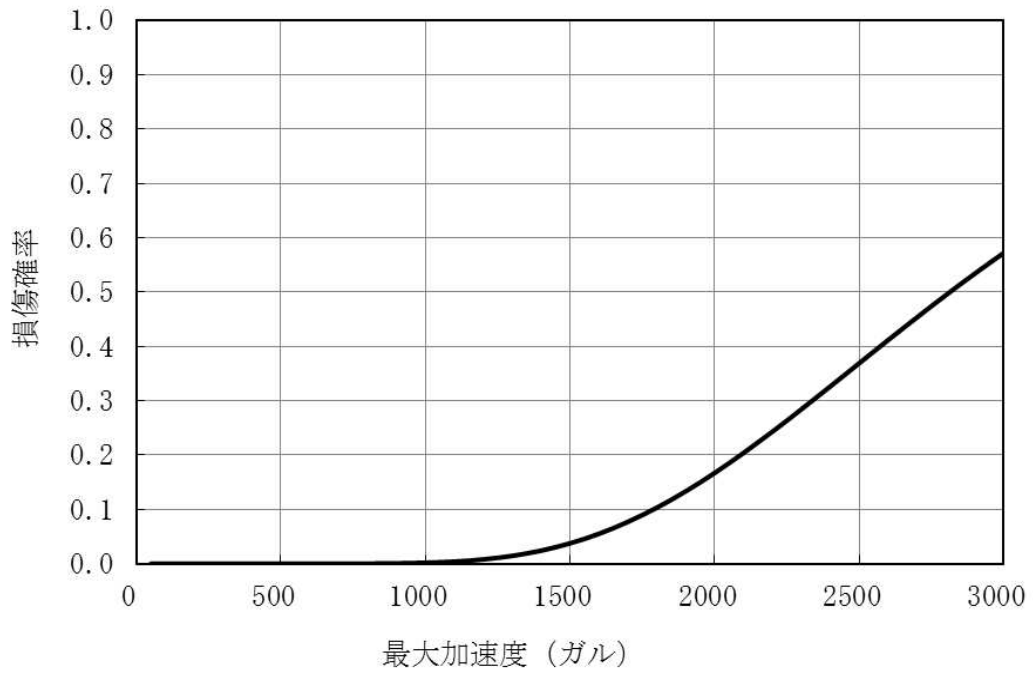
第 1. 2. 1. c-2-1 図 スペクトル形状係数の概念図



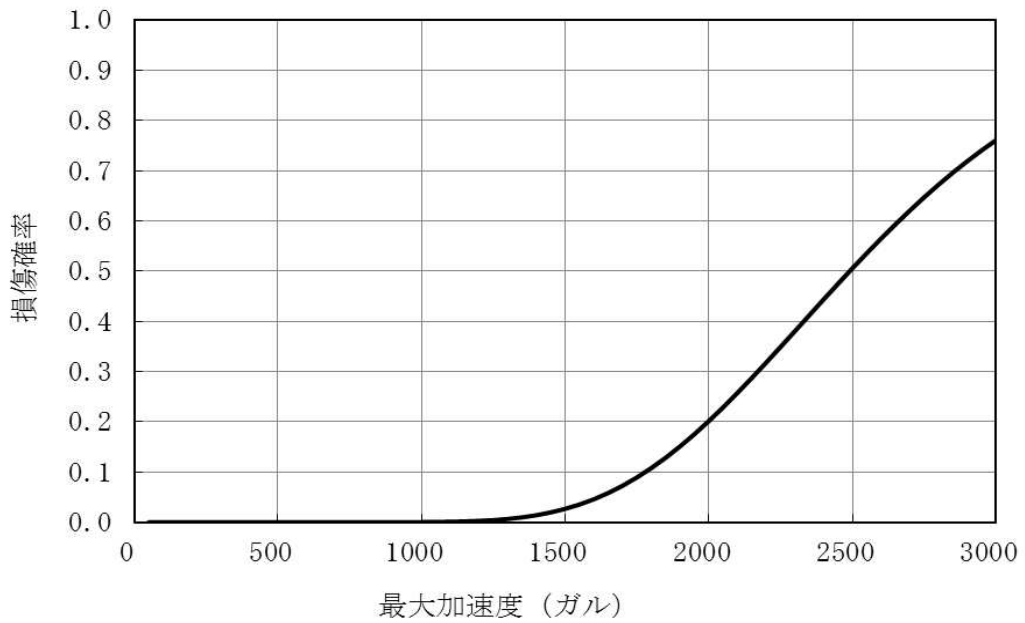
第1. 2. 1. c-2-2図 減衰係数の概念図



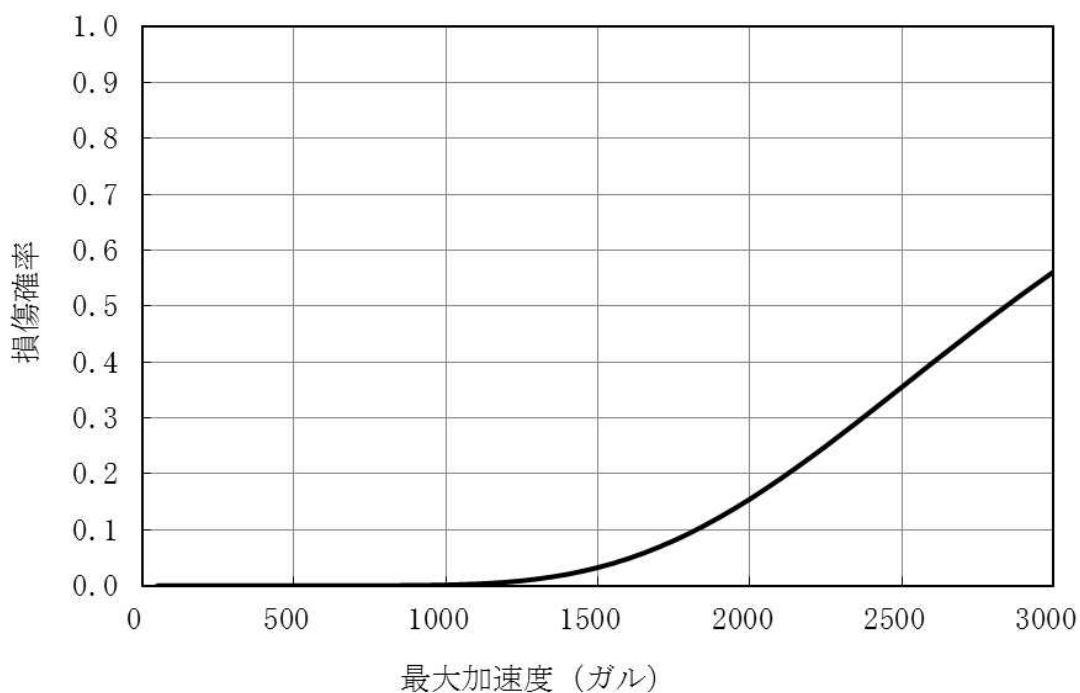
第 1. 2. 1. c-2-3 図 建屋のスペクトル形状係数の概念図



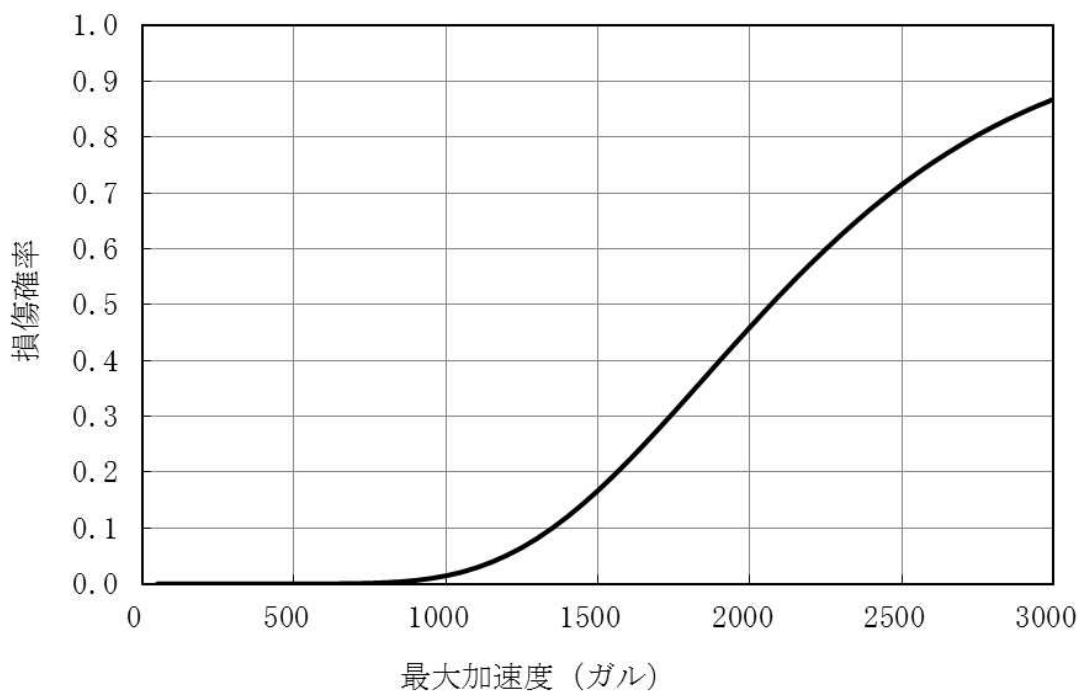
第 1.2.1. c-2-4 図 原子炉圧力容器上蓋スプレイノズルのフラジリティ曲線



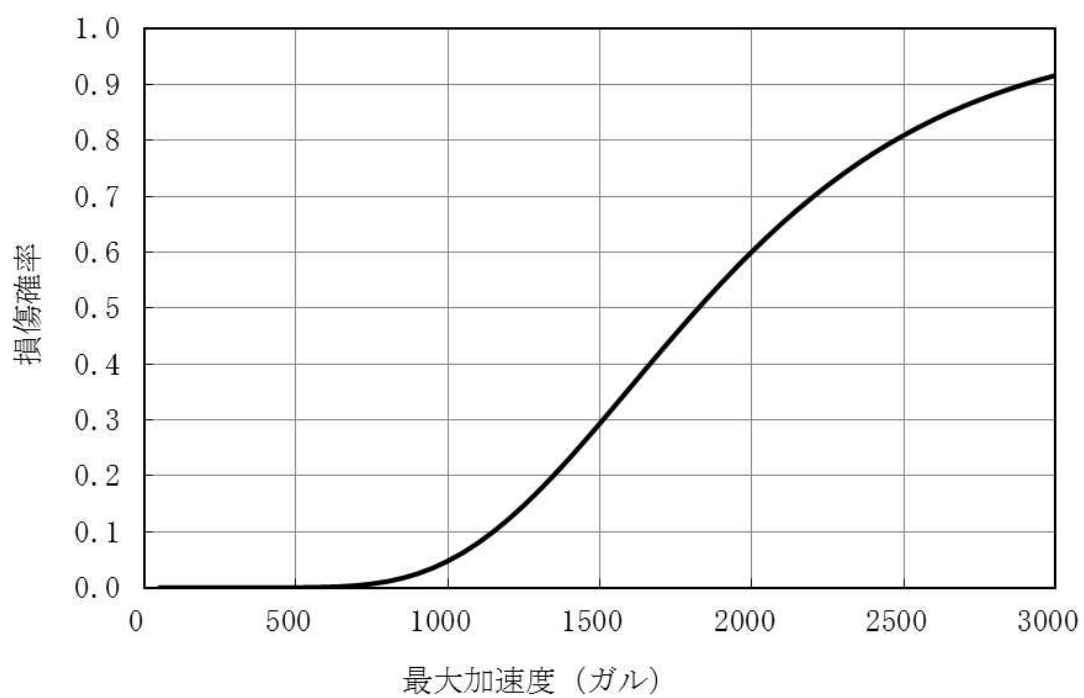
第 1.2.1. c-2-5 図 残留熱除去系熱交換器のフラジリティ曲線



第 1. 2. 1. c-2-6 図 原子炉補機冷却海水ポンプのフラジリティ曲線



第 1. 2. 1. c-2-7 図 1 2 5 V 直 流 受 電 パ ワ ー セ ン タ 2 A の フ ラ ジ リ テ ィ 曲 線

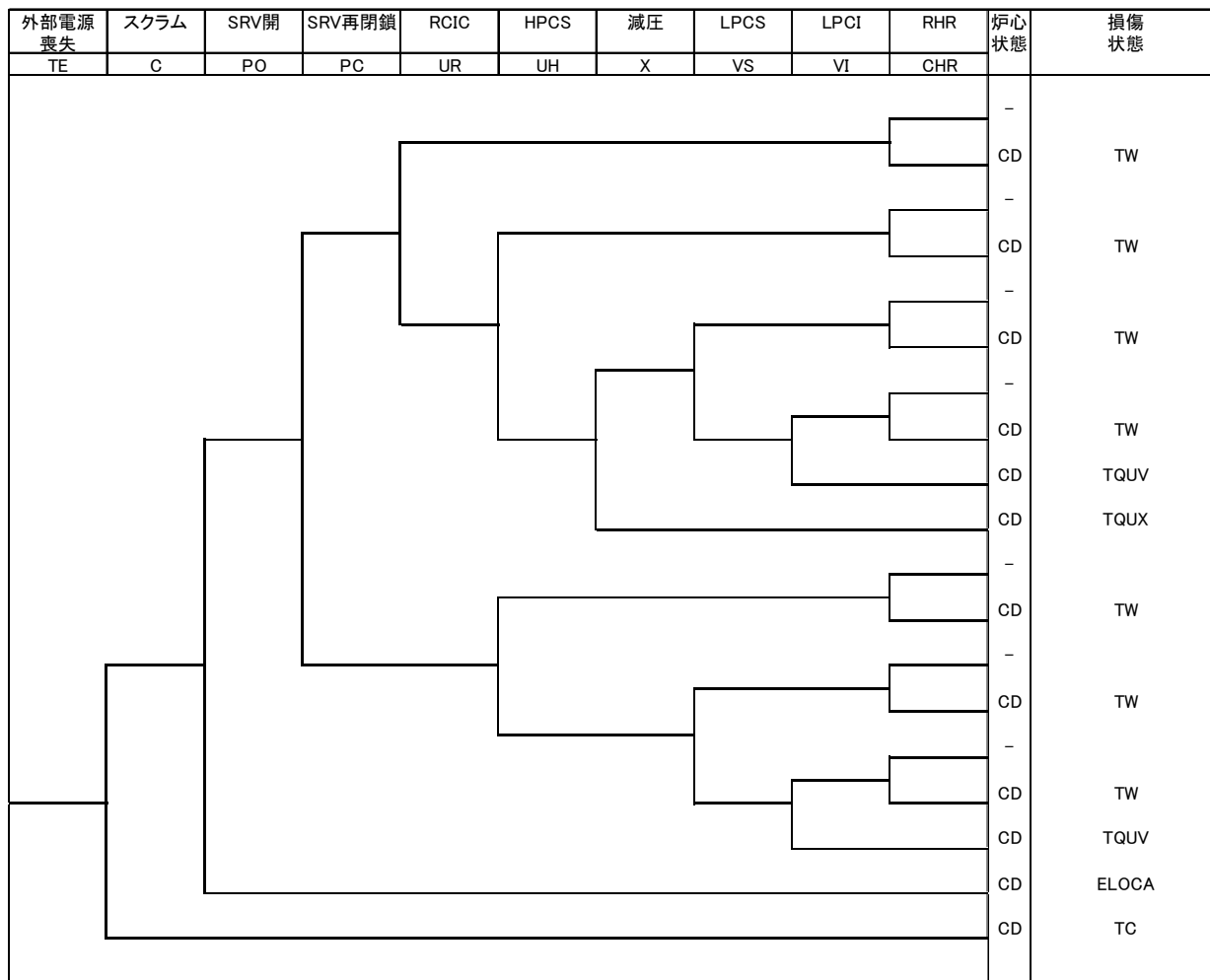


第 1.2.1. c-2-8 図 主蒸気逃がし安全弁のフラジリティ曲線

地震	外部電源	原子炉建屋	格納容器	圧力容器	原子炉冷却材圧カバウンダリ	隔離	制御建屋	計測・制御系	制御建屋空調系	直流電源	交流電源・補機冷却系	炉心状態	損傷状態
SE	LOP	RB	PCV	RPV	LOCA	IS	CB	CI	HV	DC	AC		
												-	内部事象の評価範囲
												-	外部電源喪失時イベントツリーへ (第1.2.1.d-2図へ)
												-	全交流動力電源喪失時イベントツリーへ (第1.2.1.d-3図へ)
												CD	TBD
												CD	制御建屋空調系喪失
												CD	計測・制御系喪失
												CD	制御建屋損傷
												CD	ISLOCA
												CD	ELOCA
												CD	圧力容器損傷
												CD	格納容器損傷
												CD	原子炉建屋損傷

※：シーケンスグループは第1.2.1.d-1表を参照

第1.2.1.d-1図 地震PRA階層イベントツリー



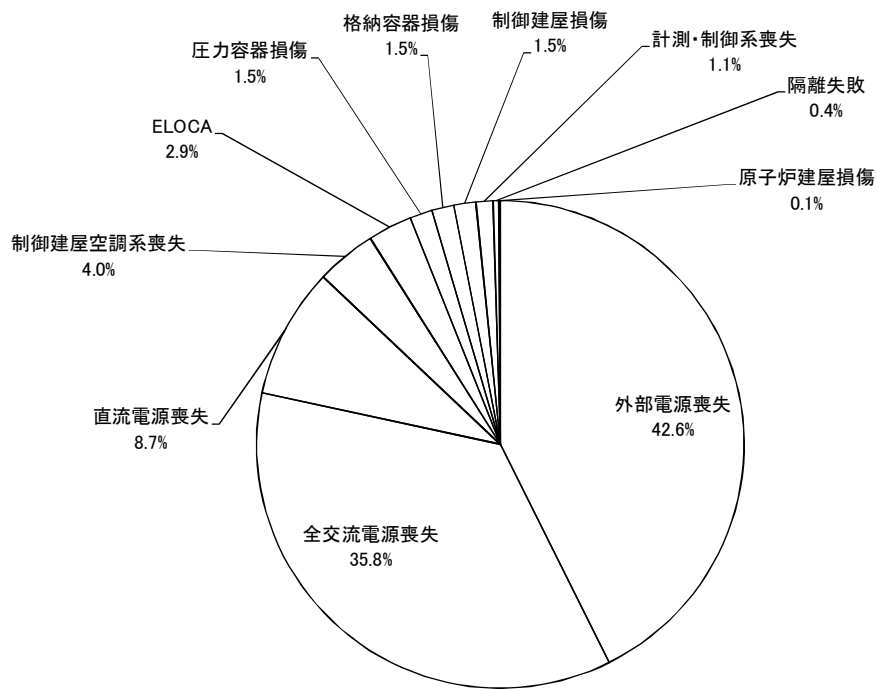
※：シーケンスグループは第 1.2.1. d-1 表を参照

第 1.2.1. d-2 図 外部電源喪失時イベントツリー

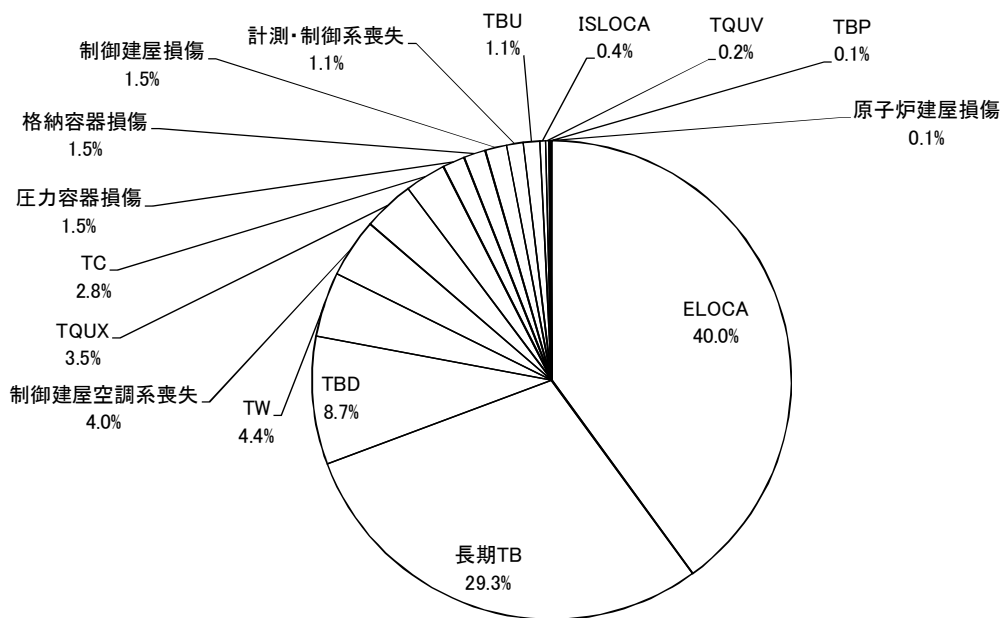
全交流 電源喪失	スクラム	SRV開	SRV再閉鎖	RCIC	炉心 状態	損傷 状態
SBO	C	PO	PC	UR		
					CD	長期TB
					CD	TBU
					CD	TBP
					CD	ELOCA
					CD	TC

※：シーケンスグループは第 1.2.1. d-1 表を参照

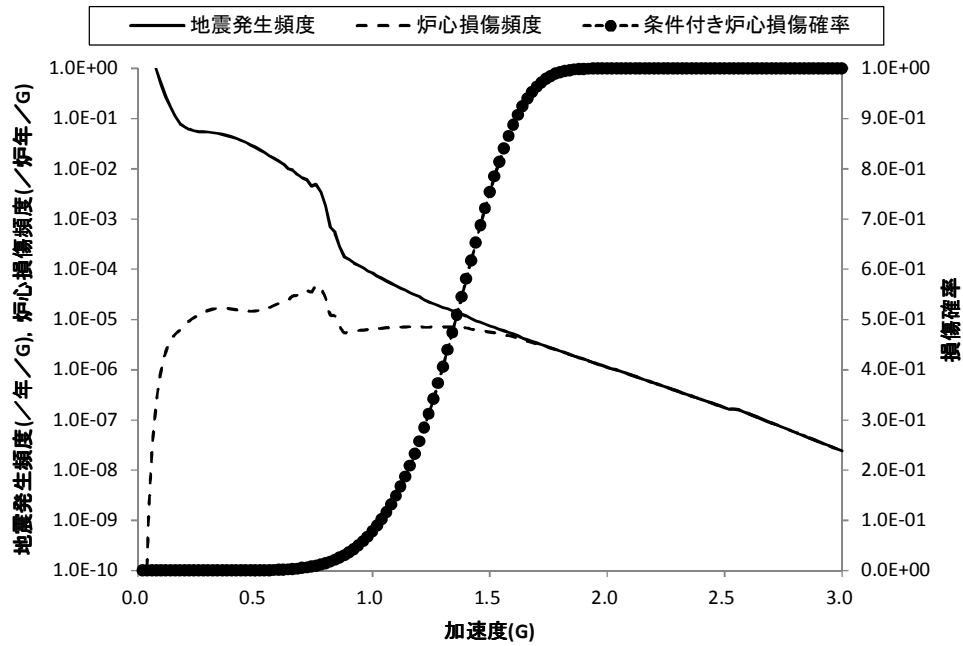
第 1.2.1. d-3 図 全交流動力電源喪失時イベントツリー



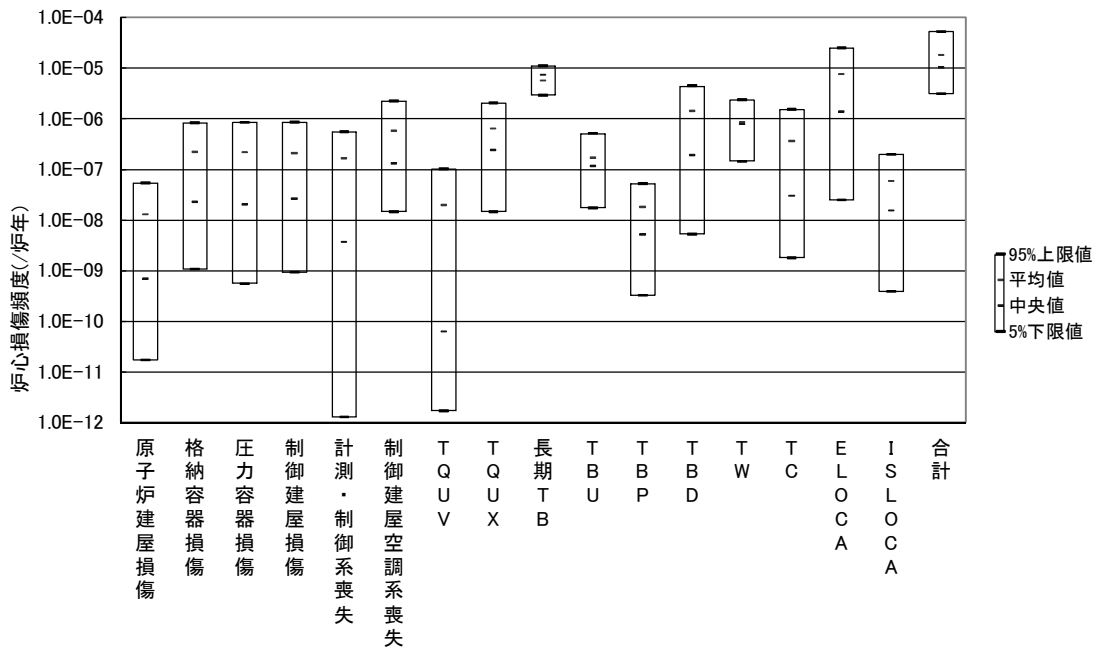
第 1.2.1. d-4 図 起回事象別 CDF



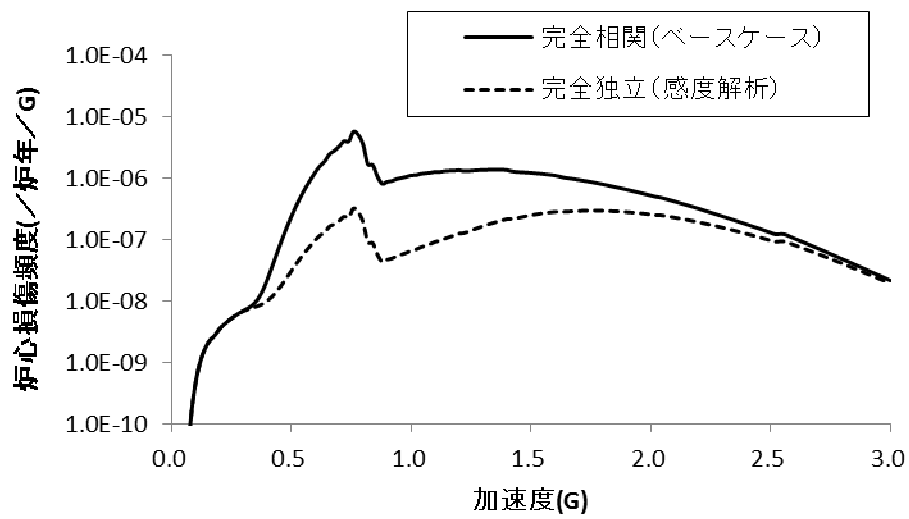
第 1.2.1. d-5 図 事故シーケンスグループ別 CDF



第 1. 2. 1. d-6 図 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 1. 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 1. 2. 1. d-8 図 TBD シーケンスに対する炉心損傷頻度比較

プラントウォークダウンの対象設備の選定について

1. スクリーニングの考え方

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

1) 配管系、ケーブルトレイ及び空調ダクト等は、物量が多いため、また耐震設計法や据付方法が同様であることから、以下による代表を対象とする。

- ・ 配管系は、点検対象弁付近の配管を対象とする。
- ・ ケーブルトレイ及び空調ダクトは、点検対象電気品及び空調機器付近のものを対象とする。

2) アクセスが困難な以下の設備を除外した。

- ・ 高線量エリア、汚染の程度が著しいエリアにある設備
- ・ 確認の際に通電部位へ接触するおそれがある設備
- ・ 高所・狭隘部にある設備

2. 過去のプラントウォークダウン結果の適用

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

1) 過去に実施したプラントウォークダウンと目的およびチェック項目が一致している。

2) 本評価に用いる対象機器について、過去のプラントウォークダウン以降に取り換えや移設がない。

以 上

地震PRAにおけるプラントウォークダウンの点検項目について

「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」においてプラントウォークダウンでの着眼点として以下が示されている。

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

(1) 耐震安全性の確認

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

(2) 地震動による設備間の相互干渉の確認

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

(3) 地震後のアクセス性の確認現場での起動が必要な設備

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

以上

機器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「原子力学会標準」にて検討例が示されている。

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

上記検討では、加振試験により基準地震動を上回る高いレベルの地震動を繰り返し受けても耐力低下又は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され、その影響は無視できるとしている。

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

1. 静的機器に対する余震の影響

静的機器に対する余震の影響について配管系を例にとって示す。

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

それらの結果によれば、現行耐震設計法によって設計された配管系は、設計用基準地震動 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. 動的機器および電気品に対する余震の影響

動的機器の地震時機能については、加振試験等により動的機能に係る各部位が弾性範囲内であることで、その機能維持が確認される。また、電気品も同様であり、例えば加振時にリレーの誤動作や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、物理的な損傷はみられない場合が多い。フラジリティ評価上は、炉心損傷への影響をみた上で、これらを損傷とみなしている。

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

また、動的機能に関する加振試験結果から次のことがいえる。

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

実機試験では、試験横形ポンプの代表機種として原子炉補機冷却ポンプ（RCWポンプ）を対象に最大約 $6 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ の加速度による振動試験を行い、ポンプの運転状態・外観などに異常が見られないことを確認している。また、電気品の実

機試験では、原子炉補助盤、中央制御盤、計装ラックおよび論理回路制御盤などについて最大約 $6 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ の加速度による振動試験を行い、電氣的に異常がないことが確認されている。

これらの振動試験では、1 試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振試験を実施して、最終的に機能維持が確認された最大加速度を地震 PSA 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）。

ELOCA の評価方法について

ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（以下、ELOCAとする。）は、大・中・小LOCAを包絡する、緩和手段のない事象として整理している。

以下にELOCAの評価方法について示す。

1. 対象設備の選定方法

ELOCAの対象となる設備は、原子炉圧力容器に接続している格納容器内の配管、RPVノズル、核計装およびSR弁の開失敗を選定した。ただし、小口径配管については影響が小さいと判断し対象外とした。

2. 評価上の想定

設計基準で考慮するような単一の格納容器内配管の破断では、ELOCAは発生しないが、本評価においては、完全相関を仮定し、単一の破断であってもELOCAに至ると想定した。このため、格納容器内配管のうち、地震耐力が最も小さいものを代表として評価した。また、RPVノズル、核計装およびSR弁の開失敗についても同様に完全相関を仮定し、それぞれ代表を選定して評価した。

3. 定量化方法

定量化は、フォールトツリーを用いて、ELOCAの要因となる格納容器内配管、RPVノズル、核計装およびSR弁の開失敗の脆弱性を評価して、同事象の発生確率を算出した。この際、いずれの設備が損傷しても、ELOCAが発生すると仮定した。

以 上

階層イベントツリーのヘディング設定の考え方及び定量化について

女川2号機の地震PRAでは、階層イベントツリーにおけるヘディングは、影響の大きい順に配列している。ただし、外部電源については、内部事象PRAと地震PRAとの対象範囲の区分けを明確にするために先頭に配置してある。

以下に階層イベントツリーにおけるヘディング設定の考え方および定量化方法について示す。

1. ヘディング設定の考え方

本評価では、評価対象の地震動下限値は、発電所内の機器の中でも最も弱い設備の一つである、耐震重要度 C クラスの外部電源設備（評価部位は碍子(HCLPF:0.11G))が損傷する地震動としている。（なお、外部電源喪失は、他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象（非隔離事象等）を代表する起因事象として選定している。）

このため、外部電源設備が損傷しない場合は、地震起因で設備が機能喪失する可能性は小さく、また、外部電源喪失以外の起因事象が発生する可能性も低いため、地震によるプラントへの影響は無視できるほど小さいと考えられる。この場合、地震起因による設備の機能喪失によるリスクではなく、内部事象 PRA が対象とするリスクの範疇である。

2. 定量化について

定量化に使用する解析コードは、各事故シーケンスに対するミニマルカットセットをインプットとしており、保守的に成功分岐確率を1としてカットセットを簡素化している。

以 上

使命時間に関する感度解析について

本評価では地震時特有の事故シーケンスの抽出を目的としているため、使命時間による保守性により、使命時間に因らない地震時特有のリスクが相対的に小さくならないよう、内部事象PRAに合わせて24時間に設定している。

以下に使命時間を3日にした場合の感度解析について示す。

1. 感度解析ケース

本評価では格納容器除熱機能として残留熱除去系にしか期待できないため、使命時間変更による成功基準への影響はない。このため、イベントツリーやフォールトツリー等の構造はベースケースと相違ない。従って、使命時間は、機器の継続運転時間に影響するため、ランダム故障確率のみが変更となる。表1に変更となったランダム故障確率を示す。

表1 ランダム故障確率

系統名	使命時間 1日	使命時間 3日
交流電源・補機冷却系	2.6E-4	5.1E-4
高圧炉心スプレイ系	2.2E-2	2.6E-2
残留熱除去系(低圧注水モード)	4.7E-6	5.7E-6
低圧炉心スプレイ系	9.5E-4	1.0E-3
残留熱除去系	5.7E-5	6.0E-5

2. 定量評価結果

感度解析の結果を表2に示す。全炉心損傷頻度については 2.4×10^{-5} (／炉年)と算出されベースケースと比較して約2割の増加に留まった。また、ランダム故障確率増加による影響によりTQUXで約2割、長期TBで約6割、TBUで約3割、TBPで約5割炉心損傷頻度が増加した。加速度毎の炉心損傷頻度を図に示す。ランダム故障の寄与が大きい0.4G付近において使命時間変更に伴うランダム故障確率増加の寄与が表れている。

表2 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

炉心損傷シーケンス	CDF (／炉年)		比 (感度解析/ ベースケース)
	使命時間1日 (ベースケース)	使命時間3日 (感度解析)	
TQUV	4.3E-8	4.5E-8	1.04
TQUX	6.9E-7	8.5E-7	1.23
長期TB	5.9E-6	9.2E-6	1.57
TBU	2.2E-7	2.9E-7	1.31
TBP	2.0E-8	2.9E-8	1.47
TW	8.7E-7	9.4E-7	1.08
TC	5.5E-7	5.8E-7	1.04
ELOCA	8.0E-6	8.3E-6	1.04
全炉心損傷頻度	2.0E-5	2.4E-5	1.21

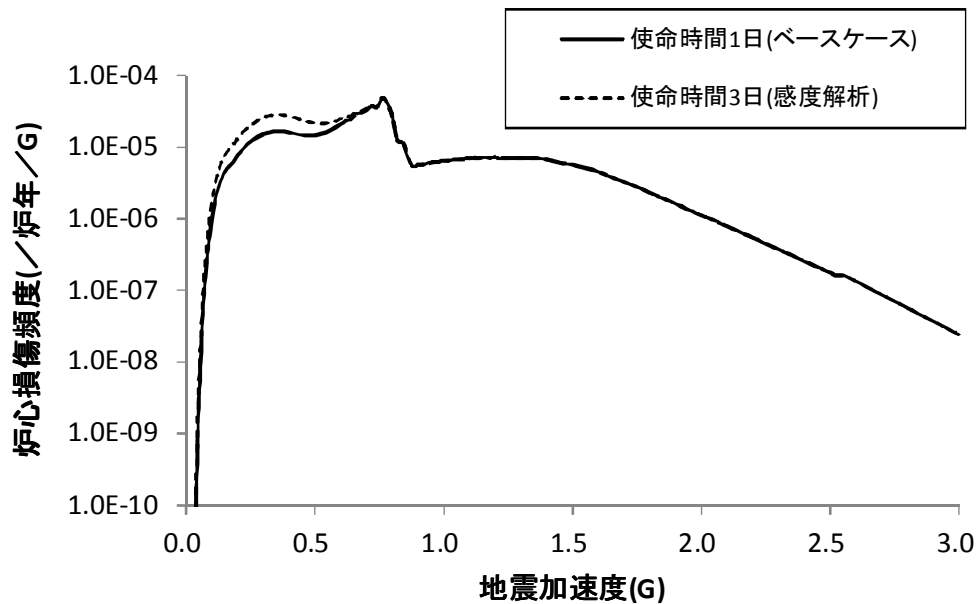


図 全炉心損傷頻度比較

3. まとめ

使命時間変更により、炉心損傷頻度の多少の増加はあるものの、抽出される事故シーケンスはほぼ同等であることが確認できた。

以 上

1.2.2 津波PRA

外部事象津波レベル1PRAは、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」

(以下「原子力学会標準」)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1.2.2-1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)は対象としていない。

1.2.2.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1.2.2.a-1表に示す。内部事象出力運転時レベル1PRA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、内部事象出力運転時レベル1PRAの評価対象とした設備の他、耐津波設計としての設計基準対象施設である津波防護施設(防潮堤、防潮壁等)及び浸水防止設備(水密扉、貫通部等の浸水対策設備)を選定した。プラントの設備配置の概略図を第1.2.2.a-1図に示す。また、津波防護施設の概要を以下に示す。

- ・基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために、防潮堤(O.P.約29m¹)を設置。

¹ 防潮堤の高さは平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動による影響を考慮した値とした。

- ・海と接続する取水路等からの建屋への流入を防止するために防潮壁を設置。
- ・建屋への浸水の可能性がある経路、浸水口（扉、開口部及び貫通孔等）に対して、水密扉の設置、貫通部の止水処理等の浸水対策を実施。

(2) ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果

a. プラントウォークダウンの実施手順

本津波 PRA では第 1.2.2. 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

b. プラントウォークダウン対象機器の選定

プラントウォークダウン対象機器の選定フローを第 1.2.2. a-2 図に示す。本津波 PRA では、建屋内に浸水した場合には全緩和系が機能喪失して炉心損傷に至るシナリオを想定しているため、建屋・機器リストに記載されている機器のうち屋外に設置されている機器を調査対象とした。

また、建屋内の重要設備を津波の影響から防護するために地上の建屋外壁部及び地下トレンチ取合部は建屋バウンダリとしての機能が要求されることから、重要設備が設置される R/B 及び C/B の敷地面から+2m 以下の範囲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。敷地浸水深が+2m 以上となる津波高さの場合には、防潮堤が機能喪失して炉心損傷

に至るシナリオを想定しているため、敷地面+2m以上の外壁開口部は調査対象外とした。

さらに、間接的な被害として、津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の可能性を確認するため、漂流物となる可能性のある屋外機器・設備についても調査対象とした。第 1.2.2. a-2 図のフローに基づき選定した結果、プラントウォークダウンの対象として以下の機器及び建屋開口部が選定された。

- ・後述する津波 PRA 用の建屋・機器リストに記載の機器のうち、屋外に設置される機器
- ・敷地高さ 2m 以下の R/B 及び C/B 外壁開口部（建屋間及び地下部も含む）
- ・漂流物となる可能性のある屋外機器・設備

c. プラントウォークダウン結果

プラントウォークダウン用チェックシートに基づき対象機器をチェックした。チェックシートの例を第 1.2.2. a-3 図に示す。プラントウォークダウンの結果、第 1.2.2. a-2 表に示すように津波 PRA 上問題となる箇所は見当たらなかった。

②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

(1) 事故シナリオの概括的な分析・選定

a. 機器の損傷・機能喪失原因となる津波の影響

原子力学会標準では、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
- ・引き津波による水位低下

(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 1.2.2. 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，原子力学会標準の記載²に従い対象外とした。

2) 引き津波による水位低下の影響

「引き津波による水位低下」では，海水の潮位が低下して，海水を水源とするポンプの取水障害が発生して，キャビテーションでポンプが機能喪失することとなり，対象となる機器は海水ポンプ及び循環水ポンプのみである。これは押し津波が発生した場合に海水ポンプ又は循環水ポ

² 「炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確，あるいは評価技術が十分でない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おいて判断せざるを得ないことに留意する。スクリーニングで除外されない事故シナリオを，事故シーケンス評価の対象とするか，または，留意事項として報告書等に記載する等，評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」（原子力学会標準 6.2 項より抜粋）

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、引き津波により取水口敷が露出し、取水不能となっても、RSW ポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路及び海水ポンプ室に確保可能な構造としている。また、ポンプがキャビテーションで機能喪失する前にポンプ停止、潮位回復後に再起動することが可能であるため、事象発生後のシナリオは押し津波によりポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる。(別紙 1.2.2. a-1, 2, 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 1.2.2. 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」、「原子炉補機冷却海水系機能喪失」、及び「敷地及び建屋内浸水」の 3 事象が選定された。更に、これら起回事象と内部事象出力運転時レベル 1PRA 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 1.2.2. 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。敷地内浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起因事象として選定した。

