

3.1.2. e-1表に、サポート系同士の依存性を第3.1.2. e-2表に示す。

なお、プラント停止時は、対象とするプラント状態の特徴を考慮し、システム信頼性の評価においては下記の(1)～(4)を仮定している。

(1) 信号

機器は保安規定を基に使用可能性を設定しているため、その機器が属する系統のプロセス値によるインターロック信号がある場合はそれに期待できるものとしてモデル化する。ただし、前述のとおり非常用炉心冷却設備作動信号はブロックされているためモデル化しない。なお、待機中のディーゼル発電機については、定期事業者検査中においても自動起動できる状態で待機しているため、自動起動信号をモデル化する。

(2) 換気空調系

出力運転時と同様にフロントライン系及びサポート系に必要となる換気空調系をモデル化する。

(3) 現場操作

電動弁や手動弁の現場での手動開閉操作はモデル化していない。

(4) 試験又は保守作業による待機除外

出力運転時レベル1 PRAでは、機器が試験又は保守作業により使用不能となる事象を考慮しているが、停止時レベル1 PRAでは、定期事業者検査期間中に計画的に点検されることから、試験又は保守作業による待機除外のモデル化を省略する。

【サポート系】

1. 電源系
2. 信号系
3. 制御用空気系
4. 換気空調系
5. 原子炉補機冷却海水系
6. 原子炉補機冷却水系

【フロントライン系】

7. 余熱除去系

② システム信頼性評価手法

システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき、システムの非信頼度を定量化できる手法として、フォールトツリー (FT) 法を用いる。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す系統概要図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき、評価対象としたシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。

定量化に当たっては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮した。これらの従属性により発生しうる共通要因故障を、フォールトツリー結合法を用いて評価した。また、同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられている複数機器の故障については、型式、機能、環境、運用方法等に基づく共通要因故障を、MGL法を

用いて評価した。システム信頼性評価の例を第3.1.2.e-1図に示す。

③ システム信頼性評価の結果

システム信頼性評価の結果について、各システムの代表的なフォールトツリーの非信頼度を第3.1.2.e-3表に示す。

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せずに設定した非信頼度はない。

3.1.2.f. 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

① 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、出力運転時レベル1 PRAと同様な評価式に基づき非信頼度を評価した。

② 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA（<http://www.nucia.jp/>）で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月），電中研報告P00001，（財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。

③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率

本評価においては、故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。

④ 待機除外確率

定期事業者検査期間中には、出力運転時と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期事業者検査によって変わり得るが、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。

⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器については、型式、機能、環境、運用方法を考慮して、共通要因故障としてモデル化すべき共通要因故障機器群と故障モードを同定した。

また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮した。

共通要因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（停止時レベル1学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通要因故障パラメータである。

共通要因故障を考慮している対象機器及び故障モードを第3.1.2.f-1表に、共通要因故障パラメータの一覧を第3.1.2.f-2表にそれぞれ示す。

また、共通要因故障の同定手順を第3.1.2.f-1図に示す。

3.1.2.g. 人的過誤

人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。

本評価では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

(1) 人的過誤の算出に用いた方法

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP (Technique for Human Error Rate Prediction) 手法を用いて、当該プラントの関連運転要領書に基づき、それぞれの人的過誤のHRAイベントツリーを作成し人的過誤確率を評価している。

(2) 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い

本作業では、起因事象発生前の作業、発生後の緩和操作及び人的過誤によって発生する起因事象を対象として、それらの過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

a. 起因事象発生前人的過誤

事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、「手動弁及び手動ダンパの保守後の復帰失敗（開け忘れ及び閉め忘れ）」を評価対象としている。結果、下表のとおり起因事象発生前人的過誤を抽出した。

運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率
弁の操作忘れ	現場	1.0E-2

b. 起因事象発生後人的過誤

起因事象発生後の人的過誤としては、運転要領や事象発生時に必要とされる緩和設備を調査・分析することにより、運転員によって行われる緩和操作を同定している。また、成功基準にて設定されるシステム及び機器の制御に要求される操作を含めている。

それぞれの事象発生後の人的過誤に対して、「診断失敗」と「操作失敗・読取り失敗」を考慮し評価している。

(a) 診断失敗

起因事象の発生や操作の必要性に対する診断を診断過誤として取り扱う。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。

診断失敗は、THERPの時間信頼性曲線を用いて評価する。時間信頼性曲線を用いる際に必要な余裕時間については、3.1.2.c.において設定した余裕時間10分を用いる。

なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転要領（手順書）の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	人的過誤確率
余熱除去系起動の診断失敗	3.0E-2

(b) 操作失敗及び読取り失敗

操作失敗については、運転要領（手順書）に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。

読取り失敗については、運転要領（手順書）に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取り」として扱い、同定対象とする。読取りに失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取り失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率	E F
弁の操作失敗	中央制御室	1.0E-3	30
補機の操作失敗	中央制御室	1.0E-3	30

本評価では、読取り失敗に係る人的過誤を取り扱っていない。

c. 起因事象発生に係わる人的過誤

水位維持失敗、オーバードレン及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本人的過誤では(b)と同様の考え方にに基づき、操作失敗及び読取り失敗を取り扱っている。

(3) 人的過誤評価結果

人的過誤の評価結果を第3.1.2.g-1表に示す。（補足3.1.2.g-1）

3.1.2.h. 炉心損傷頻度

① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。

炉心損傷頻度の算出のため、事故シーケンスの定量化を行った。事故シーケンスの定量化は、RiskSpectrum®PSAコードを使用して、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度を算出した。

また、停止時PRAにおける炉心損傷頻度は、分類された各POSの炉心損傷確率を合算することによって1回の停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、1回の停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した炉心損傷確率を年当たりの炉心損傷頻度（/炉年）とみなすことで得ることができる。

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。

(1) 事故シーケンスグループ

a. 崩壊熱除去機能喪失

余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シーケンスを崩壊熱除去機能喪失に分類する。

b. 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に、非常用所内交流電源による電源の確保に失敗し、全交流動力電源喪失が発生することにより炉心損傷に至る事故シーケンスを全交流動力電源喪失に分類する。なお、本評価では、A及びBのディーゼル発電機による交流電源の確保に失敗した場合を全交流動力電源喪失と定義している。

c. 原子炉冷却材の流出

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等によって冷却材が流出することにより炉心損傷に至る事故シーケンスを原子炉冷却材の流出に分類する。

d. 反応度の誤投入

ほう素の異常な希釈により臨界に達することで炉心損傷に至る事故シーケンスを「反応度の誤投入」に分類する。

以上から分類した事故シーケンスグループについて第3.1.2.h-1表に示す。

② 炉心損傷頻度

(1) 全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンス

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 6.0×10^{-4} （/炉年）となった。

全炉心損傷頻度に対する寄与が大きい主要シーケンス、並びに主要カットセットについて第3.1.2.h-2表に、起因事象及びPOS別の炉心損傷頻度の内訳を第3.1.2.h-3表に、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第3.1.2.h-4表に示す。

起因事象別、POS別及び事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度割合を第3.1.2.h-1

図、第 3.1.2. h-2 図及び第 3.1.2. h-3 図に示す。

(2) 評価結果の分析

事故シーケンスグループ別の結果では、原子炉冷却材の流出による寄与が約 88%を占めている。崩壊熱除去機能喪失による寄与は約 10%、全交流動力電源喪失による寄与は約 2%、反応度の誤投入による寄与は 0.1%未満であった。

全炉心損傷頻度に対する寄与割合の高い事故シーケンスは、原子炉冷却材の流出のシーケンスで占められており、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の事故シーケンスの寄与が高い。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、全 POS において発生し得る事故シーケンスであること及び起因事象の発生が炉心損傷に直結する緩和策に期待しない事故シーケンスであることから寄与が大きい。

起因事象別の結果では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が最も大きく全炉心損傷頻度の約 85%を占めている。次いで、余熱除去機能喪失の約 6%、外部電源喪失の約 4%と続く。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、停止時の各プラント状態を通じて、緩和策無く発生する起因事象であり、頻度が大きい。

POS 別の結果では、炉心損傷頻度は継続時間の長い POS が大きくなっており、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に強く依存している。このため、継続時間が相対的に長い POS 9 及び POS10 が厳しく、次いで POS 5 の寄与が大きくなっている。(補足 3.1.2. h-1)

③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

PRA 結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で感度解析を実施した。

(1) 重要度解析

炉心損傷頻度に対する Fussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価し、炉心損傷頻度への寄与の大きい要因を分析した。

FV 重要度は、燃料損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標である。FV 重要度の評価結果を第 3.1.2. h-4 表に示す。評価の結果、第 1 位は「余熱除去系起動の診断失敗」が約 7%、次いで「(ディーゼル発電機室換気系) 防火兼手動ダンパ 404A 戻し忘れ」、 「(ディーゼル発電機室換気系) 防火兼手動ダンパ 401A 戻し忘れ」及び「(ディーゼル発電機室換気系) 防火兼手動ダンパ 405A 戻し忘れ」がそれぞれ約 0.6%となった。

第 1 位の FV 重要度が約 7%、第 2 位以降は、約 0.6%以下となっていることから、全炉心損傷頻度の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起因事象の発生によるものであることが分かる。

RAW は、対象となる事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標である。RAW の評価結果を第 3.1.2. h-5 表に示す。評価の結果、RAW の上位は約 3.1 で同値を示していることから、機器故障やヒューマンエラーの発生で、燃料損傷

に至るものが多数存在することがわかる。

FV 重要度と RAW の相関を第 3.1.2.h-4 図及び第 3.1.2.h-5 図に示す。

(2) 不確かさ解析

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 3.1.2.h-7 表、第 3.1.2.h-6(a)～(f) 図及び第 3.1.2.h-7 図に示す。全炉心損傷頻度の点推定値は 6.0×10^{-4} （/炉年）であったが、不確かさ解析の結果、平均値は 5.9×10^{-4} （/炉年）、不確かさ幅を示すエラーファクター（EF）は 3.3 となり、各パラメータの不確かさの影響により上限値と下限値の間に約 11 倍の不確かさ幅がある結果となっている。これは炉心損傷頻度に支配的な影響のあった原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失のパラメータの EF に極端に大きなものが見られなかったことによるものである。

なお、いずれの事故シーケンスも著しい不確かさ幅を持つものは見受けられなかった。

(3) 感度解析

a. 充てんポンプの有無

今回実施した PRA では、運用上は運転継続中である充てんポンプによる注水には期待していない。感度解析ケースでは、この運転中の充てんポンプに期待できるものとして全炉心損傷頻度に対する寄与が最も大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を対象に感度解析を実施した。感度解析結果を第 3.1.2.h-7 表、第 3.1.2.h-8 図及び第 3.1.2.h-9 図に示す。

評価の結果、充てんポンプによる注水を緩和策として考慮することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の炉心損傷頻度は 5.1×10^{-7} （/炉年）となり基本ケースから約 1/1000 に低減し、全炉心損傷頻度は 9.2×10^{-5} （/炉年）となり基本ケースから約 1/7 に低減した。事故シーケンスグループ別寄与割合及び事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度については、崩壊熱除去機能喪失が支配的となったが、事故シーケンスグループの選定においては、影響が無いことを確認した。

第 3.1.2.a-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源 (1/2)