(b) 原子炉補機冷却海水系機能喪失

津波の敷地内浸水により海水ポンプ室への浸水が発生し、RSW 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

津波により防潮堤が機能喪失した場合、敷地及び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 1.2.2. a-5 表）。

1.2.2. 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

原子力学会標準、公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法（平成 23 年 9 月）」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。

基準津波及び入力津波の超過確率を参照するための津波ハザード曲線の評価に当たっては、2011 年東北地方太平洋沖地震の発生に伴い、これまで同領域に蓄積してきた歪はほぼ解消し、今後数百年オーダーの期間に、プレート境界部

で2011年東北地方太平洋沖地震と同程度の規模のすべりの発生が起こる可能性は小さいことを踏まえ、現時点（2013年1月1日から今後50年間）における算術平均ハザード曲線を用いる。

②津波発生領域の設定

津波発生領域は、原子力学会標準に示される領域に加え、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、典型的なプレート間地震と津波地震の連動型地震を考慮するとともに、複数の津波発生領域を震源域とする地震についても考慮した。

なお、地震以外に起因する津波については、敷地周辺に地すべり、火山等が無く、地震に起因する津波と比較して、発電所に与える影響は極めて小さいと考えられることから、検討対象外とした。

③確率論的津波ハザード評価結果

津波ハザード曲線は、基準津波の策定位置、敷地前面及び2号取水口前面について作成した。本評価で使用する敷地前面における津波ハザード曲線を第1.2.2.b-1図に示す。敷地前面における最高水位に地盤沈下量を考慮した相対的な津波水位 O.P. 23.8m の1年あたりの超過確率は 10^{-4} 程度である。

1.2.2.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

1.2.2.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1.2.2.c-1表）。た

だし、スクリーニングで除外した海底砂移動及び引き津波の影響はフラジリティ評価の対象外とした。(別紙 1.2.2.c-2)

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 1.2.2.c-1 図に示すようにステップ状となる。

- (1) 主変圧器等，燃料移送ポンプ，及び RSW/HPSW ポンプは，敷地内浸水の開始と同時に没水し機能喪失する。
- (2) 防潮堤は設計値である O.P. 34m を越える津波高さで波力により機能喪失する。(別紙 1.2.2.c-1)
- (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。
- (4) 建屋の浸水防止設備は，O.P. 34m の津波高さ（敷地内浸水深が 2m 以下）までは機能喪失しないと想定した。

1.2.2.d 事故シーケンス

d(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 1.2.2.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 O.P. 29m 未満では発電所敷地内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 O.P. 29m 未満の事故シーケ

ンス評価は内部事象出力運転時レベル 1PRA に包絡されるものとした。敷地内浸水が発生する津波分類 1 及び分類 2 では炉心損傷防止の手段がないため、最終的にはどちらも炉心損傷に至るが、シナリオが異なる。(別紙 1.2.2. d-1)

(1) 津波分類 1 (津波高さ O.P. 29m 以上 34m 未満)

津波高さ O.P. 29m 以上で敷地内浸水が開始する。主変圧器等の没水により外部電源喪失が発生するとともに、RSW ポンプが没水して補機冷却海水系が機能喪失するため、全交流動力電源喪失が発生する。また、人的過誤による原子炉建屋外壁扉の誤開放を考慮した。

(2) 津波分類 2 (津波高さ O.P. 34m 以上)

本分類では、防潮堤の機能喪失により敷地内及び建屋内への大量浸水が発生するため、多数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る。

② 評価対象とした起因事象の発生頻度

津波分類 1 (O.P. 29m 以上 34m 未満) では、敷地内浸水の開始に伴う外部電源喪失及び補機冷却海水系機能喪失が発生する。また、津波分類 2 (O.P. 34m 以上) では、防潮堤の機能喪失に伴う敷地及び建屋内浸水が発生する。これらの発生頻度は各分類の津波発生頻度に等しく、下表のとおりである。

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)
1	O.P. 29m 以上 34m 未満	1.5E-05
2	O.P. 34m 以上	7.0E-06

③ 階層イベントツリーとその説明

選定した起因事象及び炉心損傷への影響が大きい事故シナリオを考慮し、第 1.2.2. d-1 図に示す階層イベントツリーを作成した。また、この階層イベントツリー上に津波分類 1 及び分類 2 の各シナリオで想定されるシーケンスパスを図示したものを第 1.2.2. d-2 図及び第 1.2.2. d-3 図に示す。階層イベントツリーの各ヘディング及び分岐構造に関する考え方は以下のとおりである。

(1) 防潮堤

防潮堤の津波による機能喪失の有無を分岐として設定した。本評価では、防潮堤が機能喪失した場合は敷地内及び建屋内への多量の浸水が発生し、その緩和は期待できないとした。このため、イベントツリー上では防潮堤機能喪失後のヘディングの分岐は設けず、炉心損傷へ直結する構造とした。

(2) 外部電源

外部電源の津波による機能喪失の有無を分岐として設定した。本評価では、津波による敷地内浸水の発生に伴う主変圧器等の機能喪失により、外部電源喪失が発生すると想定した。

(3) 原子炉建屋外壁扉

津波による原子炉建屋外壁扉の機能喪失（退避時の扉閉め忘れを含む）の有無を分岐として設定した。また、建屋内管理区域（インナー）と非管理区域（アウター）への浸水を区別して考慮するため、各区域の浸水に寄与する各々の扉についてヘディングを設定した。本評価では、管理区域または非管理区域の外壁扉が機能喪失した場合、建屋内への多量の浸水が発生し、その緩和は期待できないとした。このため、イベントツリー上では外壁扉機能喪失後のヘディングの分岐は設けず、炉心損傷へ直結する構造とした。

(4) 直流電源

直流電源のランダム故障による機能喪失の有無を分岐として設定した。本機能が喪失した場合、炉心損傷に至る（TBD）。

(5) 補機冷却海水系

津波による RSW ポンプ及び HPSW ポンプの機能喪失の有無を分岐として設定した。外部電源喪失及びスクラム成功時に本機能が喪失した場合、非常用交流電源が使用不可となるため全交流動力電源喪失が発生する。

(6) 非常用交流電源

非常用交流電源のランダム故障による機能喪失の有無を分岐として設定した。

(7) スクラム

スクラム系のランダム故障による機能喪失の有無を分岐として設定した。本機能が喪失した場合、原子炉停止失敗により炉心損傷に至る。

d(2) 成功基準

① 成功基準の一覧

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象 PRA と津波 PRA では相違がないため、内部事象 PRA で設定した成功基準を用いる。

使命時間については内部事象レベル 1 PRA と同様に 24 時間とし、津波で損傷した機器の復旧は期待していない。

d(3) 事故シーケンス

① イベントツリー

起回事象発生後の緩和設備は内部事象出力運転時レベル 1PRA と同じである。全交流動力電源喪失時のイベントツリーを 第 1. 2. 2. d-4 図に示す。

d(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

第 1. 2. 2. a-5 表の建屋・機器リストに記載の設備をシステム信頼性の評価対象とした。起回事象緩和設備の詳細情報は内部事象出力運転時レベル 1PRA と同じである。

② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

フロントライン系及びサポート系の機器間の相関は内部事象出力運転時レベル 1PRA と同じとした。これらの相関を第 1. 2. 2. d-2 表及び第 1. 2. 2. d-3 表に示す。

③ システム信頼性評価結果

起回事象を緩和する設備のシステム信頼性は、内部事象出力運転時レベル 1PRA と同じである。津波の影響を受ける可能性がある設備（防潮堤、建屋外壁扉等）は、建屋・機器フラジリティ評価の結果及び人的過誤を考慮して設備の信頼性評価を実施した。

④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

本評価では、システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。

d(5) 人的過誤

①評価対象とした人的過誤及び評価結果

(1) 起回事象発生前人的過誤

試験，保守作業後の復旧ミスであり，事象発生の起因が津波であっても変わることはないため，内部事象レベル 1 PRA での検討結果を用いた。

(2) 起回事象発生後人的過誤

津波退避時の原子炉建屋外壁扉の閉め忘れの人的過誤を THERP 手法により評価し，扉一枚当たりの誤開放確率を とした。(別紙 1. 2. 2. d-3) なお，上記の扉以外で事故後の人的過誤を考慮すべき緩和系はない。

d(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®PSA を使用し，フォールトツリー結合法による定量化を行った。また，炉心損傷状態については，以下のとおり事故シーケンスを機能喪失の要因の観点から区別するために「事故シーケンスグループ」に分類する。

津波 PRA で想定したシーケンスグループ一覧を第 1. 2. 2. d-4 表に示す。炉心損傷防止の観点から，内部事象出力運転時レベル 1PRA と同様に基本的な安全機能として原子炉停止機能及び炉心冷却機能に着目した他，耐津波設計としての設計基準対象施設である津波防護施設及び浸水防止設備の各機能に着目した。その結果，内部事象出力運転時レベル 1PRA で分類したシーケンスグループの他，津波特有のシーケンスとして「原子炉建屋外壁扉機能喪失(D0)」及び「防潮堤機能喪失(B)」を選定した。

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。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

1. 原子炉停止機能

原子炉を臨界状態から未臨界状態にし、原子炉を安全な状態に移行する。

この機能が喪失した場合、原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷に至る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。(原子炉停止機能喪失/TC)

2. 炉心冷却機能

原子炉の停止に成功した場合でも、炉心からの崩壊熱を除去しなければ炉心損傷に至る。本津波 PRA では津波による敷地内浸水により、外部電源喪失と同時に RSW 及び HPSW 機能が喪失することから ECCS に期待する TQUV, TQUX 及び TW は事故シーケンスグループとして抽出していない。

また、冷却材喪失（小，中，大 LOCA），ISLOCA については、津波による発生は考え難いため、事故シーケンスグループとして抽出していない。

3. 安全機能のサポート機能

外部電源が喪失する過渡事象時に、非常用電源等の電源確保に失敗し、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。(全交流動力電源喪失/TB)

なお、全交流動力電源喪失は事故進展に応じて以下の小分類に分けて設定した。

(1)非常用 D/G2 台及び HPCS が機能喪失の状態でも RCIC により原子炉注水は継続しているが、長時間経過後バッテリーが枯渇し炉心損傷に至る。(長期 TB)

(2)バッテリー2 台故障により非常用 D/G2 台の起動に失敗し、さらに HPCS も機能喪失し短時間で炉心損傷に至る。(TBD)

(3) 非常用 D/G2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び RCIC も機能喪失し高圧状態で炉心損傷に至る。(TBU)

(4) 非常用 D/G2 台が機能喪失し、さらに HPCS の機能喪失と S/R 弁再閉鎖失敗による RCIC 機能喪失により低圧状態で炉心損傷に至る。(TBP)

4. 原子炉建屋外壁扉機能喪失(D0)

原子炉建屋外壁扉の誤開放により本機能が喪失した場合、原子炉建屋内への浸水により緩和設備が没水して機能喪失し、炉心損傷に至る可能性がある。このため、当該事象を事故シーケンスグループとして分類した。

(原子炉建屋外壁扉機能喪失/D0)

5. 防潮堤機能喪失(B)

防潮堤は、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。津波により本機能が喪失した場合、原子炉建屋内浸水が発生して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。(防潮堤機能喪失/B)

②炉心損傷頻度結果

(1) 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 $2.2E-05$ (／炉年) となった。津波高さ毎の炉心損傷頻度(CDF)及び全CDFへの寄与割合を第1.2.2.d-5表及び第1.2.2.d-5図に示す。各津波分類における事故シーケンスグループは異なるが、いずれも津波の発生が炉心損傷に至るため、CDFの差は各分類における津波発生頻度の差となる。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。

(a) 津波分類 1 (津波高さ O.P. 29m 以上 34m 未満)

本分類の CDF は $1.5E-05$ (／炉年) であり, 全 CDF の 68.8% を占める。本分類で敷地内浸水が開始するため, 主変圧器等が没水して外部電源喪失が発生するとともに, RSW ポンプが没水して補機冷却海水系機能が喪失する。これにより長期の炉心冷却が不可能となるため炉心損傷に至る。また, 本分類で原子炉建屋外壁扉が誤開放により機能喪失した場合にも炉心損傷に至る。

(b) 津波分類 2 (津波高さ O.P. 34m 以上)

本分類の CDF は $7.0E-06$ (／炉年) であり, 全 CDF の 31.2% を占める。本分類では防潮堤が機能喪失するため, 全緩和機能が喪失し炉心損傷に至る。

b. 事故シーケンスグループ毎の評価結果

本津波 PRA では, 内部事象出力運転時レベル 1PRA で想定したシーケンスグループの他, 津波特有のシーケンスグループとして「原子炉建屋外壁扉機能喪失(D0)」及び「防潮堤機能喪失(B)」を考慮した。事故シーケンスグループ毎の CDF 及び全 CDF への寄与割合を第 1.2.2. d-6 表及び第 1.2.2. d-6 図に示す。長期 TB (津波分類 1) が全 CDF の 66.0% を占める結果となったが, これは分類 1 の津波の場合には必ず全交流動力電源喪失が発生し, 炉心損傷に至る割合が大きいことを表している。主要な事故シーケンスグループの概要を以下に示す。(別紙 1.2.2. d-2)

(a) 長期 TB (津波分類 1)

本シーケンスの CDF は $1.5E-05$ (／炉年) であり, 全 CDF の 66.0% を占める。津波分類 1 (津波高さ O.P. 29m 以上 34m 未満) において, RCIC による

初期注水には成功するが、全交流動力電源喪失のためその後の炉心冷却が不可能となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。

(b) 防潮堤機能喪失（津波分類 2）

本シーケンスの CDF は $7.0E-06$ （／炉年）であり、全 CDF の 31.2%を占める。津波分類 2（津波高さ O.P. 34m 以上）では、防潮堤の機能喪失により全緩和機能が喪失する。これにより炉心損傷に至る事故シーケンスである。

(c) 原子炉建屋外壁扉機能喪失（津波分類 1）

本シーケンスの CDF は $5.5E-07$ （／炉年）であり、全 CDF の 2.5%を占める。津波分類 1（津波高さ O.P. 29m 以上 34m 未満）において、原子炉建屋外壁扉の誤開放により建屋内浸水が発生し、全緩和機能が喪失することで炉心損傷に至る事故シーケンスである。

③重要度解析，不確かさ解析及び感度解析

(a) 重要度解析

本津波 PRA 評価では、評価対象となる津波高さ以上（O.P. 29m 以上）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、内部事象出力運転時レベル 1PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。

(b) 不確かさ解析

確率論的津波ハザード，システム信頼性，及び原子炉建屋外壁扉閉め忘れの人的過誤の不確かさを考慮し，不確かさ解析を行った。不確かさ解析の結果を第 1.2.2.d-7 図に示す。

全炉心損傷頻度の平均値は $2.3E-05$ (/炉年)と評価され、点推定値とほぼ同値となった。また、不確かさ幅を示すエラーファクタは16となった。

④感度解析

本解析では、O.P. 34m 津波が来た場合は防潮堤が機能喪失すると想定しているが、実力的には同程度の津波によって防潮堤は機能喪失しないと考えられる。そこで、防潮堤が健全である前提の下 O.P. 34m 津波が敷地内浸水するシナリオを想定し、外壁扉が誤開放した場合の建屋内浸水評価を実施した。(別紙 1.2.2. c-1)

評価の結果、全交流動力電源喪失になるものの直流電源及び RCIC は機能喪失せず、RCIC が使用可能な時間では炉心損傷には至らない。(別紙 1.2.2. d-2)

また、さらに高い津波 (O.P. 38.6m) を想定し、外壁扉誤開放時の建屋内浸水評価を実施したところ、全交流動力電源喪失に加えて RCIC が没水で機能喪失するため、全注水機能が喪失し短時間で炉心損傷に至ることが分かった。一方、外壁扉が開放されていない場合は、ルーバからの浸水があるものの、浸水量は限定されるため、全交流動力電源喪失になるものの直流電源及び RCIC は機能喪失せず、RCIC が使用可能な時間では炉心損傷には至らない。

上記条件及び結果を踏まえ、建屋内浸水後の緩和機能を考慮した ET を展開し、事故シーケンスの定量化を実施した。その結果を第 1.2.2. d-7 表及び第 1.2.2. d-8 図に示す。O.P. 29m 以上の津波が来た場合は必ず炉心損傷に至るため、全炉心損傷頻度は変わらない。一方、事故シーケンスは比較的長期間にわたって緩和に成功する長期 TB シーケンスが支配的となった。

第 1.2.2. a-1 表 津波 PRA 実施にあたり収集した情報及び情報源

PRA の作業		収集すべき情報	主な情報源
1.	プラント構成・特性及びサイト状況の調査	<ul style="list-style-type: none"> PRA の実施にあたり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報 	(1) 内部事象出力運転時レベル 1PRA で収集した図書（設置許可申請書，工事認可申請書，保安規定等） (2) 機器配置図 (3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月）
2.	確率論的津波ハザード評価	<ul style="list-style-type: none"> 敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報 	(1) 海底地形パラメータ (2) 断層パラメータ (3) 女川原子力発電所における平成 23 年東北地方太平洋沖地震により発生した津波の調査結果に係る報告書
3.	建屋・機器フラジリティ評価	<ul style="list-style-type: none"> プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 浸水解析結果 	(1) 上記 1. の情報源 (2) 浸水解析結果
4.	事故シーケンス評価		
	a. 事故シナリオ及び起因事象の同定	<ul style="list-style-type: none"> 津波時に想定されるプラント状態の検討に必要な情報 	(1) 上記 1. の情報源
	b. 事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 安全系等のシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和操作等 	(1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	c. システムのモデル化	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード，運転形態 	
d. 事故シーケンスの定量化	<ul style="list-style-type: none"> 評価結果の妥当性を確認できる情報 		

第 1.2.2. a-2 表 プラントウォークダウン結果

No.	チェック項目 機器名称	津波影響の確認		間接的な被害の 可能性の確認	総合評価
		建屋の開口部の高さ・大きさ、 対象設備の高さなどについて、 本評価で想定したシナリオへの影響はないか※1	屋外の構築物・機器については、 その周辺環境も含め、潜在的に波 力に対する耐力を大きく低減さ せるような問題点はないか	津波来襲時に建屋外部にある設備の津 波による離脱、移動などに起因して生 じる干渉及び衝突などの間接的な被害 の可能性はないか	
1	外壁扉（地上部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
2	外壁貫通孔（地上部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
3	配管（地上部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
4	空調ルーバ（地上部）	問題なし	—※2	問題なし	問題なし
5	外壁（ブロックアウト）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
6	貫通孔（地下トレンチ取合部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
7	扉（建屋間、トレンチ取合部）	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
8	燃料移送ポンプ	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
9	変圧器	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
10	防潮堤	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
11	防潮壁	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし

※1 敷地浸水深が+2m 以下となる津波高さでは、原子炉建屋外壁扉を誤開放している場合のみ建屋内浸水が発生するシナリオを想定しているため、建屋開口部は敷地高さ+2m 以下の範囲について確認した。

※2 当該機器・設備は開口部であるため、本確認項目は対象外。

第 1.2.2. a-3 表 津波による事故シナリオの分析 (1/2)

学会標準の記載※			影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類	建屋・構築物、機器・配管系への影響		
直接的	浸水による設備の没水・被水	設備の動的機能喪失 電気設備の発電／送電機能喪失	主変圧器等の没水による機能喪失	主変圧器等の機能喪失により外部電源喪失が発生する。
			燃料移送ポンプの没水による機能喪失	燃料移送ポンプの機能喪失により、事象発生8時間以降の非常用D/G運転が不可能となる。
			海水取水ポンプの没水による機能喪失	海水取水ポンプの機能喪失により、原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。
			屋内設備の没水による機能喪失	建屋内への浸水に伴い、屋内設備が没水で機能喪失する可能性がある。
	津波波力・流体力・浮力	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の波力による損傷	発電所敷地および建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防潮壁の波力による損傷	同上
			原子炉建屋（外壁扉）の波力による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			制御建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上
			タービン建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上
	建屋止水対策の波力による損傷	同上		
海底砂移動	海水取水設備の機能喪失	海底砂移動による海水取水機能障害の発生	原子炉補機冷却海水系の機能喪失、又は、循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。	
引き津波による水位低下	海水取水設備の機能喪失	引き津波による海水取水機能障害の発生	同上	

※ 原子力学会標準 6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第 1.2.2. a-3 表 津波による事故シナリオの分析 (2/2)

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

1.2.2-22

※ 原子力学会標準 6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第 1.2.2. a-4 表 津波により発生する起回事象の検討結果 (1/2)

区分		起回事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外
内部事象出力運 転時レベル 1PRA でグループ化し た起回事象	過渡事象	非隔離事象	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
		隔離事象	同上	(○)
		全給水喪失	同上	(○)
		水位低下事象	同上	(○)
		RPS 誤作動等	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×
		外部電源喪失	津波による敷地内浸水に伴い、屋外に設置された主変圧器等が没水することで外部電源喪失が発生する。	○
		S/R 弁誤開放	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×
	冷却材喪失	小 LOCA	同上	×
		中 LOCA	同上	×
		大 LOCA	同上	×

第 1.2.2. a-4 表 津波により発生する起回事象の検討結果 (2/2)

区分		起回事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外
内部事象出力運 転時レベル 1PRA でグループ化し た起回事象	従属性を有 する起回事 象	原子炉補機冷却海 水系機能喪失	津波による敷地内浸水に伴い RSW ポンプが没水し原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。	○
		交流電源故障	津波による敷地内浸水に伴い外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失が発生する。原子炉補機冷却海水系の喪失により、非常用 D/G も機能喪失するため全交流動力電源喪失となる。このため、交流電源故障は外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失に包絡されるので、新たな起回事象としては抽出しない。	(○)
		直流電源故障	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×
		タービン・サポート 系故障	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生するより広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
	通常停止	通常停止	本評価対象外	×
	ISLOCA	ISLOCA	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×
津波レベル 1PRA 特有の起回事象	敷地及び建 屋内浸水	—	防潮堤が機能喪失した場合、敷地及び建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性が有る。本評価では、これを津波特有の起回事象として抽出した。	○

第 1. 2. 2. a-5 表 建屋・機器リスト

	No.	設備名称	設置場所	設置フロア高さ (O. P.)
起因事象を引き起こす設備	1	主変圧器, 起動変圧器	屋外	13. 8m
	2	RSW ポンプ (海水ポンプ室内の関連機器を含む)	海水ポンプ室	13. 8m*
津波防護施設/浸水防止設備	3	防潮堤 (O. P. 約 29m)	屋外	—
	4	防潮壁 (除塵装置エリア, 放水立坑エリア)	屋外	—
	5	建屋止水対策	屋外	—
	6	原子炉建屋	—	—
	7	原子炉建屋外壁扉	R/B	—
	8	制御建屋	—	—
	9	制御建屋外壁扉	C/B	—
起因事象を緩和する設備	フロントライン系			
	10	スクラム系	R/B	5. 0m
	11	HPCS	R/B	-9. 1m
	12	RCIC	R/B	-9. 1m
	13	LPCS	R/B	-9. 1m
	14	LPCI (RHR)	R/B	-9. 1m
	サポート系			
	15	直流電源系統	C/B	7. 0m
	16	燃料移送ポンプ (屋外の燃料移送系関連機器を含む)	屋外	13. 8m*
	17	非常用交流電源系統 (燃料移送ポンプを除く)	R/B	14. 0m
	18	RSW/HPSW (RSW/HPSW ポンプを除く)	R/B	-9. 1m
	19	HPSW ポンプ (海水ポンプ室内の関連機器を含む)	海水ポンプ室	13. 8m*
20	RCW/HPCW	R/B	-9. 1m	

*機能喪失高さを示す

第 1.2.2. 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	
起回事象を引き起こす設備	1	主変圧器等	○	*1	*1	*1	敷地内浸水が0mを超えた場合、没水で機能喪失すると想定した。
	2	RSWポンプ	○	*1	*1	*1	敷地内浸水が0mを超えた場合、海水ポンプ室の浸水による没水で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 (O.P. 約 29m)	-	○	*2	*2	防潮堤の設計値である津波水位O.P. 34m以上では、防潮堤は波力により機能喪失すると想定した。
	4	防潮壁	-	○	*2	*2	津波水位O.P. 29m以上では、防潮壁は波力により機能喪失すると想定した。
	5	建屋止水対策	-	*2	*2	*2	津波水位O.P. 34m未満では、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O.P. 34m以上では、防潮堤が機能喪失して炉心損傷に至るため、当該設備の機能喪失の有無は評価に影響せず、フラジリティは評価していない。
	6	原子炉建屋	-	*2	*2	*2	同上
	7	原子炉建屋外壁扉	-	*2	*2	*2	同上
	8	制御建屋	-	*2	*2	*2	同上
	9	制御建屋外壁扉	-	*2	*2	*2	同上

1.2.2-26

- ・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
- ・「-」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。
- ・「*1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水／被水による機能喪失に包絡されるとした。
- ・「*2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この機能喪失の可能性は小さいと想定し、この影響は考えないこととした。

第 1.2.2. c-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (2/2)

	No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
			没水／被水	波力	洗掘	漂流物	
起因事象を緩和する設備	フロントライン系						
	10	スクラム系	○	-	-	-	津波水位0. P. 29m以上での原子炉建屋外壁扉の機能喪失（閉め忘れ）、又は、津波水位0. P. 34m以上での防潮堤の機能喪失による建屋内浸水で機能喪失すると想定した。
	12	HPCS	○	-	-	-	同上
	13	RCIC	○	-	-	-	同上
	14	LPCS	○	-	-	-	同上
	15	LPCI (RHR)	○	-	-	-	同上
	サポート系						
	16	直流電源系統	○	-	-	-	津波水位0. P. 34m以上での防潮堤の機能喪失による建屋内浸水で機能喪失すると想定した。
	17	燃料移送ポンプ	○	*1	*1	*1	敷地内浸水が0mを超えた場合、没水で機能喪失すると想定した。
	18	非常用交流電源系統 (燃料移送ポンプを除く)	○	-	-	-	津波水位0. P. 29m以上での原子炉建屋外壁扉の機能喪失、又は、津波水位0. P. 34m以上での防潮堤の機能喪失による建屋内浸水で機能喪失すると想定した。
	19	RSW／HPSW (RSW／HPSWポンプを除く)	○	-	-	-	同上
20	HPSWポンプ	○	*1	*1	*1	敷地内浸水が0mを超えた場合、海水ポンプ室の浸水による没水で機能喪失すると想定した。	
21	RCW/HPCW	○	-	-	-	津波水位0. P. 29m以上での原子炉建屋外壁扉の機能喪失、又は、津波水位0. P. 34m以上での防潮堤の機能喪失による建屋内浸水で機能喪失すると想定した。	

1.2.2-27

- ・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
- ・「-」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。
- ・「*1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水／被水による機能喪失に包絡されるとした。
- ・「*2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この機能喪失の可能性は小さいと想定し、この影響は考えないこととした。

第 1.2.2. d-1 表 津波高さによるシナリオ分類

津波分類	津波高さ	津波により損傷する 主な機器	起回事象
1	O. P. 29m 以上 34m 未満	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主変圧器等 ・ RSW/HPSW ポンプ ・ 燃料移送ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 補機冷却海水系機能喪失
2	O. P. 34m 以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ 防潮堤の機能喪失による敷地及び原子炉建屋内浸水 	

第 1. 2. 2. d-2 表 フロントライン系とサポート系の依存性

フロント	サポート	非常用交流電源			直流電源			補機冷却水系			ポンプ 室空調
		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	
	スクラム系										
	高圧炉心スプレイ系(HPCS)			○			○			○	○
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)				○						
	自動減圧系(ADS)				○	○					
	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	○			○			○			○
	低圧注水系A(LPCI-A)	○			○			○			○
	低圧注水系B(LPCI-B)		○			○			○		○
	低圧注水系C(LPCI-C)		○			○			○		○
	残留熱除去系A(RHR-A)	○			○			○			○
	残留熱除去系B(RHR-B)		○			○			○		○

第 1.2.2. d-3 表 サポート系同士の依存性

サポート (影響を受ける側)		非常用交流電源			直流電源			補機冷却水系			補機冷却海水系			ポンプ/DG 室空調
		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	
非常用交流電源	区分Ⅰ				○			○						○
	区分Ⅱ					○			○					○
	区分Ⅲ						○			○				○
直流電源	区分Ⅰ	○												
	区分Ⅱ		○											
	区分Ⅲ			○										
補機冷却水系	区分Ⅰ	○			○						○			○
	区分Ⅱ		○			○						○		○
	区分Ⅲ			○			○						○	○
補機冷却海水系	区分Ⅰ	○			○									
	区分Ⅱ		○			○								
	区分Ⅲ			○			○							
ポンプ室空調		○	○	○										

第 1. 2. 2. d-4 表 事故シーケンスグループ

炉心損傷シーケンスの特徴		事故シーケンスグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考	
内部 事象 出力 運転 時 レ ベ ル 1 P R A	LOCA 時注水機能喪失 詳細には、 <ul style="list-style-type: none"> 大 LOCA 後の炉心冷却失敗 中 LOCA 後の炉心冷却失敗 小 LOCA 後の炉心冷却失敗 	LOCA 後の 注水失敗 AE S1E S2E	LOCA 後の 注水失敗 × × ×	津波による発生は考え にくいため×とした	
	高圧・低圧注水機能喪失	TQUV	×	期待できる注水機能が RCIC に限られるため、該 当するシーケンスは存 在しないことから×と した	
	高圧注水・減圧機能喪失	TQUX	×		
	全交流動力電源喪失 詳細には <ul style="list-style-type: none"> D/G2 台・HPCS 機能喪失及びバッテリー枯渇 に伴う RCIC 機能喪失 バッテリーの故障により D/G2 台の起動に失 敗し、HPCS も機能喪失 非常用 D/G 2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び RCIC も機能喪失し炉心損傷 非常用 D/G 2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び S/R 弁 再閉鎖失敗による RCIC 機能 喪失 	TB 長期 TB TBD TBU TBP	○ ○ ○ ○	—	
	崩壊熱除去機能喪失	TW	×	津波による敷地内浸水 により RSW 及び HPSW が 機能喪失することから、 TW は抽出していない	
	原子炉停止機能喪失	TC	○	—	
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	ISLOCA	×	津波による発生は考え にくいため×とした	
	津波 P R A	原子炉建屋外の壁扉の機能喪失による建屋内 浸水により、安全系機能が没水し炉心損傷	原子炉建屋外 壁扉機能喪失 (D0)	○	—
		津波による防潮堤機能喪失により、原子炉建 屋内浸水が発生し炉心損傷	防潮堤機能 喪失(B)	○	—

第 1.2.2. d-5 表 津波高さ毎の炉心損傷頻度

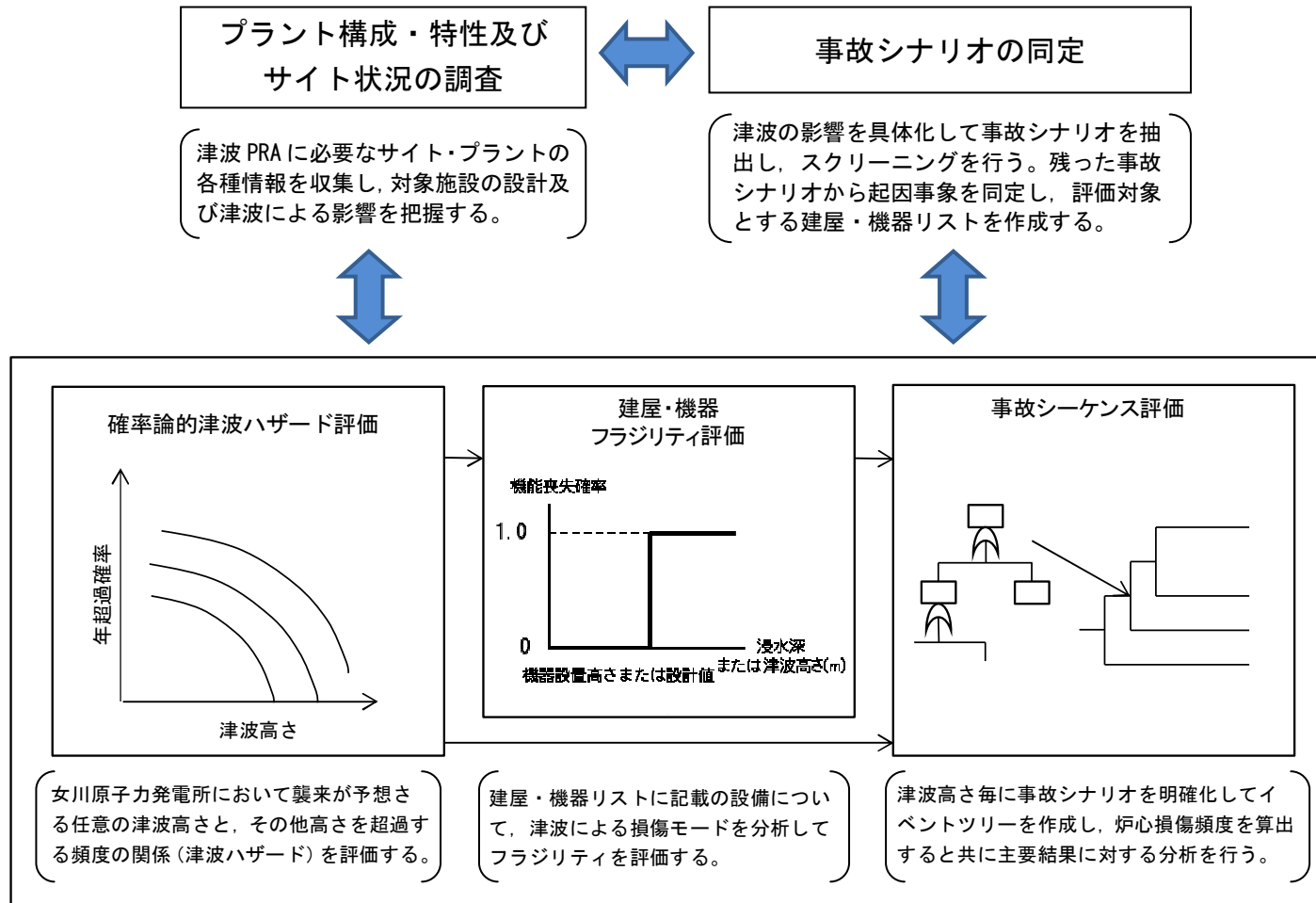
津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (／年)	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)
1	O. P. 29m 以上 34m 未満	1.5E-05	1.5E-05	68.8
2	O. P. 34m 以上	7.0E-06	7.0E-06	31.2
全 CDF			2.2E-05	100

第 1.2.2. d-6 表 事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度

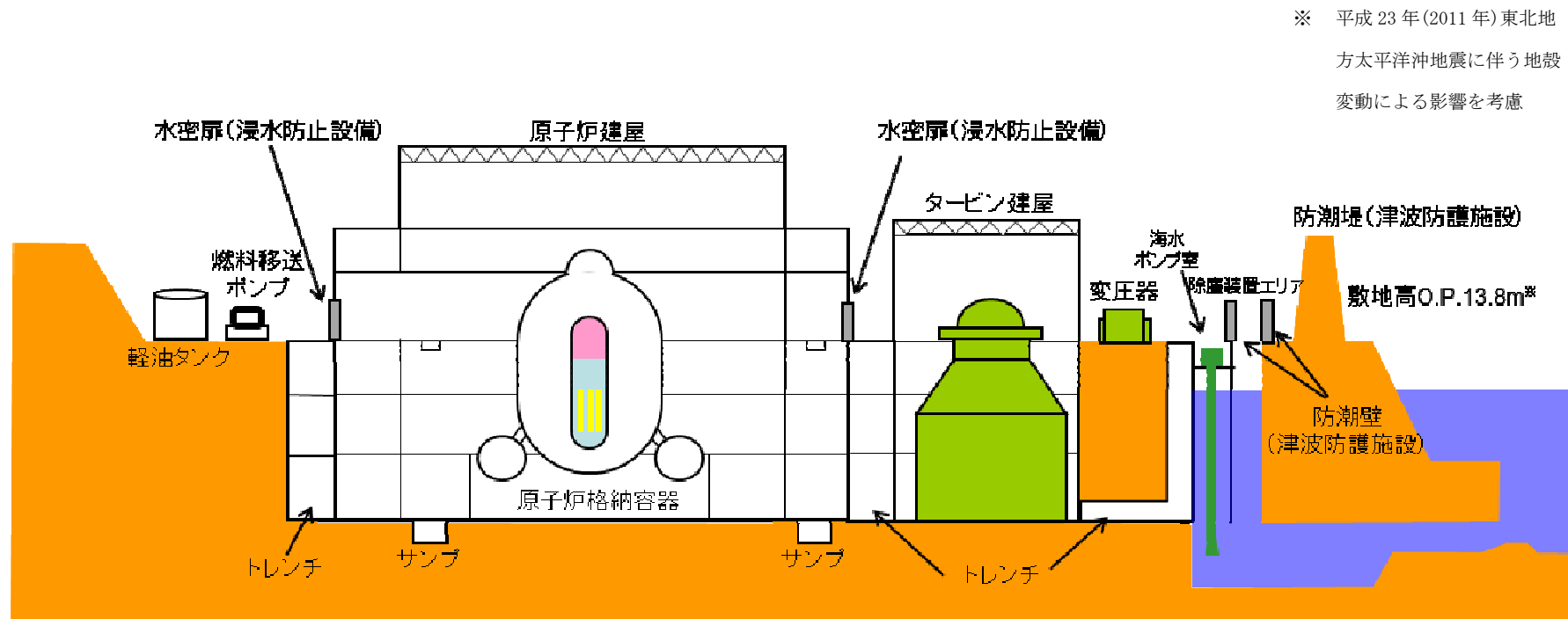
津波分類	シーケンスグループ	概要	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
1	長期 TB	RCIC による初期注水に成功するが、全交流動力電源喪失のためその後の炉心冷却ができず炉心損傷。	1.5E-05	66.0
2	防潮堤機能喪失	0. P. 34m 以上の津波による防潮堤機能喪失により安全系設備が没水し炉心損傷。	7.0E-06	31.2
1	原子炉建屋 外壁扉機能喪失	建屋外壁扉の人的過誤による誤開放により、建屋内への浸水が発生し、安全系設備が機能喪失することで炉心損傷。	5.5E-07	2.5
1	TBP	全交流動力電源喪失の状態での S/R 弁再閉鎖に失敗し、炉心損傷。	4.0E-08	0.2
1	TBU	全交流動力電源喪失の状態での RCIC がランダム故障し、炉心損傷。	3.9E-08	0.2
1	TBD	直流電源がランダム故障し、炉心損傷。	2.5E-12	0.0
1	TC	スクラム系がランダム故障し、炉心損傷。	2.4E-13	0.0
全 CDF			2.2E-05	100

第 1.2.2. d-7 表 感度解析結果

事故シーケンス	炉心損傷頻度 (ベースケース) (/炉年)	炉心損傷頻度 (感度解析) (/炉年)	感度解析/ ベースケース
長期 TB	1.5E-05	2.0E-05	1.34
TC	2.4E-13	3.2E-13	1.35
TBU	3.9E-08	1.1E-07	2.77
TBP	4.0E-08	5.4E-08	1.35
TBD	2.5E-12	3.4E-12	1.35
原子炉建屋 外壁扉機能喪失	5.5E-07	—	—
防潮堤機能喪失	7.0E-06	2.4E-06	0.34
全炉心損傷頻度	2.2E-05	2.2E-05	1.00