PRA の作業	収集すべき情報	主な情報源
1. プラントの構成・特性の調査	PRA 実施に当たり必要とされる基本的な情報	a) 設計情報 1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集 4) 単線結線図 5) 展開接続図 (EWD) 6) ファンクションナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) 系統設計仕様書 ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 9) 機器設計仕様書 b) 運転・保守管理情報
2. 停止期間中のプラントの状態調査	・ プラント停止期間を分類するための情報 ・ プラント停止中に使用可能な設備を POS ことに整理するための情報	1) 定期事業者検査工程表 2) 保安規定 1) 保安規定 2) 運転手順書類 ・ 運転要領 (起動停止編, 原子炉編, タービン編, 電気編, 警報処置編, 緊急処置編, 定期試験編)
3. 起因事象の選定と発生頻度の評価	余熱除去機能喪失, 外部電源喪失等に関する事例	1) 上記 1 の情報源 2) 原子力発電所運転管理年報 3) 原子力施設情報公開ライブラリ (NUCIA) 4) 先行 PRA 報告書

第 3.1.2.a-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源 (2/2)

PRA の作業		収集すべき情報	主な情報源
4. 成功基準の設定	<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 運転員による緩和と操作 	対象プラントに即した機器故障モード, 運転形態	1) 上記 1 の情報源 2) 先行 PRA 報告書
5. 事故シナリオの分析			1) 上記 1 の情報源 2) 下記 7, 8 の情報源 3) 健全性確認間隔
6. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和と操作等 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	対象プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記 1 の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・ NUREG_CR-1278 3) 事故前人的過誤に関わる調査結果
7. 人間信頼性解析			1) 国内機器故障率データ ・ 故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009 年 5 月日本原子力技術協会) 2) 試験による待機除外の調査結果 3) 共通要因故障パラメータ ・ NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・ NUREG/CR-5497
8. パラメータの作成			

第 3.1.2. a-2 表 系統設備概要

系統設備	概要
原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスタ 48体
余熱除去設備	余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m ³ /h/台
ディーゼル発電機	発電機 2台 発電容量 約7,000kVA/台
直流電源設備	非常用蓄電池 2組 容量 約2,400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2,000Ah/組
原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1,400m ³ /h/台
原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1,700m ³ /h/台

第 3.1.2. a-3 表 泊 3 号炉定期事業者検査の工程継続期間の比較

POS	工程	工程継続時間 (h)	
		第 1 回定検	第 2 回定検*
POS 4	余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系満水)	66	85
POS 5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態, 燃料取出し前)	121	131
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態, 燃料取出し後)	173	—
POS10	余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系満水)	177	—
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系満水)	85	—
	合計	622	—

* 第 2 回定検は長期定検

第 3.1.2. a-4 表 各プラント状態の分類

プラント状態 (POS)	POSの継続時間 (h)
4	66.0
5	121.1
9	172.8
10	177.2
12	85.3
合計	622.4

第3.1.2.b-1表 既往の停止時PRAにおける起因事象との比較

起因事象	NSAC-84 (Zion)	NUREG/CR-5015 (Zion)	フランスPRA ^{※1,2}	JNES検討 ^{※3}	本評価 (泊3号炉)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (配管破断)	-	-	○	-	-
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (弁の誤開)	○	○	-	○	○
インターフェイスシステムLOCA	-	-	○	-	-
2次冷却系の破断	-	-	○	-	-
蒸気発生器伝熱管破損	-	-	○	-	-
ヒートシンク喪失	-	-	○	-	○ (原子炉補機冷却機能喪失)
主給水流量喪失	-	-	○	-	-
外部電源喪失	○ (余熱除去機能喪失で評価)	○	○	○	○
過渡事象	-	-	○	-	-
反応度の誤投入	-	-	○	○	○
余熱除去機能喪失	○	○	-	○	○
低温過加圧事象	○	-	-	-	-
水位維持失敗/ オーバードレン	-	-	-	○	○

※1 : IPSN, " A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor ", Main Report, April 1990.

※2 : EDF, " A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe) ", Overall Report, May 31, 1990.

※3 : JNES, " JNESにおけるPSA手法の標準化＝停止時内的事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書 ", 別冊1, 平成20年8月.

第3.1.2.b-2表 プラント状態と起回事象の対応

	プラント状態	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバードレン	余熱除去 機能喪失	外部電源 喪失	原子炉補機冷 却機能喪失	反応度の 誤投入
POS 4	余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-
POS 5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドロープ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドロープ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-
POS10	余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-
POS14	高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動 信号ブロック解除以降)	-	-	-	-	-	-	○

第3.1.2.b-3表 起因事象発生頻度（平成23年3月31日迄）

起因事象	対象期間	発生頻度	EF	発生頻度の評価方法
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1次冷却系低圧時	8.2E-7/h	13	停止時の運転実績より算出 - 停止時のプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間を用いて算出
		4.1E-6/ミッドループ	5.8	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率及び機器故障率を評価
水位維持失敗	ミッドループ運転時 水抜き中	4.1E-6/demand	5.8	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率及び機器故障率を評価
		4.1E-6/demand	5.8	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率及び機器故障率を評価
外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-7/h	4	出力運転時及び停止時の運転実績より算出 - 出力運転時及び停止時の運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間を用いて算出
		2.3E-8/h	13	出力運転時及び停止時の運転実績より算出 - 出力運転時及び停止時の運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間を用いて算出
反応度の誤投入	プラント起動時	3.1E-8/demand	7.6	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率を評価
		3.1E-8/demand	7.6	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率を評価

(注) 余熱除去機能喪失は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却失敗も含む。したがって、運転中のA系の故障発生頻度 $1.6 \times 10^{-6}/h$ に、待機中のB系による冷却失敗確率 3.6×10^{-2} を乗じた $5.8 \times 10^{-8}/h$ が当該起因事象の発生頻度となる。

第3.1.2.b-4表 POS別起因事象発生頻度（/炉年）

	プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ機能喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 機能喪失 (注)	外部電源喪失	原子炉補 機冷却機 能喪失	反応度の 誤投入
POS 4	余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	66.0	5.4E-5	-	-	3.8E-6	3.6E-5	1.5E-6	-
POS 5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドドレン運転状態)	121.1	9.9E-5	4.1E-6	4.1E-6	7.1E-6	6.7E-5	2.8E-6	-
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドドレン運転状態)	172.8	1.4E-4	4.1E-6	4.1E-6	1.0E-5	9.5E-5	4.0E-6	-
POS10	余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	177.2	1.5E-4	-	-	1.0E-5	9.7E-5	4.1E-6	-
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	85.3	7.0E-5	-	-	5.0E-6	4.7E-5	2.0E-6	-
POS14	高温停止状態（非常用炉心冷 却設備作動信号ブロック解除 以降）	37.1	-	-	-	-	-	-	3.1E-8

(注) 余熱除去系の故障は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却失敗も含む。運転中のA系が故障し、待機中のB系による冷却にも失敗する頻度 $5.8 \times 10^{-8}/h$ （第3.1.2-b-3表）に、各POSの継続期間を乗じて、POS別起因事象発生頻度を算出した。

第3.1.2. e-1表 フロントライン系とサポート系間の相互依存表

サポート系 (直接影響を与える側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
	フロントライン系 (直接影響を受ける側)					
余熱除去系 ^{※1}	○	○	○			○

※1：使命時間内においては、換気空調系が喪失しても余熱除去系は喪失しないため、相互依存は無いと判断した。

第3.1.2. e-2表 サポート系間の相互依存表

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
	サポート系 (影響を受ける側)					
電源系 ^{※1}		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ^{※2,3}	○	○				○
換気空調系 ^{※2,4}	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系 ^{※2}	○	○				
原子炉補機冷却水系 ^{※2}	○	○			○	

※1：ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系／換気空調系／原子炉補機冷却水海水系が必要であるため、モデル化を実施した。

※2：通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要であるため、モデル化を実施した。

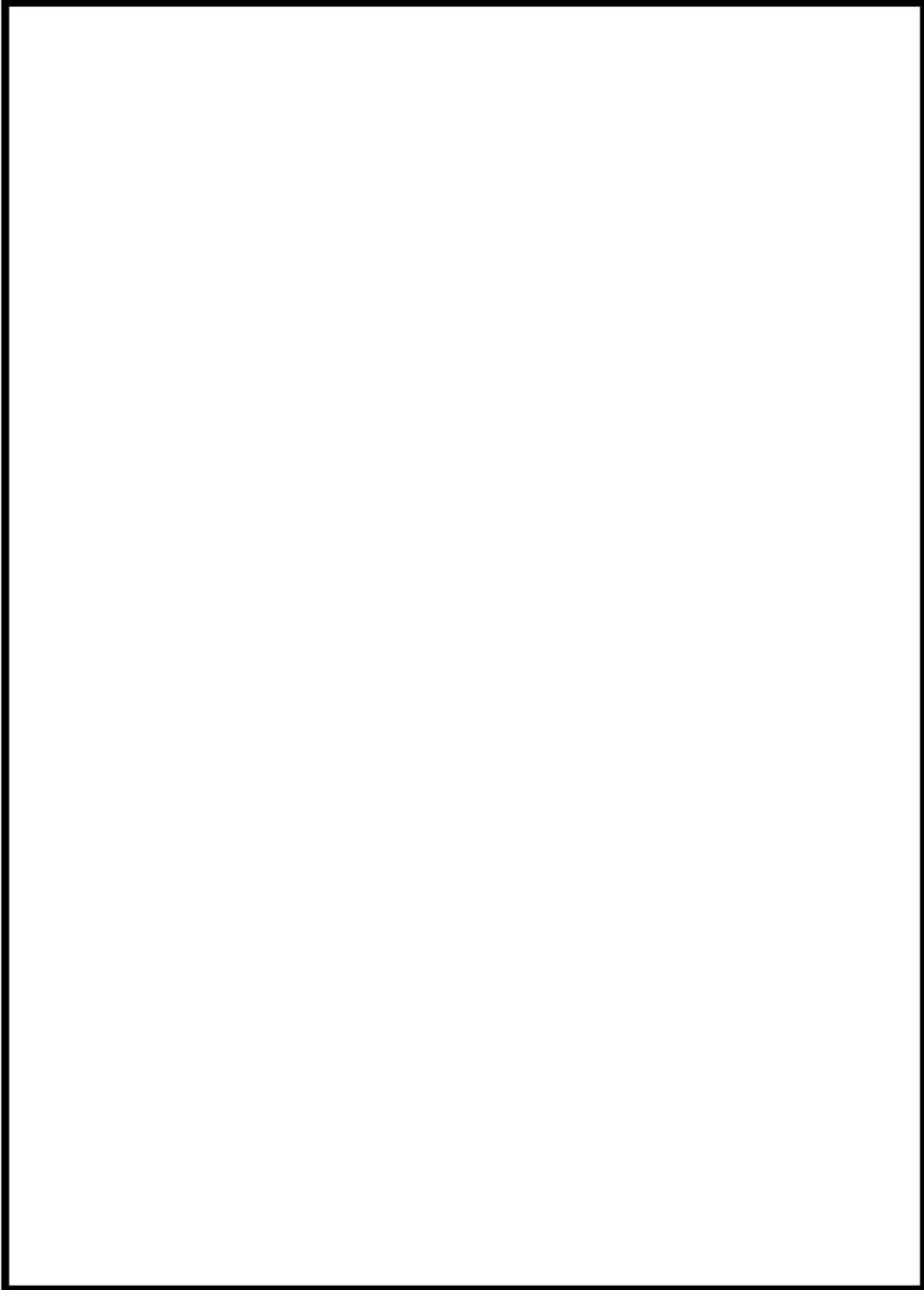
※3：室温評価の結果、評価期間（内部事象：24時間）内であれば換気空調系は不要。