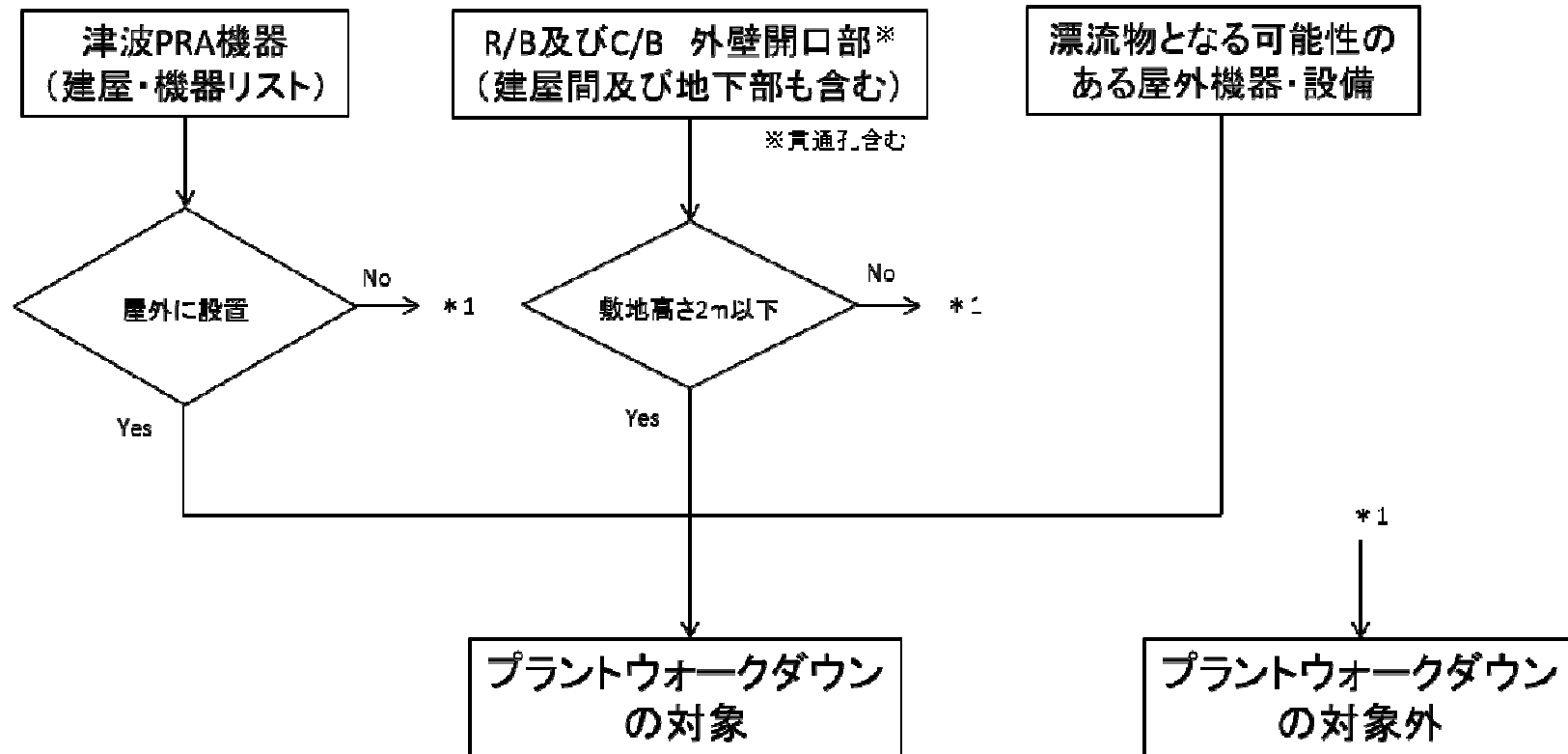


第 1.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー



※ 平成 23 年 (2011 年) 東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動による影響を考慮

第 1.2.2. a-1 図 プラント設備配置の概略図



第 1.2.2. a-2 図 プラントウォークダウン対象機器の選定フロー

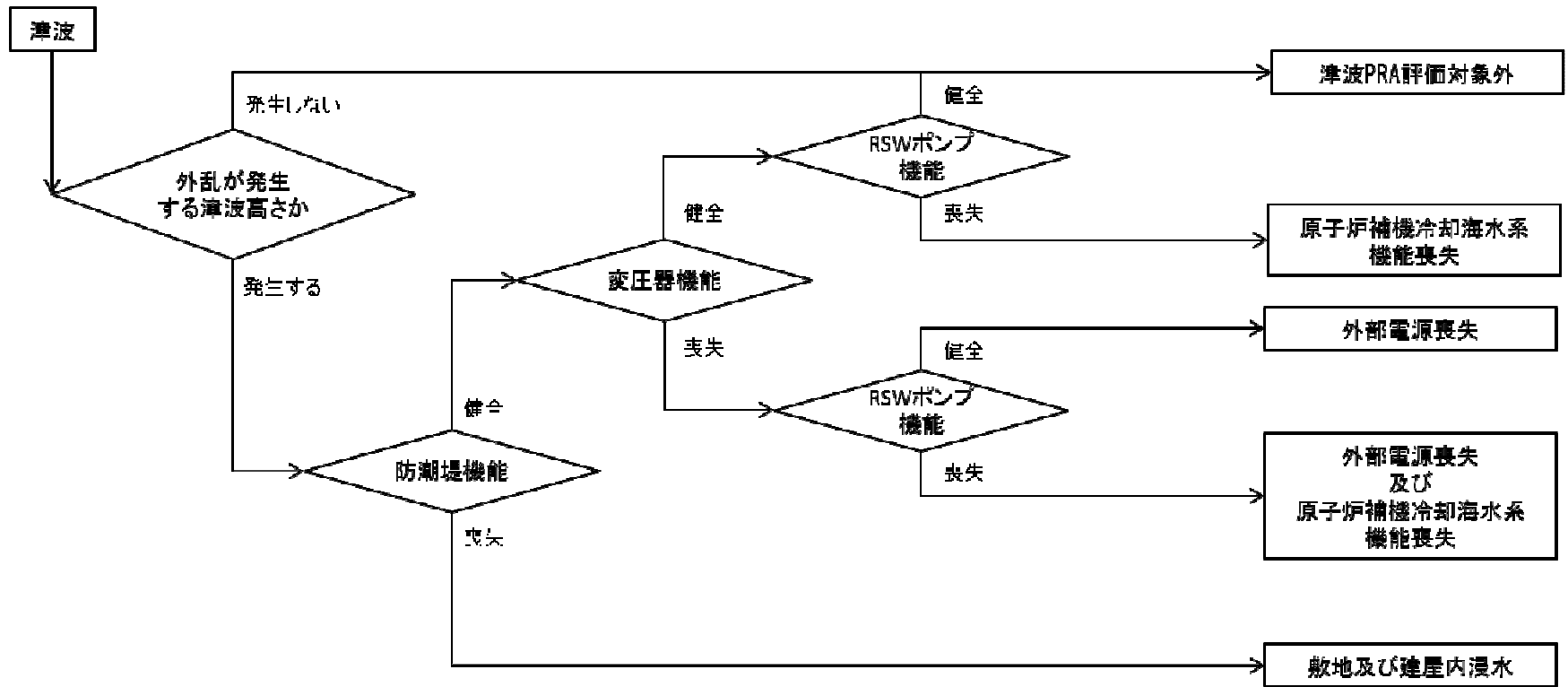
現場調査票 (調査日 2014. 4. 8)

壁貫通部用

【女川原子力発電所 2号機 原子炉建屋 地上1階】外壁貫通部					No. 4	
					防護対象区画番号: 現場写真 	
壁貫通部	用途	貫通孔の有無	水密化処理の有無*1	高さ*2	考察	ストレステスト対応時に止水処理を実施済み。
	配管	有・無	全周有・一部有・無	550 950		
	ダクト	有・無	全周有・一部有・無			
	トレイ	有・無	全周有・一部有・無			
	電線管(P.B)	有・無	全て有・一部有・無			
					評価	①・B・C 備考

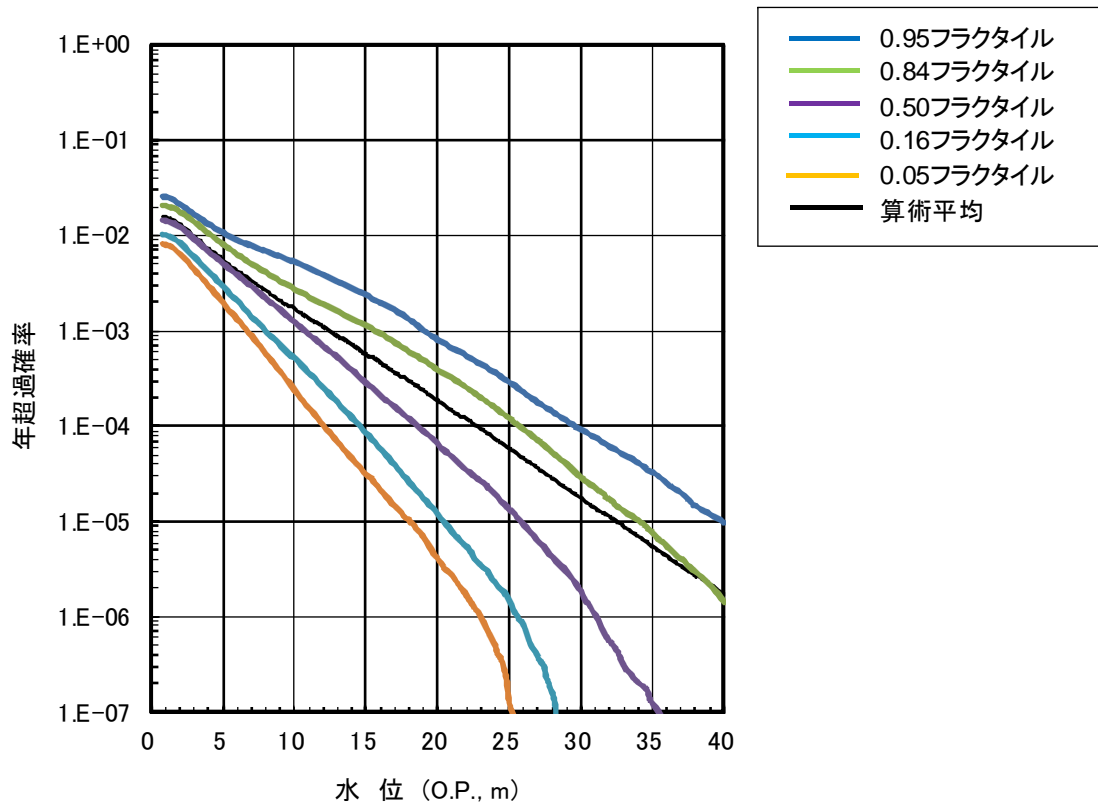
* 1 : 不明な場合は「無」とする。* 2 : 流出経路となる貫通孔の中心レベルを記載する。

第 1. 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)

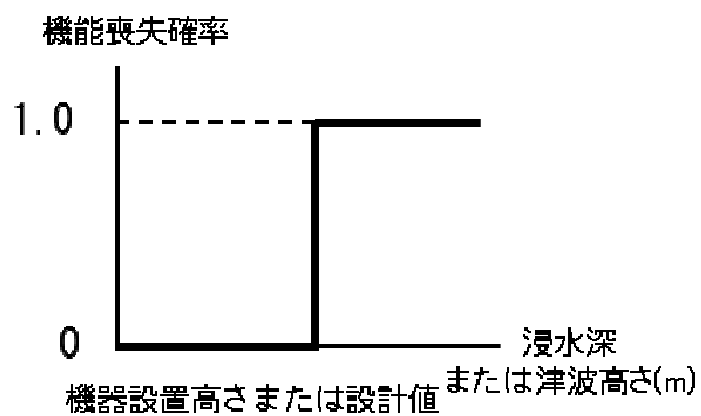


第 1.2.2. a-4 図 起因事象の選定フロー

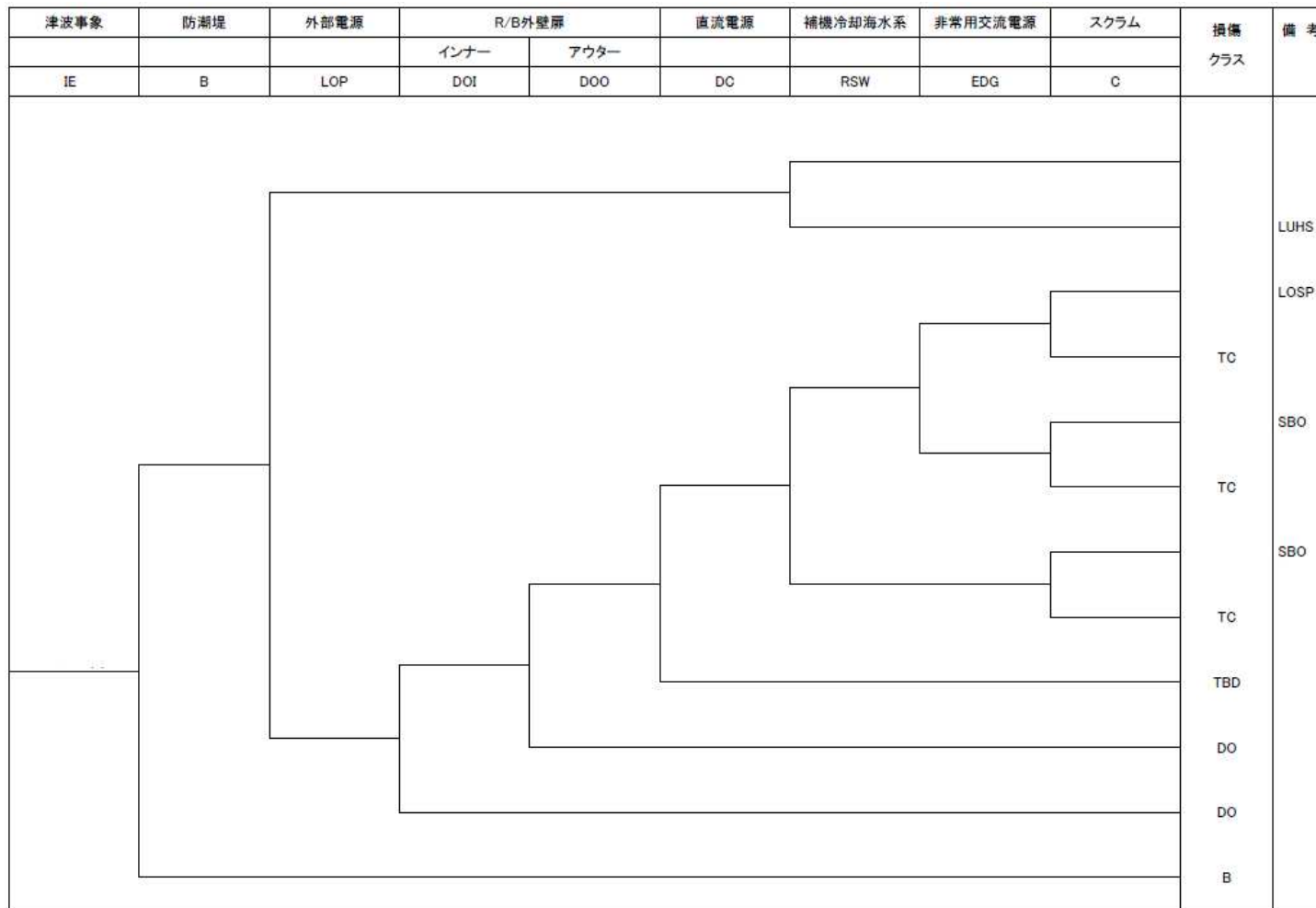
※本評価では T/B の浸水に伴い発生する起因事象は外部電源喪失に包絡されると想定したため、フロー上での記載は省略した。
 (津波の影響が建屋内に及ぶ場合、既に屋外変圧器の没水による外部電源喪失が発生している可能性が高いため。)



第 1.2.2. b-1 図 信頼度別ハザード曲線及び平均津波ハザード曲線（敷地前面）



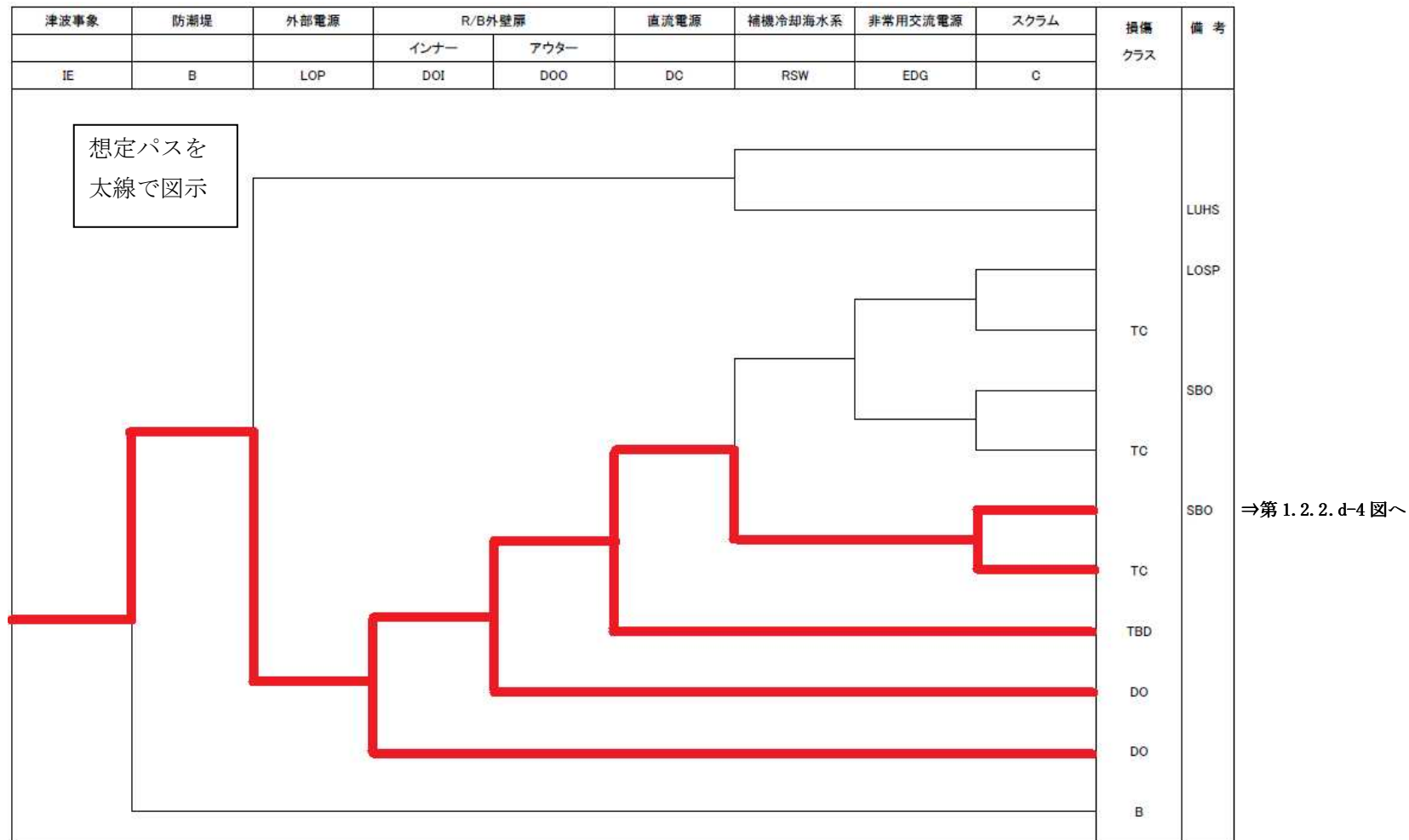
第 1.2.2. c-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線



第 1.2.2. d-1 図 階層イベントツリー

DO : 原子炉建屋外壁扉機能喪失

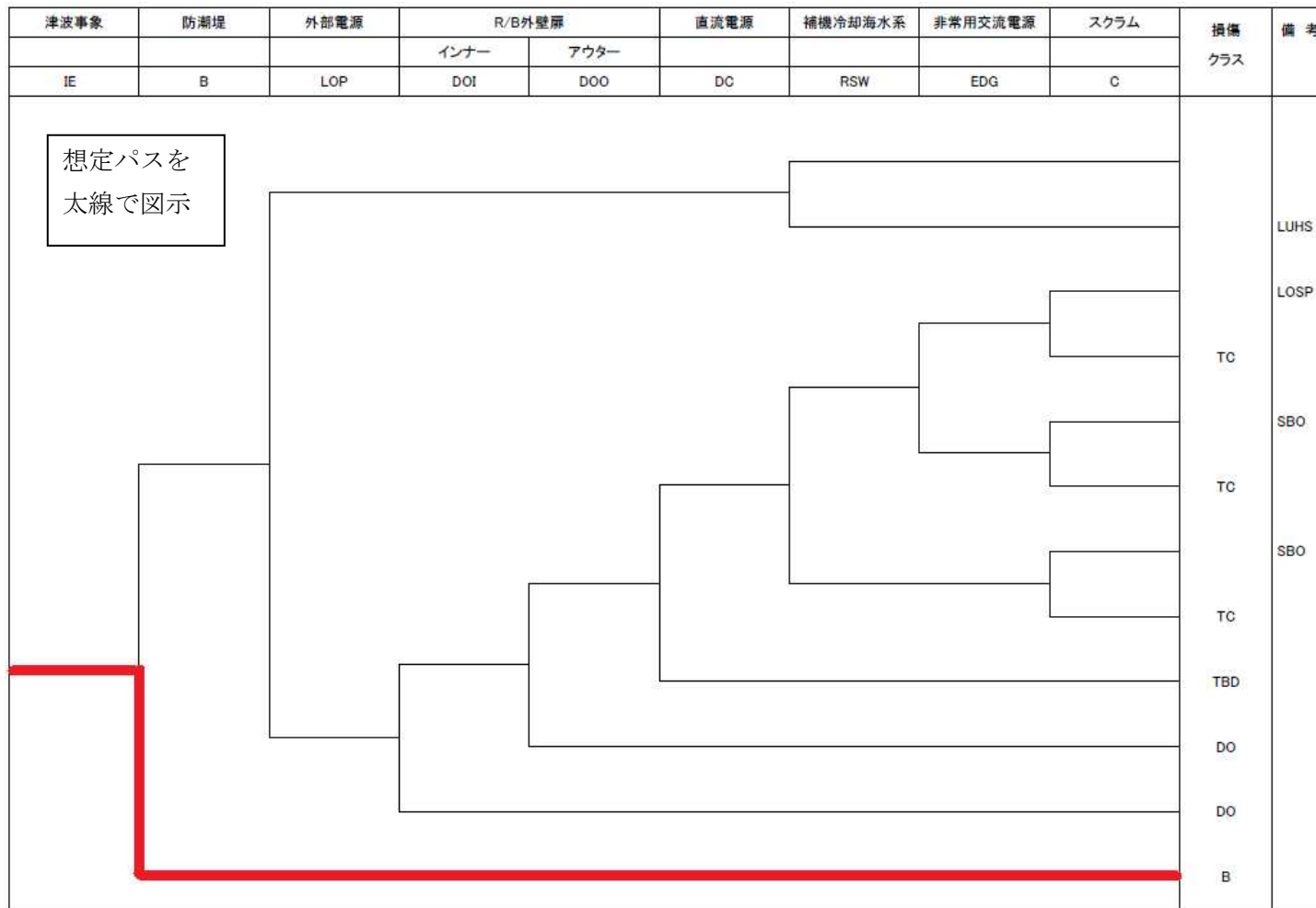
B : 防潮堤機能喪失



第 1.2.2. d-2 図 津波分類 1 (0. P. 29m 以上 34m 未満) の階層イベントツリー

DO : 原子炉建屋外壁扉機能喪失

B : 防潮堤機能喪失



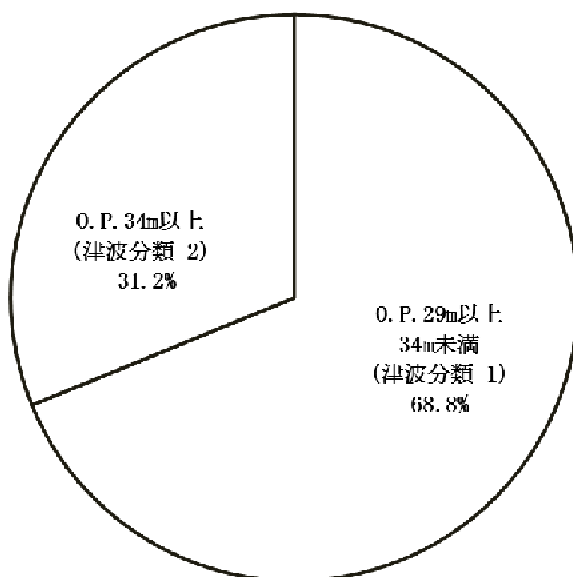
第 1.2.2. d-3 図 津波分類 2 (0.P. 34m 以上) の階層イベントツリー

DO : 原子炉建屋外壁扉機能喪失

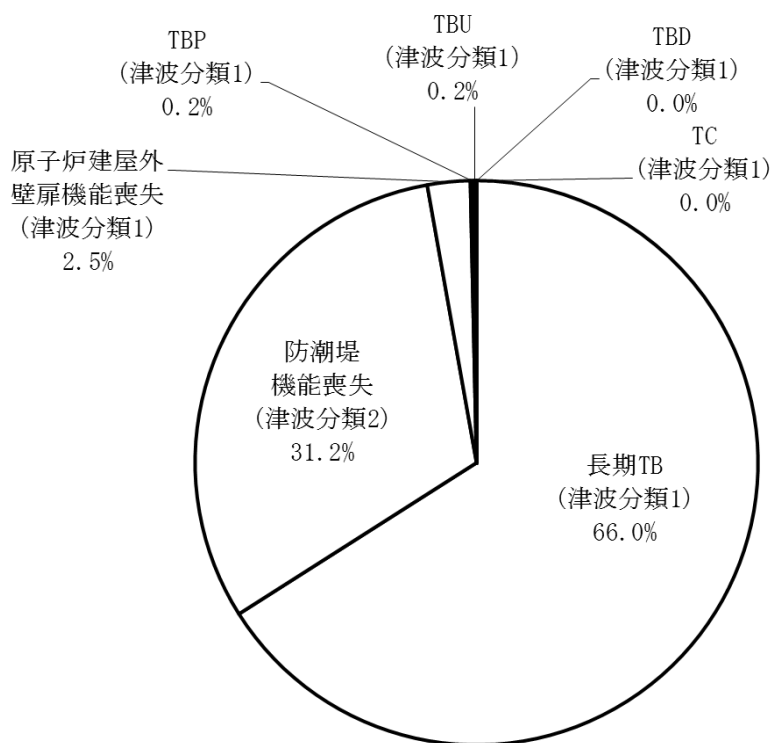
B : 防潮堤機能喪失

スクラム	圧力制御		高圧系		損傷 クラス	備 考
	S/R弁開	S/R弁再閉鎖	RCIC	HPCS		
C	PO	PC	UR	UH		
					TB	
					TBU	
					TBP	
					AE	

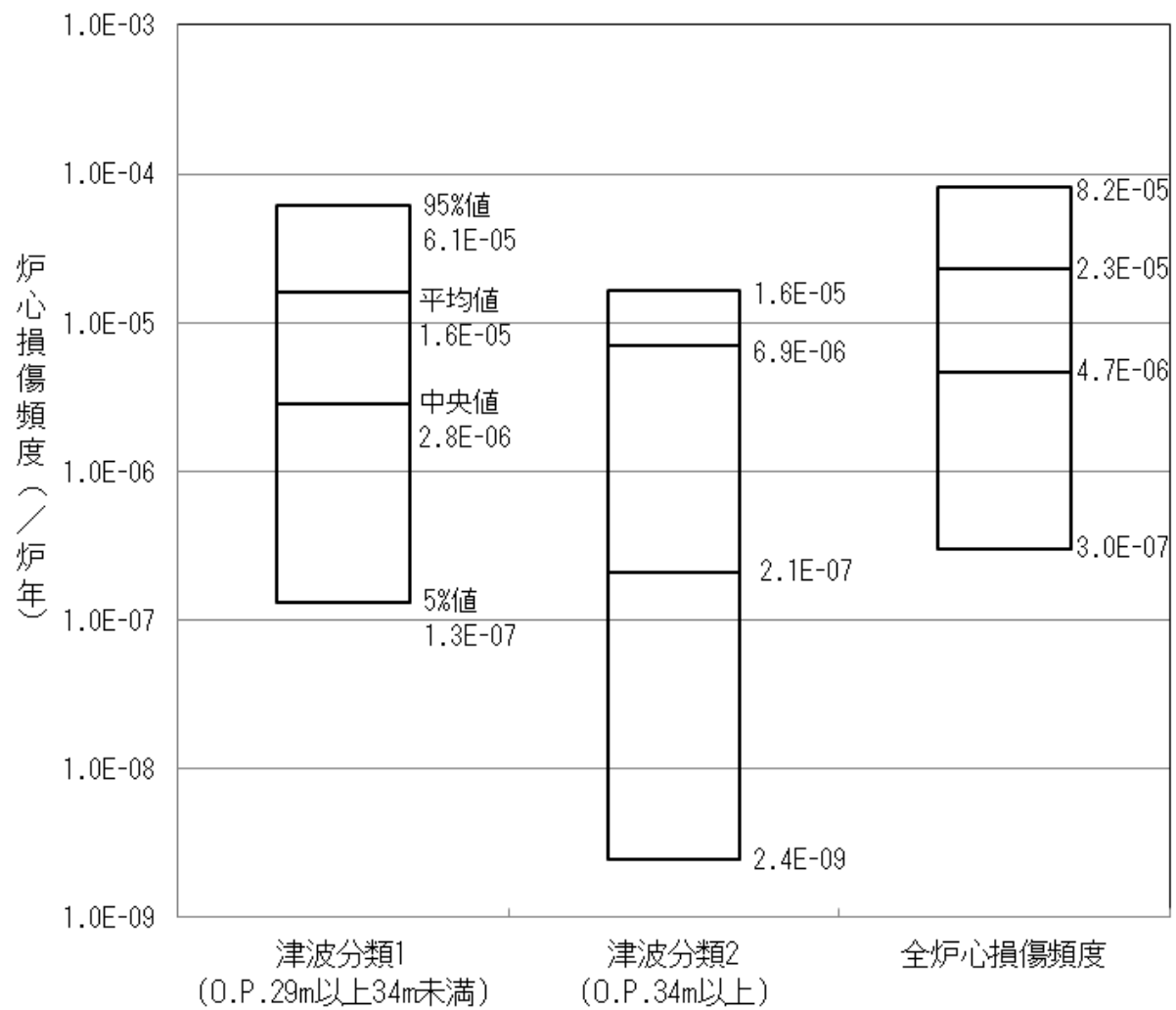
第 1.2.2. d-4 図 全交流動力電源喪失時のイベントツリー



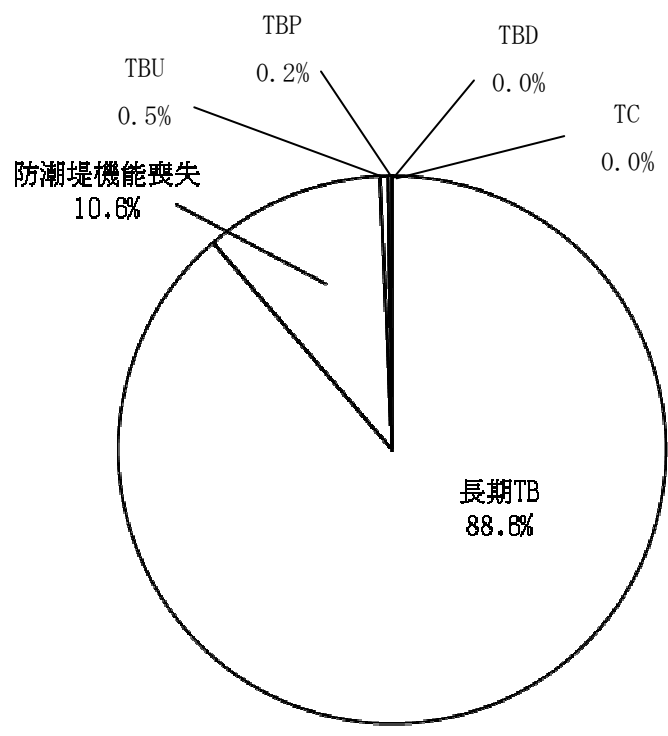
第 1. 2. 2. d-5 図 津波高さ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合



第 1. 2. 2. d-6 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 1.2.2. d-7 図 不確実さ解析結果



第 1.2.2. d-8 図 感度解析 事故シケンスグループ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合

引き津波による取水位の低下に伴う非常用海水ポンプの取水性について

1. 規制基準における要求事項

非常用海水ポンプの取水性については、基準津波による水位の低下に対して、海水ポンプが機能保持できる設計であること。また、基準津波による水位の低下に対して、冷却に必要な海水が確保できる設計であることを確認する。

2. 確認内容

水位低下に対して海水ポンプが機能保持できる設計となっていることを確認する。また、引き津波時の水位が実際の取水可能水位を下回る場合には、下回る時間内で海水ポンプの継続運転が可能な貯水量を十分確保できる取水路の構造仕様であることを確認する。

なお、取水槽が循環水系と非常用系で併用されていることから、循環水系運転継続等による取水量の喪失が防止できることを確認する。

3. 評価条件

(1) 取水路の構造

女川 2 号炉の取水路の構造（概略図）を図 1 に、海水系ポンプの設置位置図を図 2 に示す。

図に示すとおり、女川 2 号炉の取水口は、敷高が取水路及び海水ポンプ室底部より上部に位置し、取水口敷高を下回る引き津波が発生した場合でも、取水槽内に冷却水が貯留される構造となっている。

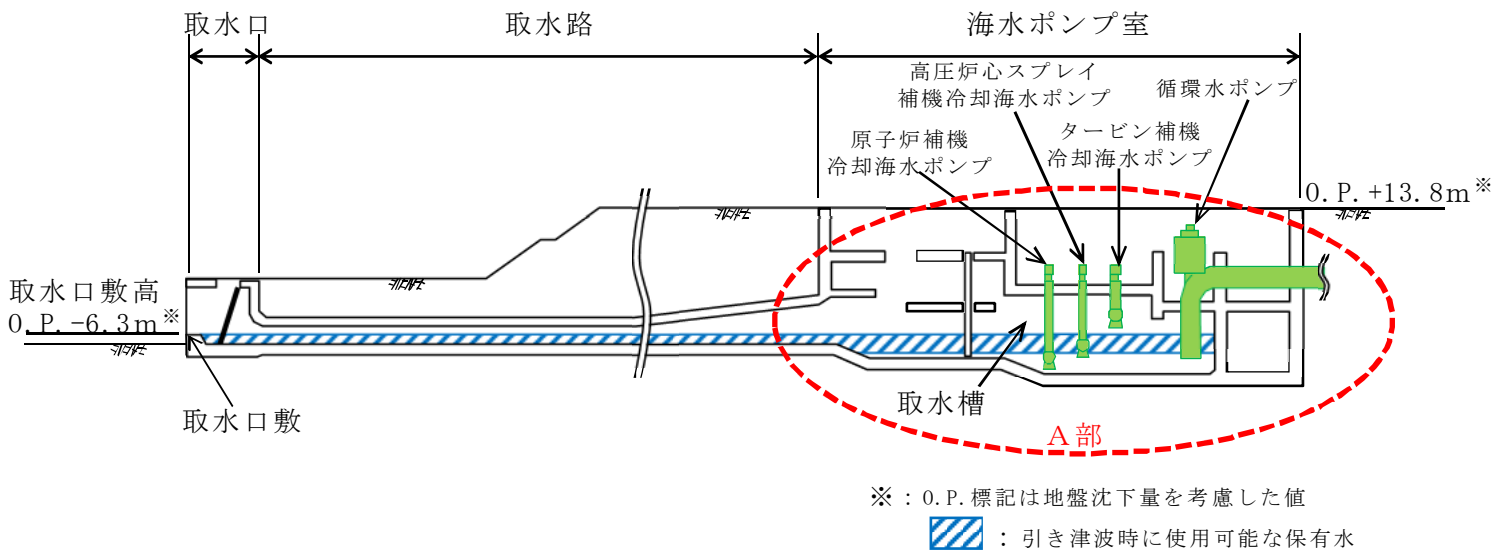


図1 取水路の構造（概略図）

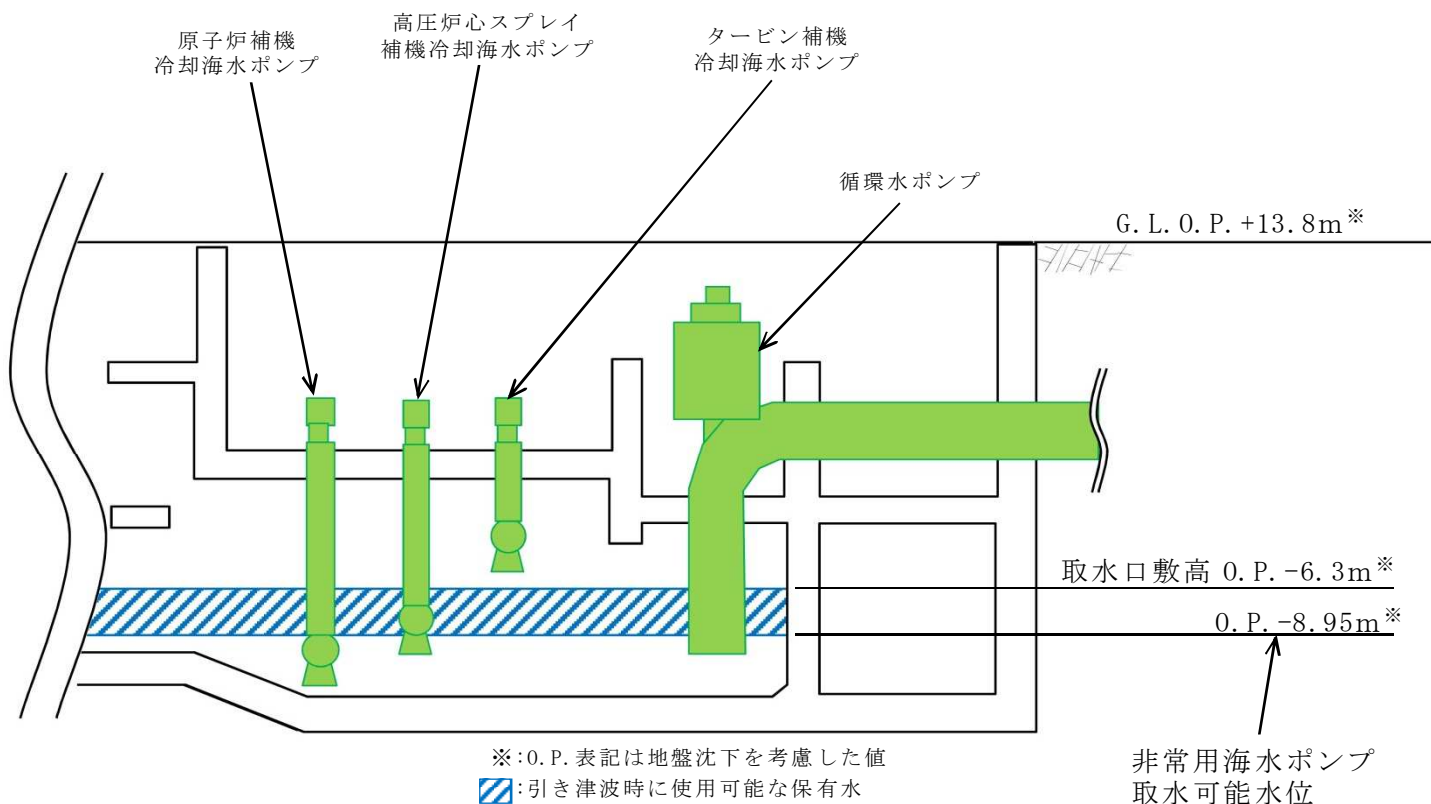


図2 海水系ポンプの設置位置図（A部詳細）

(2) 津波高さと水位低下時間

入力津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして、地震による津波の他、地すべりによる津波等、地震以外の要因及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し策定した。

基準津波による2号炉取水口前面における水位下降側の水位時刻歴波形から、取水口敷高 O.P. -6.3m を下回る時間は、289 秒である。図3 に取水口前面における基準津波到達時水位の時刻歴波形を示す。

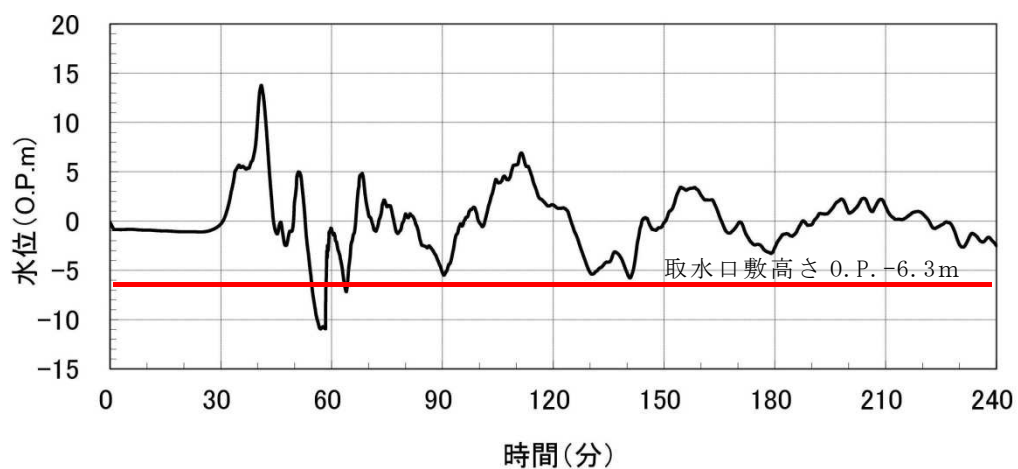


図3 取水口前面における基準津波到達時水位の時刻歴波形

(3) 海水ポンプの定格流量と取水可能水位

常用及び非常用海水ポンプの定格流量と取水可能水位を表1に、非常用海水ポンプの取水量を表2に示す。

表 1 常用及び非常用海水ポンプの定格流量と取水可能水位

	区分	定格流量 (m ³ /h/台)	取水可能水位 ^{※3} (m)
原子炉補機冷却海水ポンプ	非常用	1,900	O.P. -8.95 ^{※1}
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	非常用	250	O.P. -8.95 ^{※1}
循環水ポンプ	常用	99,720	O.P. ^{※2}
タービン補機冷却海水ポンプ	常用	2,250	O.P. -2.08 ^{※1}

※1：日本機械学会基準「ポンプの吸込水槽の模型試験法」(JSME S 004-1984)に基づく取水可能水位に余裕をみた値

※2：ポンプトリップインターロックによる停止レベル

※3：O.P.表記は地盤沈下を考慮した値

表 2 非常用海水ポンプの取水量

	運転台数	流 量 (m ³ /h)	必要取水量 (m ³ /h)
原子炉補機冷却海水ポンプ	2台×2系統 [※]	7,600	7,850
高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ	1台×1系統	250	

※ 非常用海水ポンプの最大運転台数を考慮

4. 評価

(1) 評価方法

取水口敷高を下回る引き津波が発生した場合、常用海水ポンプの内、タービン補機冷却海水ポンプについては、取水可能水位を下回っているため、貯留水量に影響はない。循環水ポンプについては、既にポンプトリップインターロックが動作しているが、遊転時間分（トリップからポンプ停止までの時間）、循環水ポンプ2台が定格流量で取水するものと仮定した上で、非常用海水ポンプが継続して取水可能かを評価する。

(2) 評価条件

- a. 取水槽内に貯留される水量：約 5,100m³・・・①

取水口敷高 O.P. -6.3m から非常用海水ポンプの取水可能水位 O.P. -8.95m までの空間容量

- b. 循環水ポンプが停止するまでに取水する水量：1,662m³・・・②

99,720m³/h ÷ 3,600×30 秒 × 2 台 = 1,662m³

- c. 非常用海水ポンプの取水に使用可能な水量：3,438m³・・・③

① - ② = 5,100m³ - 1,662m³ = 3,438m³

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3) 評価結果

非常用海水ポンプの取水量は、表 2 から $7,850\text{m}^3/\text{h}$ である。一方、取水槽内に貯留される冷却水のうち、非常用海水ポンプの運転に使用可能な水量は $3,438\text{m}^3$ であるため、取水口敷高を下回る引き津波が発生した場合でも、約 26 分[※]の間、非常用海水ポンプの運転継続が可能である。

以上から、基準津波時に取水口敷高を下回る時間、4 分 49 秒 (289 秒) に対して、非常用海水ポンプの運転継続時間が十分に長いことから、基準津波による水位低下によっても非常用海水ポンプが機能保持できることを確認した。

$$\text{※ } 3,438\text{m}^3 \div 7,850\text{m}^3/\text{h} \times 60 = 26.277 \text{ 分}$$

以 上

事故シナリオの分析において引き津波を除外する考え方について

本プラントにおいては、引き津波により取水口敷が露出し、取水不能となっても、RSW ポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路及び海水ポンプ室に確保可能な構造としている。また、循環水ポンプの手動による停止が遅れた場合においては、「循環水ポンプ海水ポンプ室水位極低」警報により、循環水ポンプが自動停止するインターロックとなっており、押し津波によりポンプが損傷する場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられることから、事故シナリオの分析において引き津波を除外している。

以下に引き津波が発生した場合の炉心損傷頻度(CDF)の評価結果とその考え方について示す。

1. 事故シナリオ

事故シナリオについては、図1のイベントツリーに示すとおり。

引き津波発生後において、炉心損傷に至るシナリオとしては、以下の2つが考えられる。

- ① 「循環水ポンプ(A)停止失敗」 + 「循環水ポンプ(B)停止失敗」
- ② 「循環水ポンプ停止成功」 + 「安全停止失敗※」

※ECCS 等による原子炉注水，崩壊熱除去に失敗すること

①の場合、循環水ポンプが海水を吸い続けてしまうため、海水ポンプ室内の水位が急激に低下し、引き津波の水位が回復する前に RSW/HPSW ポンプが露出して機能喪失する可能性がある。このため、最終ヒートシンク喪失により炉心損傷に至る。

②の場合、RSW/HPSW ポンプは露出することなく継続運転が可能であり、ECCS 等による事象緩和に期待できるが、事象緩和に失敗した場合には、炉心損傷に至る。(内部事象レベル 1PRA の過渡事象と同様)

2. 評価における主な仮定

(1) 津波発生頻度

循環水ポンプを停止する必要があるのは、少なくとも取水口敷(0. P. -6. 3m)が露出し、その後も水位が低下し続けた場合であることから、保守的に津波

水位が O.P. -6.2m 未満となる年超過確率($2.1E-03$ (/年))とした。

(2) 循環水ポンプ停止

循環水ポンプの取水槽は、A系/B系に区分されていることから、循環水ポンプ A 又は循環水ポンプ B のいずれかの停止に成功した場合には、炉心損傷回避が可能である。

循環水ポンプ停止については、引き津波により海水ポンプ室水位低警報が表示されてから、取水口下端までの時間が比較的短いと考えられることから、保守的に「手動停止」には期待せず、インターロックによる「自動停止」のみを考慮した。

3. 炉心損傷頻度評価結果

引き津波による全炉心損傷頻度は、約 $1.7E-7$ (/炉年)となり、押し津波による全炉心損傷頻度(約 $2.2E-05$ (/炉年))に比べて小さい結果となった。なお、全炉心損傷頻度のうち、事故シナリオ①については約 $0.5E-7$ (/炉年)、事故シナリオ②については約 $1.2E-7$ (/炉年)となった。

4. 結論

以上の評価を含む下記の検討結果により、事故シナリオの分析において引き津波を除外した。

- ・引き津波による全炉心損傷頻度は、押し津波による全炉心損傷頻度に比べ 2 桁程度小さい。
- ・引き津波による全炉心損傷頻度については、津波ハザードの精緻化により、低下する可能性がある。
- ・引き津波により炉心損傷に至るシナリオは、押し津波が発生した場合に、海水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同様であり、その後の炉心損傷に至るプロセスも同じである。

以上

津波事象	循環水ポンプ停止		安全停止	損傷 クラス
	CWP(A)	CWP(B)		
IE	SCA	SCB	SS	
<p>The diagram is an event tree starting from the 'SCA' and 'SCB' nodes in the table above. It branches out to show different combinations of events leading to 'CD' (Critical Damage) damage classes. The tree structure is as follows:</p> <ul style="list-style-type: none"> From SCA: <ul style="list-style-type: none"> Branch 1: Leads to a box, then to another box, then to a box, resulting in CD. Branch 2: Leads to a box, then to a box, then to a box, resulting in CD. From SCB: <ul style="list-style-type: none"> Branch 3: Leads to a box, then to a box, then to a box, resulting in CD. Branch 4: Leads to a box, then to a box, then to a box, resulting in CD. 				CD
				CD
				CD
				CD

図1 引き津波時のイベントツリー

津波発生時における原子炉停止の手順について

1. 引き津波発生時の運転操作手順

津波発生時においては、最終ヒートシンクの確保及び非常用炉心冷却水系の機能維持を目的に、原子炉補機冷却海水系及び高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系の水源（以下、「非常用水源」という。）を確保する観点から、異常な潮位の低下時には、海水ポンプ室水位を監視しながら、原子炉をスクラムし循環水ポンプ全台を停止させる運転操作手順としている。

以下に手順の概要について記載する。

- 海水ポンプ室水位の低下により「循環水ポンプ海水ポンプ室水位低」警報（O.P. [] m）が発信した以降、海水ポンプ室水位低下が継続すれば、循環水ポンプによる海水の取水量を調整することにより海水ポンプ室水位の維持に努める。（図 1 参照）
- 更に海水ポンプ室水位低下が継続し「循環水ポンプ海水ポンプ室水位低低」警報（O.P. [] m）が発信すれば原子炉を手動スクラムし循環水ポンプ全台を停止する。
- なお、非常用水源の確保を確実とするため、万一、循環水ポンプの手動による停止が遅れた場合においても、「循環水ポンプ海水ポンプ室水位極低」警報（O.P. [] m）により循環水ポンプが自動停止するインターロックとなっている。

2. 大津波警報発令時の対応方針

発電所周辺で発生した地震に伴う大津波警報が発令された場合には、地震による原子炉自動停止確認、重大事故対策の諸準備等を行う手順を整備することとしている。また、発電所遠方で発生した地震に伴う大津波警報が発令された場合には、津波に対する監視体制を強化し、防潮堤を越える津波高さが予測されるときには、原子炉停止及び冷却操作の開始並びに重大事故対処の諸準備等を行う手順を整備することとしている。

以上

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

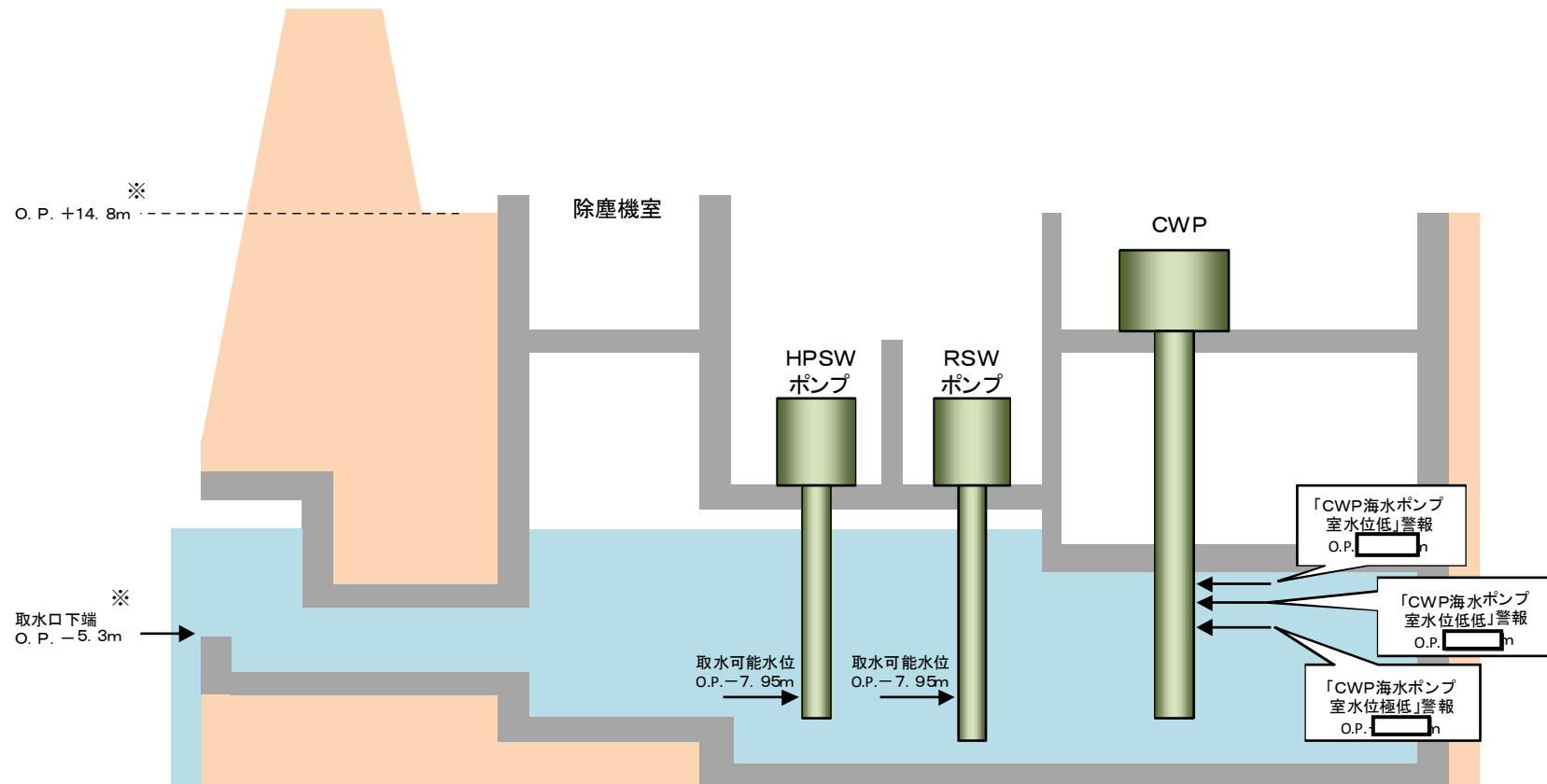


図1 海水ポンプ室概要図

CWP：循環水ポンプ
RSW：原子炉補機冷却海水系
HPSW：高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系

※ 東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動を考慮しない値

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

防潮堤の耐力について

1. 評価手順

防潮堤の機能が喪失する津波高さの限界を評価するため、「日本原子力学会標準：原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準（2011年，日本原子力学会）」等を参照し，防潮堤のフラジリティ評価を行った。評価手順を図1に示す。

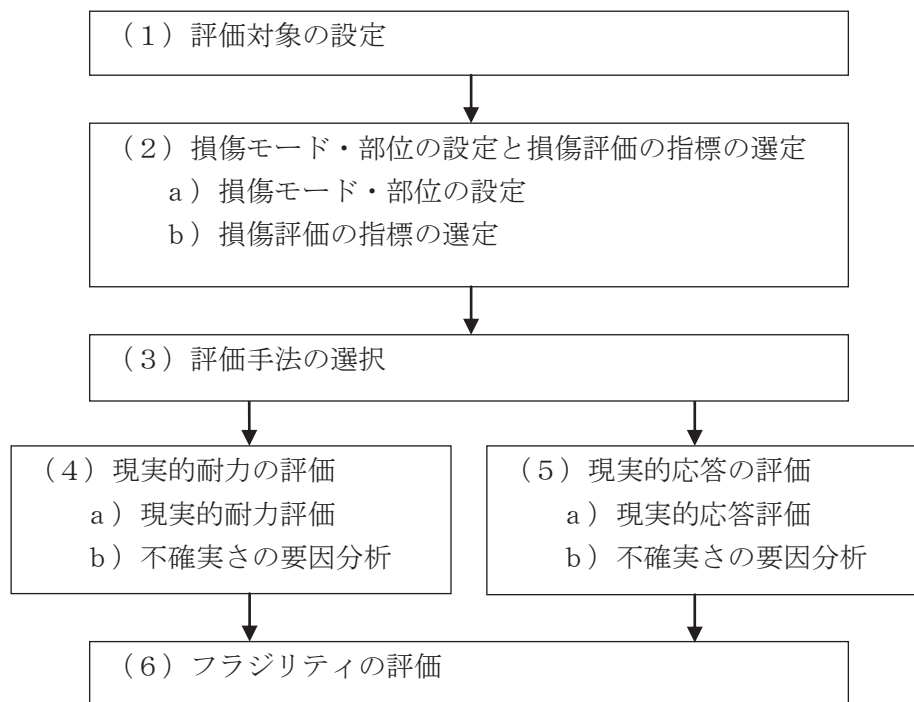


図1 フラジリティ評価手順

2. 評価条件

防潮堤の基準津波に対する耐性については、工事計画認可申請書添付書類「V-2-9-2-1-1 防潮堤の耐震性についての計算書」（平成 25 年 12 月 27 日）（以降、【工認図書】という）において評価している。

工認図書において、基準津波による津波波力に対して最も裕度が小さい断面と支配的な損傷部位・損傷モードを抽出した結果、鋼管式鉛直壁（土砂部、支持杭部）の背面補強工上面位置（O.P.+18.5m）での曲げ損傷が支配的となった。これに着目し、片持ち梁モデルによる発生曲げモーメント（現実的応答）と全塑性モーメント（現実的耐力）を算定することで、フラジリティ評価を行った（図 2）。

現実的応答と現実的耐力の評価において考慮した不確かさ要因を表 1 に、津波波圧の算定方法を図 3 に示す。

なお、本評価においては、押し波（海側から防潮堤に津波が作用する場合）を対象に津波波圧を算定しており、浸水深の基準面を O.P.+2.5m としている。引き波（陸側から防潮堤に津波が作用する場合）の場合には、浸水深の基準面が O.P.+13.8m と高くなり、津波波圧が押し波よりも小さくなることから、引き波の影響も包含した評価条件となっている。

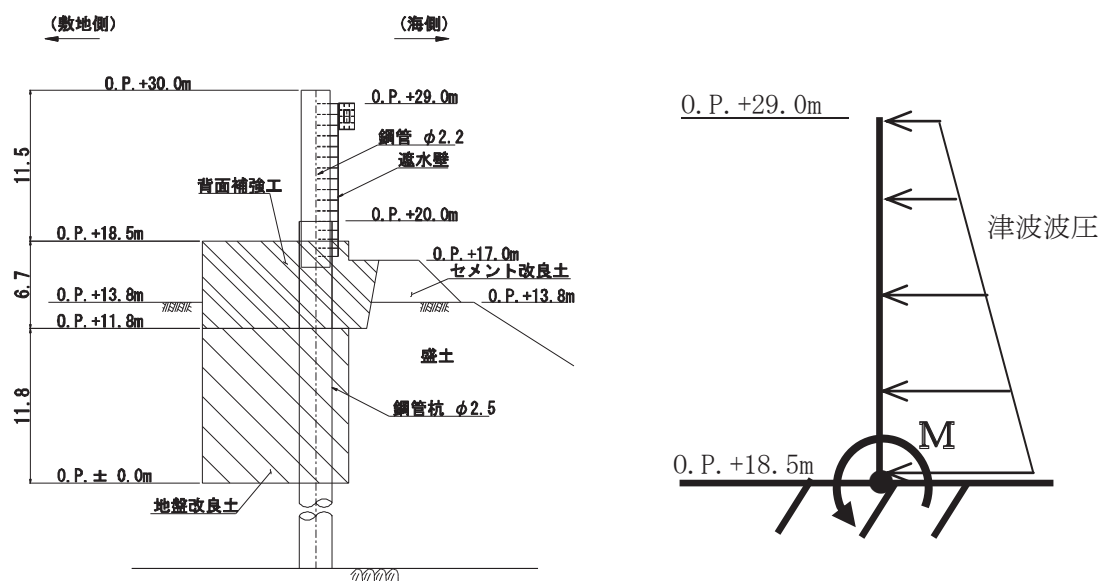


図 2 評価断面図と評価モデル（鋼管式鉛直壁（土砂部、支持杭部））

表 1 考慮する不確かさ要因

損傷モード	評価項目	一般的な不確かさ要因	
		偶然的な不確かさ	認識論的不確かさ
波力	耐力評価	鋼管杭の全塑性モーメント算定時の降伏強度 ^{※1} 平均値/基準値=1.23 標準偏差=0.10	$c\beta^e = 0.15^{*3}$
	応答評価	津波波圧算定時の水深係数 α ^{※2} 平均値=1.15 標準偏差=0.10	

※ 1 独立行政法人土木研究所（2009）：鋼道路橋の部分係数設計法に関する検討

※ 2 大村英昭，尾崎充弘，平田一穂，秋山義信，岩前伸幸，池谷毅（2014）：波形特性を再現した防潮堤に作用する津波波力実験，土木学会論文集 B3（海洋開発）Vol.70，No.2（投稿中）

※ 3 R. P. Kennedy and M. K. Ravindra（1984）：Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies, Nuclear Engineering and Design, Vol. 79, pp. 47-68

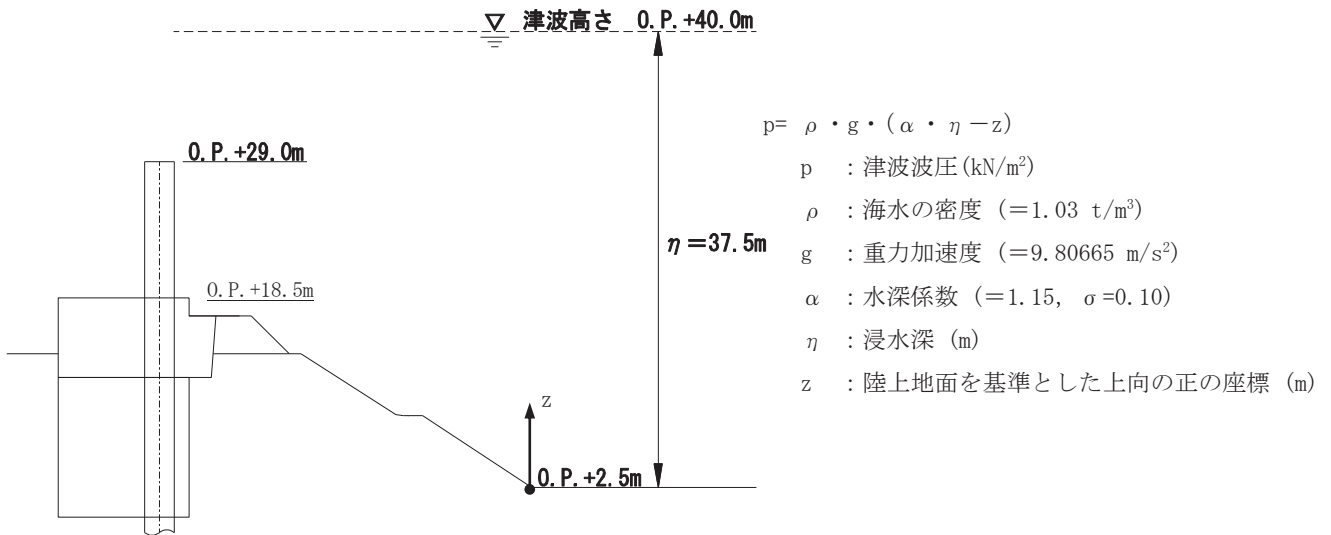


図 3 津波波圧の算定方法（津波高さ 0.P. +40m の場合）

3. 評価結果

4 種類の津波高さ（0.P. +40m, 45m, 50m, 60m）に対する現実的応答（発生曲げモーメント）と現実的耐力（全塑性モーメント）の算定結果を図 4 に，防潮堤の損傷確率より近似したフラジリティ曲線の算定結果を図 5 に示す。

50%信頼度フラジリティ曲線の損傷確率の中央値の津波高さは 67.9m となり，HCLPF 値は 41.7m となった。

津波 PRA としては，防潮堤高さ（0.P. +29m）を 5m 上回る 34m 超の津波に対して，防潮堤が機能喪失すると仮定し，評価している。したがって，本評価において，高さ 34m の津波に対する防潮堤の損傷確率は，95%信頼度曲線において 0.001 であることから，保守的な設定となっている。なお，このフラジリティと津波ハザードを考慮した場合の防潮堤機能喪失頻度は，約 1.0E-7(/y) 程度となる。

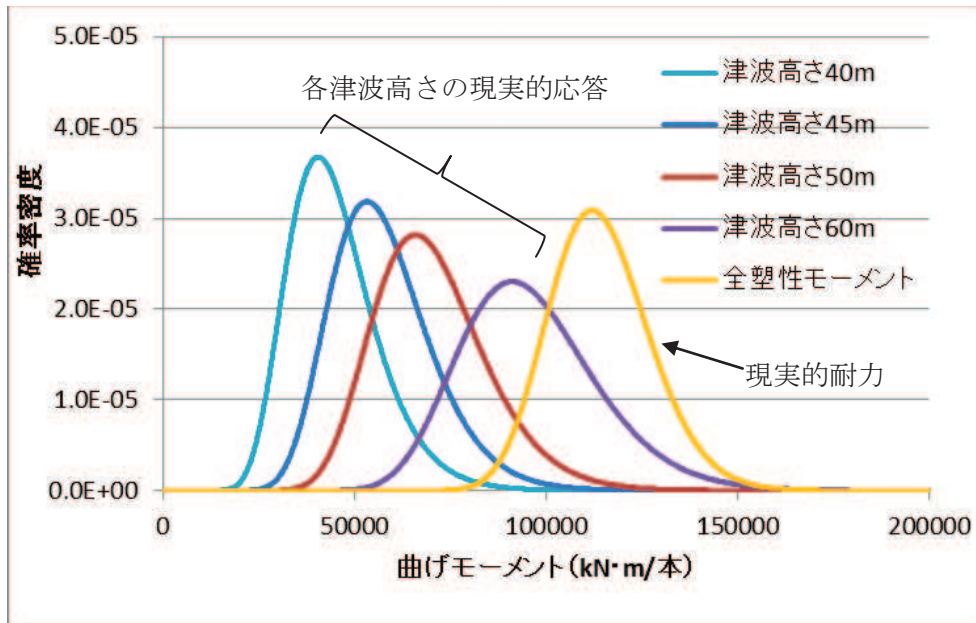
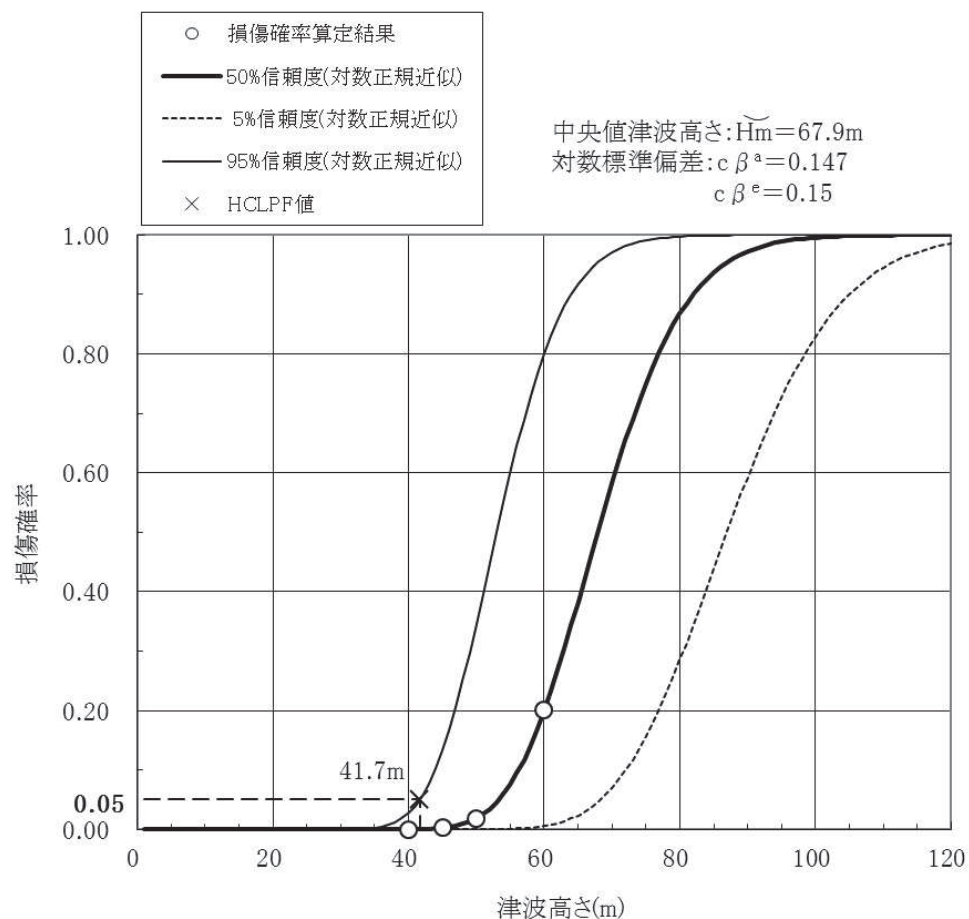


図4 現実的応答と現実的耐力の算定結果



津波高さ(m)	40	45	50	60
損傷確率	3.4E-04	3.0E-03	1.8E-02	2.0E-01

図5 近似した fragility 曲線の算定結果

津波 PRA における漂流物の取り扱いについて

建屋・機器のフラジリティを評価する際の漂流物の取扱いに関して、日本原子力学会発行の「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下「原子力学会標準」）では以下のように記されている。

- ① 評価対象物に応じて複数の損傷モード・部位が存在し得るが、これらの中から支配的な損傷モード及び部位のみ評価対象として選定してもよい。

（原子力学会標準「8.2.3 損傷モード及び部位の抽出」より抜粋）

- ② 津波による対象漂流物の選定に際しては、～（省略）～当該サイトに影響を与える可能性のある漂流物の諸元（位置・種類・頻度）に留意し、支配的な津波波源から当該サイトまでに存在する漂流物の発生頻度が炉心損傷頻度に比べて小さい場合、もしくは、当該サイトに接岸していない船舶に対しては対象から除外してもよい。

（原子力学会標準「8.2.3 損傷モード及び部位の抽出」より抜粋）

この 2 つの記載を参考にして、建屋・機器リスト中の各設備に対して漂流物の衝突に関するフラジリティを検討した。検討内容を以下に示す。

- (1) 主変圧器等，RSW/HPSW ポンプ，及び燃料移送ポンプについて

設置高さが敷地面とほぼ同じであるため、漂流物の衝突で機能喪失する以前に敷地内浸水での没水／被水により機能喪失すると想定される。このため、これらの設備については上記①を適用し、没水／被水を支配的な損傷モードとして選定した。

- (2) 津波防護施設及び浸水防止設備について

- a. 津波防護施設

- (a) 防潮堤

防潮堤に対する漂流物の影響を評価し、健全性に影響を及ぼすことのないことを確認した（添付資料参照）。

なお、防潮堤の設計値である津波水位 O.P. 34m 以上では、防潮堤は波力により機能喪失すると想定し、上記①を適用し、波力を支配的な損傷モードとして選定した。

(b) 防潮壁

津波水位 0. P.29m 以上では，防潮壁は波力により機能喪失すると想定し，上記①を適用し，波力を支配的な損傷モードとして選定した。

b. 浸水防止設備（建屋止水対策，原子炉建屋，原子炉建屋外壁，制御建屋，制御建屋外壁扉）

プラントウォークダウンを実施し，津波水位 0. P. 34m 未満については，浸水解析を実施し，敷地内最大の浸水深でも 2m 程度であり，浸水防止設備に対する波力，漂流物等による機能喪失の可能性は小さいと判断した。

津波水位 0. P. 34m 以上では，防潮堤が機能喪失して炉心損傷に至るため，当該設備の機能喪失の有無は評価に影響しないことから，フラジリティ評価は実施していない。

(3) 起因事象を緩和する設備について（HPSW ポンプ及び燃料移送ポンプを除く）

建屋内に設置されているため，漂流物の衝突の影響を受ける可能性は小さいと判断した。このため，これらの設備については上記②を適用し，漂流物の衝突による影響はないと判断した。

以上

防潮堤に対する漂流物の影響評価

1. 漂流物の調査範囲の設定

基準津波のうち敷地前面において最高水位となる津波（以下、「基準津波」という。）の波源特性及び発電所周辺の流況分析に基づき図 1-1 に示す調査範囲を設定して、防潮堤に影響を与える可能性がある漂流物を抽出した。

調査範囲設定に当たり考慮した事項を以下に示す。

① 漂流物の移動量に基づく調査範囲の設定

以下のとおり、基準津波の波源特性から防潮堤に到達する可能性がある漂流物の移動量を算定し、調査範囲を発電所中心から半径 5km に設定した。

i. 基準津波の波源特性

- ・ 基準津波（＝東北地方太平洋沖型の地震（プレート間地震））の発生形態及び 2 号取水口前における水位時刻歴波形から、防潮堤に津波が到達する可能性があるのは第 1 波（図 1-2）。
- ・ 発電所敷地における第 1 波の水位上昇発生時から最高水位到達迄に要する時間は約 15 分（図 1-2）。
- ・ 発電所周辺における流況分析から、基準津波の流速は概ね 5m/s 以下（図 1-3）。

ii. 漂流物の移動量の算定

- ・ 漂流物は、各地点における津波の第 1 波水位上昇時のいずれかで発生するものとし、発電所敷地における基準津波の波源特性を踏まえ以下のとおり算定した。

【漂流物の移動量】

$$\begin{aligned} &= \text{第 1 波水位上昇に要する時間 (15 分)} \times \text{津波の流速 (5m/s)} \\ &= 4.5\text{km} \end{aligned}$$

② 発電所周辺の津波流向に基づく調査範囲の設定

図 1-3 に示す発電所周辺の津波流向から、防潮堤に漂流物が襲来する可能性がある影響範囲として、調査範囲の南端を寄磯崎付近に、北端を大貝崎付近に設定した。

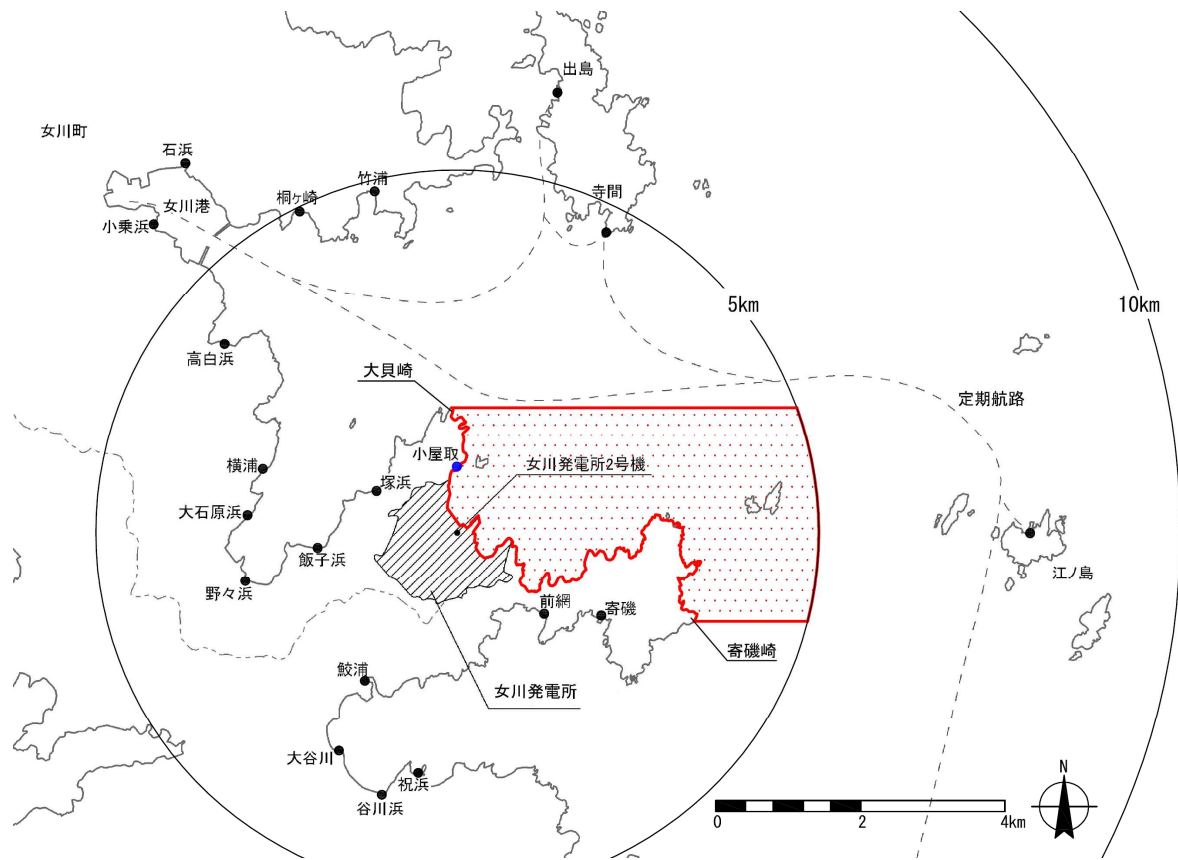


図 1-1 漂流物調査範囲

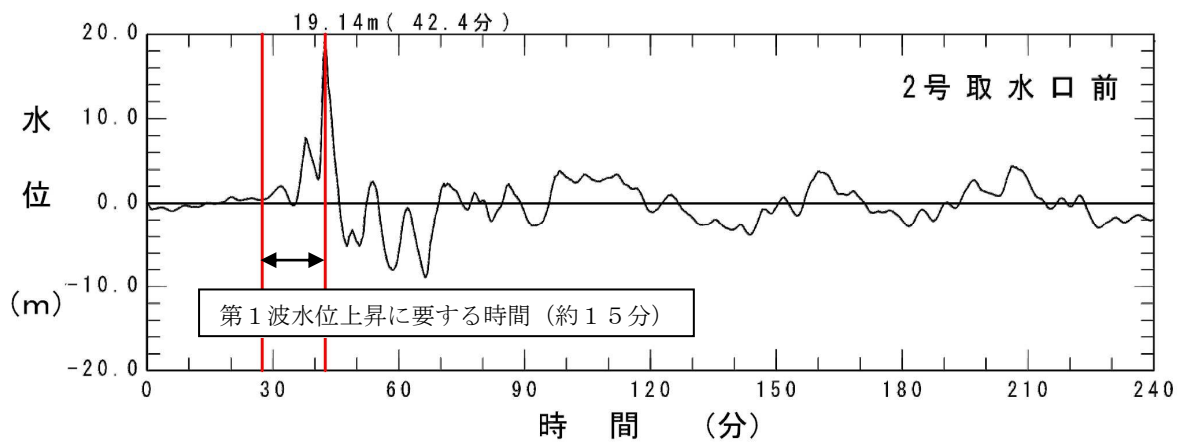


図 1-2 2号取水口前の水位時刻歴波形

42分 0秒

0 5 10 km

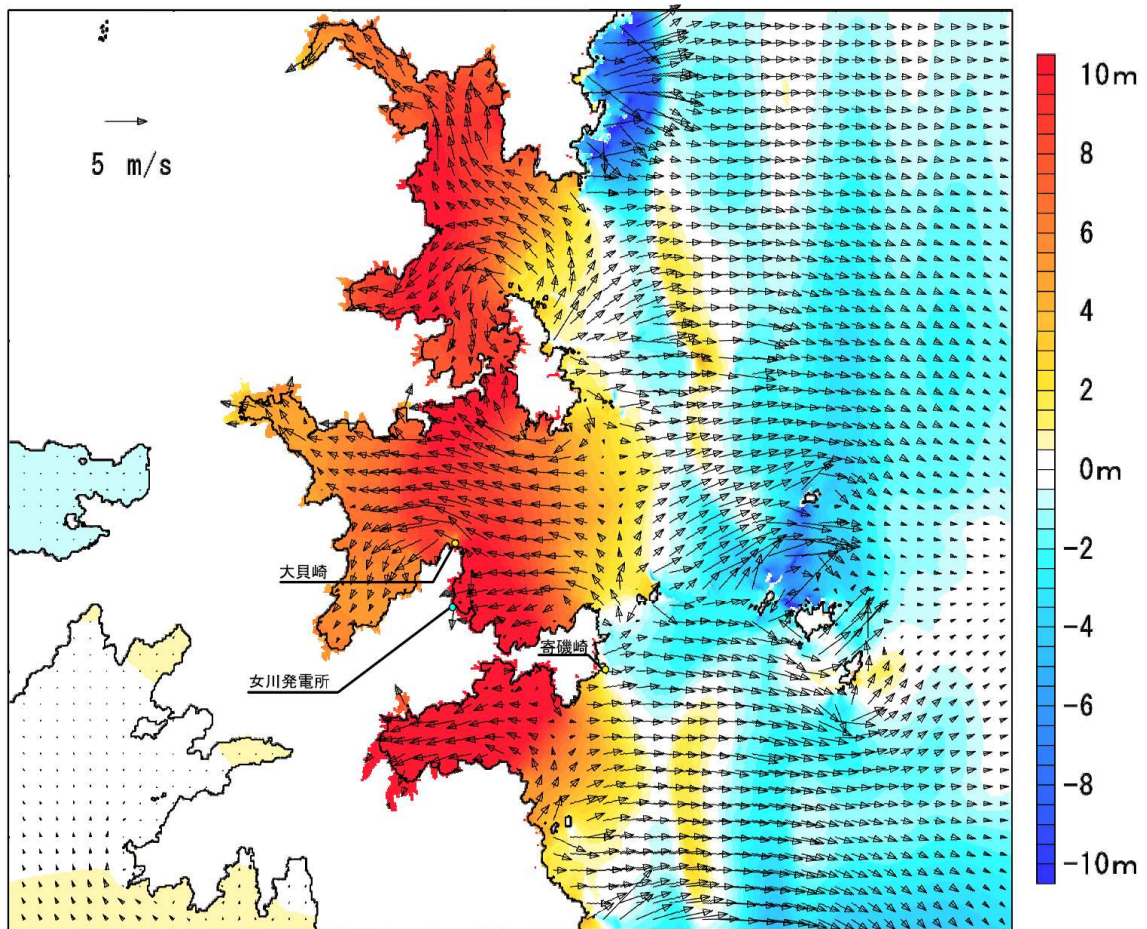


図 1-3 女川発電所周辺の津波流向ベクトル (地震発生後 42 分 0 秒)

2. 漂流物の調査方法及び調査結果

(1) 調査方法

調査範囲内の人工構造物，海上設置物，船舶について，机上調査，プラントウォークダウン，聞き取り調査により抽出した（表 2-1）。

なお，今回調査範囲として設定した領域は，2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波により，家屋・海上設置物の流出等の被害が発生しているが，現在復旧途上であることを考慮し，地震発生前の状況を考慮し漂流物を抽出した。