※4：空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要であるためモデル化を実施した。

第 3.1.2.e-3 表 システム信頼性評価結果

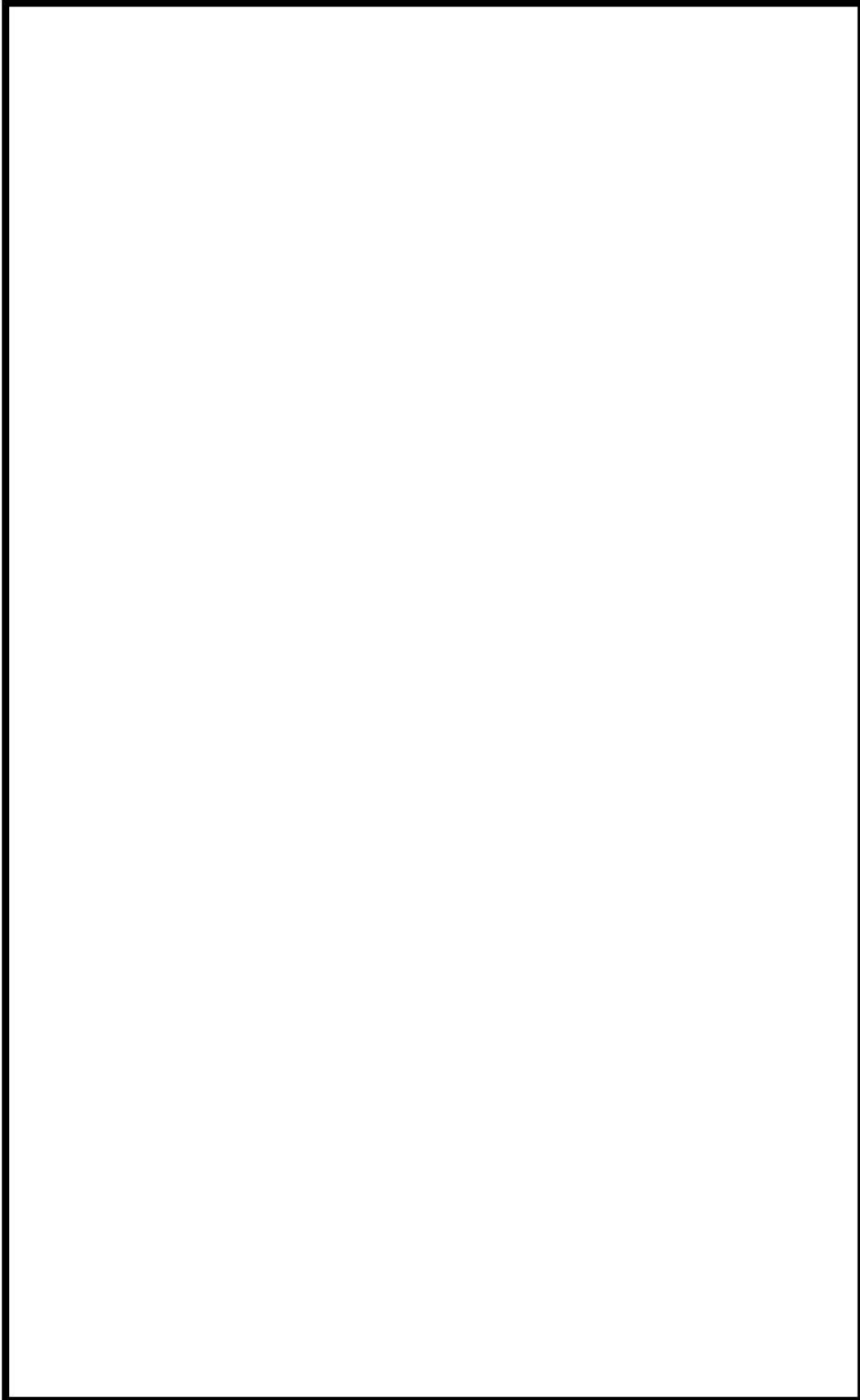
起因事象	システム系統	代表的な FT の非信頼度
外部電源喪失	余熱除去系による冷却	7.1E-2
—	非常用所内電源の確立	4.2E-2


第 3.1.2.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (1/6)



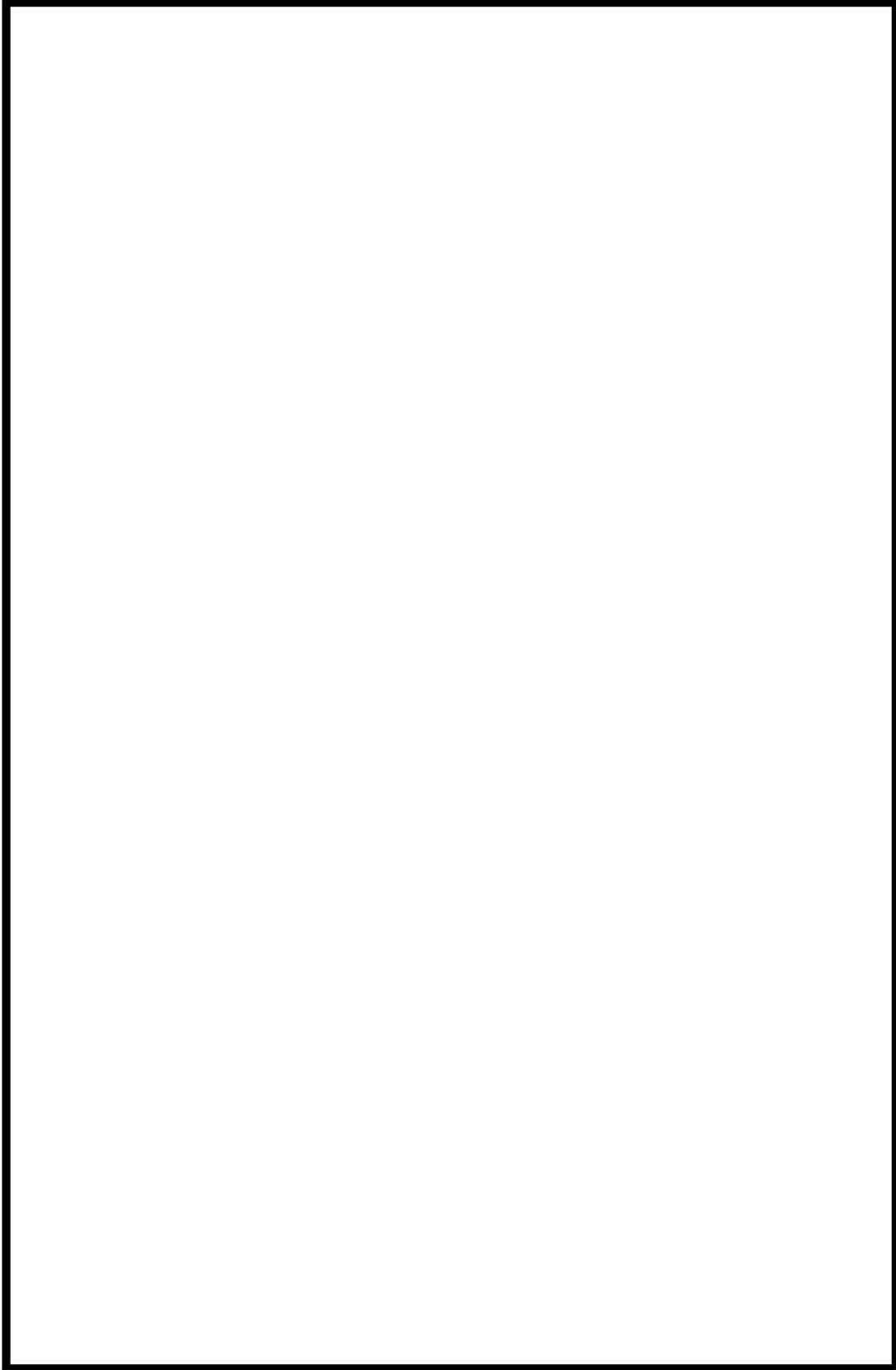
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第 3.1.2.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (2/6)



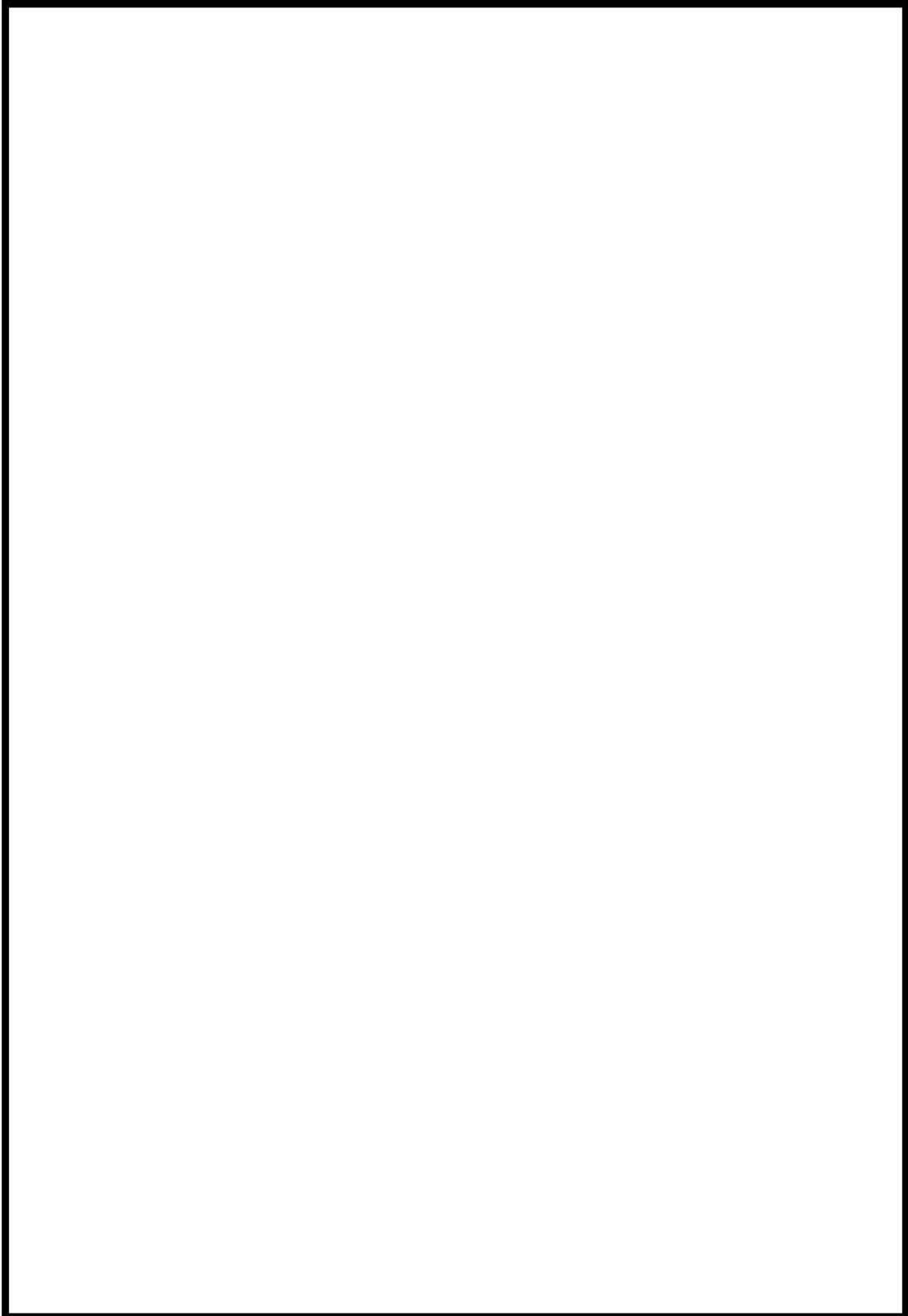
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第 3.1.2.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (3/6)