表 2-1 漂流物の調査方法

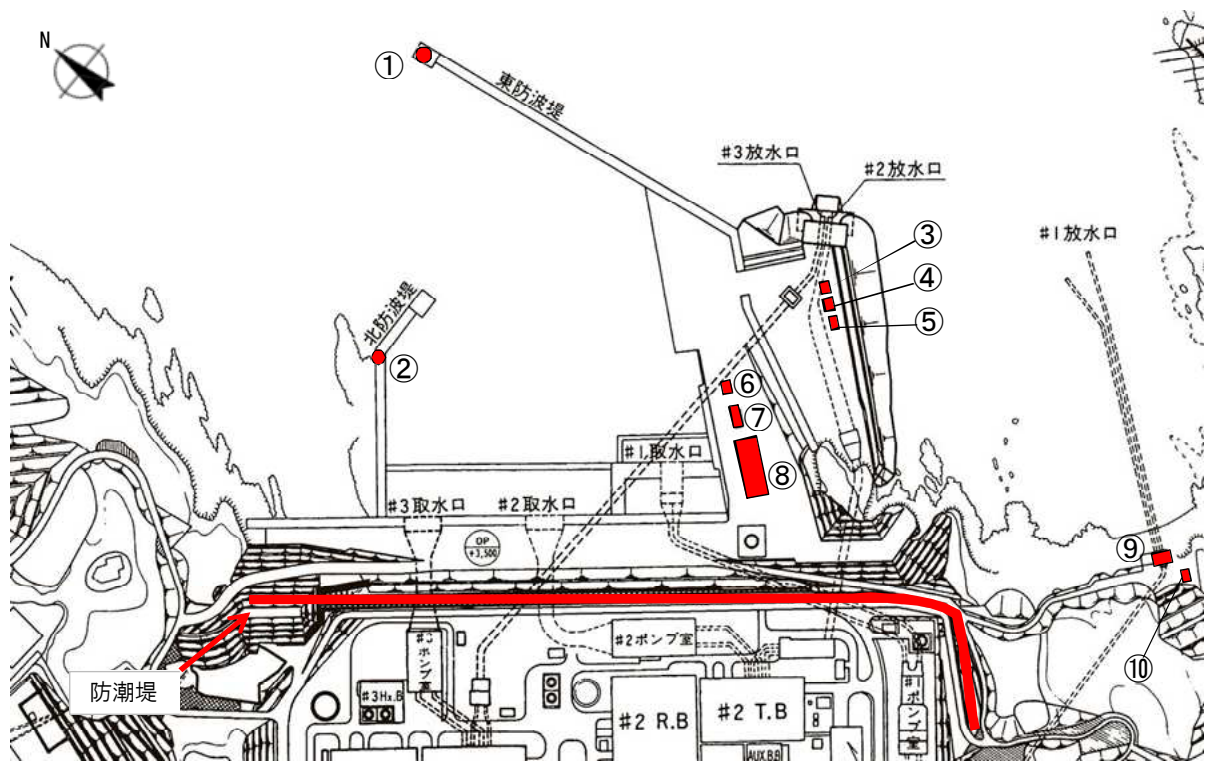
	調査分類	調査方法	対象例
A	発電所敷地内における人工構造物	プラントウォークダウン 机上調査	港湾施設 建屋等
B	漁港・集落・海岸線の人工構造物	プラントウォークダウン 机上調査	港湾施設 家屋等
C	海上設置物	聞き取り調査 机上調査	係留漁船 養殖漁業施設 標識ブイ等
D	船舶	聞き取り調査 机上調査	燃料等輸送船 定期航路船舶

(2) 調査結果

調査分類 A～Dのうち、防潮堤への漂流可能性のある人工構造物が確認された調査分類 A 及び C の調査結果を図 2-1 及び図 2-2 に示す。

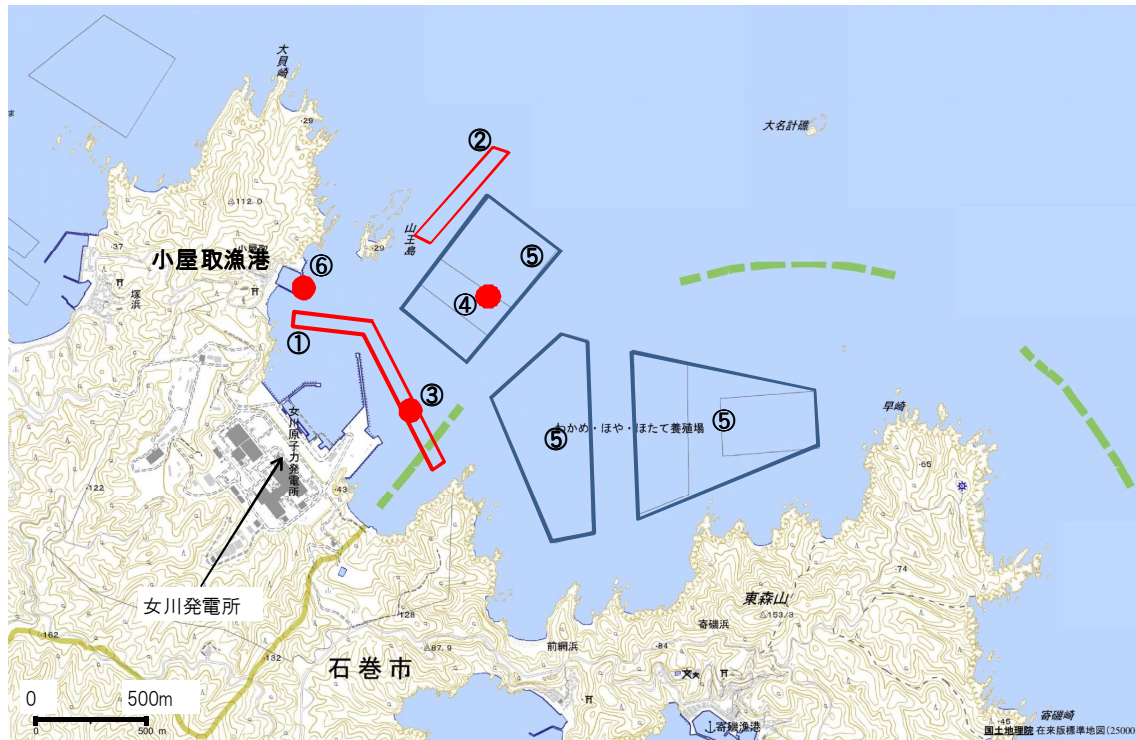
調査分類 B については、漁港・集落・海岸線の人工構造物として小屋取地区が該当し、津波に伴い漂流物となる可能性があるものとして、家屋、一般車両、タンクが抽出された。ただし、同地区は発電所近傍（発電所から 700m 程度）に位置しており、同地区を遡上する津波と発電所防潮堤へ遡上する津波の第 1 波到達時間と最高水位到達時間に大きな差は無いことから、同地区で発生した漂流物が防潮堤に影響を及ぼすことはない。

また、調査分類 D の船舶については、女川発電所沖合約 2 k m を航行する定期航路船舶及び女川発電所へ寄港する燃料等輸送船が抽出されたが、いずれも津波警報等発令時には適切な退避行動をとるため漂流物とならない。



種類	主材料	漂流可能性	評価
灯台(①)	鋼材	なし	重量物であるため漂流しない
導標(②)	鋼材	なし	
3号機放水路サンプリング建屋(③)	RC	なし	
2号機放水口モニター建屋(④)	RC	なし	
2号機放流管真空ポンプ室(⑤)	RC	なし	
港湾作業管理詰所(⑥)	鋼材	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある(津波波力により壁材等が構造体から分離する可能性を考慮, 重量5t未満)
資機材格納倉庫(⑦)	鋼材	有り	
屋外電動機等点検建屋(⑧)	鋼材	有り	
1号機放水路サンプリング室(⑨)	RC	なし	重量物であるため漂流しない
1号機放水口モニター建屋(⑩)	RC	なし	
配電柱	RC	なし	
一般車両	—	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある(重量5t未満)

図 2-1 調査分類 A (発電所敷地内における人工構造物) の調査結果



種類	主材料	漂流可能性	評価
消滅範囲標識ブイ(①)	FRP	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある (重量1t未満)
航路標識ブイ(②)	鋼材	なし	
海水温度観測鉄塔(③)	鋼材	なし	
海水温度観測用浮標(④)	鋼材	なし	重量物であるため漂流しない
養殖漁業施設(⑤)	ロープ等	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある (重量1t未満)
係留漁船(⑥)	FRP	有り	漂流物として防潮堤へ到達する可能性がある (最大重量15t*)

※津波漂流物対策施設設計ガイドライン(案)(平成21年5月, 沿岸技術研究センター, 寒地港湾技術研究センター)に準拠し, 総トン数の3倍を重量として考慮した(係留漁船の最大総トン数約5t)

図 2-2 調査分類 C (海上設置物) の調査結果

3. 防潮堤に対する漂流物の影響

(1) 漂流物による衝突力

調査の結果、防潮堤に対して最も影響がある漂流物として係留漁船（最大重量 15t）を抽出し、「道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説」に準拠し、以下の式により衝突力を算定した。係留漁船による衝突力は $P=73.6\text{kN}$ となり、防潮堤を片持ち梁でモデル化した場合、防潮堤の天端（O.P.+29.0m）に漂流物が衝突した場合の最大曲げモーメントは $772.8\text{kN}\cdot\text{M/本}$ となる。

$$P=0.1 \cdot W \cdot v$$

ここに、P:衝突力 (kN)

W:流送物の重量 (15.0t=147.1kN)

v:表面流速 (5.0m/s)

(2) 防潮堤の耐力

防潮堤の耐力については別紙 1.2.2.c-1 に示しており、HCLPF 値が 41.7m となっている。また、防潮堤の現実的耐力(全塑性モーメント)の平均値は $114,255\text{kN}\cdot\text{M/本}$ となっており、係留漁船による衝突力 ($772.8\text{kN}\cdot\text{M/本}$) に対して十分大きい。

したがって、表 3-1 に示すとおり、防潮堤に対する漂流物の影響は軽微であり、防潮堤の健全性に影響を及ぼすおそれはない。

表 3-1 防潮堤に対する漂流物の影響評価

調査分類		漂流物	評価結果
A	発電所敷地内における人工構造物	壁材等 (5 t 未満) 一般車両 (5 t 未満)	調査分類 C の最大重量物の係留漁船以下である
B	漁港・集落・海岸線の人工構造物	該当なし	—
C	海上設置物	係留漁船 (15 t) 消滅範囲標識ブイ (1 t 未満) 養殖漁業施設 (1 t 未満)	最大重量物の係留漁船による衝突力は防潮堤の耐力に対して十分小さいことから、防潮堤の健全性に影響を及ぼすおそれはない
D	船舶	該当なし	—

津波による敷地浸水解析について

1. はじめに

本資料では、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動^{※1}による影響を考慮する。

※1 敷地が一様に約 1m 沈下（その後継続的に隆起）

2. 敷地への浸水経路について

設計基準対象施設に対して、基準津波による遡上波が直接到達、流入することを防止できるように、敷地前面に 0.P. +29m の防潮堤を設置する。また、海と接続する取水路、放水路、排水路等からの敷地への流入を防止するため、流入経路となる可能性のある開口部に対して、防潮壁の設置、閉止板の設置等の浸水対策を実施する。

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

3. 0.P. +29m 津波時の浸水解析について

敷地前面には津波防護施設として、天端高さ 0.P. +29m の防潮堤を設置する。このため、0.P. +29m の津波による遡上波は敷地に到達することはないが、取水路及び放水路の開口部（0.P. +14m）より、津波が敷地に流入することが考えられることから、0.P. +29m の津波による取水路及び放水路を浸水経路とした浸水解析を実施した。

a. 浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

(a) 0.P. +29m 津波の作成

- ・ 確率論的津波ハザード評価から得られる津波ハザード曲線のうち、津波水位：0.P. +29m（年超過確率： 2.24×10^{-5} ）に最も寄与度が大きい津波地震（ M_c ^{※2}8.3）を、敷地前面位置（＝防潮堤位置）で最高水位が 0.P. +29m 程度となるように、断層モデルのすべり量を調整したものを 0.P. +29m 津波とした。敷地前面の最高水位地点及び敷地前面の最高水位地点で抽出した水位時刻歴波形を補図 1-1 及び補図 1-2 に示す。

※2 設定する M_w の中央値

(b) 浸水の検討

- ・ 開口部からの浸水については、女川1～3号炉の取水口及び放水口前面における0.P.+29m津波の水位時刻歴波形を用いて、1～2号炉については、取水口～海水ポンプ室に至る経路、3号炉については取水口～海水熱交換器建屋に至る経路及び各号炉の放水口～放水立孔に至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した^{※3}。取水・放水施設の一例として、女川2号炉の取水施設を補図1-3に示す。

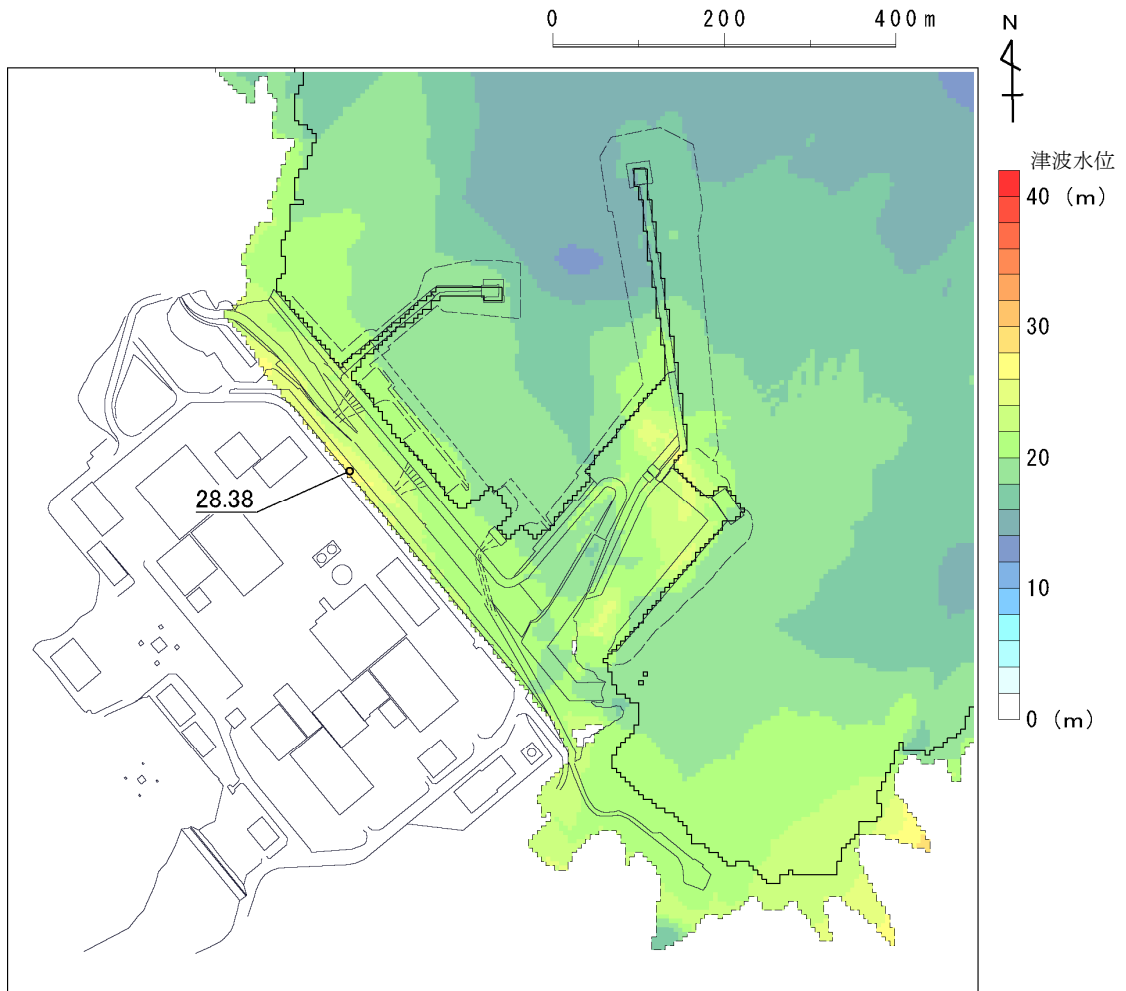
※3 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水理模型実験による検証，土木学会論文集 B3（海洋開発），Vol. 69, No. 1, 22-32, 2013

- ・ 浸水量の算定にあたっては、取水路及び放水路の開口部周りに設置する防潮壁から越流した津波は全量敷地内に留まるものとし、排水施設からの排水は考慮していない。

b. 浸水解析結果

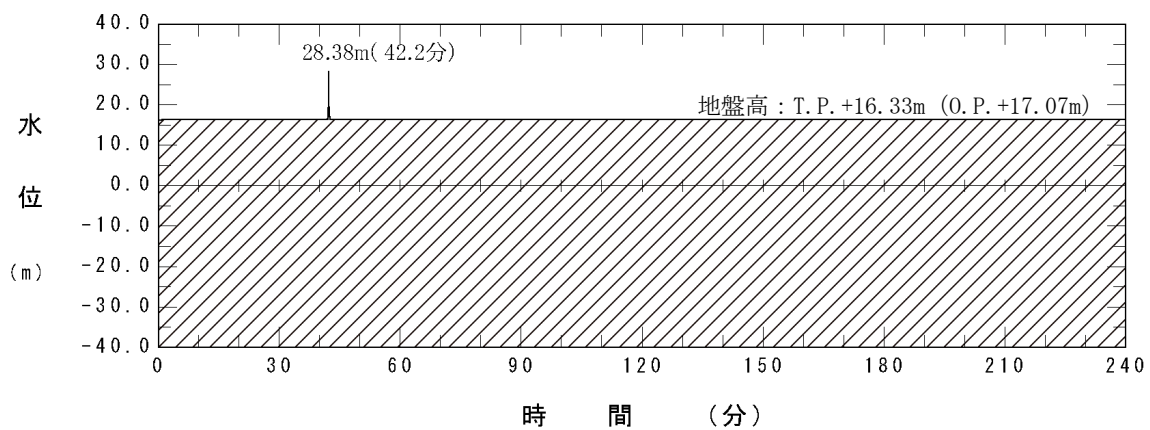
敷地内最大浸水深分布を補図1-4に示す。

津波高さ0.P.+29m未満においては、発電所敷地内への浸水がほぼ発生せず、津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。



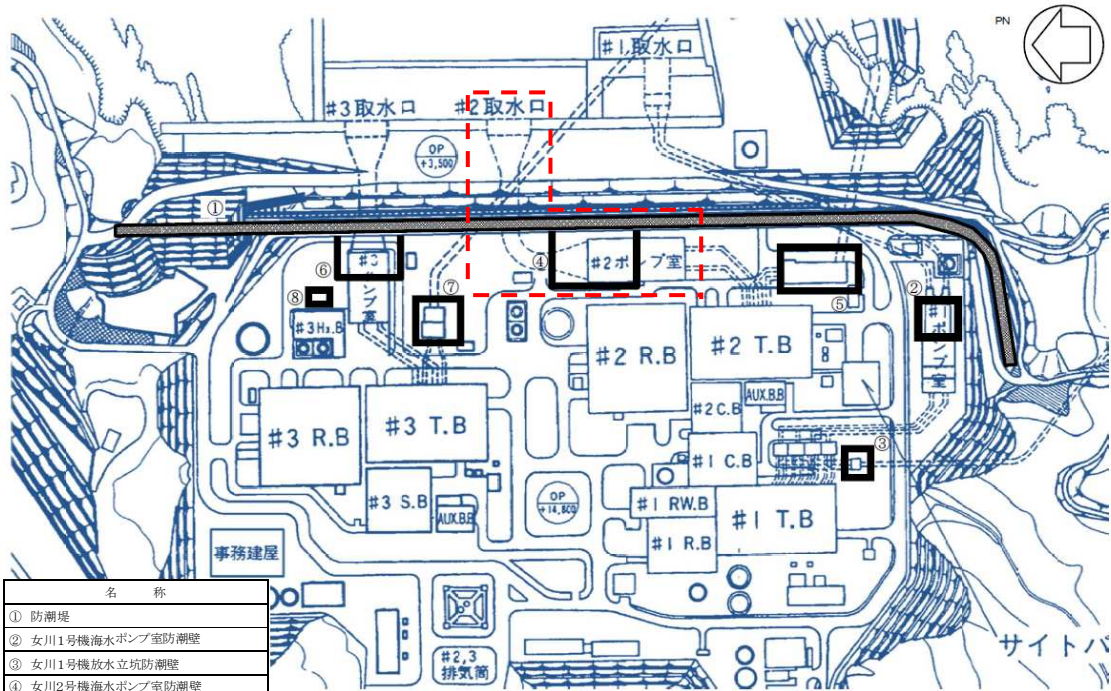
注) 図上の津波水位は、T.P. 表示。
 $T.P. +28.38m = O.P. +29.12m$ ($O.P. \pm 0.0m = T.P. - 0.74m$)
 なお、同地震に伴い発電所敷地は 7cm 隆起している。

補図 1-1 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）

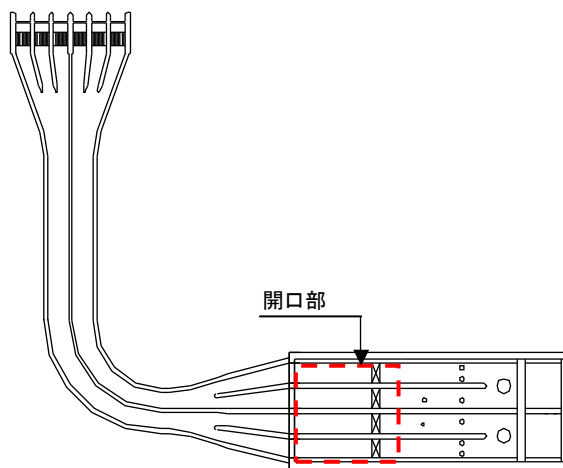


注) 図上の津波水位は、T.P. 表示。
 $T.P. +28.38m = O.P. +29.12m$ ($O.P. \pm 0.0m = T.P. - 0.74m$)
 なお、同地震に伴い発電所敷地は 7cm 隆起している。

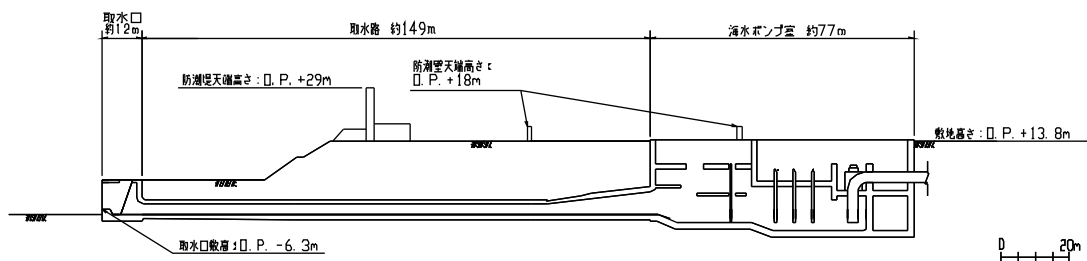
補図 1-2 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）



敷地全体平面図（浸水防護施設の配置を明示）

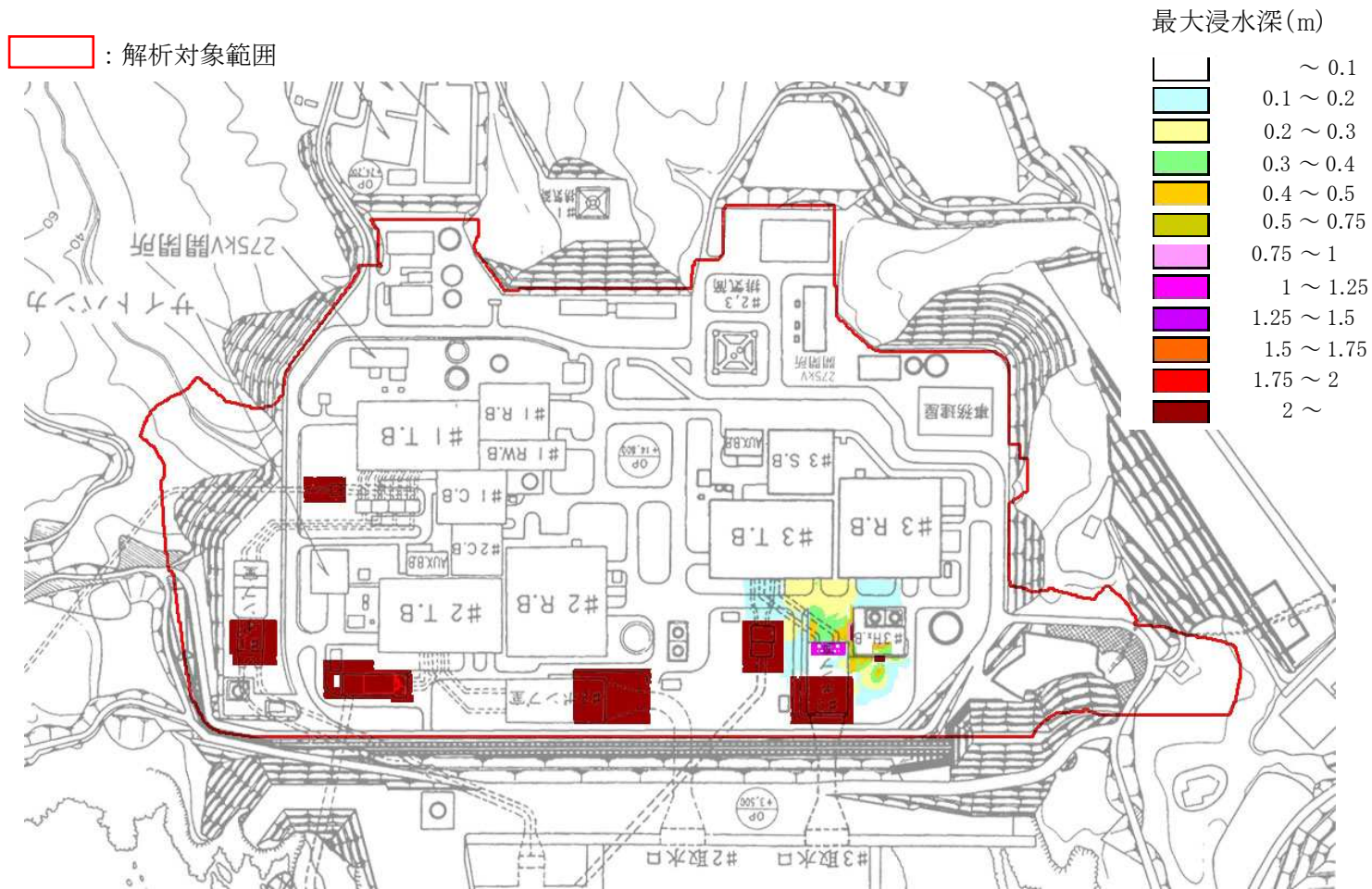


取水施設（平面図）



取水施設（断面図）

補図 1-3 女川2号炉取水施設



補図 1-4 0.P. +29m 津波による敷地内最大浸水深分布

4. O. P. +29m 以上の津波による事故シナリオについて

O. P. +34m 津波時の浸水解析を行い、O. P. +29m 以上の津波による事故シナリオを分析した。

a. 浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

(a) O. P. +34m 津波の作成

- ・ 確率論的津波ハザード評価から得られる津波ハザード曲線のうち、津波水位：O. P. +34m（年超過確率： 6.98×10^{-6} ）に最も寄与度が大きい津波地震（ $M_c^{*2}8.3$ ）を、敷地前面位置（＝防潮堤位置）で最高水位が O. P. +34m 程度となるように、断層モデルのすべり量を調整したものを O. P. +34m 津波とした。敷地前面の最高水位地点及び敷地前面の最高水位地点で抽出した水位時刻歴波形を補図 2-1 及び補図 2-2 に示す。

※2 設定する M_w の中央値

(b) 浸水の検討

- ・ O. P. +34m の津波では、津波が天端高さ O. P. +29m の防潮堤を越流して敷地に到達することから、防潮堤を越流した津波による浸水及び開口部からの浸水について検討を実施した。
- ・ 開口部からの浸水については、女川 1～3 号炉の取水口及び放水口前面における O. P. +34m 津波の水位時刻歴波形を用いて、1～2 号炉については、取水口～海水ポンプ室に至る経路、3 号炉については取水口～海水熱交換器建屋に至る経路及び各号炉の放水口～放水立孔に至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した^{※3}。

※3 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水理模型実験による検証，土木学会論文集 B3（海洋開発），Vol. 69, No. 1, 22-32, 2013

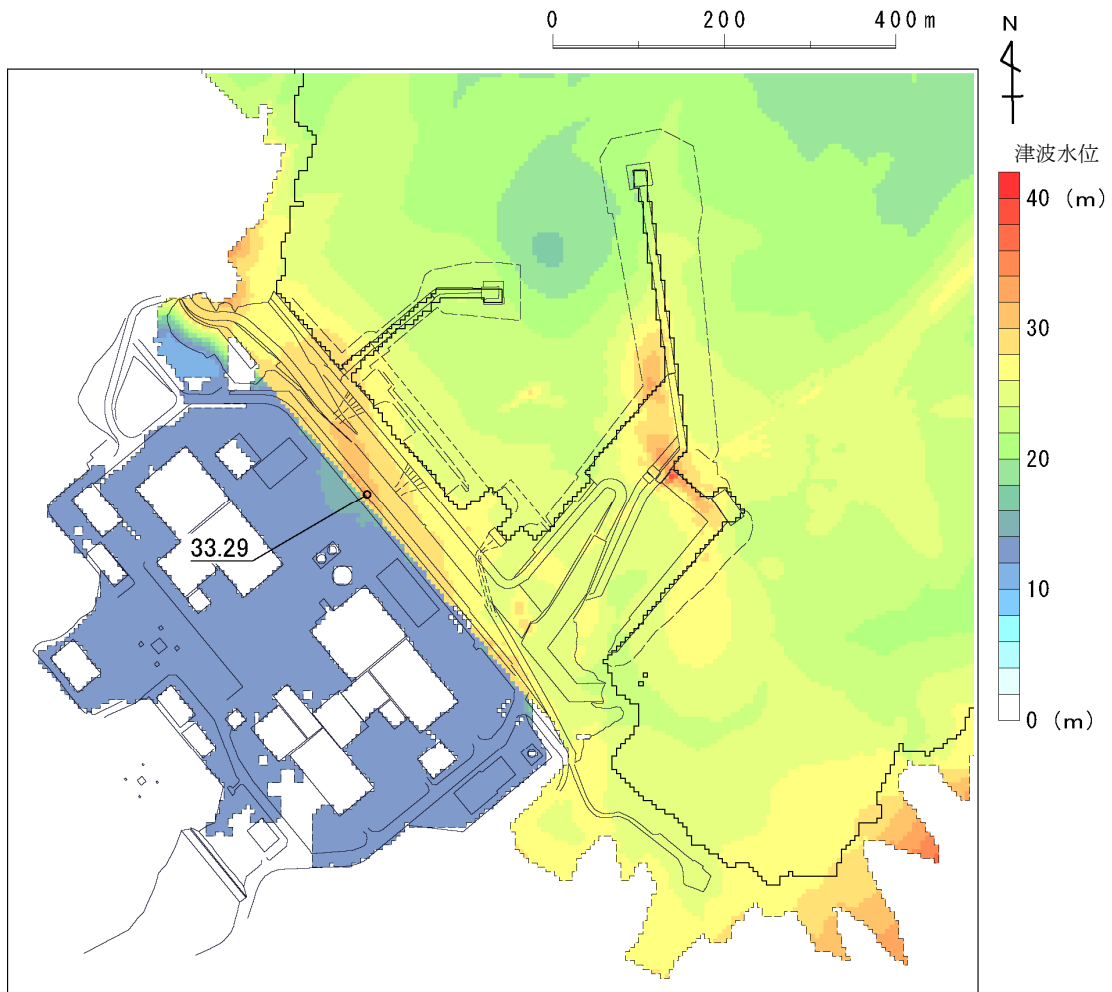
- ・ 浸水量の算定にあたって考慮した排水経路は各開口部のみとし、排水施設は考慮していない。なお、津波が防潮堤を越流して敷地に到達することから、各開口部周辺に設置している防潮壁は安全側の評価の観点から考慮していない（開口部の天端高：O. P. +14m）。

b. 浸水解析結果

敷地内最大浸水深分布を補図 2-3 に示す。O. P. +34m 津波により建屋まわりでの浸水高は、最大で約 2m となる。そのため、建屋外壁扉の頑健性が損なわ

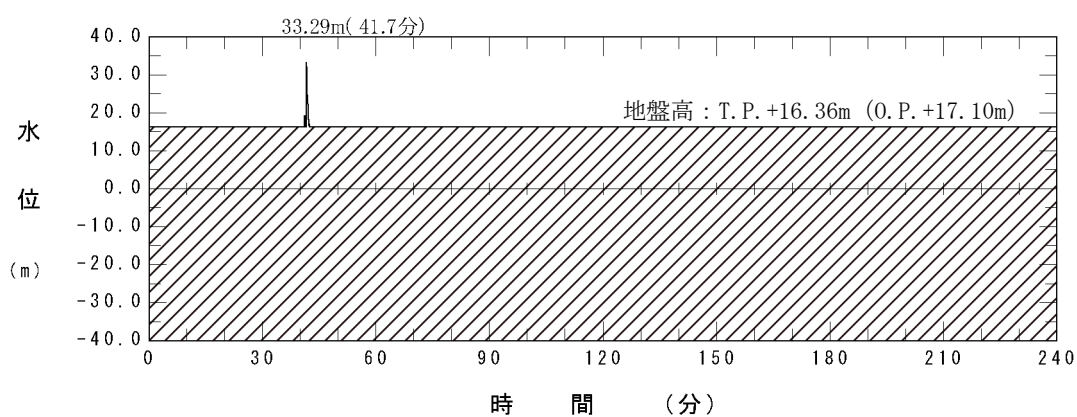
れることはない。なお、敷地内浸水により、主変圧器、RSW ポンプ、燃料移送ポンプ等が没水により機能喪失することとなる。

以上より、「0.P. +29m 以上～0.P. +34m 未満」までは、建屋外壁扉が閉まっている場合、建屋内機器の機能喪失により、直接炉心損傷に至る事象は発生しない。



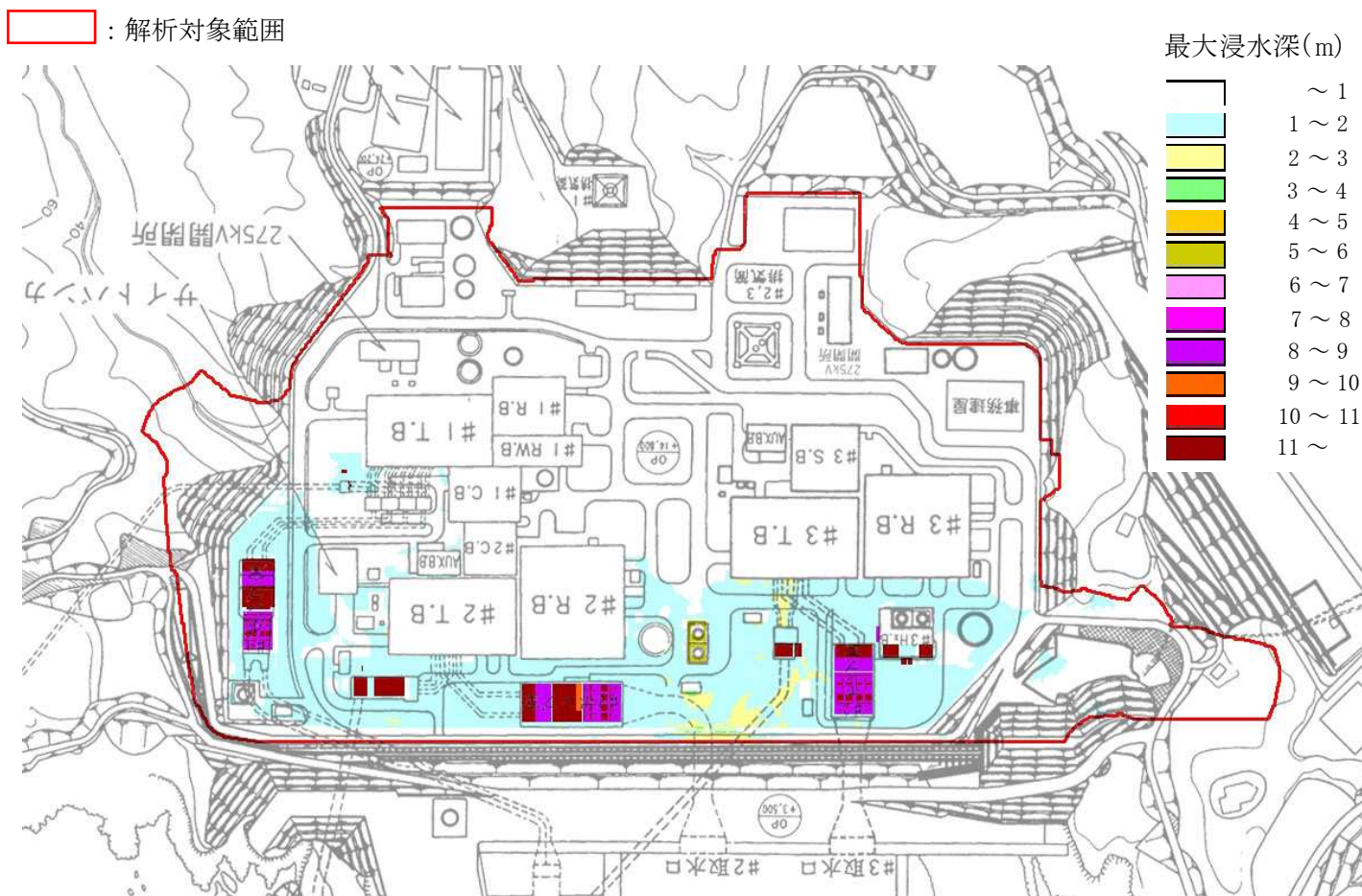
注) 図上の津波水位は、T.P. 表示。
 T.P. +33.29m=O.P. +34.03m (O.P. ±0.0m=T.P. -0.74m)
 なお、同地震に伴い発電所敷地は10cm隆起している。

補図 2-1 敷地前面 (防潮堤前面) 最高水位地点 (最大水位上昇量分布)



注) 図上の津波水位は、T.P. 表示。
 T.P. +33.29m=O.P. +34.03m (O.P. ±0.0m=T.P. -0.74m)
 なお、同地震に伴い発電所敷地は10cm隆起している。

補図 2-2 敷地前面 (防潮堤前面) 最高水位地点 (水位時刻歴波形)



補図 2-3 0.P. +34m 津波による敷地内最大浸水深分布

起因事象としている直接炉心損傷に至る事象の扱いについて

津波により直接炉心損傷に至る事故シナリオとして、「防潮堤機能喪失」「原子炉建屋外壁扉機能喪失」を選定している。

1. にそれぞれの事故シナリオを直接炉心損傷に至る事象として扱う理由について示す。また、2. に直接炉心損傷に至るとして整理した事象について、建屋内浸水を考慮した場合のシナリオについて検討した結果を示す。

1. 直接炉心損傷に至る事象として取り扱う事故シナリオ

(1) 防潮堤機能喪失

防潮堤は、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が、津波により本機能が喪失した場合、原子炉建屋内浸水が発生して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。

防潮堤は O. P. 29m の高さであり、O. P. 34m を越える津波高さで波力により機能喪失することを想定した。

O. P. 34m 以上の津波に対しては、防潮堤の機能喪失により敷地内及び建屋内への大量浸水が発生して、多数の緩和設備が機能喪失する可能性があるため、事故シーケンスの定量化が困難であることから、直接炉心損傷に至る事象として扱った。

(2) 原子炉建屋外壁扉機能喪失

原子炉建屋外壁扉は、津波高さ O. P. 29m 以上で敷地内浸水が発生した後に建屋内への浸水を防止するが、人的過誤による原子炉建屋外壁扉の誤開放により、原子炉建屋内浸水が発生して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。

本評価では、管理区域又は非管理区域の外壁扉が機能喪失した場合、建屋内への多量の浸水が発生し、その緩和は期待できないとした。このため、イベントツリー上では外壁扉機能喪失後のヘディングの分岐は設けず、炉心損傷へ直結する構造とした。

2. 建屋内浸水を考慮した事故シーケンス評価

津波による建屋への浸水は、防潮堤高さを越える津波が発生した際に、作業員避難時の外壁扉閉め忘れによる誤開放、空調ルーバからの浸水等によって発生することが考えられる。

以下に津波による原子炉建屋（以下「R/B」）及び制御建屋（以下「C/B」）への浸水経路、浸水評価の結果機能喪失する機器、浸水評価を踏まえ分類される事故シーケンスについて示す。