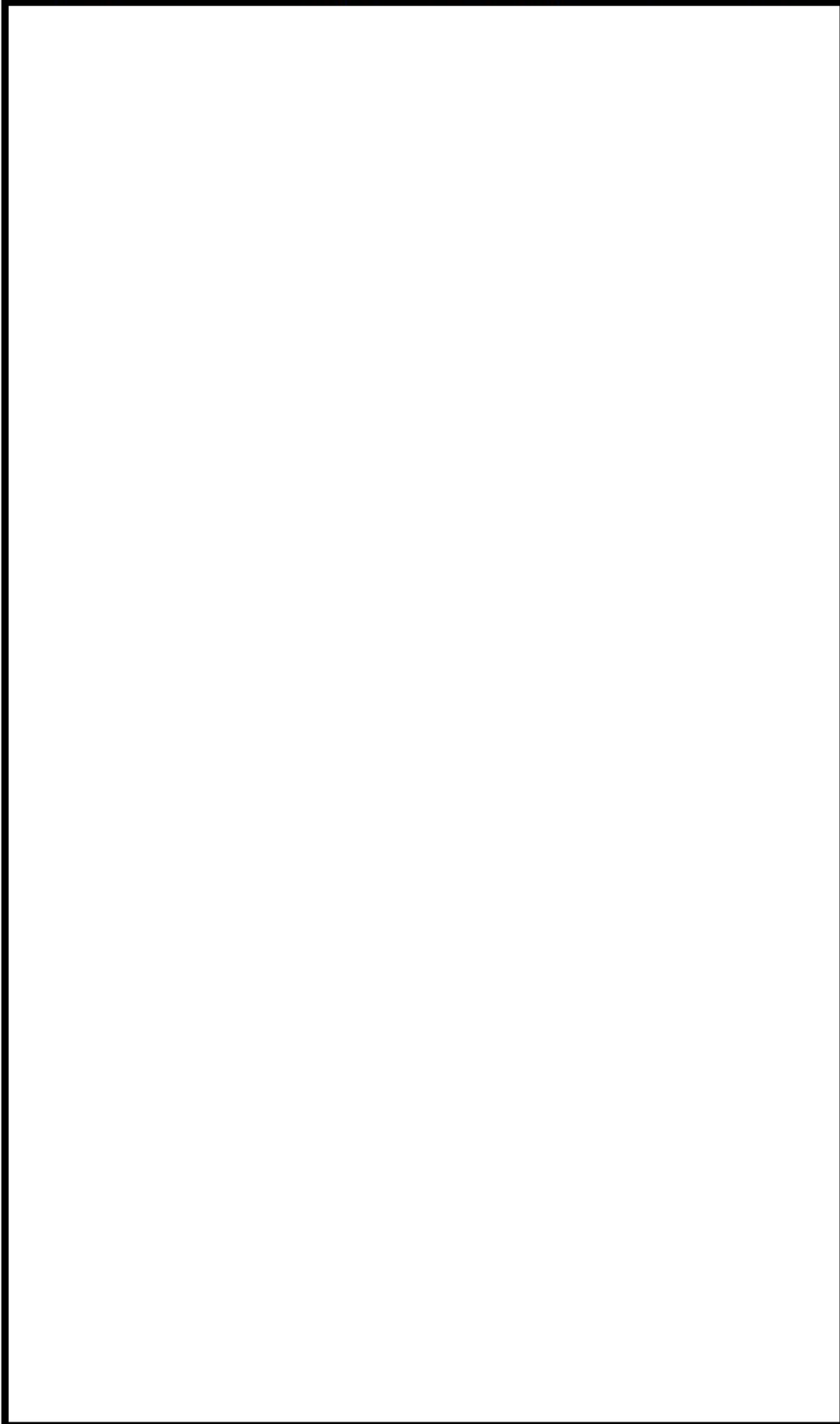
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第 3.1.2. f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (4/6)



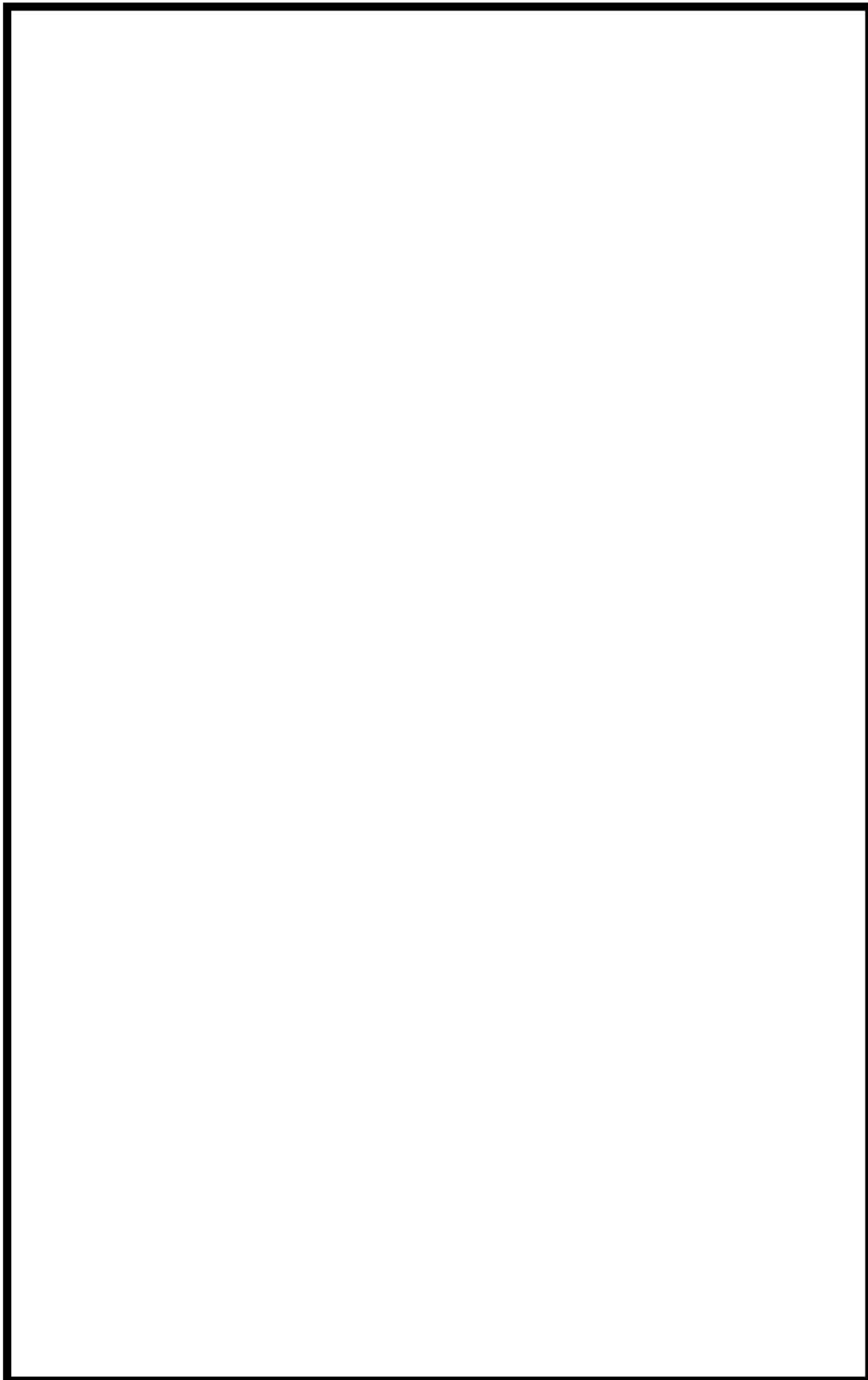
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第 3.1.2.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (5/6)



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 3.1.2. f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (6/6)



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第3.1.2.f-2表 共通要因故障パラメータ（抜粋）

機器タイプ	故障モード	CCF 要否	機器 総数	MGLパラメータ※ ²		
				β	γ	δ
電動ポンプ (純水)	起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗	○	2	3.72E-02	—	—
			3	3.13E-02	3.63E-01	—
			4	2.93E-02	4.76E-01	2.99E-01
	継続運転失敗 遮断器誤作動	○	2	9.01E-02	—	—
			3	6.19E-02	5.00E-01	—
			4	4.72E-02	7.50E-01	3.33E-01
電動弁 (純水-Pooled※ ¹)	開失敗 制御回路の作動失敗	○	2	1.62E-02	—	—
			3	1.37E-02	3.59E-01	—
			4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01
	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	4.13E-03	—	—
			3	8.18E-03	7.09E-03	—
			4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02
	誤開又は誤閉	○	2	3.16E-02	—	—
			3	5.04E-02	1.43E-01	—
			4	5.83E-02	3.21E-01	5.89E-02
	外部リーク	—	—	—	—	—
	内部リーク	—	—	—	—	—
	閉塞	—	—	—	—	—

※1 Pooled機器：同種の機器をグループ化したもの

※2 「CCF Parameter Estimations 2010 (NUREG/CR-5497の改訂版)」より

β : 2つ以上の機器が同時に故障する割合

γ : 2つ以上の機器が同時に故障した中で、3つ以上が同時に故障する割合

δ : 3つ以上の機器が同時に故障した中で、4つ以上が同時に故障する割合

第 3.1.2. g-1 表 人的過誤の評価結果

起回事象発生前／ 起回事象発生後	説明	平均値	EF
起回事象発生前	弁の操作忘れ	1.0E-2	30
起回事象発生後	診断失敗	3.0E-2	10
	弁の操作失敗	1.0E-2	30
	補機の操作失敗	1.0E-2	30

第3.1.2.h-1表 炉心損傷シークェンスグループ

起因事象	シークェンスの説明	シークェンスグループ
余熱除去機能喪失	余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シークェンス	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能喪失により余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シークェンス	崩壊熱除去機能喪失
外部電源喪失	外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に成功した後、余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シークェンス 外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生により炉心損傷に至る事故シークェンス	全交流動力電源喪失
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		
水位維持失敗	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系外への流出により炉心損傷に至る事故シークェンス	原子炉冷却材の流出
オーバードレン		
反応度の誤投入	ほう素の異常な希釈により臨界に達することで炉心損傷に至る事故シークェンス	反応度の誤投入

第3.1.2.h-2表 主要事故シークェンスとカットセット

起回事象	事故シークェンスの概要	事故シークェンスグループ	事故シークェンス発生頻度(／炉年)	寄与割合	主要カットセット	起回事象発生頻度×カットセット非信頼度(／炉年)	事故シークェンスにおける寄与率
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	緩和手段に期待しない起回事象が発生	原子炉冷却材の流出	5.1E-4	84.7%	—	—	—
余熱除去機能喪失	緩和手段に期待しない起回事象が発生	崩壊熱除去機能喪失	3.6E-5	6.0%	—	—	—
補機冷却水の喪失	緩和手段に期待しない起回事象が発生	崩壊熱除去機能喪失	1.4E-5	2.4%	—	—	—
外部電源喪失	外部電源喪失が発生した後、非常用所内交流電源の確立に失敗	全交流動力電源喪失	1.4E-5	2.4%	①防火兼手動タンク401A戻し忘れ	3.4E-6	24%
					②防火兼手動タンク404A戻し忘れ	3.4E-6	24%
					③防火兼手動タンク405A戻し忘れ	3.4E-6	24%
					④デューゼル発電機A継続運転失敗	7.8E-7	5%
					⑤デューゼル発電機A起動失敗	5.1E-7	4%
外部電源喪失	外部電源喪失が発生した後、余熱除去による冷却に失敗	崩壊熱除去機能喪失	1.1E-5	1.7%	①余熱除去系起動の診断失敗	1.0E-5	96.5%
					②余熱除去ポンプA、B起動操作失敗	1.7E-7	2%
					③制御用空気圧縮機A起動失敗	2.7E-8	0.3%
					④原子炉補機冷却水ポンプA起動失敗	2.7E-8	0.3%
					⑤原子炉補機冷却水ポンプB起動失敗	2.7E-8	0.3%

第3.1.2.h-3表 POS分類ごと・起回事象ごとの炉心損傷頻度

プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却 材圧力バウ ンダリ機能 喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 機能喪失	外部電源 喪失	原子炉補機 冷却機能 喪失	反応度の 誤投入	合計
POS 4 余熱除去系による冷 却状態①（1次冷却 系は満水状態）	66.0	5.4E-5 (8.2E-7/h)	—	—	3.8E-6 (5.8E-8/h)	2.6E-6 (3.9E-8/h)	1.5E-6 (2.3E-8/h)	—	6.2E-5
POS 5 余熱除去系による冷 却状態②（ミッドル ープ運転状態）	121.1	9.9E-5 (8.2E-7/h)	4.1E-06	4.1E-06	7.1E-6 (5.9E-8/h)	4.8E-6 (4.0E-8/h)	2.8E-6 (2.3E-8/h)	—	1.2E-4
POS 9 余熱除去系による冷 却状態③（ミッドル ープ運転状態）	172.8	1.4E-4 (8.1E-7/h)	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-5 (5.8E-8/h)	6.9E-6 (4.0E-8/h)	4.0E-6 (2.3E-8/h)	—	1.7E-4
POS10 余熱除去系による冷 却状態④（1次冷却 系は満水状態）	177.2	1.5E-4 (8.5E-7/h)	—	—	1.0E-5 (5.6E-8/h)	7.1E-6 (4.0E-8/h)	4.1E-6 (2.3E-8/h)	—	1.7E-4
POS12 余熱除去系による冷 却状態⑤（1次冷却 系は満水状態）	85.3	7.0E-5 (8.2E-7/h)	—	—	5.0E-6 (5.9E-8/h)	3.4E-6 (4.0E-8/h)	2.0E-6 (2.3E-8/h)	—	8.0E-5
POS14 高温停止状態 （非常用炉心冷却設 備作動信号ブロック 解除以降）	37.1	—	—	—	—	—	—	3.1E-8	3.1E-8
合計（／炉年）	—	5.1E-4	8.2E-6	8.2E-6	3.6E-5	2.5E-5	1.4E-5	3.1E-8	6.0E-4

第3.1.2.h-4表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度（/炉年）	寄与割合
崩壊熱除去機能喪失	6.1E-5	10.2%
全交流動力電源喪失	1.4E-5	2.4%
原子炉冷却材の流出	5.3E-4	87.5%
反応度の誤投入	3.1E-8	<0.1%
合計	6.0E-4	100%

第3.1.2.h-5表 FV重要度評価結果

基事象	FV
余熱除去系起動の診断失敗	6.7E-2
（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 404A 戻し忘れ	5.7E-3
（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 401A 戻し忘れ	5.7E-3
（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 405A 戻し忘れ	5.7E-3
余熱除去BラインC/V外側隔離弁（RH-029B）開操作失敗	1.7E-3
B余熱除去冷却器出口流量調整弁（HCV-613）調整開操作失敗	1.7E-3
B余熱除去冷却器補機冷却水出口弁（CC-117B）開操作失敗	1.7E-3
余熱除去Bライン流量制御弁（FCV-614）調整開操作失敗	1.7E-3
ディーゼル発電機A継続運転失敗	1.3E-3
余熱除去ポンプA，B起動操作失敗 共通原因故障	1.1E-3

第3.1.2.h-6表 RAW評価結果

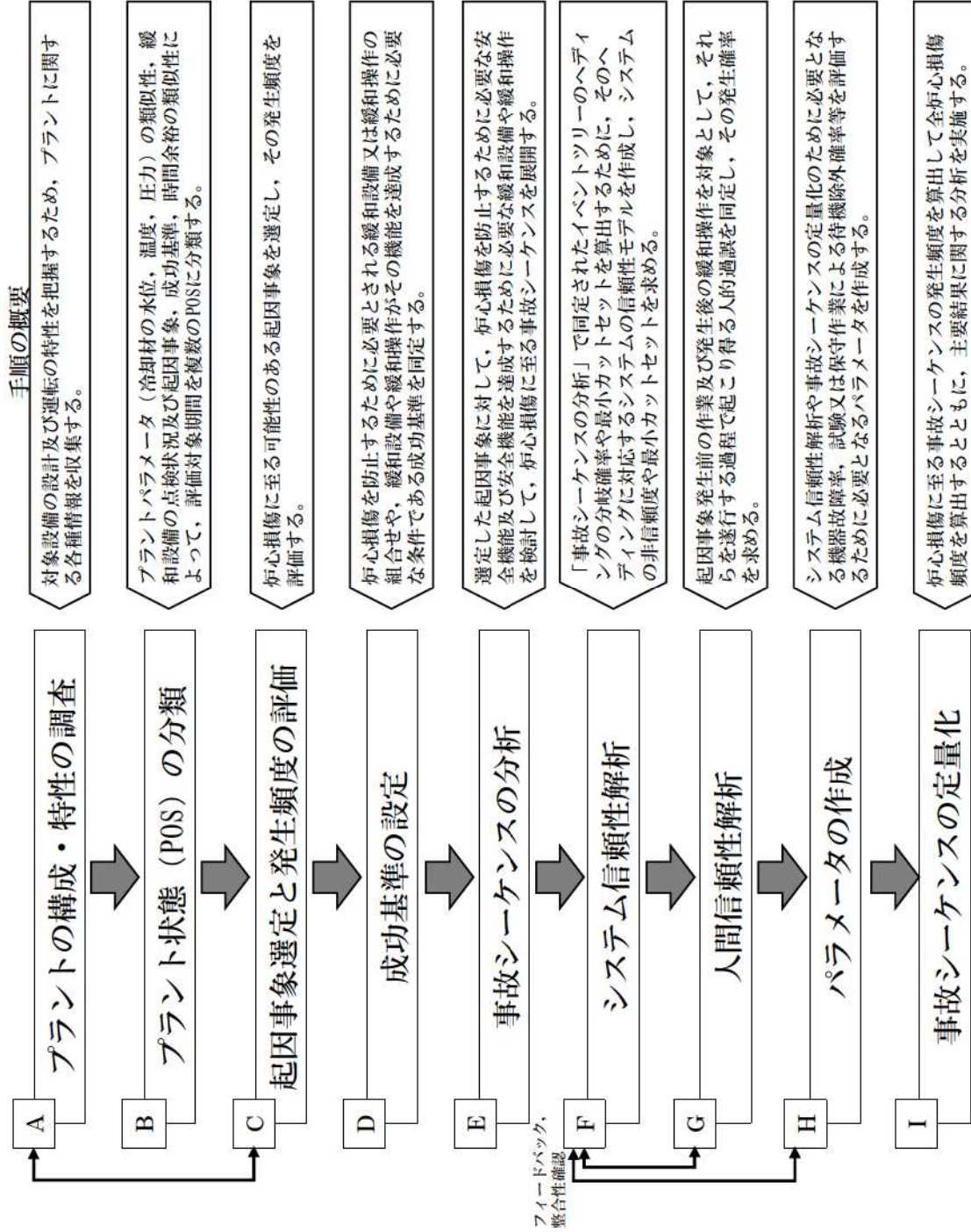
基事象	RAW
余熱除去系起動の診断失敗	3.1
余熱除去ポンプA, B起動操作失敗 共通原因故障	3.1
空調用冷凍機B継続運転失敗	3.1
空調用冷凍機A継続運転失敗	3.1
原子炉補機冷却水ポンプA継続運転失敗	3.1
原子炉補機冷却水ポンプB継続運転失敗	3.1
空調用冷水ポンプB継続運転失敗	3.1
空調用冷水ポンプA継続運転失敗	3.1
制御用空気圧縮機A継続運転失敗	3.1
海水ポンプB継続運転失敗	3.1

第3.1.2.h-7表 不確かさ解析結果

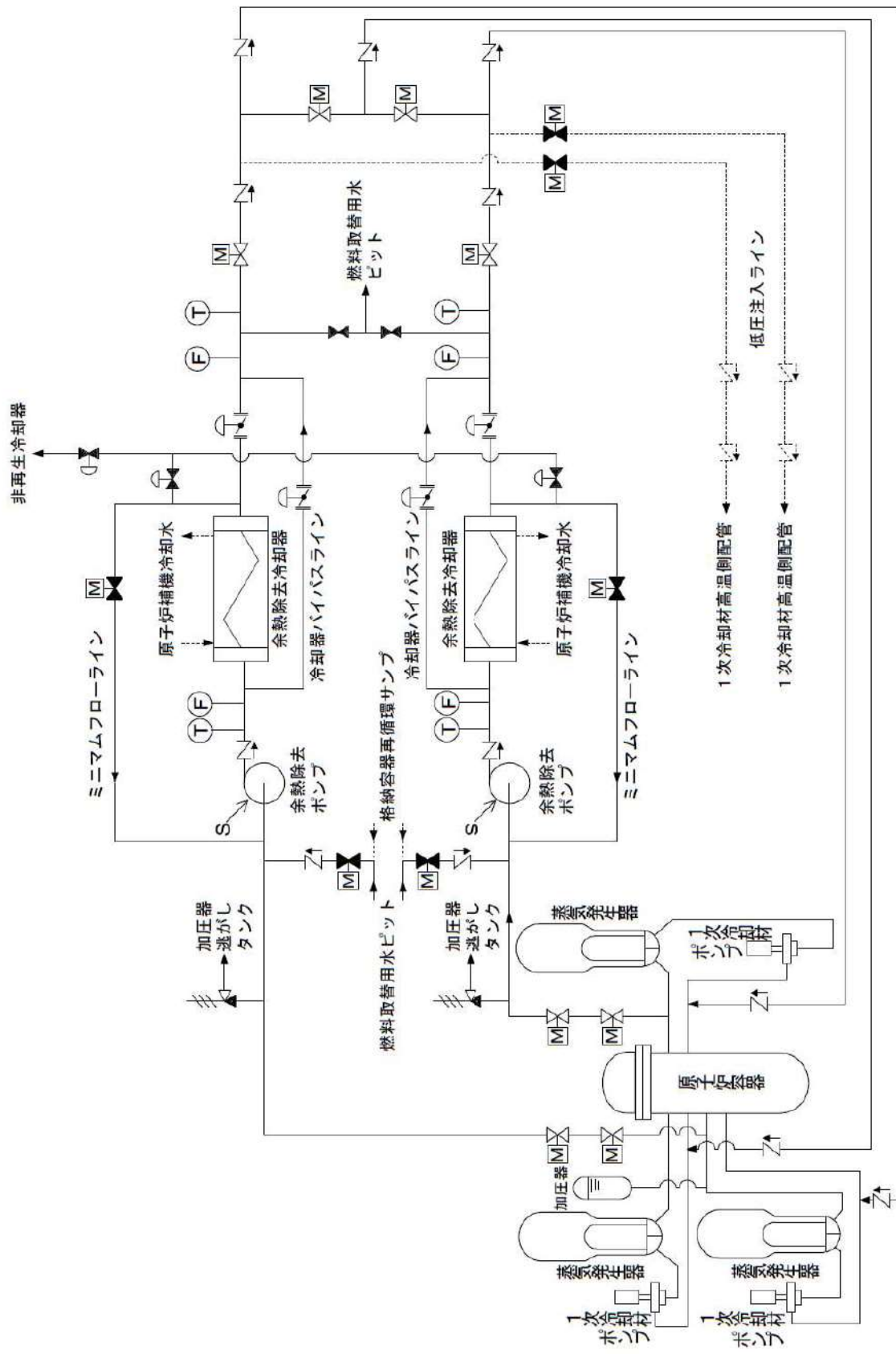
不確かさ	全炉心損傷頻度 (/炉年)
95%上限値	1.6E-3
平均値	5.9E-4
中央値	4.1E-4
5%下限値	1.4E-4
エラーファクター (EF)	3.3
点推定値	6.0E-4