なお、本評価においては、耐津波設計としての設計基準対象施設である津波防護施設（防潮堤、防潮壁等）及び浸水防止設備（水密扉、貫通部等の浸水対策設備）を考慮している。

また、津波 PRA 本解析では、保守的に設計値である O.P. 34m 津波により防潮堤が機能喪失すると想定していたが、当該評価では実力的に O.P. 38.6m 津波で防潮堤は機能喪失しないと想定した。

（1）R/B 及び C/B への浸水経路

a. 外壁扉

（a）大物搬入口脇の外壁扉

原子炉建屋原子炉棟（以下「原子炉棟」）への浸水経路として、大物搬入口脇の外壁扉が考えられる（図 1 参照）。

（b）原子炉建屋北東側外壁扉と大物搬入口脇外壁扉

原子炉建屋附属棟（以下「附属棟」）への浸水経路として、原子炉建屋北東側外壁扉と大物搬入口脇外壁扉の 2 ヶ所が考えられる（図 2 参照）。

（c）制御建屋北側及び南側外壁扉

C/B への浸水経路として、原子炉建屋北側及び南側外壁扉の 2 ヶ所が考えられる（図 3 参照）。

b. 空調ルーバ

附属棟への浸水経路として、附属棟中 2 階空調ルーバ 2 ヶ所が考えられる（図 4 参照）。

なお、C/B のルーバについては、相対的に高所にあるため、浸水経路の対象としない。

(2) 建屋内浸水による事故シーケンス評価

a. 評価条件

建屋内浸水の評価条件について以下に示す。

- ・ 想定する津波高さは、津波 PRA 本解析において防潮堤の機能を期待する最大高さである O. P. 34m, ルーバからの浸水が想定される O. P. 38. 6m の 2 種類とする。
- ・ 敷地内浸水により、下記の機器、及びこれらをサポート系として用いる系統・設備が機能喪失しているものとする。
 - RSW/HPSW ポンプ
 - 主変圧器及び起動変圧器
 - 燃料移送ポンプ

本評価においては、全交流動力電源喪失及び HPCS 機能喪失の状態となっているため、期待できる緩和系は RCIC のみとなる。

b. 浸水評価手順

以下に浸水評価手順と手順毎の実施内容を記す。

(a) 没水評価対象機器選定

津波 PRA で考慮する機器のうち、図 5, 図 6 太線に示すシナリオに必要な機器を選定する。

(b) 浸水経路の特定及び没水高さの算出

O. P. 34m, O. P. 38. 6m 津波による氾濫解析結果から、R/B 及び C/B の開口部における浸水量を算出し、建屋内浸水経路を特定する。また、経路上に存在する没水評価対象機器が設置されているすべてのエリアに対して没水高さを算出する。

(c) 機器没水評価及び事故シーケンス評価

津波 PRA で考慮する没水評価対象機器に対して、(b) で求めた没水高さにおける機能喪失の有無を確認する。機器の機能喪失が想定パスに及ぼす影響を検討し、そこから事故シーケンスを評価する。

c. 浸水経路特定手法及び条件

津波 PRA で使用した浸水解析結果をインプットとして、原子炉棟と C/B の開口部における時間ごとの浸水深から単位時間当たりの浸水量を計算し、時

間で積分して総浸水量を算出する。総浸水量について、表 1 に示す。

エリア間にある扉、壁貫通部、ハッチ、床ドレン、また階段室や EV の位置関係を予め明らかにした上で、総浸水量をインプットとして建屋内浸水経路を特定する。浸水経路上にあるエリアにそれぞれ浸水量が全量流入した場合を保守的に想定し、没水対象機器の存在するエリアの没水高さを算出する。

浸水シナリオとしては、作業員避難時の閉め忘れによって原子炉棟と C/B の外壁扉が各 1 枚ずつ開放された状態で津波が流入するケースを想定する。C/B 外壁扉は 2 枚あるものの流下経路が同一であるため、浸水量の多い外壁扉が開放しているものとする。

機器それぞれの機能喪失高さと算出した没水高さを比較し、機器が機能喪失の有無を評価する。その評価結果を基に、津波高さ毎の系統機能喪失状況の評価、ヘディングの成否を判定することにより、対応する事故シーケンスを選定する。

(3) 評価結果

a. O.P. 34m 津波

(a) 浸水経路特定結果

【原子炉棟内浸水経路】

大物搬入口脇の外壁扉からの浸水を想定する。

上記扉から浸水した津波は、1F 共通エリアへ伝播していくが、浸水量が少ないため、1F 共通エリアの没水水位がカーブ高さを越えて隣室や階段室等へ流入することはない。その後海水は、建屋内排水系を介して B3F へ流下し、共通エリアに滞留するものの、そこから浸水防護対象機器のあるエリアへは流入しない。(図 7～図 10 参照)

【付属棟】

建屋北東側の外壁扉からの浸水を想定する。

この場合 1F のほぼ全域が浸水し、貫通口、階段室、EV 室等から B1F, B2F, B3F に流下し各フロアの全域が浸水するが、没水評価対象設備の設置が無く、原子炉棟への流入経路も存在しない。

【C/B】

建屋南側の外壁扉からの浸水を想定する。

この場合、1F 共通エリアから階段室を経由して B2F の空調機械 (B) 室側

が浸水する。(図 11～図 13 参照)

(b) 機器没水評価及び事故シーケンス評価結果

原子炉棟のうち、没水評価対象機器が存在し、かつ浸水するエリアは 1F 及び B3F 共通エリアのみであり、没水高さはそれぞれ 0.1m, 0.4m である。各エリアで最も低い位置にある機器類は、1F 共通エリアが原子炉水位計等、B3F 共通エリアが RCIC 圧力計等である。しかし、上記機器の設置高さは没水高さより高いため、没水で機能喪失することは無い。

付属棟については、没水評価対象設備の設置が無いため、炉心損傷回避のために必要となる機器が機能喪失することはない。

C/B については、直流電源関連機器があるものの全て B1F に配置されているが、浸水経路の特定の結果、B1F は浸水しないため、機能喪失しない。

評価の結果、直流電源及び RCIC は建屋内浸水により機能喪失しないため、O. P. 34m 津波における「原子炉建屋外壁扉機能喪失」の事故シーケンスは長期 TB と整理される。評価結果を表 2 に示す。

b. O. P. 38.6m 津波

(a) 浸水経路特定結果

【原子炉棟内浸水経路】

大物搬入口脇の外壁扉から浸水を想定する。

浸水量が極めて多いため、カーブを越えて 1F フロア全域が浸水する。また階段室・EV 室等から B1F, B2F, B3F へ流下し、各フロアの全域が浸水する。

(図 14～図 18 参照)

【付属棟】

建屋北東側の外壁扉と、M2F の空調ルーバからの浸水を想定する。

浸水経路は 34m 津波と同様となり、炉心損傷回避のために必要となる機器が機能喪失することはない。

【C/B】

建屋南側の外壁扉からの浸水を想定する。

海水流入により 1F 共通エリア全域が浸水し、階段室からの流下によって B2F, B3F 全域が浸水する。(図 19～図 21 参照)

(b) 機器没水評価及び事故シーケンス評価結果

原子炉棟については、ほとんどのエリアで天井まで浸水する評価となり、

原子炉水位計，RCIC ポンプ及びタービン，RCIC MCC 等が没水する。

付属棟については，没水評価対象設備の設置が無いため，炉心損傷回避のために必要となる機器が機能喪失することはない。

C/B については，直流電源関連機器があるものの全て B1F に配置されており，浸水経路の特定の結果 B1F は浸水しないため，機能喪失しない。

評価の結果，直流電源の系統機能が維持される一方で，RCIC については主要な機器類が同時に没水するため機能喪失することとなった。よって，O.P. 38.6m 津波については，RCIC が機能喪失することとなるため，事故シーケンスとしては，TBU に整理される。評価結果を表 2 に示す。

(c) 外壁扉が閉まっている場合の評価結果

全ての外壁扉が閉められた状態においては，付属棟への空調ルーバからの浸水のみとなることから，炉心損傷回避のために必要となる機器が機能喪失せず，事故シーケンスとしては長期 TB に整理される。

以 上

表1 総浸水量

	O. P. 34m 津波			O. P. 38. 6m 津波		
	原子炉棟	付属棟	C/B	原子炉棟	付属棟	C/B
外壁扉浸水量 (m ³)	41	178	86	1, 472	1, 327	1, 445
ルーバ浸水量 (m ³)	-	0	-	-	32	-

表2 評価結果

表2 評価結果	O. P. 34m 津波			O. P. 38. 6m 津波		
	原子炉棟	付属棟	C/B	原子炉棟	付属棟	C/B
建屋への浸水経路	大物搬入口脇外壁扉	建屋北東側外壁扉	建屋南側外壁扉	大物搬入口脇外壁扉	建屋北東側外壁扉, 原子炉補機(B)室排風機室空調ルーバ	建屋南側外壁扉
浸水エリア (1F)	共通エリア	ほぼ全域	共通エリア	共通エリア	ほぼ全域	共通エリア
浸水エリア (B1F)	無し	全域	無し	無し	全域	無し
浸水エリア (B2F)	無し	全域	空調機械(B)室側	無し	全域	全域
浸水エリア (B3F)	共通エリア	全域		共通エリア	全域	
機能喪失する主要機器 (屋外)	RSW ポンプ, HPSW ポンプ, 燃料移送ポンプ, 主変圧器等					
機能喪失する主要機器 (屋内)	無し			原子炉水位計, RCIC ポンプ, RCIC タービン, RCIC MCC 等		
事故シーケンス	長期 TB			TBU		



図1 津波浸水による流入経路（原子炉棟外壁扉：R/B 1F）

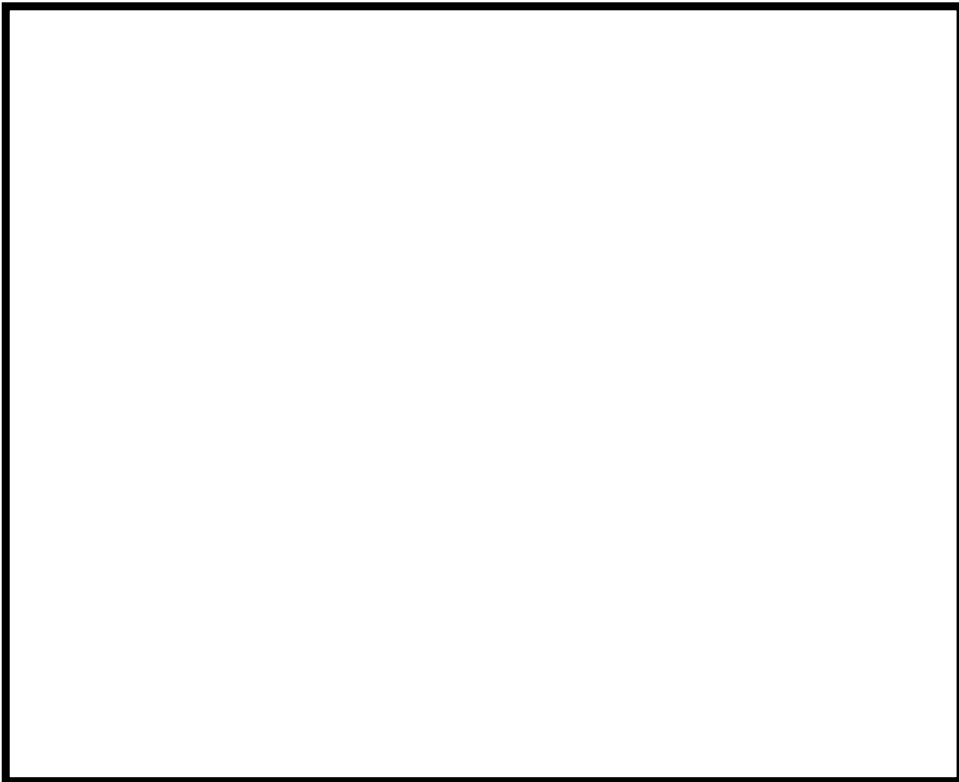


図2 津波浸水による流入経路（付属棟外壁扉：R/B 1F）

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。



図3 津波浸水による流入経路（制御建屋外壁扉：C/B 1F）



図4 津波浸水による流入経路（原子炉建屋空調ルーバ：R/B M2F）

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

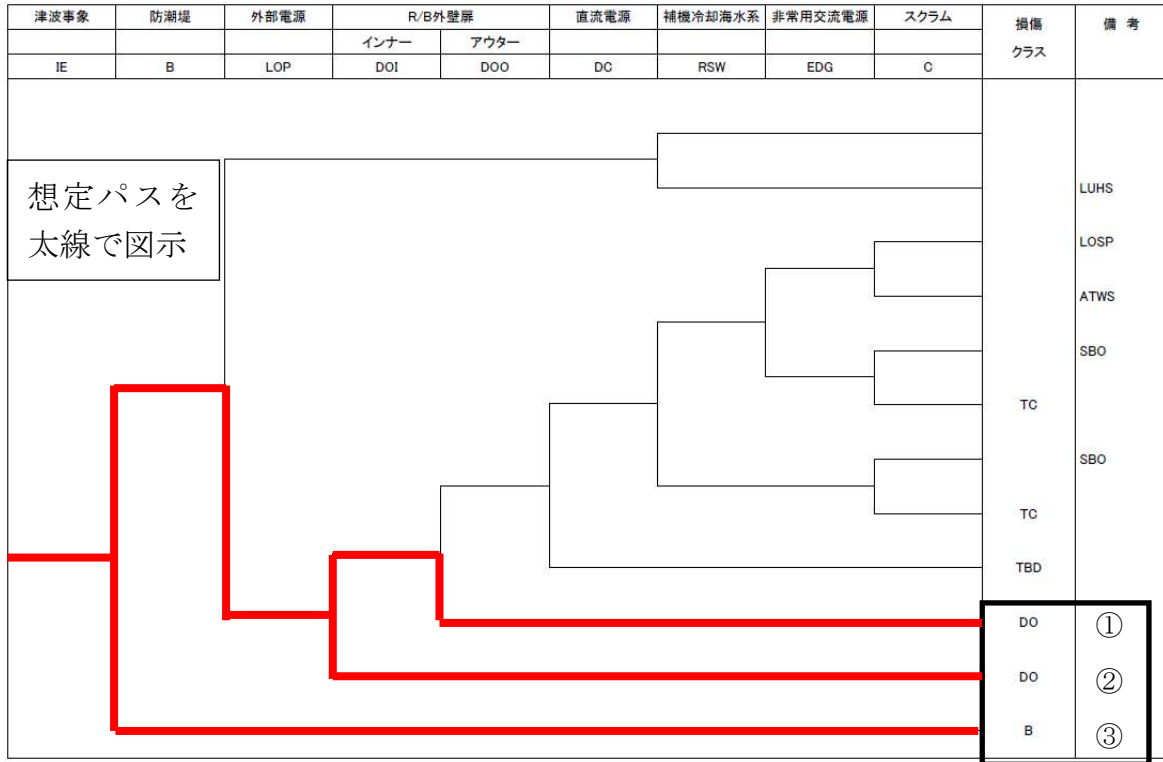


図5 0-2階層イベントツリー

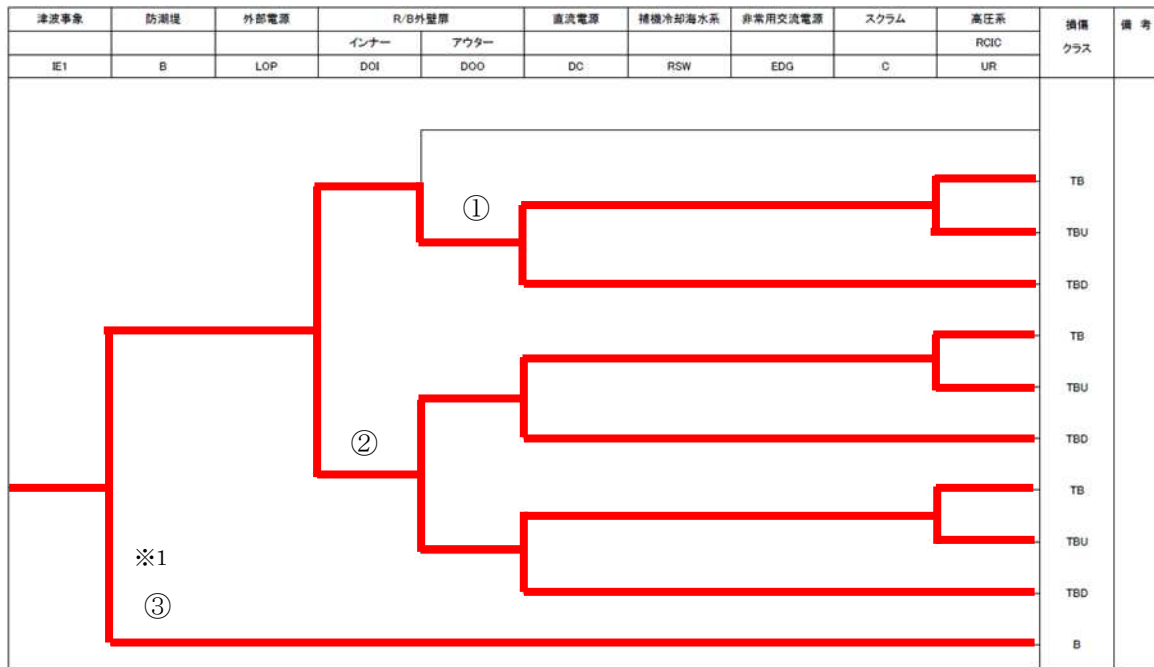


図6 0-2 防潮堤・外壁扉機能喪失時イベントツリー

※1 津波高さ 38.6m 超の場合、防潮堤機能喪失とした








図7 34m津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B 1F)



図8 34m津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B B1F)

【凡例】

浸水エリア：  流入箇所：  浸水経路：  主な流下箇所：  主要機器： 

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。



図 9 34m 津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B B2F)

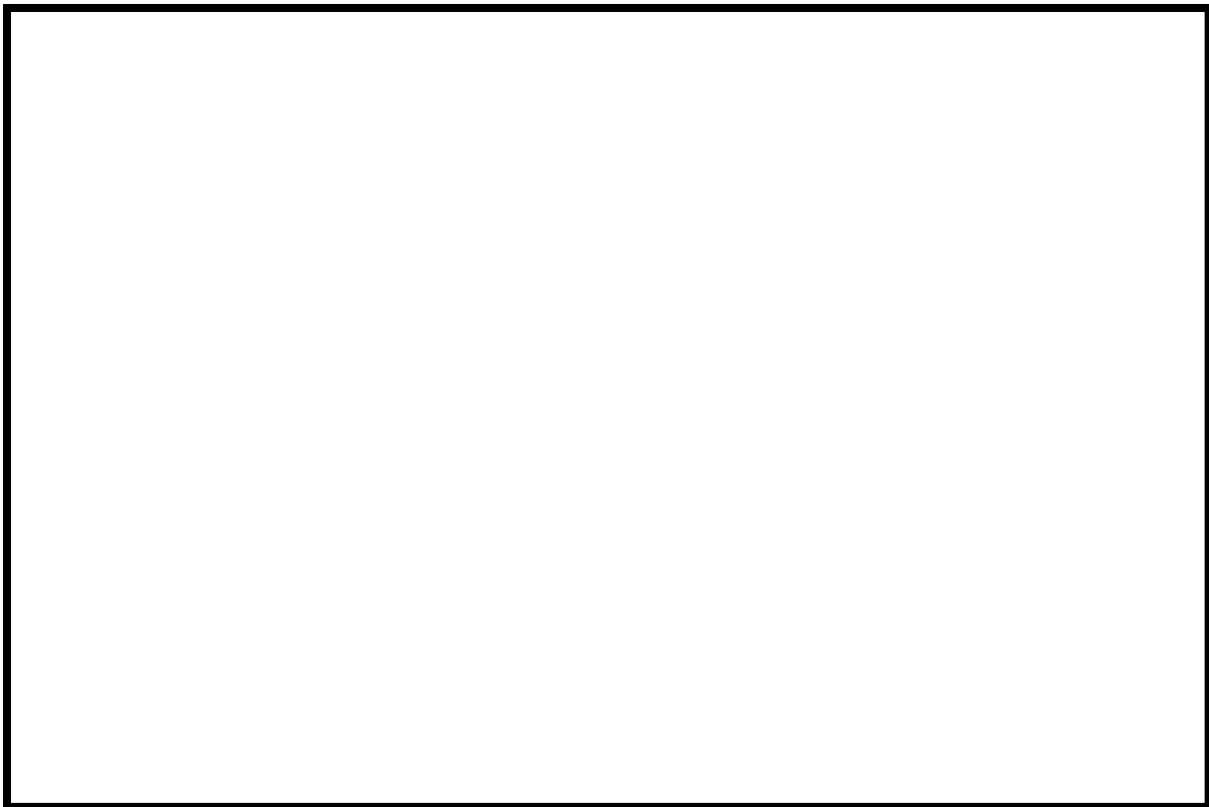







図 10 34m 津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B B3F)

【凡例】

浸水エリア：  流入箇所：  浸水経路：  主な流下箇所：  主要機器： 

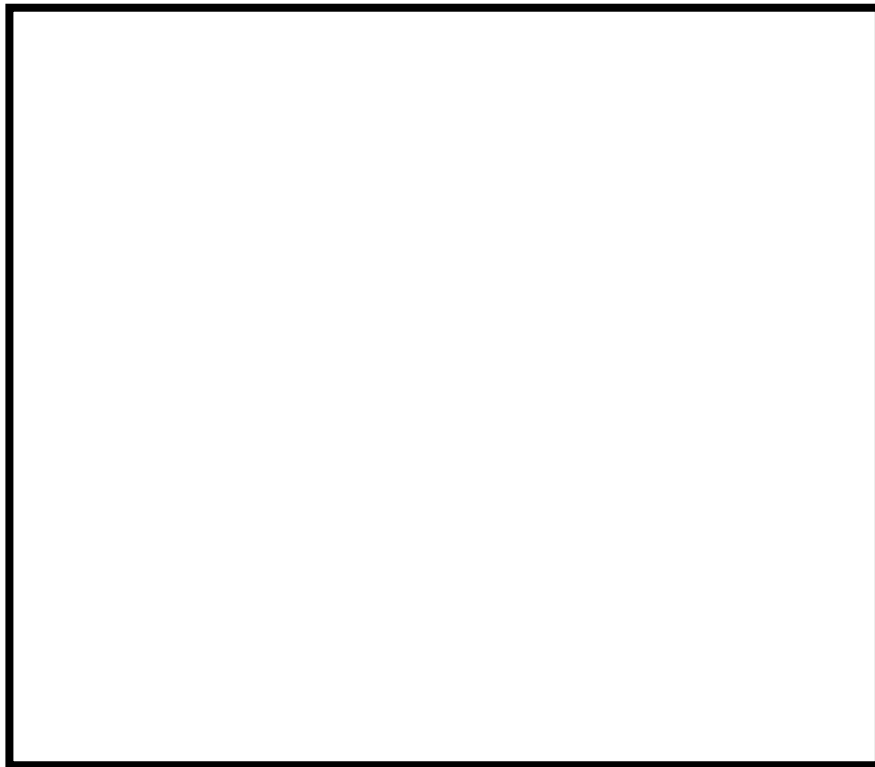


図 11 34m 津波による建屋内浸水イメージ図 (C/B 1F)

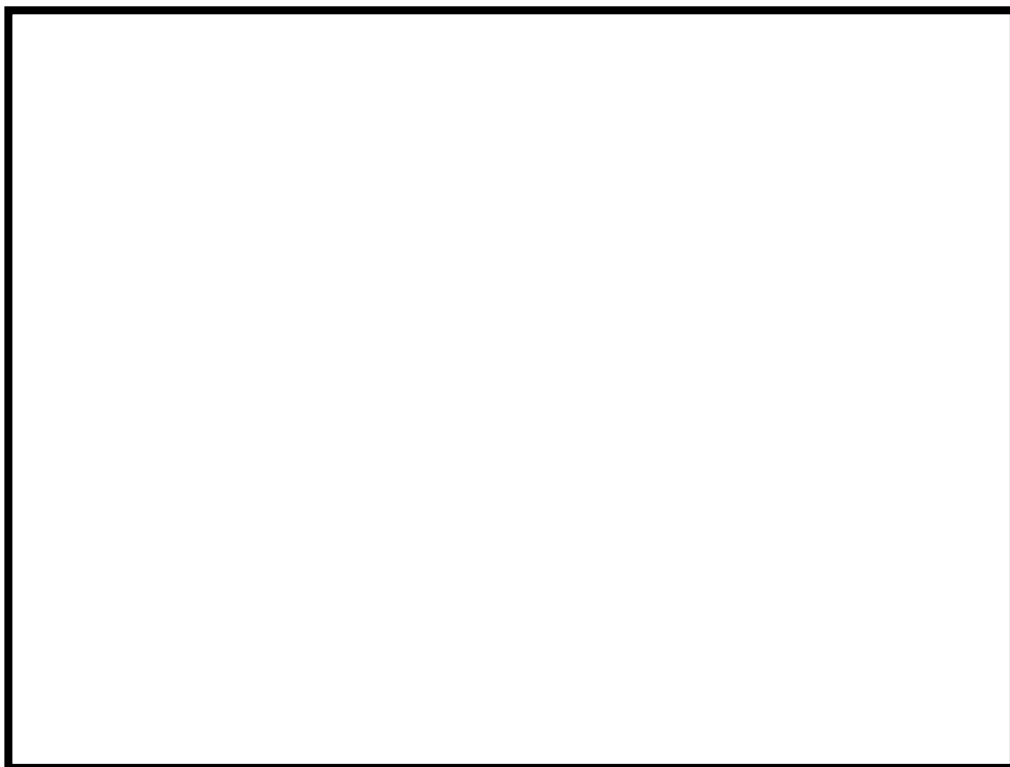







図 12 34m 津波による建屋内浸水イメージ図 (C/B B1F)

【凡例】
浸水エリア：  流入箇所：  浸水経路：  主な流下箇所：  主要機器： 

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

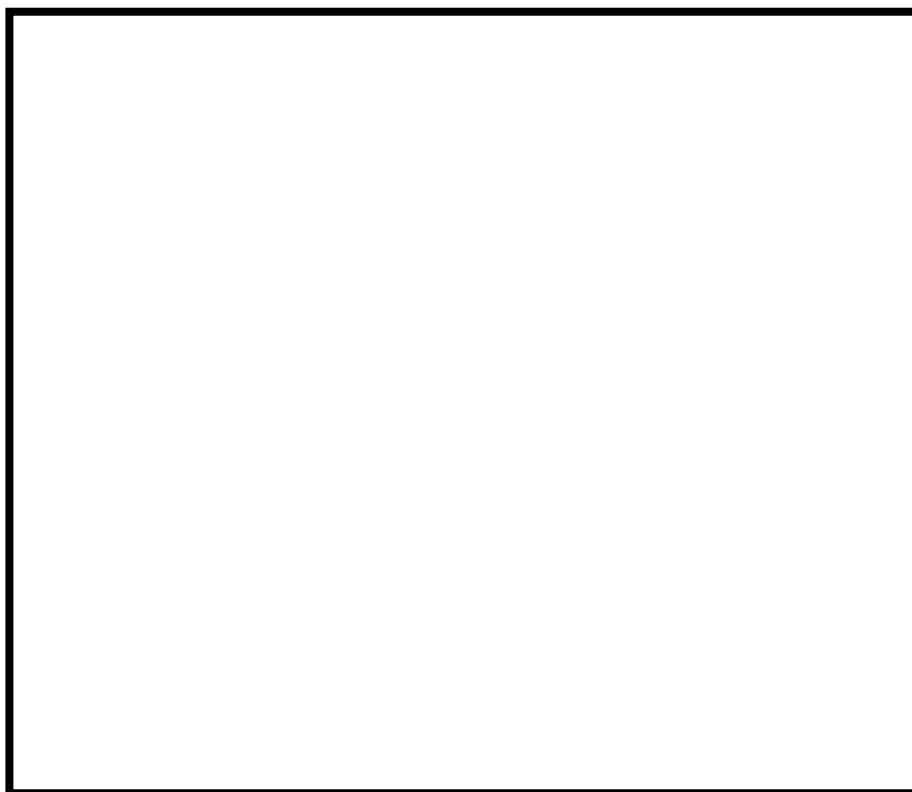







図 13 34m 津波による建屋内浸水イメージ図 (C/B B2F)

【凡例】

浸水エリア :  流入箇所 :  浸水経路 :  主な流下箇所 :  主要機器 : 

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

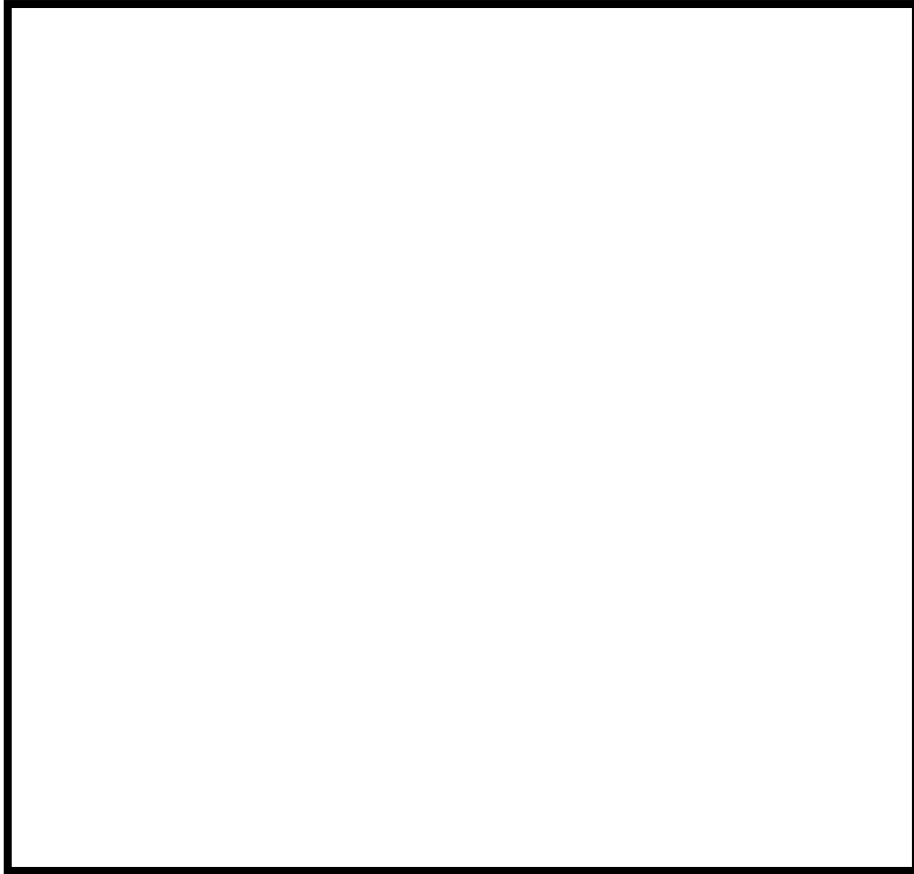







図 14 38.6m 津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B M2F)



図 15 38.6m 津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B 1F)

【凡例】
浸水エリア：  流入箇所：  浸水経路：  主な流下箇所：  主要機器： 

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

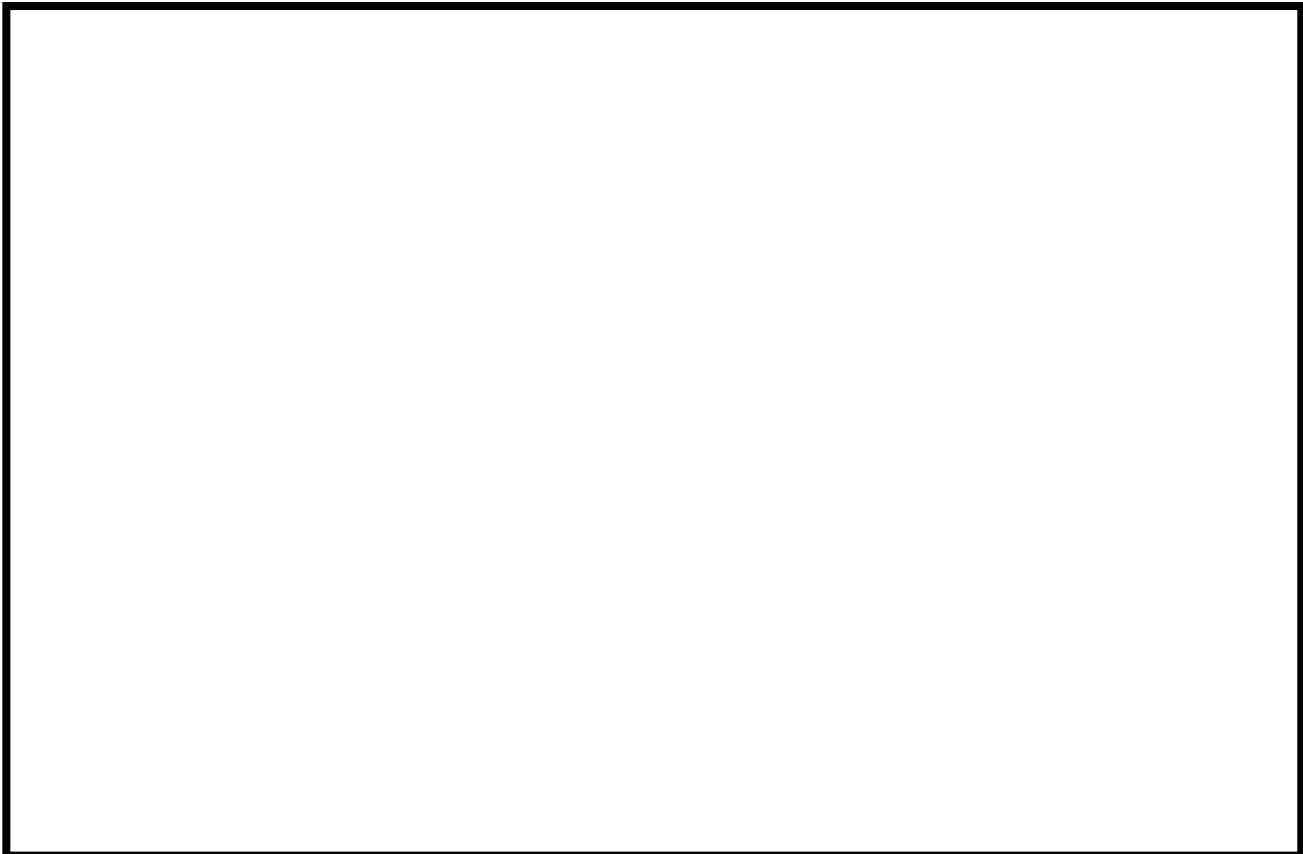


図 16 38.6m 津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B B1F)

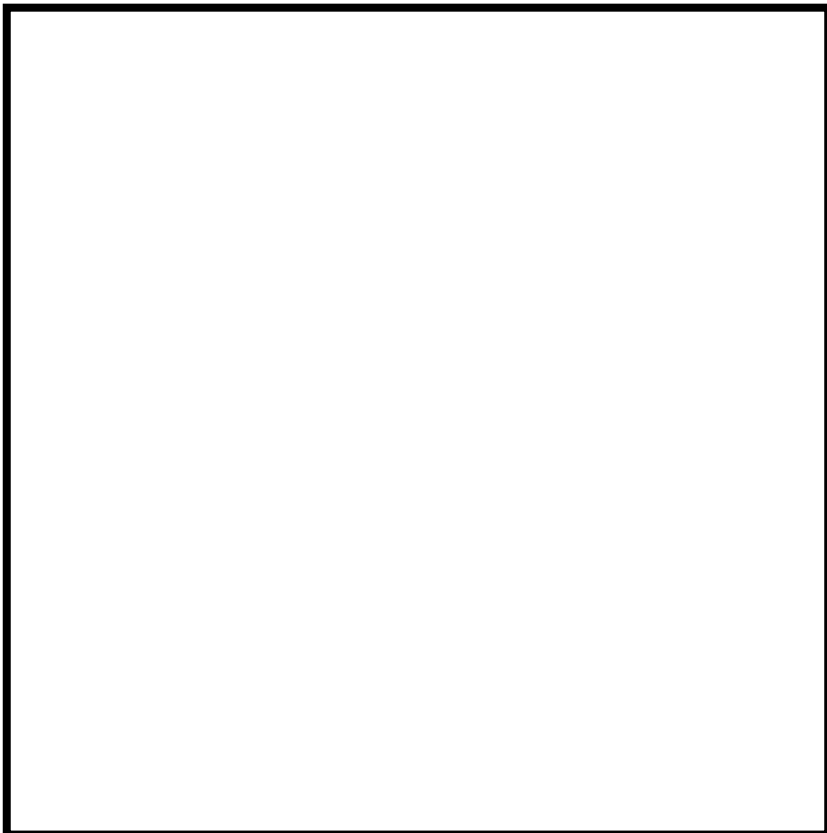







図 17 38.6m 津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B B2F)

【凡例】
浸水エリア：  流入箇所：  浸水経路：  主な流下箇所：  主要機器： 






枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。



図 18 38.6m 津波による建屋内浸水イメージ図 (R/B B3F)



図 19 38.6m 津波による建屋内浸水イメージ図 (C/B 1F)

【凡例】
浸水エリア：  流入箇所：  浸水経路：  主な流下箇所：  主要機器： 

枠囲みの内容は核物質防護に係わる情報のため、公開できません。

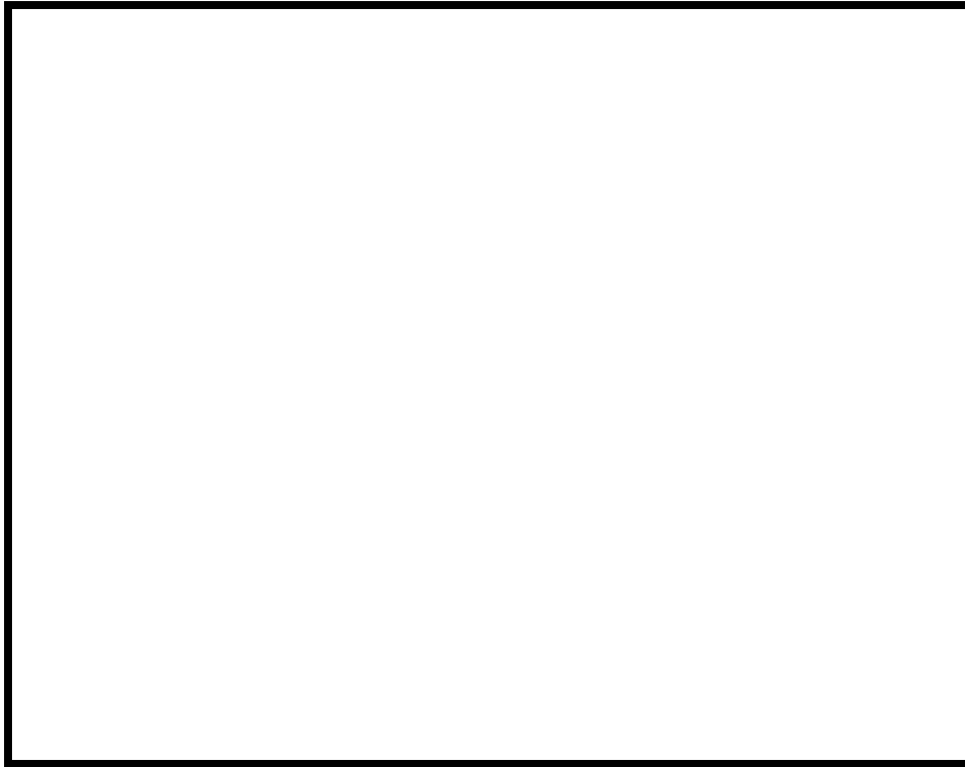


図 20 38.6m 津波による建屋内浸水イメージ図 (C/B B1F)

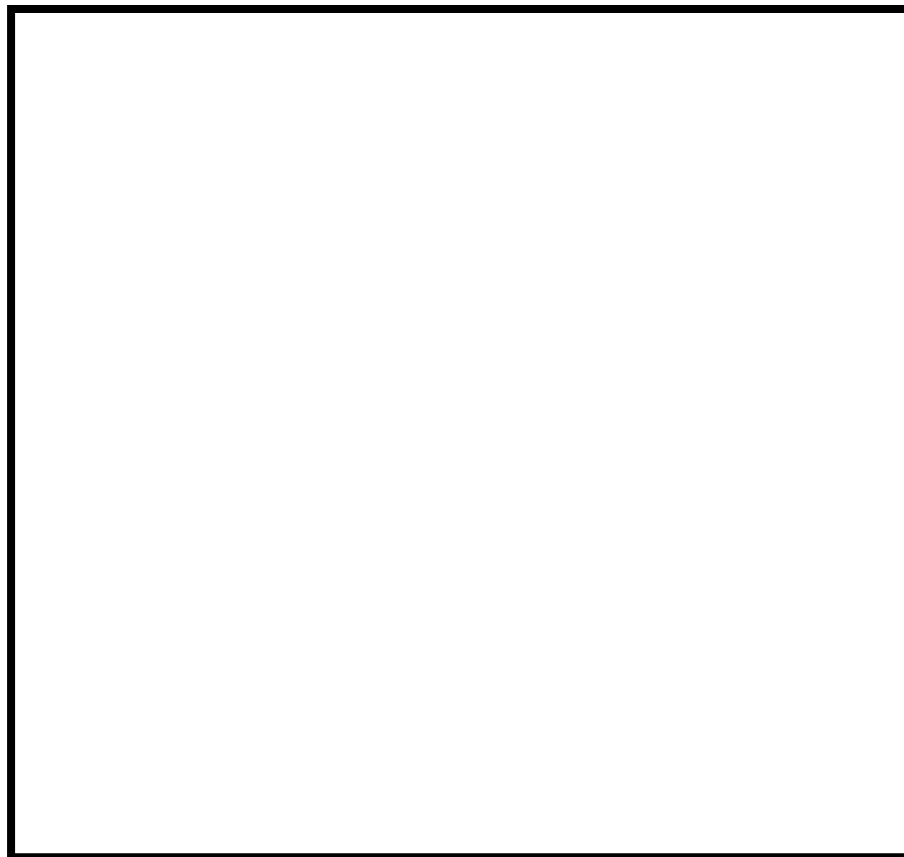







図 21 38.6m 津波による建屋内浸水イメージ図 (C/B B2F)

【凡例】

浸水エリア :  流入箇所 :  浸水経路 :  主な流下箇所 :  主要機器 : 

原子炉建屋外壁扉閉め忘れの人的過誤確率について

原子炉建屋外壁扉 1 枚当たりの閉め忘れの人的過誤確率(平均値)については、以下のとおり評価した。

建屋内機器室扉の閉め忘れの人的過誤については、津波発生時、機器室に入室している可能性は低いと考えられることから、通常状態での扉閉め忘れの人的過誤確率として図 1 とした。

この機器室扉の値を基に、津波退避時の建屋外壁扉の閉め忘れの人的過誤については、図 2

とした。

図 1 及び図 2 に記載された値は対数正規分布の中央値であるため、ここから扉 1 枚当たりの閉め忘れの人的過誤確率の平均値を以下のとおり評価した。

外壁扉閉め忘れの人的過誤確率 (平均値)	EF
<input type="text"/>	<input type="text"/>

以 上

解説表 23-3 手順書を使うときのオMISSIONエラー確率の例
(NUREG/CR-1278⁽¹⁾ から抜粋)

項目	オMISSIONの項目	HEP	EF
	チェック表が正しく用いられている場合		
1.	短い操作 (<10 項目)	.001	3
2.	長い操作 (>10 項目)	.003	3
	チェック表を用いていないか、又は正しく用いられていない場合		
3.	短い操作 (<10 項目)	.003	3
4.	長い操作 (>10 項目)	.01	3
5.	文書化した手順書を用いるべきであるが、用いていない場合	.05	5

図 1 運転手順書を使うときのオMISSIONエラー確率のデータ例※

※社団法人 日本原子力学会「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 1 PSA 編）：2008」解説表 23-3 より抜粋。

解説表 23-4 ストレスと熟練度による HEP への補正係数 (NUREG/CR-1278⁽¹⁾ から抜粋)

項目	ストレスレベル	HEPs の増倍係数	
		熟練者	熟練度の低い者
1.	作業負荷が大変低い	×2	×2
2.	作業負荷が適度 (段階的操作)	×1	×1
3.	作業負荷が適度 (動的操作)	×1	×2
4.	作業負荷がやや高い (段階的操作)	×2	×4
5.	作業負荷がやや高い (動的操作)	×5	×10
6.	作業負荷が極度に高い (段階的操作)	×5	×10
7.	作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	.25 (EF = 5)	.50 (EF = 5)

極度にストレス・レベルが高い場合は、増倍係数ではなく、複数のクルーを対象とした固定値を用いる。

図 2 ストレスと熟練度による HEP への補正係数※

※社団法人 日本原子力学会「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 1 PSA 編）：2008」解説表 23-4 より抜粋。

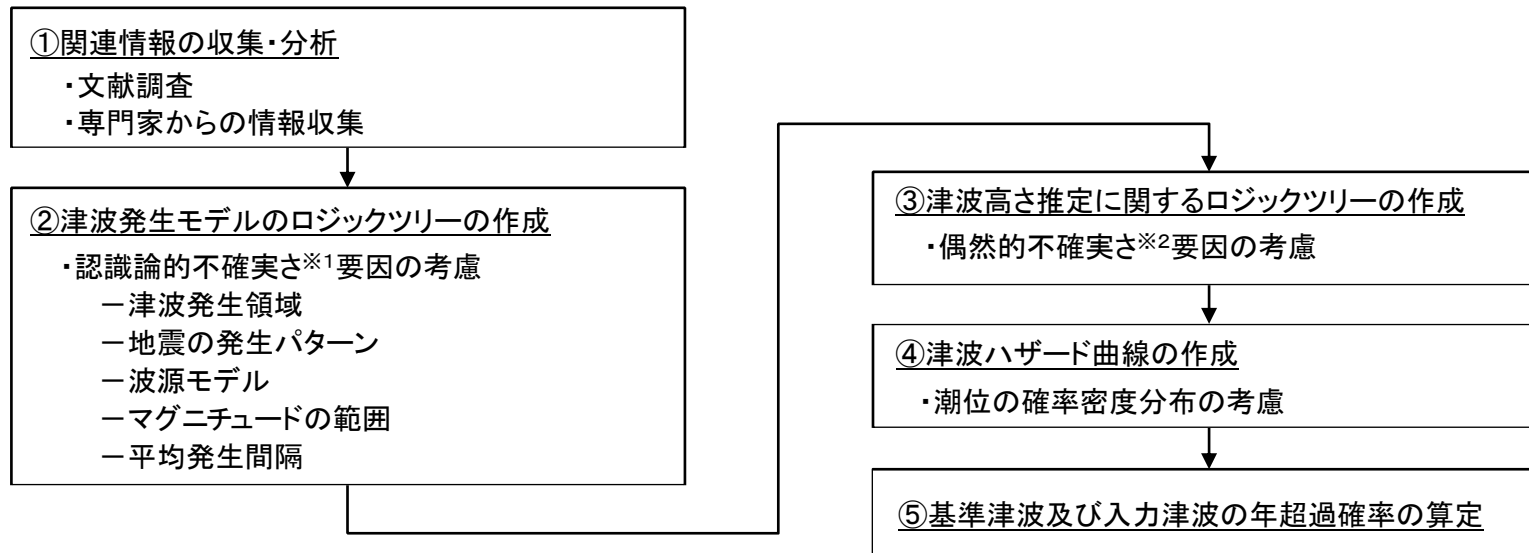
確率論的津波ハザード評価に関する検討

1	評価概要	付録1.2.2- 1
2	津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)	付録1.2.2- 5
3	津波高さ推定に関するロジックツリー(=偶然的不確実さの考慮)	付録1.2.2-19
4	津波ハザード曲線の作成概要	付録1.2.2-20
5	津波ハザード曲線の作成結果と超過確率の参照	付録1.2.2-22

1 評価概要

1.1 評価方針

- 一般社団法人日本原子力学会「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2011」(以下、「原子力学会標準」という。), 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(平成23年9月)」(以下, 土木学会(2011)という。)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評価を実施する。
- 基準津波及び入力津波の超過確率を参照するための津波ハザード曲線の評価に当たっては, 2011年東北地方太平洋沖地震の発生に伴い, これまで同領域に蓄積してきた歪みはほぼ解放し, 今後数百年オーダーの期間に, プレート境界部で2011年東北地方太平洋沖地震と同程度の規模のすべりの発生が起こる可能性は小さいことを踏まえ, 現時点(2013年1月1日から今後50年間)における算術平均ハザード曲線を用いる。
- 確率論的津波ハザード評価フローを以下に示す。



確率論的津波ハザード評価フロー

※1: マグニチュードの範囲等のように研究が進展すれば確定できるが, 現状では予測不可能な不確実さ

※2: 地震の規模や断層破壊過程等のように現実に存在しているが, 現状では予測不可能と考えられるばらつき

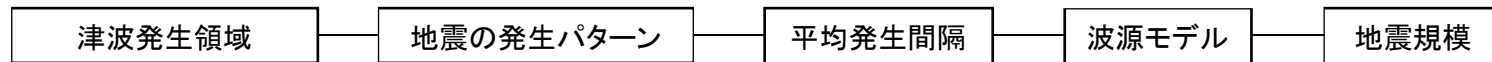
1 評価概要

1.2 ロジックツリーの概要

- 認識論的不確実さ及び偶然的不確実さは、原子力学会標準及び土木学会(2011)に準じて考慮した。
- 認識論的不確実さは、津波発生領域、地震の発生パターン、平均発生間隔、地震規模等を考慮し、津波発生モデルのロジックツリーとして表現した。
- 偶然的不確実さは、原子力学会標準及び土木学会(2011)に準じて、津波高さ推定に関するロジックツリーとして表現した。

■津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

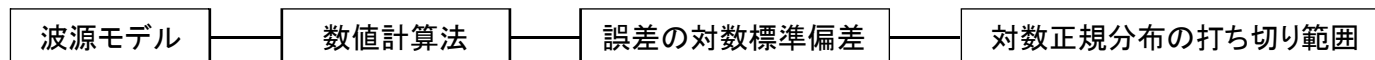
(1)津波発生領域毎のロジックツリー



(2)津波発生領域の組合せに関するロジックツリー

- 津波発生領域の組合せに関するロジックツリーを作成し、(1)で作成した領域別のロジックツリーを組合せる。

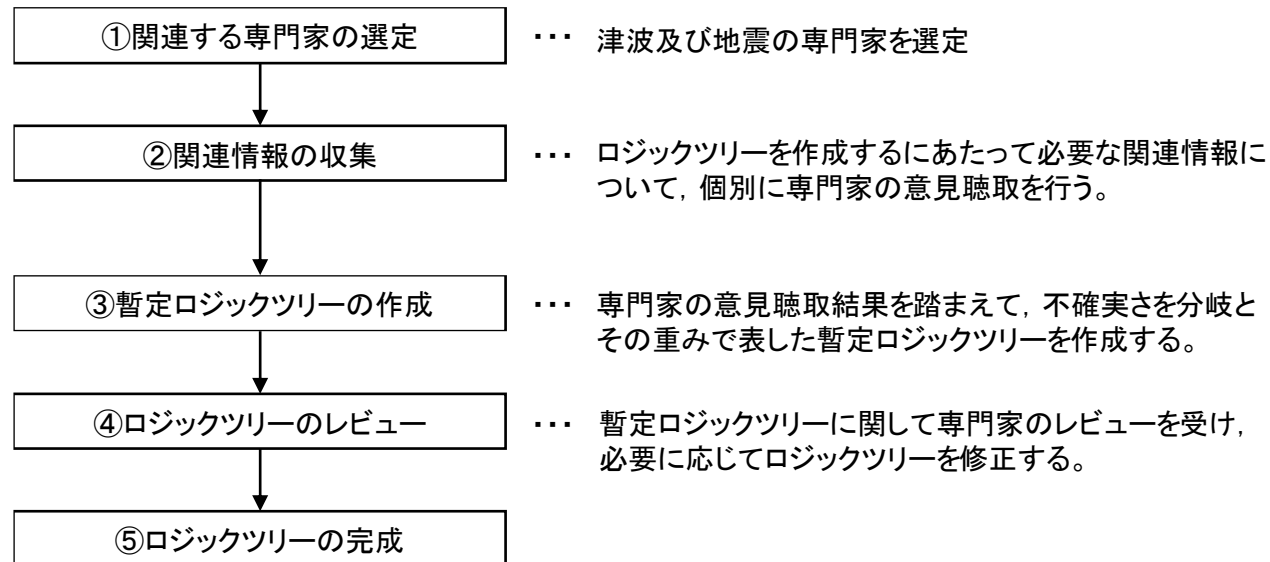
■津波高さ推定に関するロジックツリー(=偶然的不確実さの考慮)



1 評価概要

1.3 ロジックツリー作成に当たっての専門家活用水準の設定

- ロジックツリーの作成に当たり考慮する認識論的不確実さ要因は、関連情報の収集より設定可能と判断されるが、ロジックツリーの分岐項目、重み配分等について専門家意見が分かれることが想定されるため、原子力学会標準に示される専門家活用水準のうち、専門家活用水準2を設定した。
- ロジックツリーの作成フローを以下に示す。



ロジックツリー作成フロー

1 評価概要

1.4 分岐の重み配分設定

- 原子力学会標準及び土木学会(2011)の分岐を流用するものについては、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(案)(平成21年3月)」に示されている重みを準用した。
- 原子力学会標準及び土木学会(2011)から新たに追加した分岐や修正した分岐に対する重みについては、ロジックツリー作成に必要な関連情報の収集・分析結果を踏まえ、下表に示す考え方にに基づき設定した。

重みの配分設定方法

重みの配分 (分岐が2つの場合)	設定方法
0.5:0.5	現時点の知見で分岐の重み付けを判断するのが困難な場合は、原子力学会標準に基づき、重みを均等配分とする。
0.3:0.7	地震調査研究推進本部、土木学会等が評価している項目や、関連情報を収集した結果、重みが高いと考えられる項目については、重みを0.7とする。
0.1:0.9	関連情報を収集した結果、基本的に分岐を設ける必要が無いと考えられるものの、分岐として成立する可能性が残される項目については、重みを0.1とする。

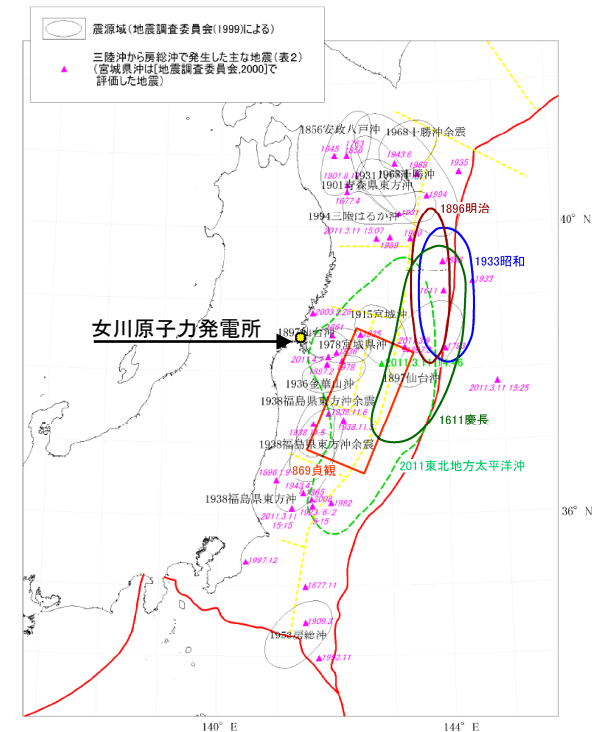
2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.1 津波発生領域の設定①

- 津波発生領域は、文献調査及び数値シミュレーションの結果から、地震発生様式のうち敷地に最も影響を及ぼす可能性がある日本海溝及び千島海溝(南部)沿いとした。
- なお、地震以外に起因する津波については、文献調査、地形判読調査から敷地に与える影響は極めて小さいと考えられることから検討対象外とした。

主な既往津波と敷地への影響

区分		地震種別		主な既往津波	敷地への影響
近地津波	日本海溝沿い	プレート間地震	東北地方太平洋沖型の地震	2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波	敷地前面でO.P.約+13m
				869年の津波	2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波と同等か下回る
		津波地震	1896年明治三陸地震津波	敷地近傍で2.7m (三陸沿岸で最大25m程度)	
		海洋プレート内地震	1933年昭和三陸地震津波(正断層型)	敷地近傍で約3.6m (三陸沿岸で最大25m程度)	
	千島海溝沿い	プレート間地震	500年間隔地震	敷地周辺で3m以下	
遠地津波		プレート間地震	1700年カスケード地震	敷地近傍の記録はないが、三陸沿岸で3m程度	
			1960年チリ地震	・遠地津波として既往最大 ・敷地周辺でT.P.3.3m (三陸沿岸で最大6.1m)	
海域の活断層による地殻内地震		<ul style="list-style-type: none"> ・F-2断層・F-4断層 ・F-5断層 ・F-6断層～F-9断層 		推定津波高で最大1.2m (F-6断層～F-9断層)	

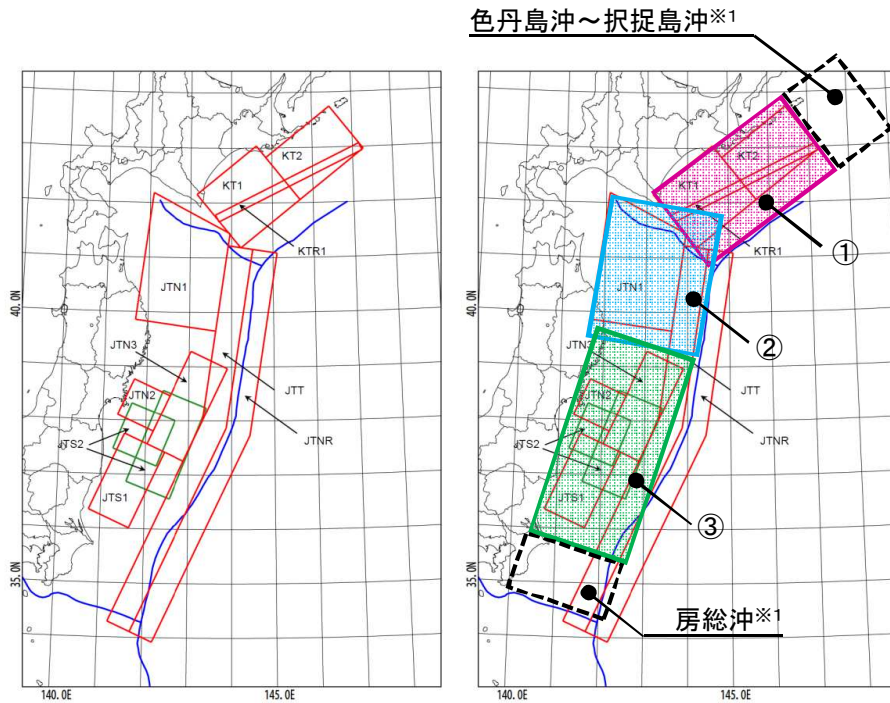


日本海溝沿いで発生した主な地震と震源域(地震調査研究推進本部(2012)の図に加筆)

2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.1 津波発生領域の設定②

- 原子力学会標準に示される日本海溝及び千島海溝(南部)沿いの津波発生領域に加え, 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, 典型的なプレート間地震と津波地震の連動型地震を考慮した。
- 津波発生領域のうち, 敷地に及ぼす影響が大きい領域を評価対象として選定した。



日本海溝及び千島海溝(南部)沿い
海域の津波発生領域区分
(原子力学会標準)

典型的なプレート間地震と津波地震
の連動地震の発生領域区分
(新規設定)

※1: 単独地震としては, 女川地点に
与える影響が小さいと判断される
ため検討対象外

評価対象とする津波発生領域

コード	名称	M _c ※2
JTT	津波地震	8.3
JTNR	海洋プレート内の正断層型地震	8.4~ 8.6
JTS2	貞観型地震	8.6
①単独	十勝沖・根室沖の連動地震 (典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震)	8.6~ 8.84
②単独	三陸沖北部の連動地震 (典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震)	8.61~ 8.8
③単独	東北地方太平洋沖型地震 (典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震)	8.94~ 9.04
①+②	十勝沖・根室沖~三陸沖北部の連動地震 (典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震)	9.0~ 9.04
②+③	三陸沖北部~茨城県沖の連動地震 (典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震)	9.17
①+②+③	十勝沖・根室沖~茨城県沖の連動地震 (典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震)	9.34
択捉島~ 房総沖	択捉島沖~房総沖の連動地震 (典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震)	9.45

※2: 設定するM_wの中央値(複数の波源モデルを使用する場合は, 幅を示す)

2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.2 貞観型地震(JTS2)と東北地方太平洋沖型地震(③単独)のロジックツリー

(1)地震の発生パターンについて

- 地震調査研究推進本部(2012)によれば、三陸沖中部～茨城県沖の領域区分(=東北地方太平洋沖型地震)では、過去2500年間に5回(2011年, 15世紀, 869年, 4-5世紀, 紀元前3-4世紀)繰り返し地震が発生したとし、その平均発生間隔を600年程度としている。
- 2011年東北地方太平洋地震は、典型的なプレート間地震(貞観型地震)と津波地震が連動した地震(Mw9.0)であるが、2011年東北地方太平洋沖地震より過去に発生した4回の地震については、その規模がMw8.4～と評価されていることなどから、典型的なプレート間地震と津波地震が連動していない可能性がある。
- 上記を踏まえ、地震調査研究推進本部(2012)が約600年間隔で発生すると評価している地震については、貞観型地震(JTS2)と東北地方太平洋沖型地震(③単独)の2つの地震に区分し、ロジックツリーを設定した。

表2 三陸沖～房総沖で発生した主な地震のマグニチュード等※

地震発生領域	地震発生日月日	地震の平均的発生頻度等 注1	地震規模			死傷者数注5	
			M 注2	Mt 注3	Mw 注4	死者	負傷者
東北地方太平洋沖型の地震	2011/ 3/11 14:46	平均発生間隔は600年程度	9.0 注2	9.1 ～ 9.4	9.0	16,019 行方不明 3,805	6,121
	15世紀 869/ 7/13 4-5世紀 紀元前3-4世紀		8.3		8.4～ 注4	多数	—

※:注1～注5の解説については省略

地震調査研究推進本部(2012)

(2)平均発生間隔の設定について

- 平均発生間隔の設定に当たっては、以下の条件のもとで、分岐を設定した。
 - 600年間隔で、毎回典型的なプレート間地震と津波地震が連動する。
 - 15世紀の津波と869年の津波は典型的なプレート間地震であったとの前提に立ち、3回に1回のサイクルで連動地震が発生する。
 - 2011年東北地方太平洋沖地震より前の4回の地震は全て典型的なプレート間地震であったとの前提に立ち、5回に1回のサイクルで連動地震が発生する。

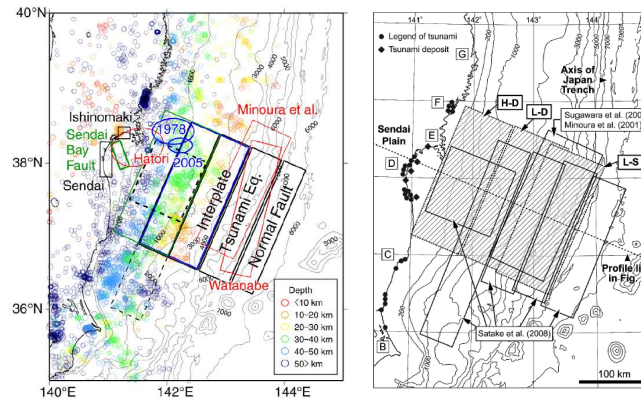
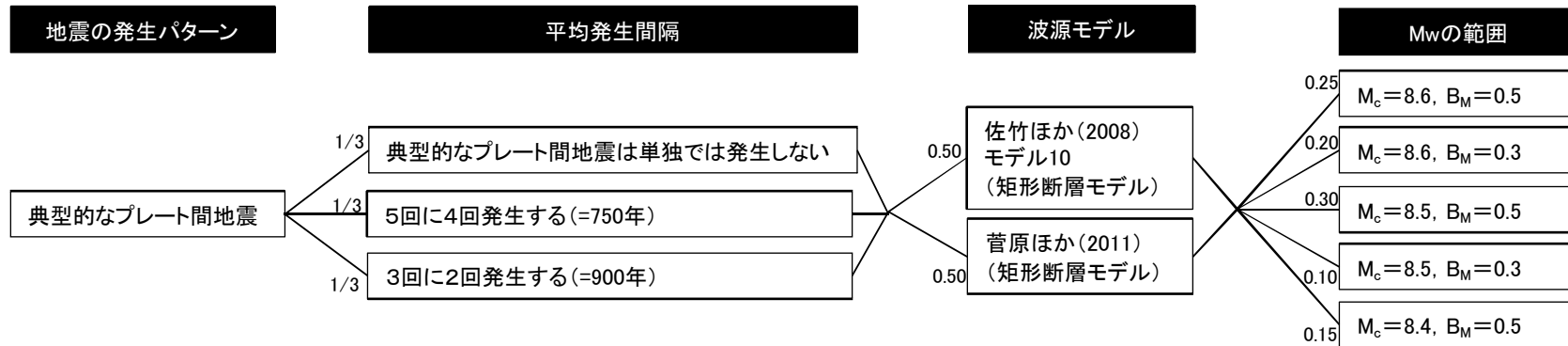
2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.2 貞観型地震(JTS2)と東北地方太平洋沖型地震(③単独)のロジックツリー

(3) 貞観型地震(JTS2)におけるMwの中央値(Mc)の設定について

- 原子力学会標準, 土木学会(2011)では, Mwの中央値(Mc)を8.4と評価しているが, 行谷ほか(2012)は, 津波堆積物の分布と計算浸水域からMwの再評価を行い, Mw8.7程度(Mwはさらに大きかった可能性もある)と推定していることを踏まえ, Mwの中央値(Mc)を8.6とする。

(4) 貞観型地震(JTS2)のロジックツリー



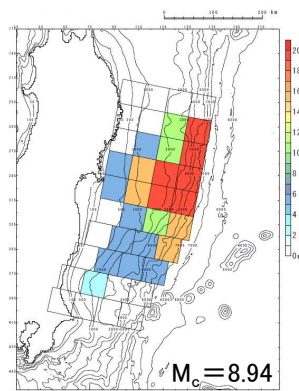
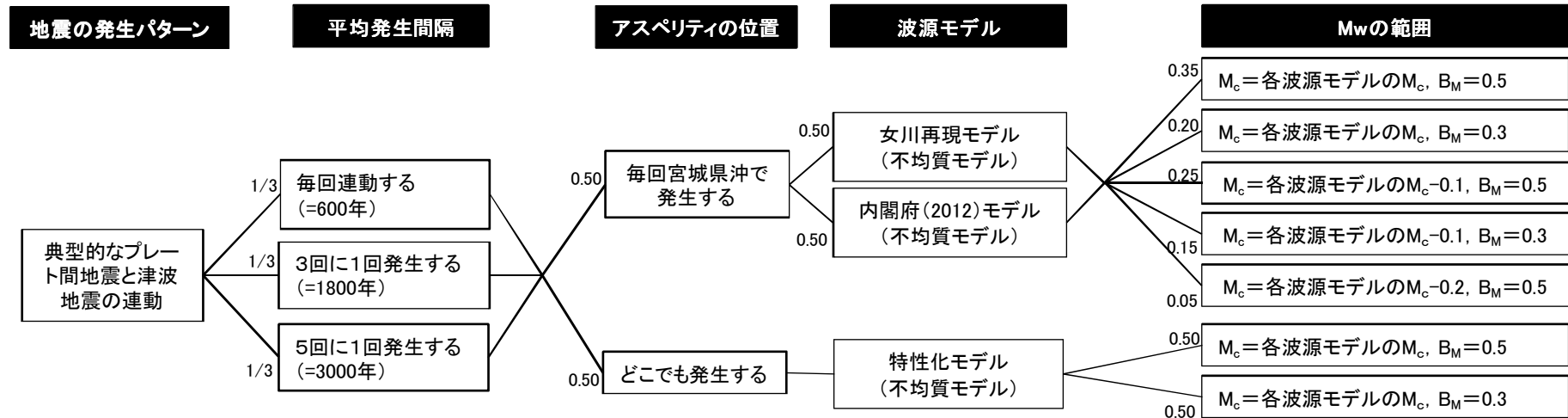
佐竹ほか(2008)
(モデル10, 青線)

菅原ほか(2011)
(L-Dモデル)

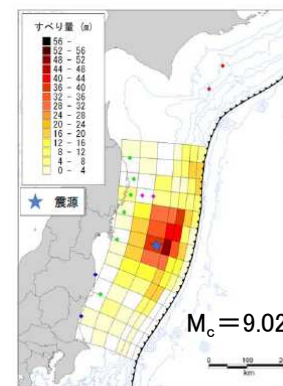
2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.2 貞観型地震(JTS2)と東北地方太平洋沖型地震(③単独)のロジックツリー

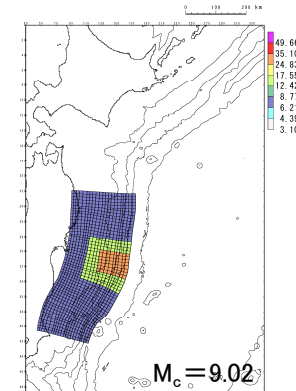
(5) 東北地方太平洋沖型地震(③単独)のロジックツリー



女川再現モデル



内閣府(2012)モデル



特性化モデル

2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.3 津波地震(JTT)と海洋プレート内の正断層型地震(JTNR)のロジックツリー

(1)地震の発生パターンについて

- 土木学会(2011)では、地震の発生パターンに分岐を設定しているが、2011年東北地方太平洋沖地震で得られた知見等を踏まえ、日本海溝沿いの何処でも地震が発生する分岐のみとした。

(2)1611年の津波について

- 地震調査研究推進本部(2012)、土木学会(2011)等では、1611年の津波を津波地震と評価している。
- 土木学会(2002)では、相田(1977)が正断層型地震として評価していることを踏まえ、正断層型地震発生領域の既往最大Mwを8.6と評価している。
- 今井ほか(2012)は、1611年の津波痕跡に基づく数値シミュレーション、並びに史料の解釈から、1611年の津波が正断層型地震であった可能性を指摘している。
- 上記を踏まえ、1611年の津波については、『津波地震／海洋プレート内の正断層型地震』の分岐を設定した。

(3)分岐の重み配分について

- 地震調査研究推進本部(2012)が1611年の津波を津波地震として取扱っていることや関連情報の収集結果から、津波地震の重みを0.7、正断層型地震の重みを0.3とする。

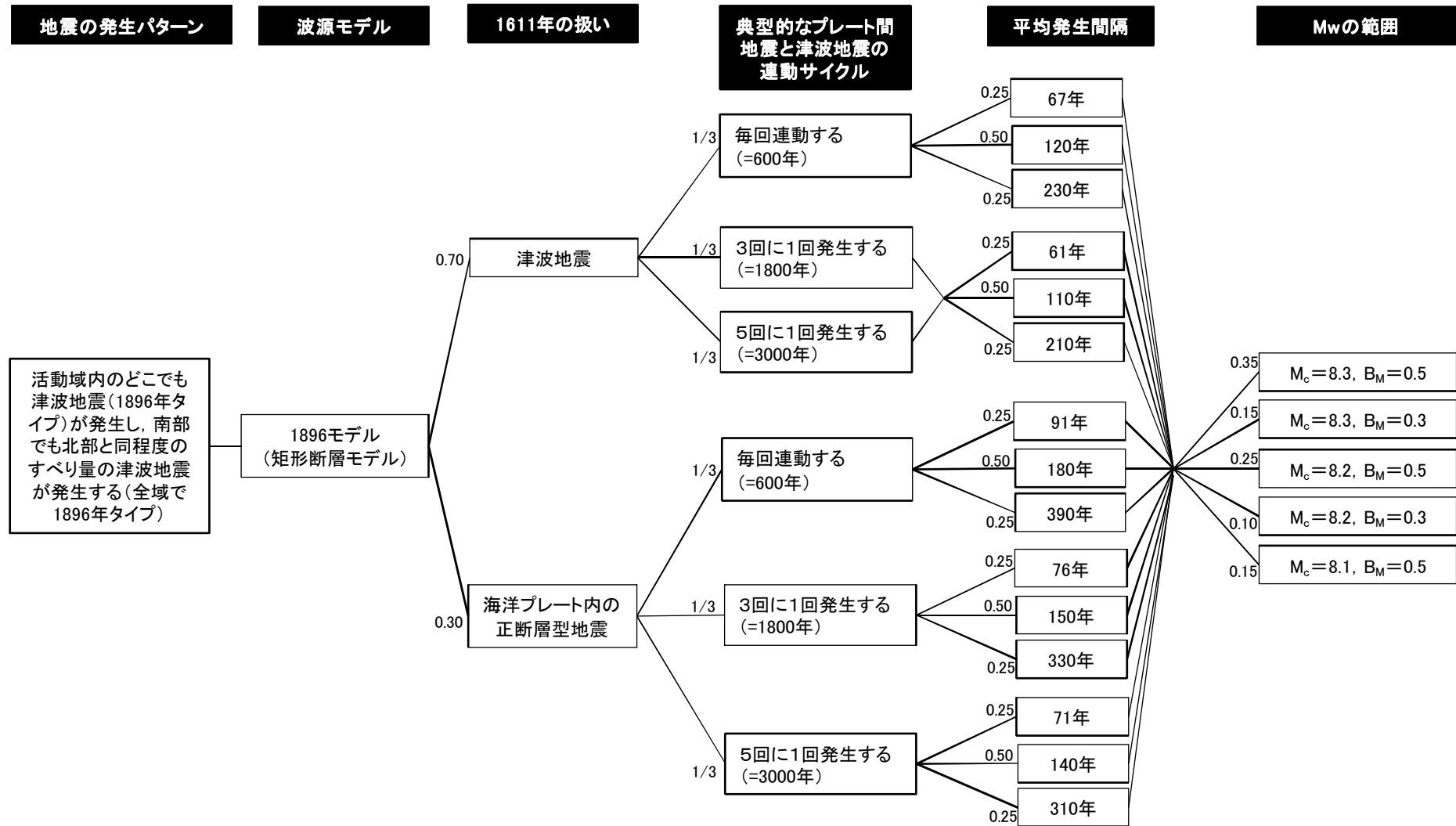
(4)津波地震の平均発生間隔について

- 平均発生間隔の設定に当たっては、典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震(三陸沖北部(②単独)、東北地方太平洋沖型地震(③単独))と重複しないように調整した。

2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.3 津波地震(JTT)と海洋プレート内の正断層型地震(JTNR)のロジックツリー

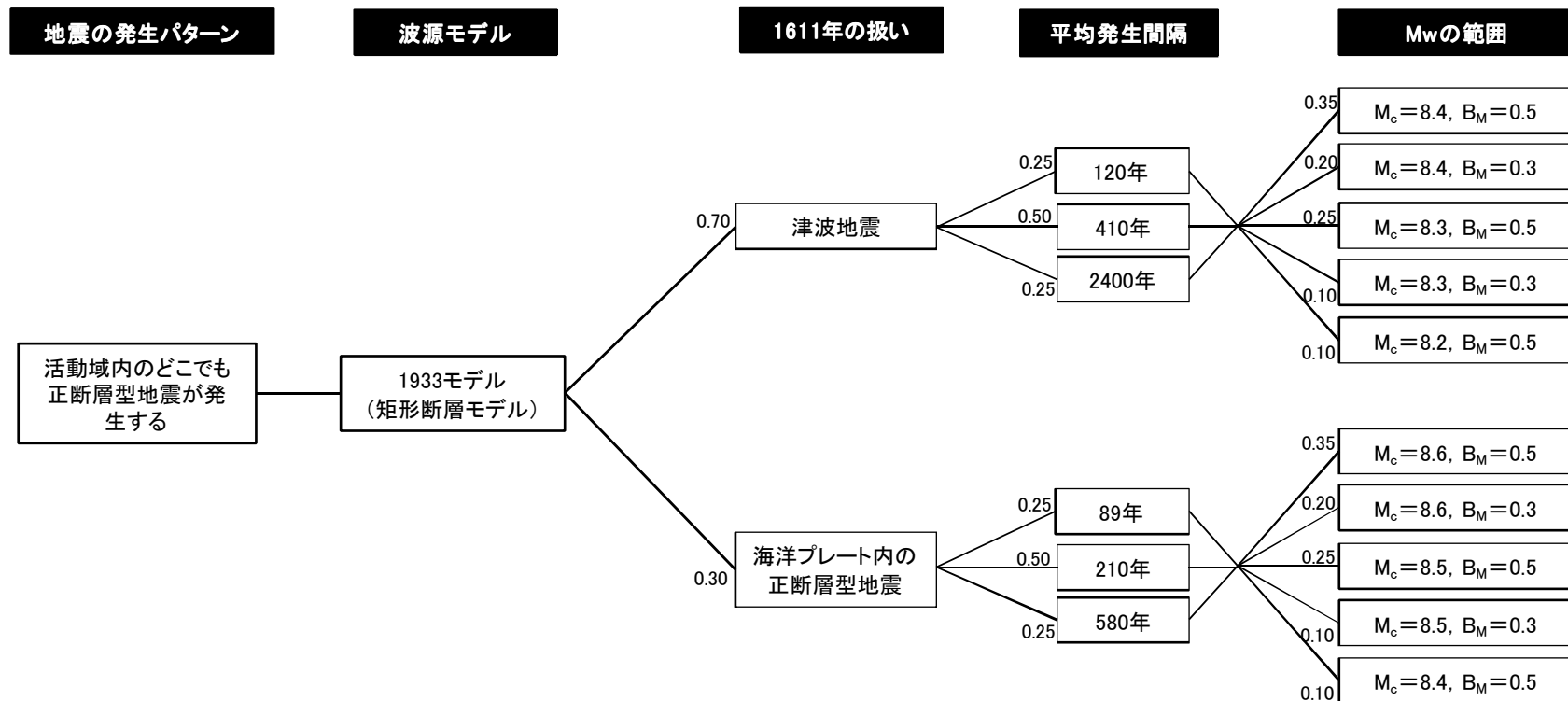
(4)津波地震(JTT)のロジックツリー



2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.3 津波地震(JTT)と海洋プレート内の正断層型地震(JTNR)のロジックツリー

(5) 海洋プレート内の正断層型地震(JTNR)のロジックツリー



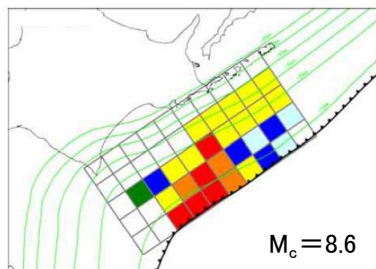
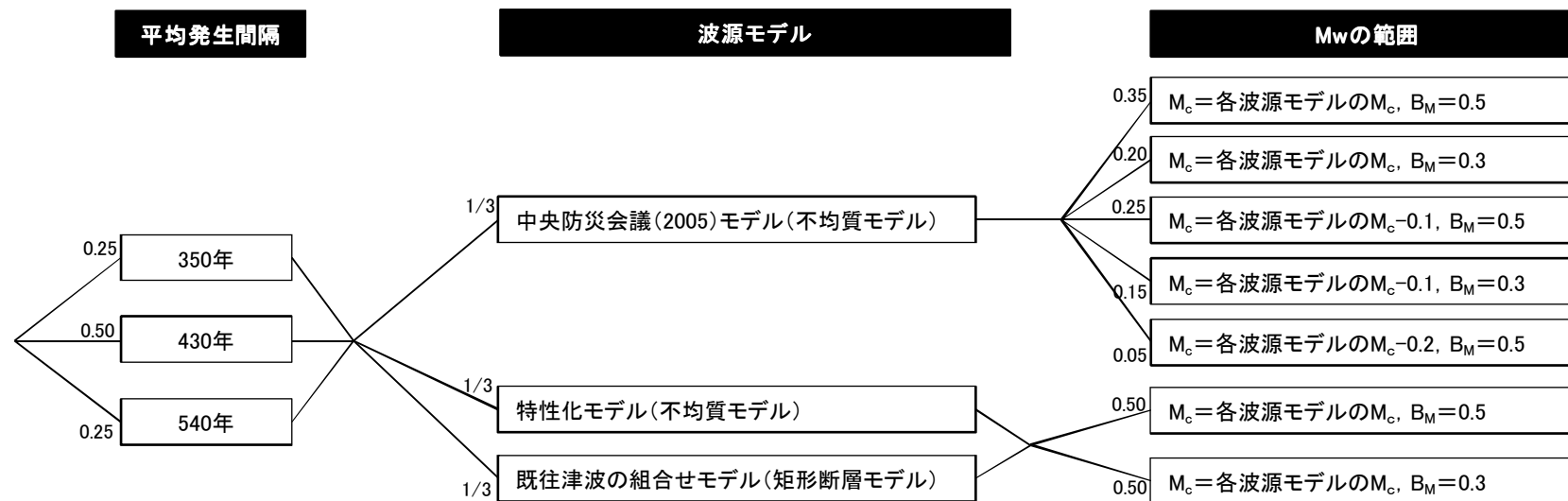
2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.4 十勝沖・根室沖の連動地震(①単独)のロジックツリー