第 3.1.2. h-8 表 充てん系による注入に関する感度解析結果の比較

事故シナリオグループ	充てん系による注入無 (ベースケース) (/炉年)	充てん系による注入有 (/炉年)	充てん系による注入有 /充てん系による注入無
崩壊熱除去機能喪失	6.1E-5	6.1E-5	1.00
全交流動力電源喪失	1.4E-5	1.4E-5	1.00
原子炉冷却材の流出	5.3E-4	1.7E-5	0.03
反応度の誤投入	3.1E-8	3.1E-8	1.00
合計	6.0E-4	9.2E-5	0.15

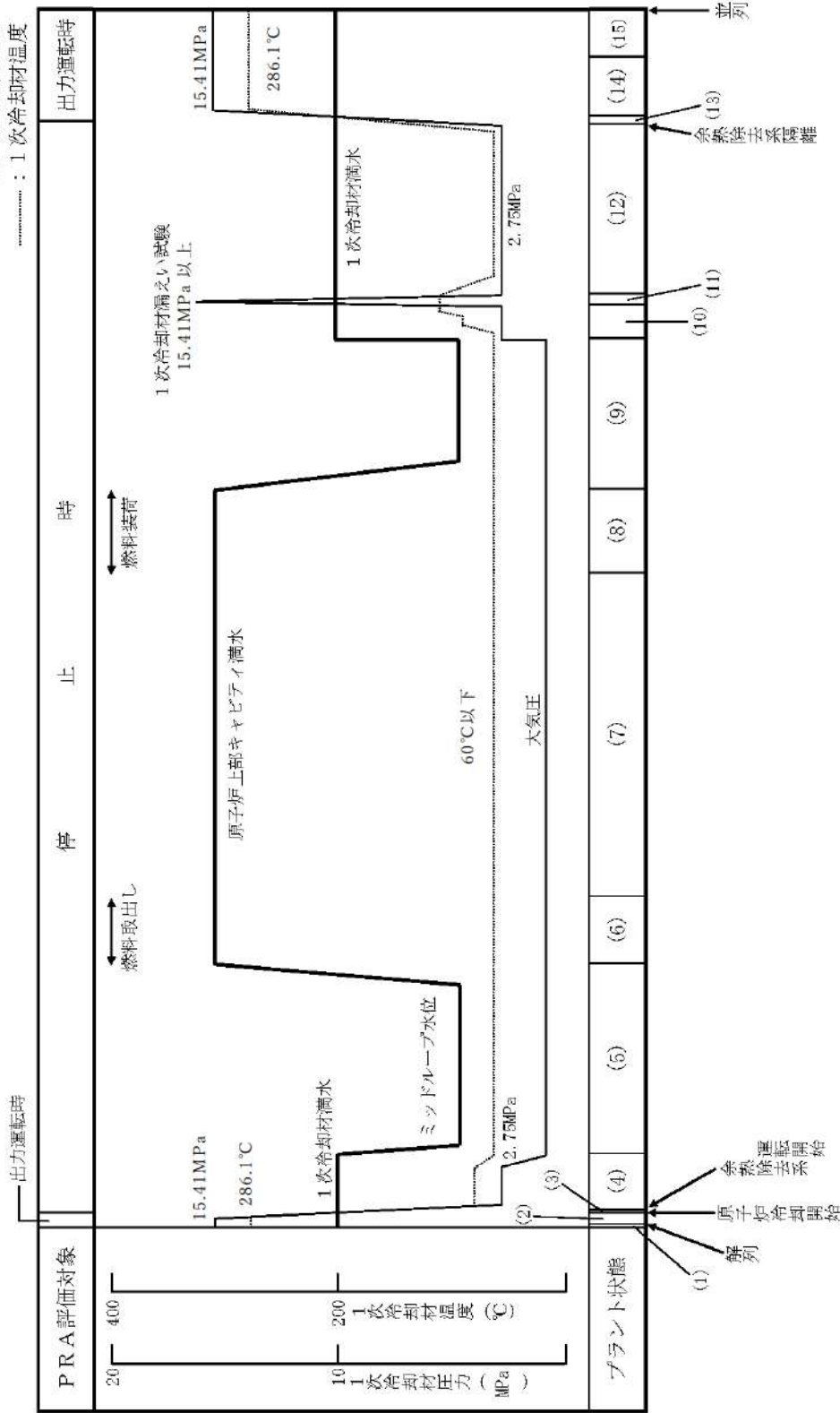


第 3.1.2-1 図 停止時レベル 1PRA 評価フロー図



第 3.1.2.a-1 図 停止時の主要設備の概要

— : 1次冷却材水位
 —— : 1次冷却材圧力
 : 1次冷却材温度



プラント状態 (第1回定検)	(3)高温停止 状態	(4)余熱除去系 による 冷却状態①	(5)余熱除去系 による 冷却状態②	(6)原子炉上部 キャビティ 満水状態	(7)燃料取り出し 状態	(8)原子炉上部 キャビティ 満水状態	(9)余熱除去系 による 冷却状態③	(10)余熱除去系 による 冷却状態④	(11)1次冷却系 の漏えい試験	(12)余熱除去系 による 冷却状態⑤	(13)高温停止 状態
各プラント状態の 継続時間(h)	18.2	66.0	121.1	70.3	530.1	87.8	172.8	177.2	17.7	85.3	11.5
主要工程	RCS降温	原子炉容器開放		燃料取出	1次系弁・ ポンプ点検	燃料装荷	原子炉容器組立		RCS漏えい試験		
									起動試験		

第3.1.2.a-2 図 定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

プラント状態 系統/システム	(1) 部分出力 運転	(2) 高温停止 状態 (非常冷却 設備作動 信号ブロッ クまで)	(3) 高温停止 状態 (余熱除 去運転開 始まで)	(4) 余熱除去 運転 ①RCS満 水	(5) 余熱除去 運転 ②シフト 7	(6) 原子炉キ ャビティ 満水	(7) 燃料取り 出し状態	(8) 原子炉キ ャビティ 満水	(9) 余熱除去 運転 ③シフト 7	(10) 余熱除去 運転 ④RCS満 水	(11) 1次冷却 系の漏洩 試験	(12) 余熱除去 運転 ⑤RCS満 水	(13) 高温停止 状態 (余熱除 去系隔離 以降)	(14) 高温停止 状態 (非常冷却 設備作動 信号ブロッ ク解除 以降)	(15) 部分出力 運転
	1, 2	3	3	5	6	6	6	6	6	5	4	5	3	3	2
運転モード	A	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
440V PCC 母線	A1	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	A2	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B1	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B2	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
440V RCC 母線	A1	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	A2	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B1	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B2	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
125V 非常用直流母線	A	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	C	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	D	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
外部電源	主変圧器	—	○	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	—	—
	予備変圧器	—	○	×	—	—	—	—	×	×	○	×	○	—	—
	A	—	△	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
	B	—	△	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
ディーゼル発電機	A	—	△	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
	B	—	△	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
	A	—	△	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
	B	—	△	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
非常用直流電源 (バッテリー)	A	—	○	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	—	—
	B	—	△	△	—	—	—	—	○	○	△	○	△	—	—
	C	—	○	△	—	—	—	—	△	△	○	△	○	—	—
	D	—	△	×	—	—	—	—	×	×	△	×	△	—	—
補機冷却海水ポンプ	A	—	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—
	B	—	○	△	—	—	—	△	△	△	○	△	○	—	—
補機冷却海水供給母管	A	—	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—	—
	B	—	○	△	—	—	—	△	△	△	○	△	○	—	—

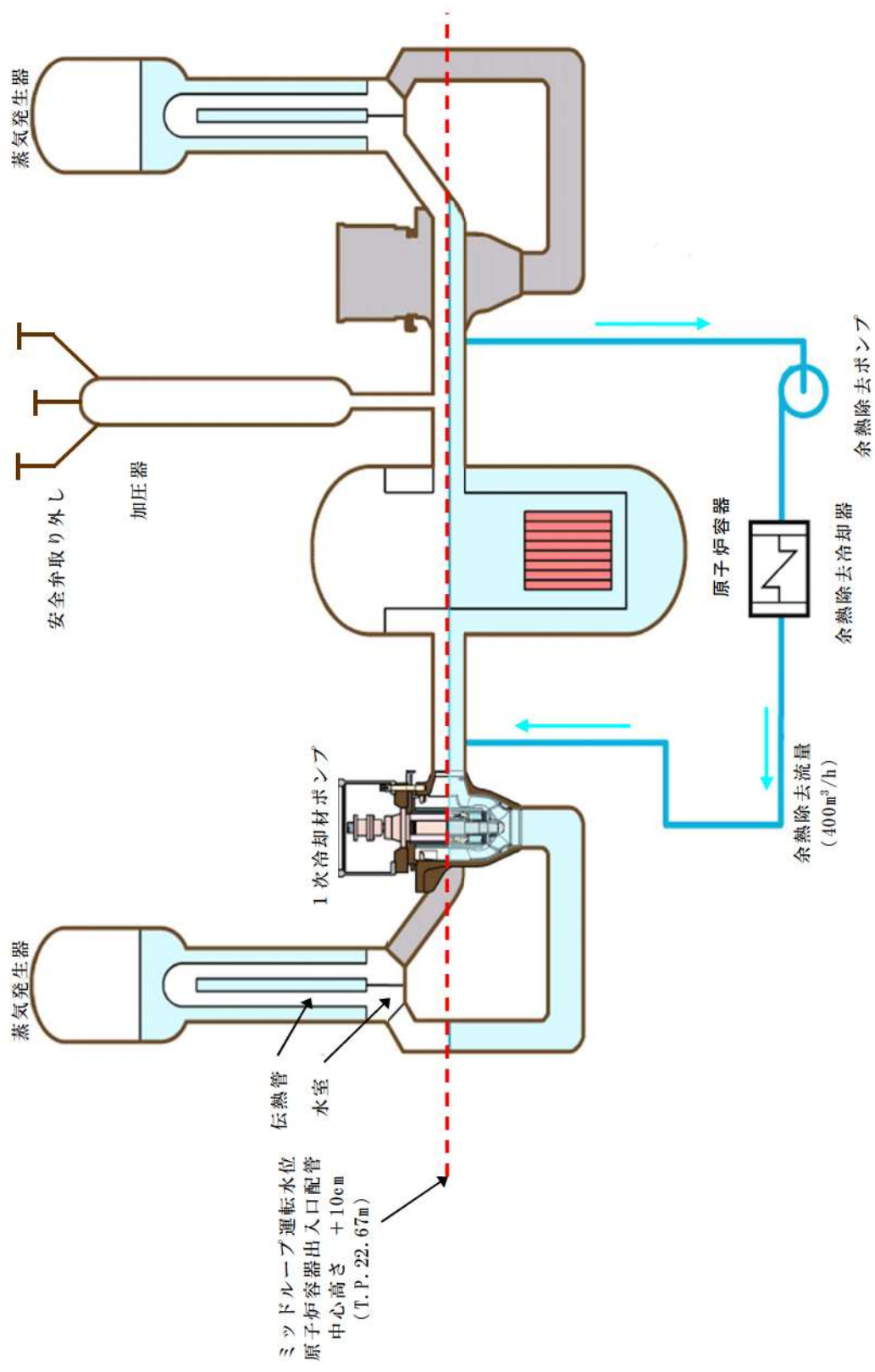
○：使用可能（運転中） △：使用可能（待機中） ×：使用不可 —：検討対象外

第3.1.2.a-3 図 POS の分類及び使用可能な緩和設備 (1/2)

プラント状態 システム	(1) 部分出力 運転	(2) 高温停止 状態 (非常用 炉心冷却 設備作動 信号ブロッ ク中で)	(3) 高温停止 状態 (余熱除 去運転開 始まで)	(4) 余熱除去 運転 ①RCS満 水	(5) 余熱除去 運転 ②シフトレ フ	(6) 原子炉キ ャビテイ 満水	(7) 燃料取り 出し状態	(8) 原子炉キ ャビテイ 満水	(9) 余熱除去 運転 ③シフトレ フ	(10) 余熱除去 運転 ④RCS満 水	(11) 1次冷却 系の漏洩 試験	(12) 余熱除去 運転 ⑤RCS満 水	(13) 高温停止 状態 (余熱除 去系隔離 以降)	(14) 高温停止 状態 (非常用 炉心冷却 設備作動 信号ブロッ ク解除 以降)	(15) 部分出力 運転
	1, 2	3	3	5	6	6	-	6	6	5	4	5	3	3	2
運転モード	A	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-
	B	-	△	○	○	-	-	○	○	○	△	○	△	-	-
	C	-	○	×	×	-	-	×	×	×	○	×	○	-	-
	D	-	△	×	×	-	-	×	×	×	△	×	△	-	-
補機冷却水供給母管	A	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-
	B	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-
制御用空気圧縮機	A	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-
	B	-	-	×	×	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-
余熱除去ポンプ	A	-	△	○	○	-	-	○	○	○	△	○	△	-	-
	B	-	△	△	△	-	-	△	△	△	△	△	△	-	-
安全補機閉閉器室 機空気調系	A	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-
	B	-	-	×	×	-	-	-	-	×	×	×	-	-	-
	A	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-
	B	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-
空調用冷水設備	C	-	-	×	×	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-
	D	-	-	×	×	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-
	A	-	△	△	△	-	-	△	△	△	△	△	△	-	-
	B	-	△	△	△	-	-	△	△	△	△	△	△	-	-
ディーゼル発電機室 機空気調系	C	-	△	△	△	-	-	△	△	△	△	△	△	-	-
	D	-	△	△	△	-	-	△	△	△	△	△	△	-	-
	A	-	△	△	△	-	-	△	△	△	△	△	△	-	-
	B	-	△	△	△	-	-	△	△	△	△	△	△	-	-

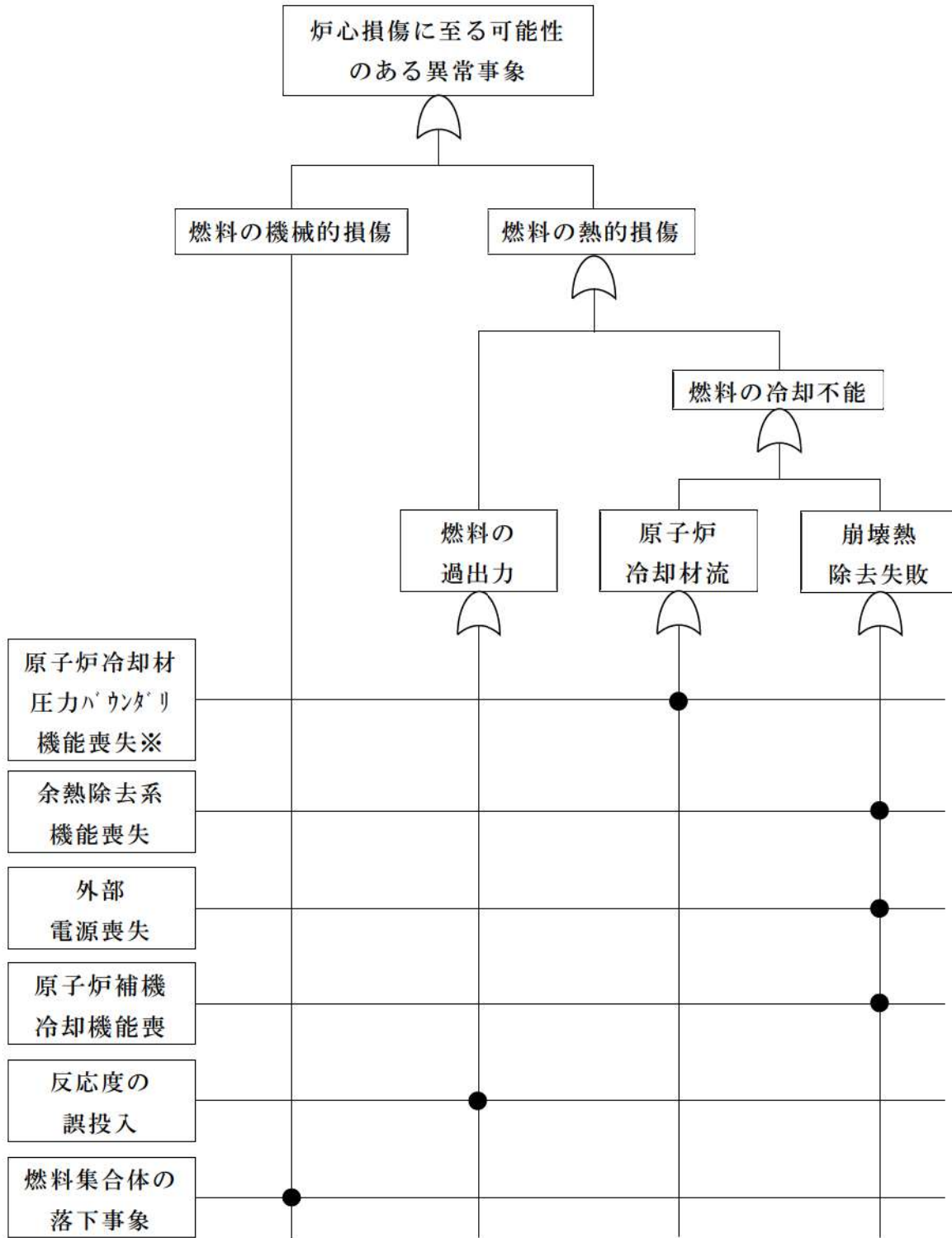
○：使用可能（運転中） △：使用可能（待機中） ×：使用不可 -：検討対象外

第 3.1.2.a-3 図 POS の分類及び使用可能な緩和設備 (2/2)



蒸気発生器
伝熱管
水室
ミッドループ運転水位
原子炉容器出入口配管
中心高さ +10cm
(T.P. 22.67m)

第3.1.2.a-4図 ミッドループ運転概要図



※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失，水位維持失敗，オーバードレンを想定

第 3.1.2. b-1 図 起因事象の抽出に用いたマスターロジックダイヤグラム

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	燃料損傷（緩和手段なし）	原子炉冷却材の流出

第 3.1.2. d-1 (a) 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー

水位維持失敗	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	燃料損傷（緩和手段なし）	原子炉冷却材の流出

第 3.1.2. d-1 (b) 図 水位維持失敗イベントツリー

オーバードレン	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	燃料損傷（緩和手段なし）	原子炉冷却材の流出

第 3.1.2. d-1 (c) 図 オーバードレンイベントツリー

【仮定条件】

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失，水位維持失敗及びオーバードレンは，起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため，起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失事象，水位維持失敗及びオーバードレンは，運転員による弁の誤操作，過剰なドレン等による 1 次冷却材の系外への流出を起因事象として想定するものであり，以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

余熱除去機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	燃料損傷（緩和手段なし）	崩壊熱除去機能喪失

第 3.1.2. d-1 (d) 図 余熱除去機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 運転中の余熱除去系 1 系統が機能喪失し，さらに待機側の運転に失敗することにより，余熱除去機能喪失になることを想定する。
- ・ 余熱除去機能喪失は，起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため，起因事象発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 余熱除去機能喪失事象は，余熱除去系の故障により崩壊熱の除去に失敗することを起因事象として想定するものであり，以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
			炉心冷却成功	—
			外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失

第 3.1.2. d-1(e) 図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

- 外部電源喪失は、送電系統の故障や所内電気設備の故障等により所内非常用電源の一部又は全部が喪失し、崩壊熱の除去のための緩和系の運転状態が乱されるような事象を考慮している。

【イベントツリーの説明】

- 外部電源喪失時には、非常用所内交流電源によってサポート系を健全にし、余熱除去系によって安定した崩壊熱の除去が確保される。

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	燃料損傷（緩和手段なし）	崩壊熱除去機能喪失

第 3.1.2. d-1 (f) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

- 原子炉補機冷却機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- 原子炉補機冷却機能喪失事象は、原子炉補機冷却水ポンプ全台若しくは原子炉補機冷却海水ポンプ全台の故障、又は、原子炉補機冷却水系若しくは原子炉補機冷却海水系の配管・弁等の破断によって冷却能力を喪失することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

反応度の誤投入	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	燃料損傷（緩和手段なし）	反応度の誤投入

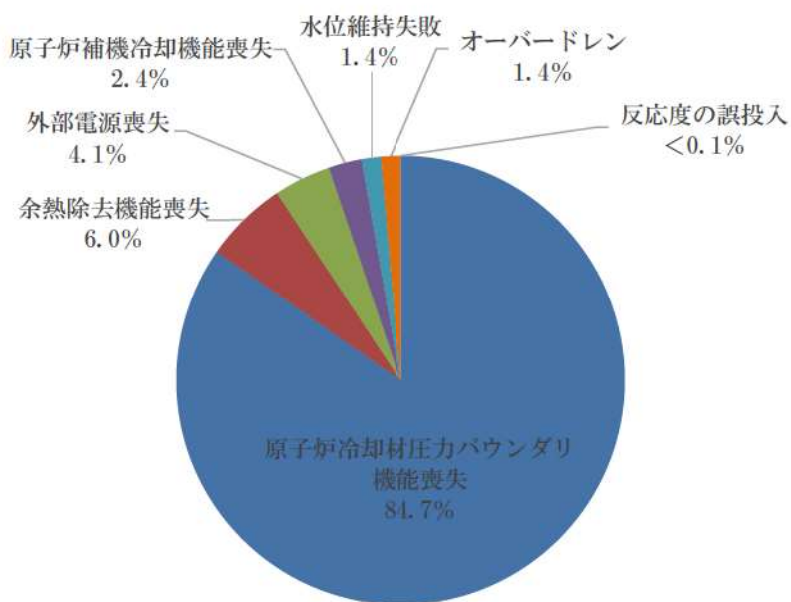
第 3.1.2. d-1 (g) 図 反応度の誤投入イベントツリー

【仮定条件】

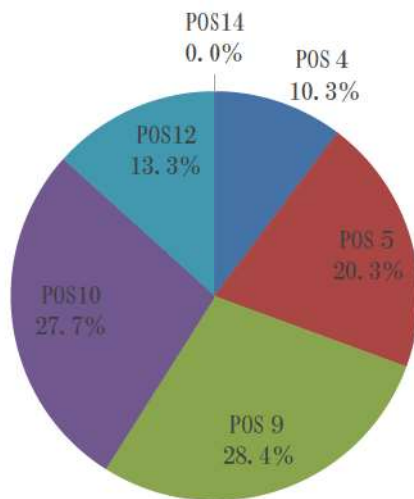
- ・ 反応度の誤投入は，起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため，起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 反応度の誤投入事象は，PWR プラントにおいて起動時に 1 次冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈停止操作に失敗し，臨界に達することを起因事象として想定するものであり，以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