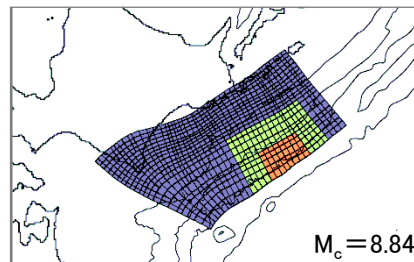
(1) 平均発生間隔について

- 平均発生間隔は、十勝沖の地震・根室沖の地震・色丹島沖の地震・択捉島沖の地震の平均発生間隔(72.2年)(地震調査研究推進本(2004)), 並びに十勝沖の地震と根室沖の地震の連動サイクル(6回に1回発生)(土木学会(2011))を踏まえて設定した。

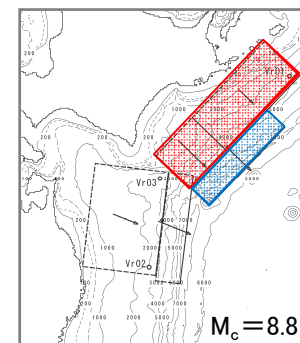
(2) ロジックツリー



中央防災会議(2005)モデル
(不均質モデル)



特性化モデル
(不均質モデル)



既往津波の組合せモデル
(矩形断層モデル)

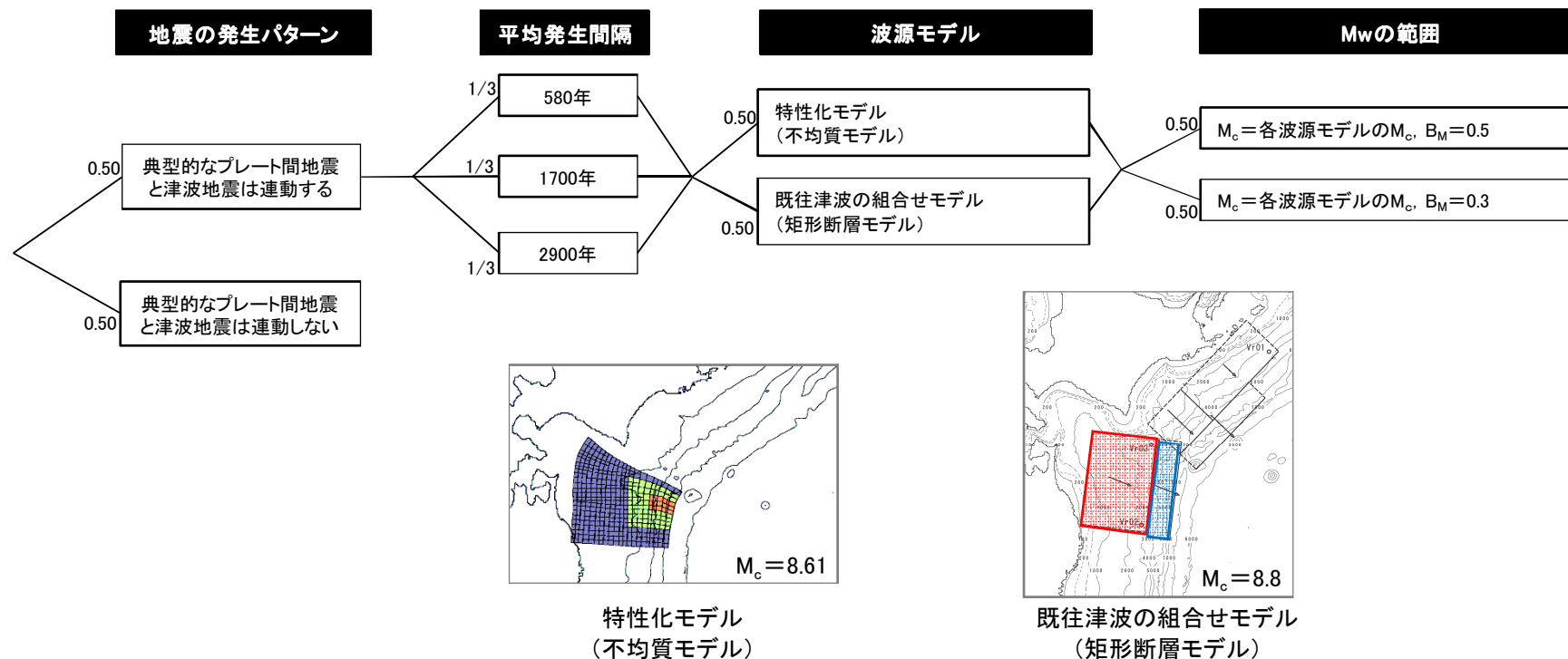
2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.5 三陸沖北部の連動地震(②単独)のロジックツリー

(1) 基本的考え方について

- 本領域では、典型的なプレート間地震と津波地震の連動地震が発生した記録は無いが、隣接するセグメントで連動地震が発生していることを踏まえ、地震の発生パターンに分岐を設定した。
- 平均発生間隔の設定に当たっては、東北地方太平洋沖型の地震の平均発生間隔(600年)を参考として、典型的なプレート間地震(1677年, 1763年, 1856年, 1968年)の平均発生間隔(97年)の6回に1回(600年間隔に相当)、18回に1回(1800年間隔に相当)、30回に1回(3000年間隔に相当)発生するとした。

(2) ロジックツリー



2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.6 津波発生領域を跨ぐ連動地震のロジックツリー

■十勝沖・根室沖～三陸沖北部の連動地震(①+②), 三陸沖北部～茨城県沖の連動地震(②+③)

■十勝沖・根室沖～茨城県沖の連動地震(①+②+③), 択捉島沖～房総沖の連動地震

(1)地震の発生パターンについて

- 現時点では, 領域を跨ぐ連動地震が発生したとする記録・知見は無いが, 千島海溝～日本海溝沿いでは, 複数のセグメントが連動する地震が発生しているため津波発生領域を跨ぐ連動地震を考慮する。

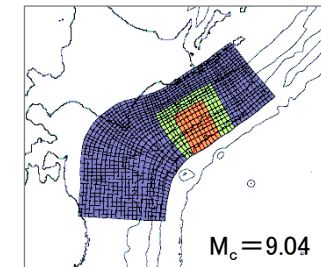
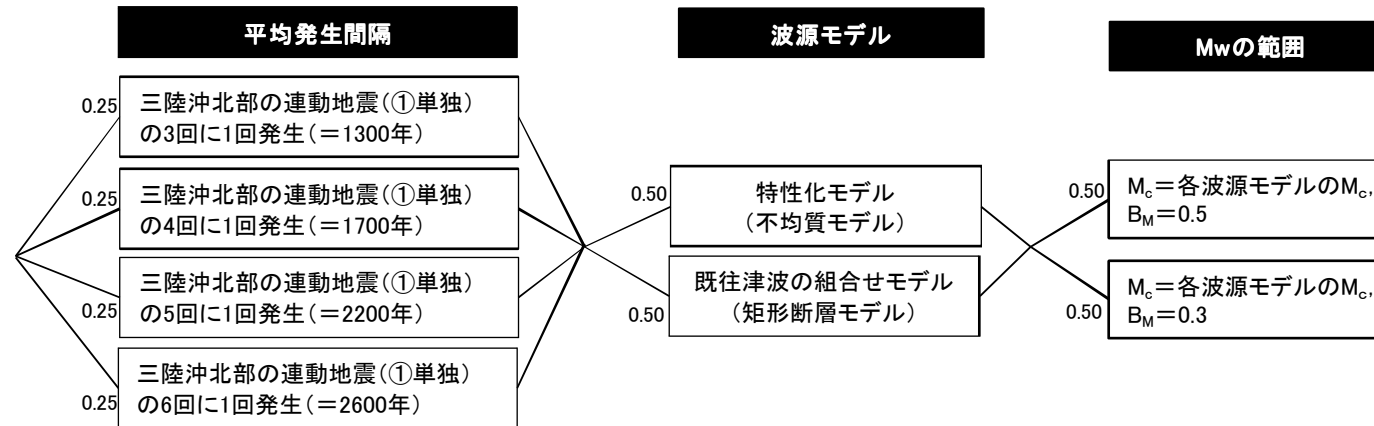
(2)平均発生間隔の設定について

- 十勝沖・根室沖～三陸沖北部の連動地震(①+②)及び三陸沖北部～茨城県沖の連動地震(②+③)については, 以下の国内外の事例を踏まえて, 設定した。
 - 南米チリの地震:3回に1回連動
 - 十勝沖・根室沖の連動地震:6回に1回連動
 - 宮城県沖と三陸沖南部海溝寄りの連動地震(1793年の地震):5回に1回連動
- 十勝沖・根室沖～茨城県沖の連動地震(①+②+③)については, 十勝沖・根室沖～三陸沖北部の連動地震(①+②)及び三陸沖北部～茨城県沖の連動地震(②+③)の3回に1回連動するとした。
- 択捉島沖～房総沖の連動地震については, 十勝沖・根室沖～茨城県沖の連動地震(①+②+③)の3回に1回連動するとした。

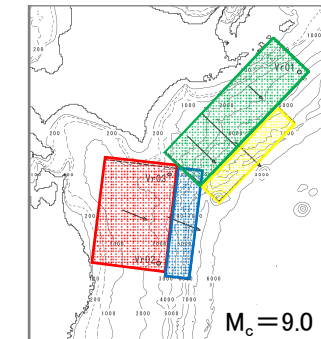
2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.6 津波発生領域を跨ぐ連動地震のロジックツリー

(3) 十勝沖・根室沖～三陸沖北部の連動地震(①+②)のロジックツリー

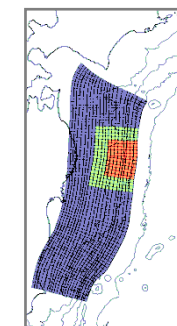
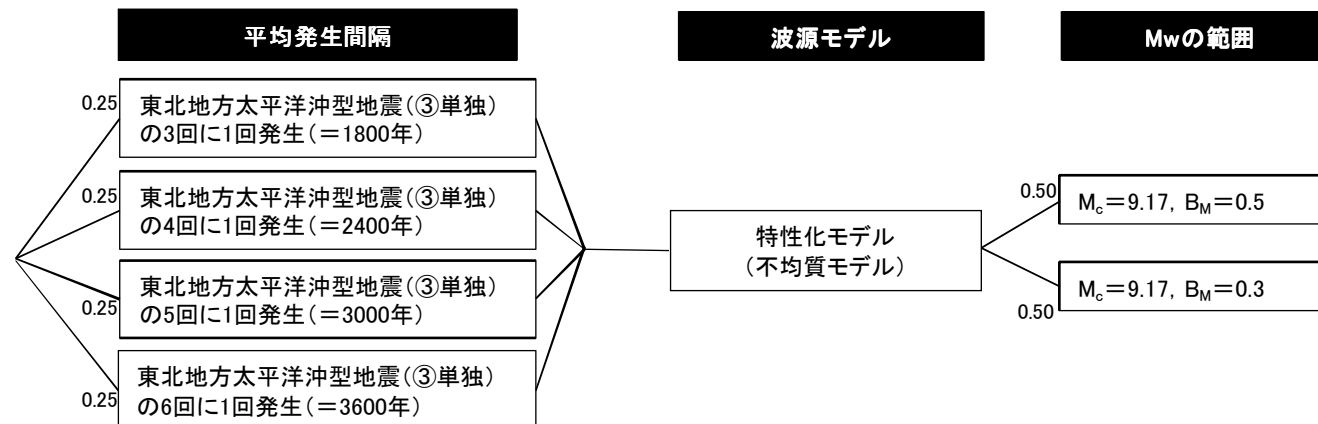


特性化モデル(不均質モデル)



矩形断層モデル
(既往津波の組合せモデル)

(4) 三陸沖北部～茨城県沖連動地震(②+③)のロジックツリー

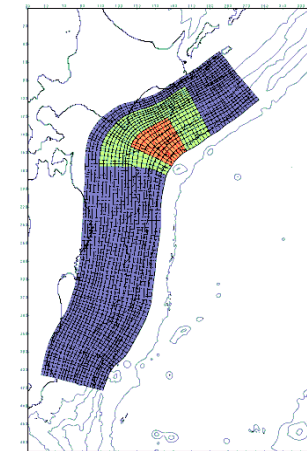
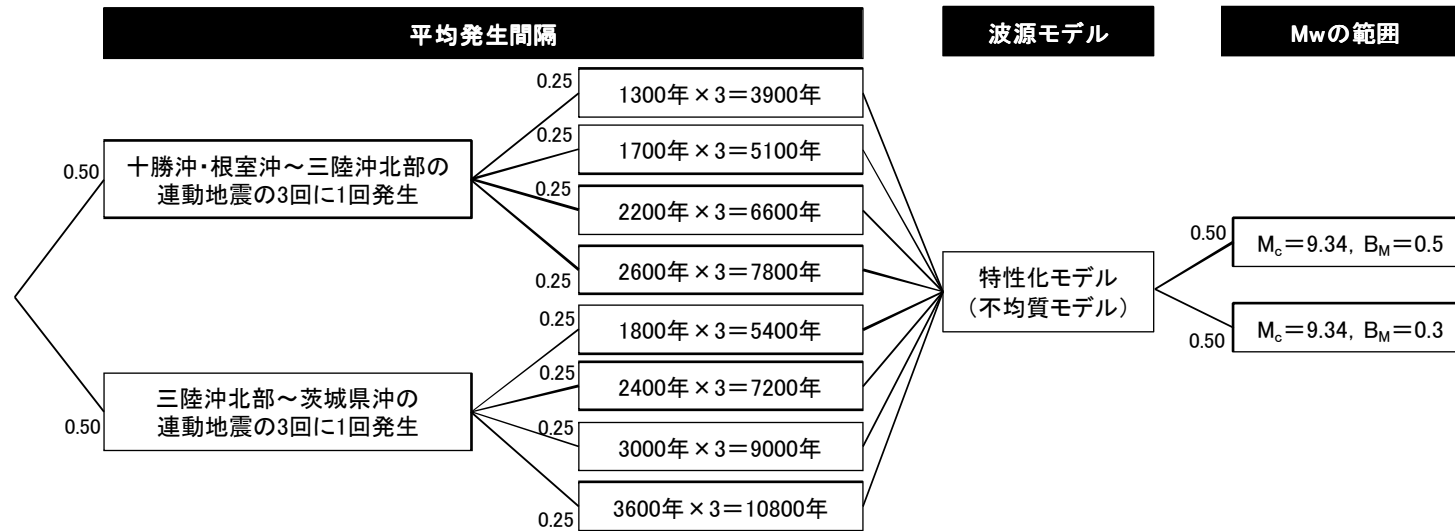


特性化モデル(不均質モデル)

2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

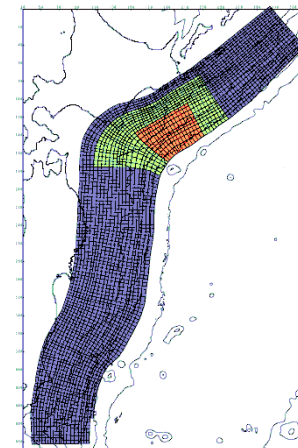
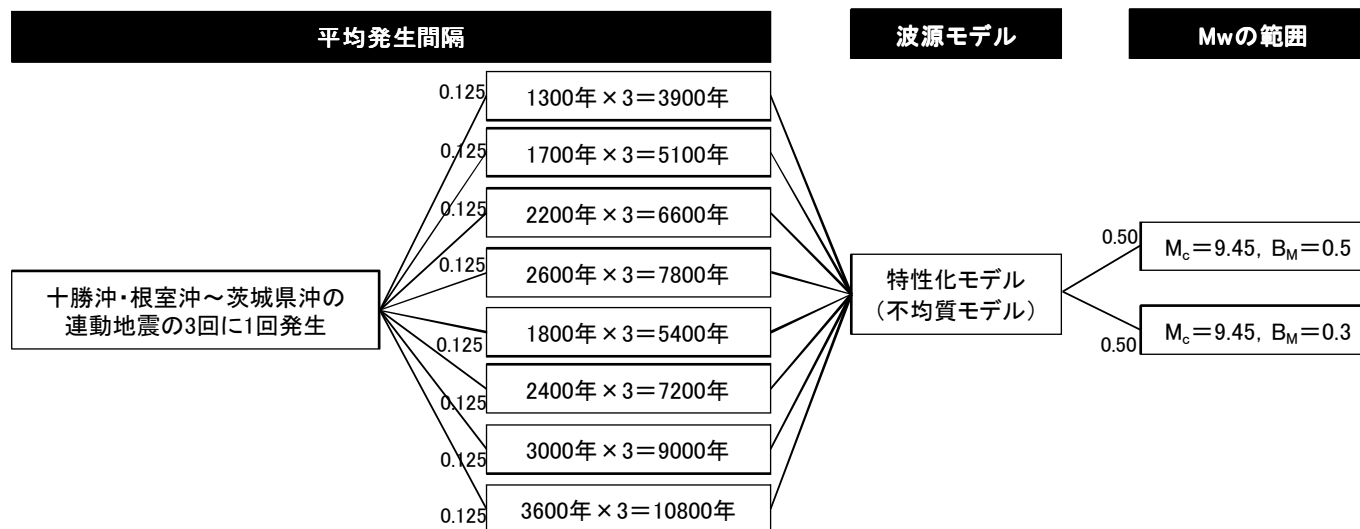
2.6 津波発生領域を跨ぐ連動地震のロジックツリー

(5) 十勝沖・根室沖～茨城県沖の連動地震(①+②+③)のロジックツリー



特性化モデル(不均質モデル)

(6) 択捉島沖～房総沖の連動地震のロジックツリー



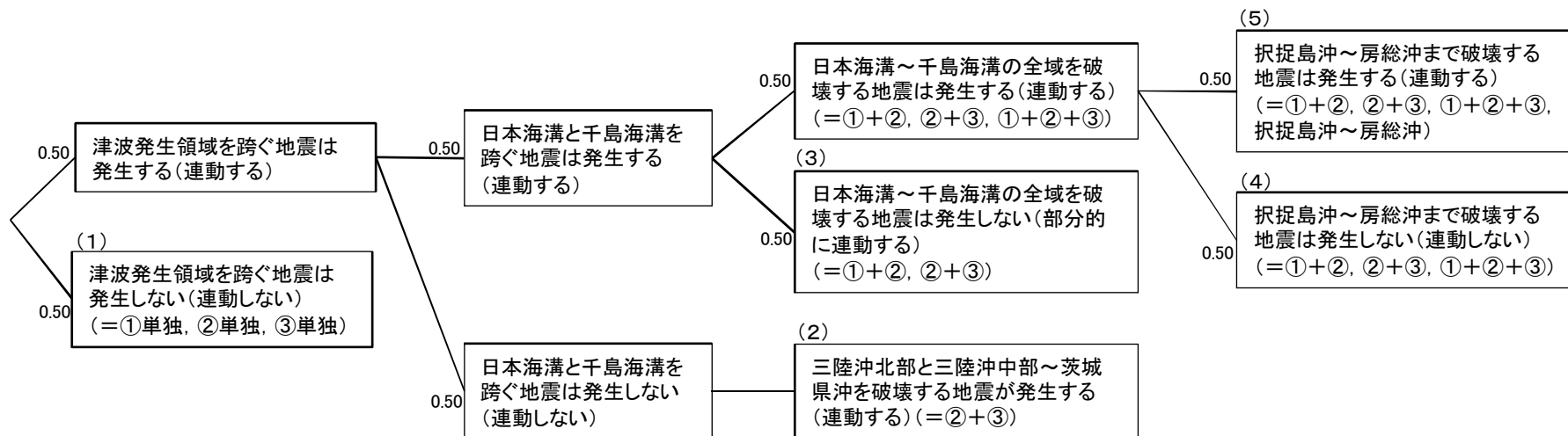
特性化モデル(不均質モデル)

2 津波発生モデルのロジックツリー(=認識論的不確実さの考慮)

2.7 地震の組合せに関するロジックツリー

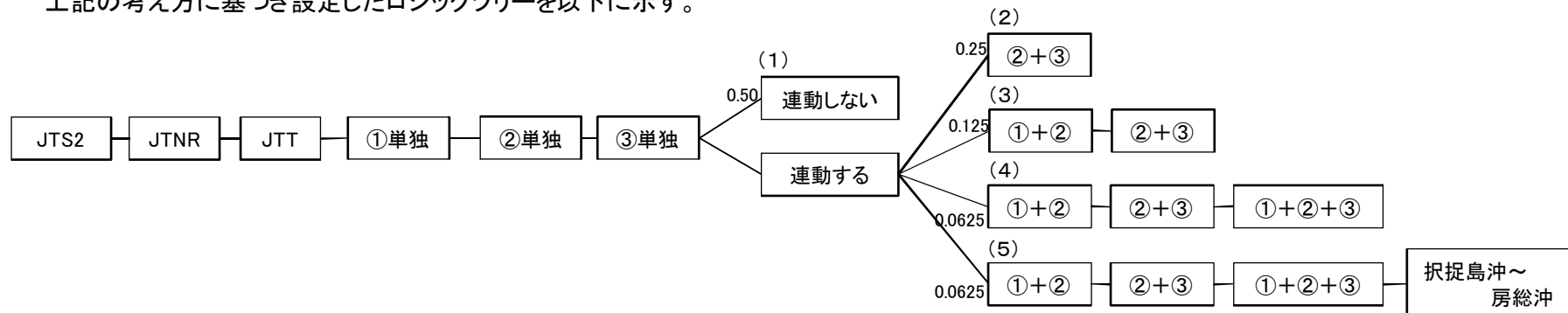
(1) 基本的考え方

- 現時点では、十勝沖・根室沖～茨城県沖の連動地震(①+②+③)など、領域を跨ぐ連動地震が発生したとする記録・知見が無い 地震を評価することから、地震の組合せに関する分岐を設定するため、以下のとおり、想定される連動パターンを抽出した。



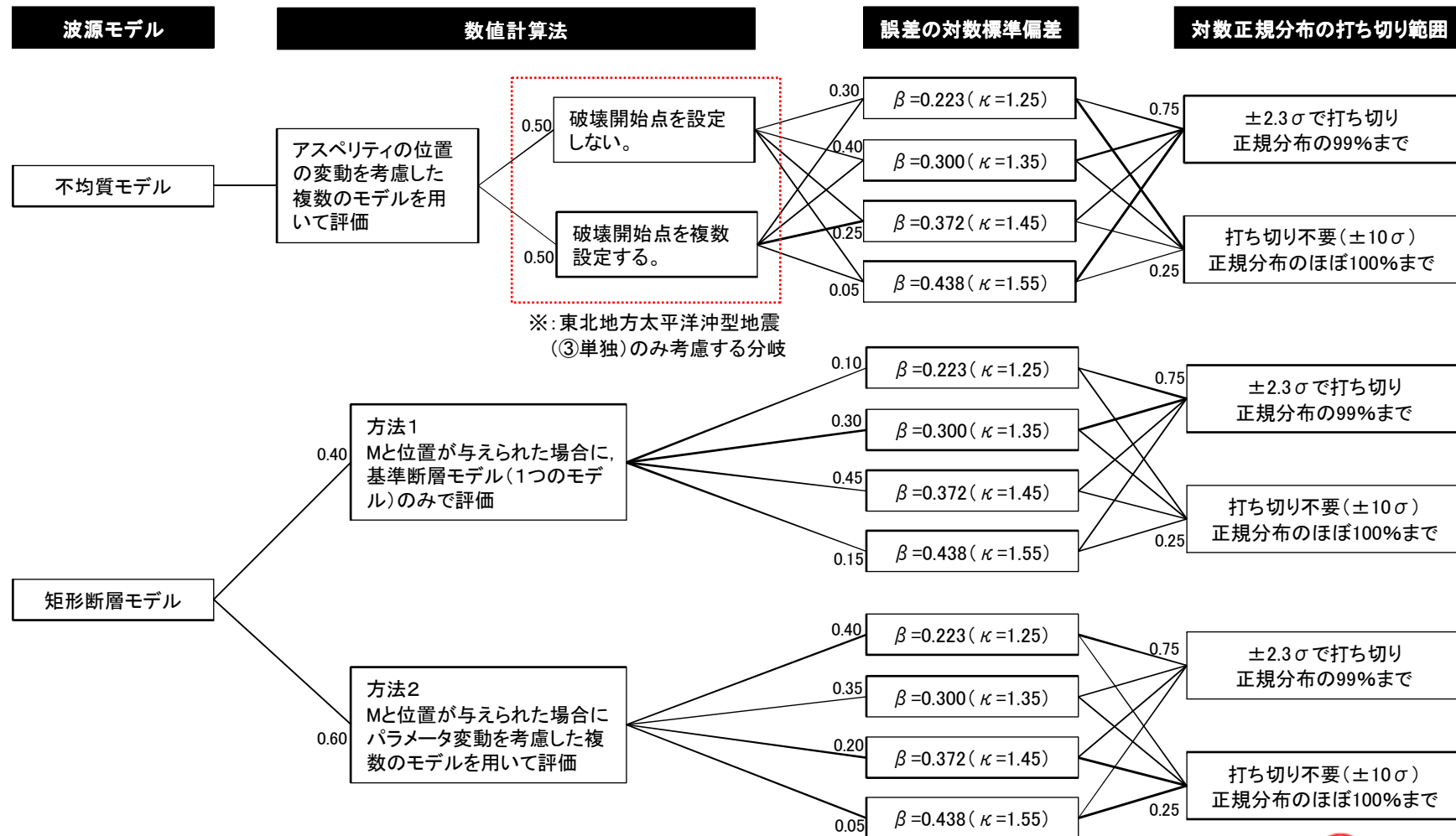
(2) 地震の組合せに関するロジックツリー

- 上記の考え方に基づき設定したロジックツリーを以下に示す。



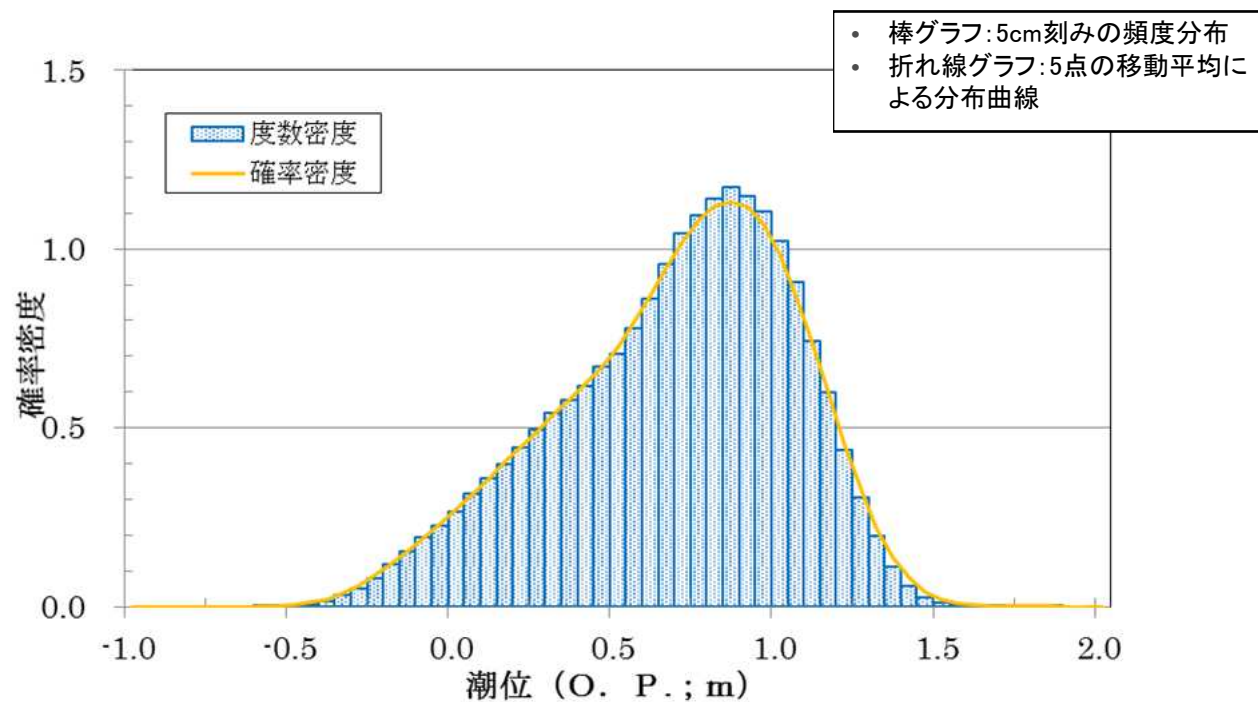
3 津波高さ推定に関するロジックツリー(=偶然的不確実さの考慮)

- ・ 偶然的不確実さ要因は、原子力学会標準および土木学会(2011)に準じて設定した。
- ・ なお、敷地及ぼす影響が大きい東北地方太平洋沖型地震(③単独)における特性化モデルについては、破壊開始点を考慮した分岐を設定した。



4 津波ハザード曲線の作成概要①

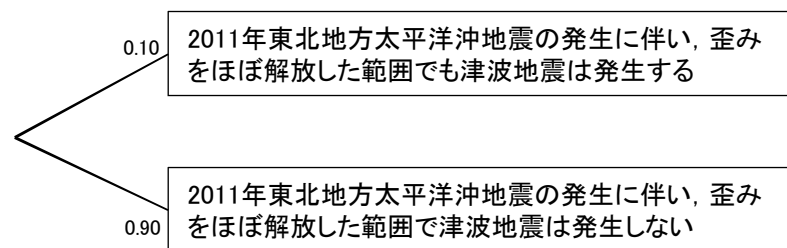
- 津波ハザード曲線は、津波発生領域毎のハザード曲線作成後、モンテカルロ手法により5000本のハザード曲線のサンプルを作成し統計処理することにより作成した。
- 津波ハザード曲線の作成に当たり考慮する潮位の確率密度分布は、敷地南方約11kmに位置する気象庁鮎川検潮所における1970年～2010年の観測記録を用いた。



潮位の確率密度分布(気象庁鮎川検潮所)

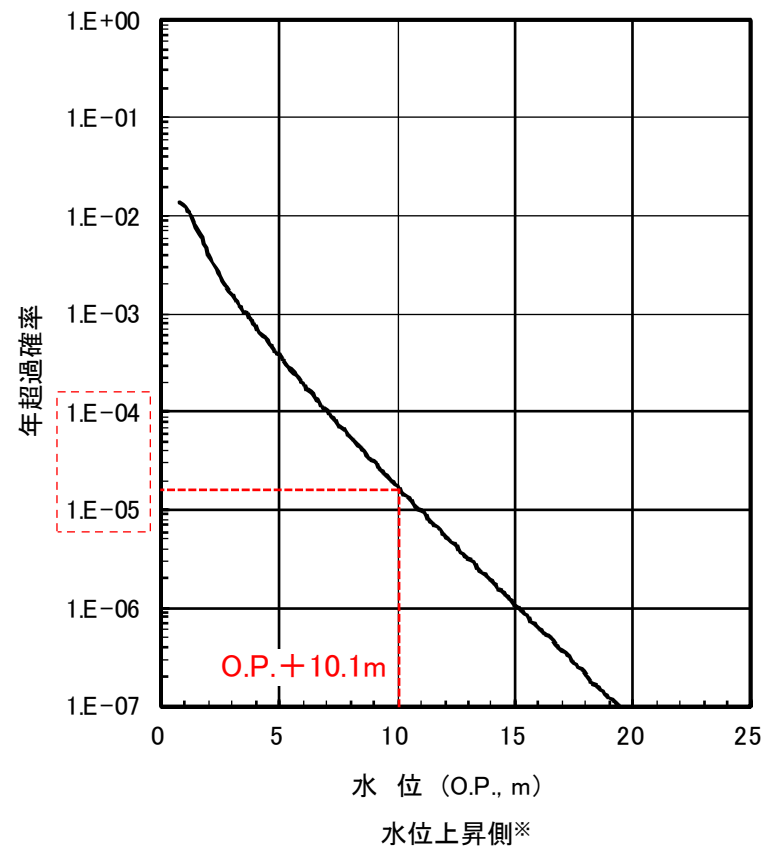
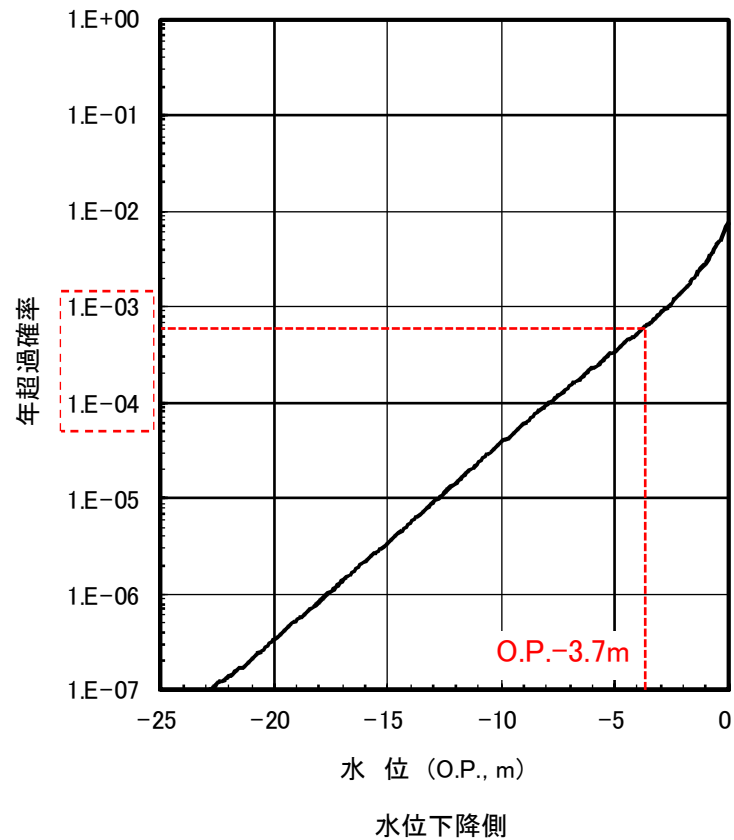
4 津波ハザード曲線の作成概要②

- 基準津波及び入力津波の超過確率を参照するための津波ハザード曲線の評価に当たっては、2011年東北地方太平洋沖地震の発生に伴い、これまで同領域に蓄積してきた歪みはほぼ解放し、今後数百年オーダーの期間に、プレート境界部で2011年東北地方太平洋沖地震と同程度の規模のすべりの発生が起こる可能性は小さいことを踏まえ、現時点(2013年1月1日から今後50年間)における算術平均ハザード曲線を用いた。
- 2011年東北地方太平洋沖地震の発生に伴い、これまで同領域に蓄積してきた歪みをほぼ解消した範囲では、今後100年間に大きなすべりが生じる確率はほぼ0%であることから(地震調査研究推進本部(2012))、歪みをほぼ解放した領域に関する地震の発生確率もほぼ0%である。ただし、津波地震については、1896年の津波の波源域において、2011年東北地方太平洋沖地震で1896年の津波と同規模もしくはそれ以上のすべりが生じたこと等を踏まえ、以下の分岐を設定して評価を行った。



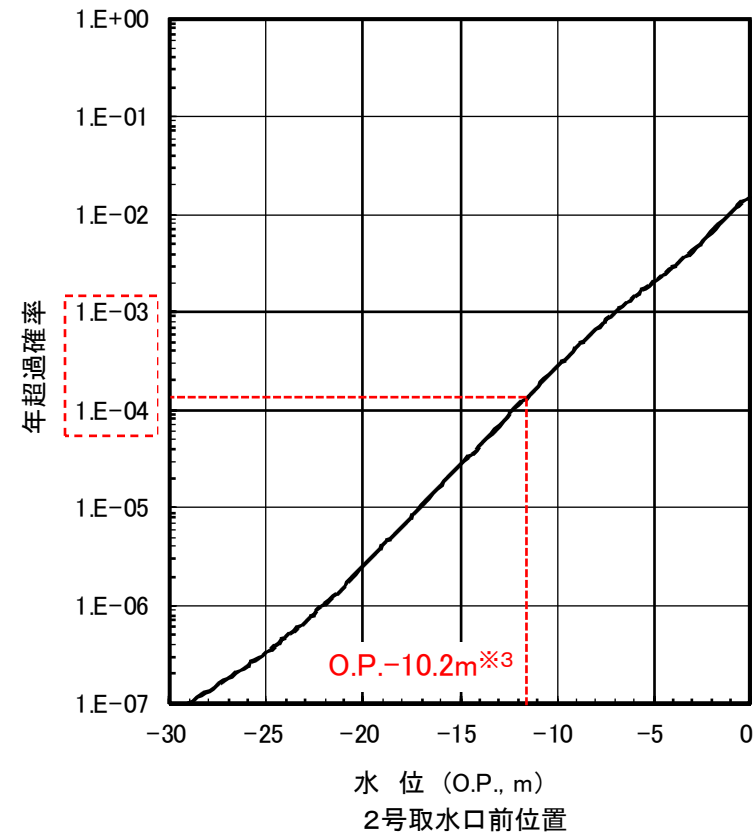
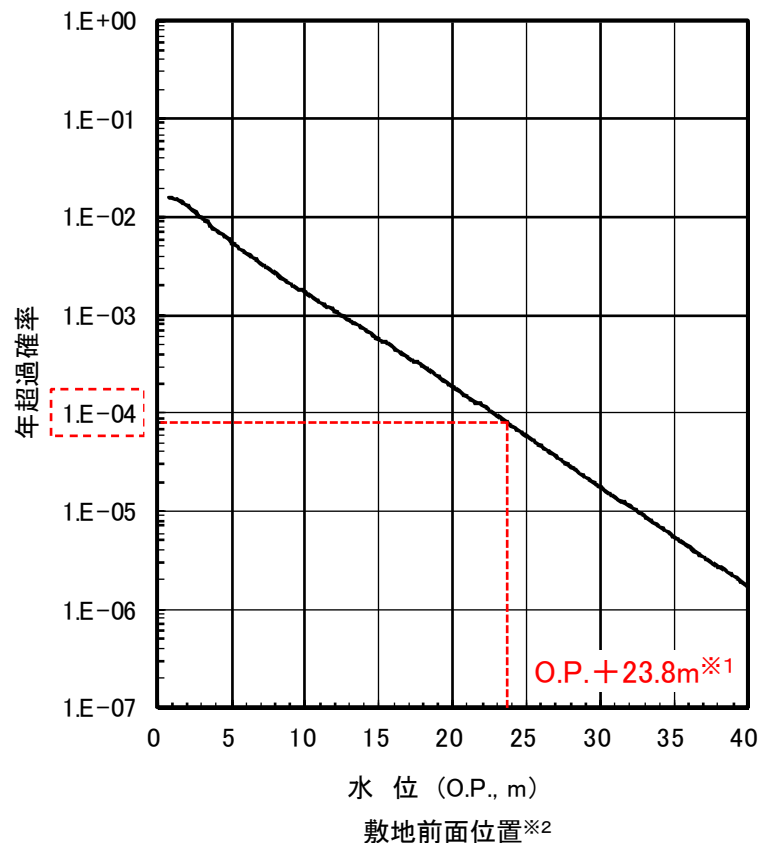
2011年東北地方太平洋沖地震の発生に伴い歪みをほぼ解消した範囲における津波地震の発生パターンに関する分岐

5 津波ハザード曲線の作成結果と超過確率の参照① 基準津波策定位置



※: T.P.基準で計算した後に、O.P.基準で津波ハザード曲線を算定しているため、水位下降側の津波ハザード曲線が含まれる。
上記より、ここでは水位下降側の津波ハザード曲線を表示していない。

5 津波ハザード曲線の作成結果と超過確率の参照② 入力津波位置



※1: 地盤沈下量を考慮した相対的な津波水位

※2: T.P.基準で計算した後に、O.P.基準で津波ハザード曲線を算定しているため、水位下降側の津波ハザード曲線が含まれる。
上記より、ここでは水位下降側の津波ハザード曲線を表示していない。

※3: 地盤沈下量を考慮した相対的な津波水位

参考文献

- (1)一般社団法人日本原子力学会(2012):日本原子力学会標準 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2011
- (2)社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2011):確率論的津波ハザード解析の方法
- (3)社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2009):確率論的津波ハザード解析の方法(案)
- (4)社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2002):原子力発電所の津波評価技術
- (5)地震調査研究推進本部地震調査委員会(2012):三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価(第二版)について
- (6)内閣府中央防災会議事務局(2005):資料1 中央防災会議 日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震に関する専門調査会(第10回) 強震動及び津波高さの推計について
- (7)佐竹健治・行谷佑一・山木滋(2008):石巻・仙台平野における869年貞観津波の数値シミュレーション, 活断層・古地震研究報告, No.8, pp.71-89
- (8)菅原大助・今村文彦・松本秀明・後藤和久・箕浦幸治(2011):地質学的データを用いた西暦869年貞観地震津波の復元について, 自然災害科学, 29-4, pp.501-516
- (9)相田勇(1977):三陸沖の古い津波のシミュレーション, 東京大学地震研究所彙報, Vol.52, pp.71-101
- (10)今井健太郎・菅原大助・今村文彦(2012):津波痕跡と史料から解釈した1611年慶長地震, 第31回日本自然災害学会学術講演会, III-2-2
- (11)東北電力株式会社(2011):女川原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震により発生した津波の調査結果に係る報告書, 2011年7月