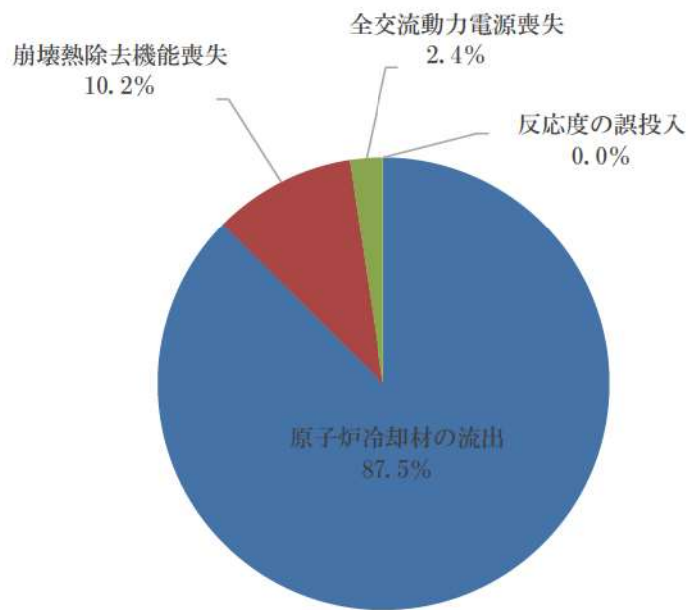


第3.1.2.h-1図 起因事象別炉心損傷頻度

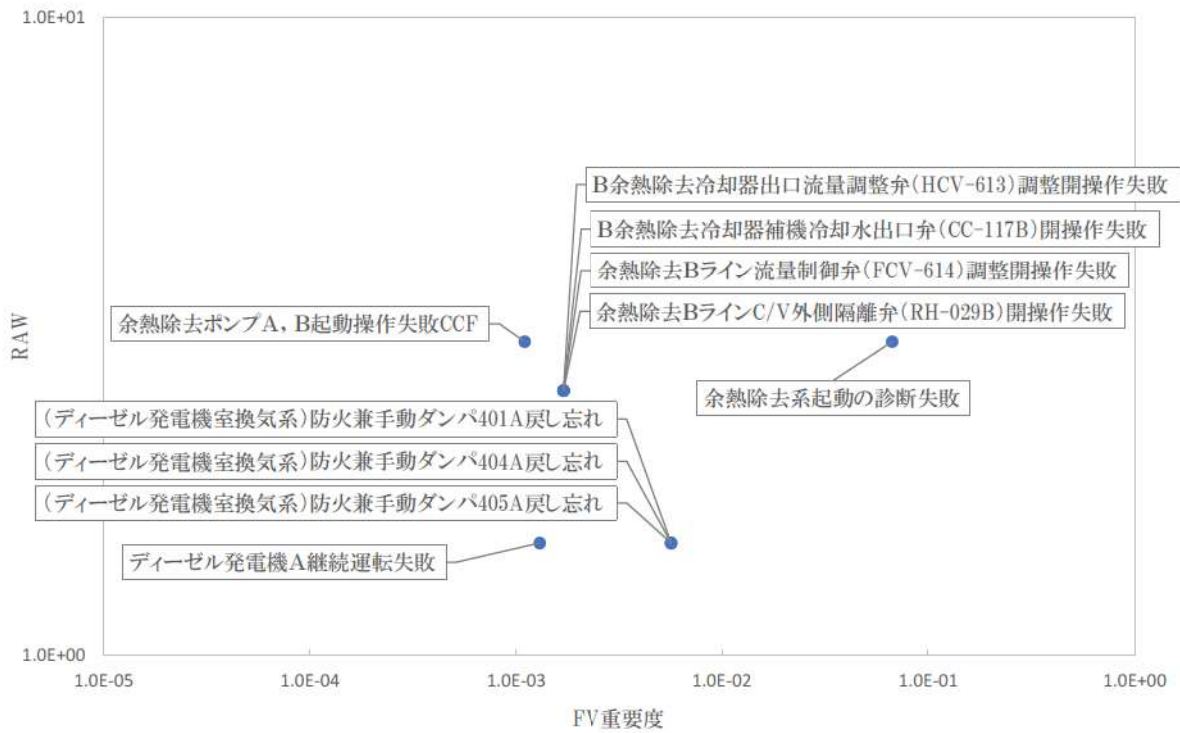


プラント状態 (POS)	(3) 高温停止状態	(4) 余熱除去系による冷却状態①	(5) 余熱除去系による冷却状態②	(9) 余熱除去系による冷却状態③	(10) 余熱除去系による冷却状態④	(11) 1次冷却系の漏えい試験	(12) 余熱除去系による冷却状態⑤	(13) 余熱除去系隔離から高温停止状態
POSの継続時間 (h)	18.2	66	121.1	172.8	177.2	17.7	85.3	11.5

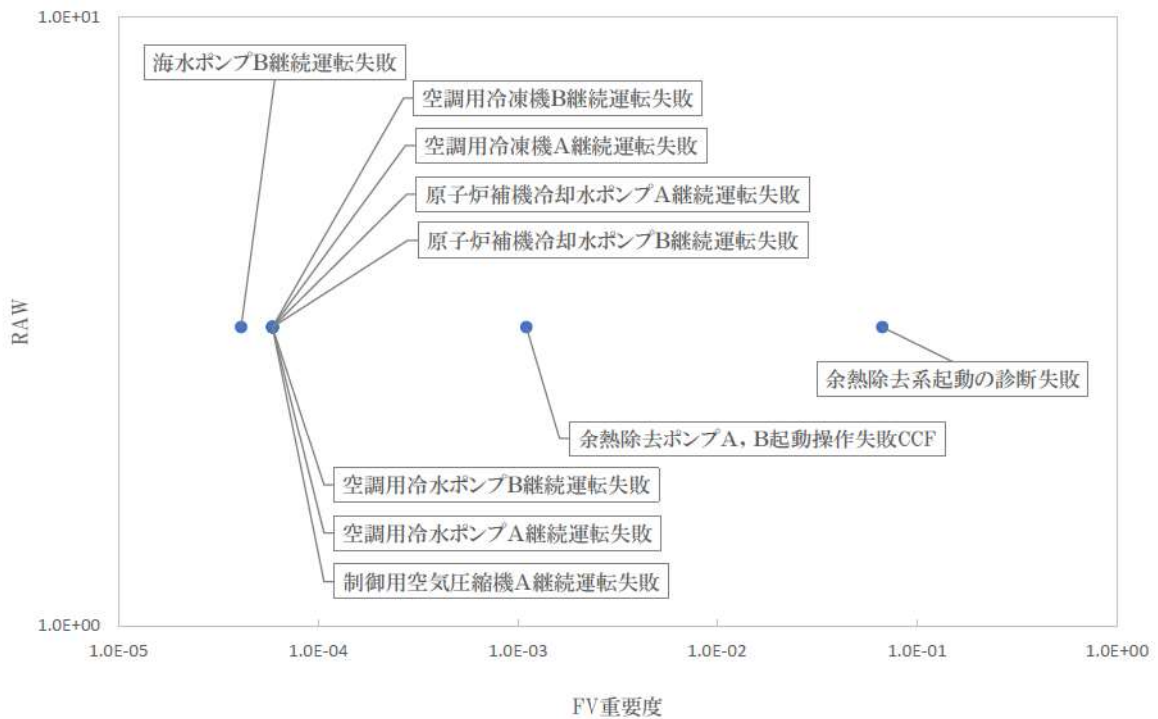
第3.1.2.h-2図 POS 別炉心損傷頻度



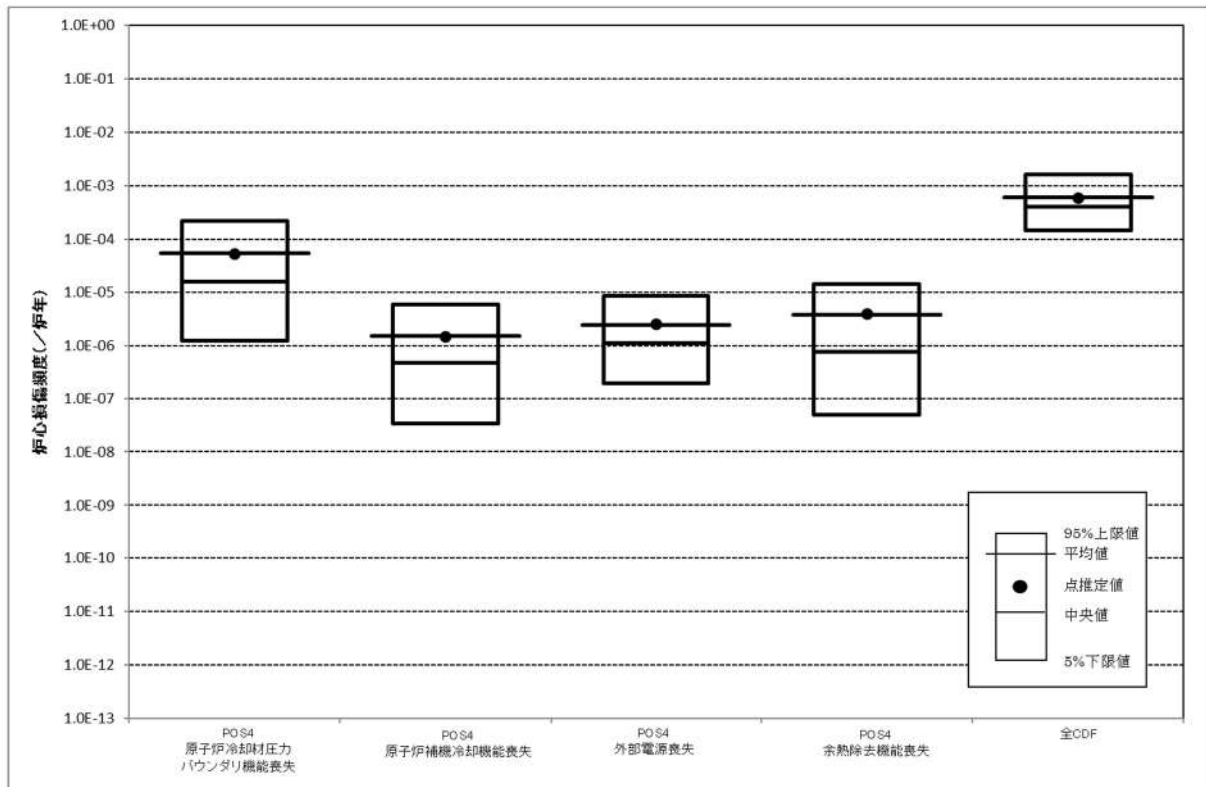
第3.1.2.h-3図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度



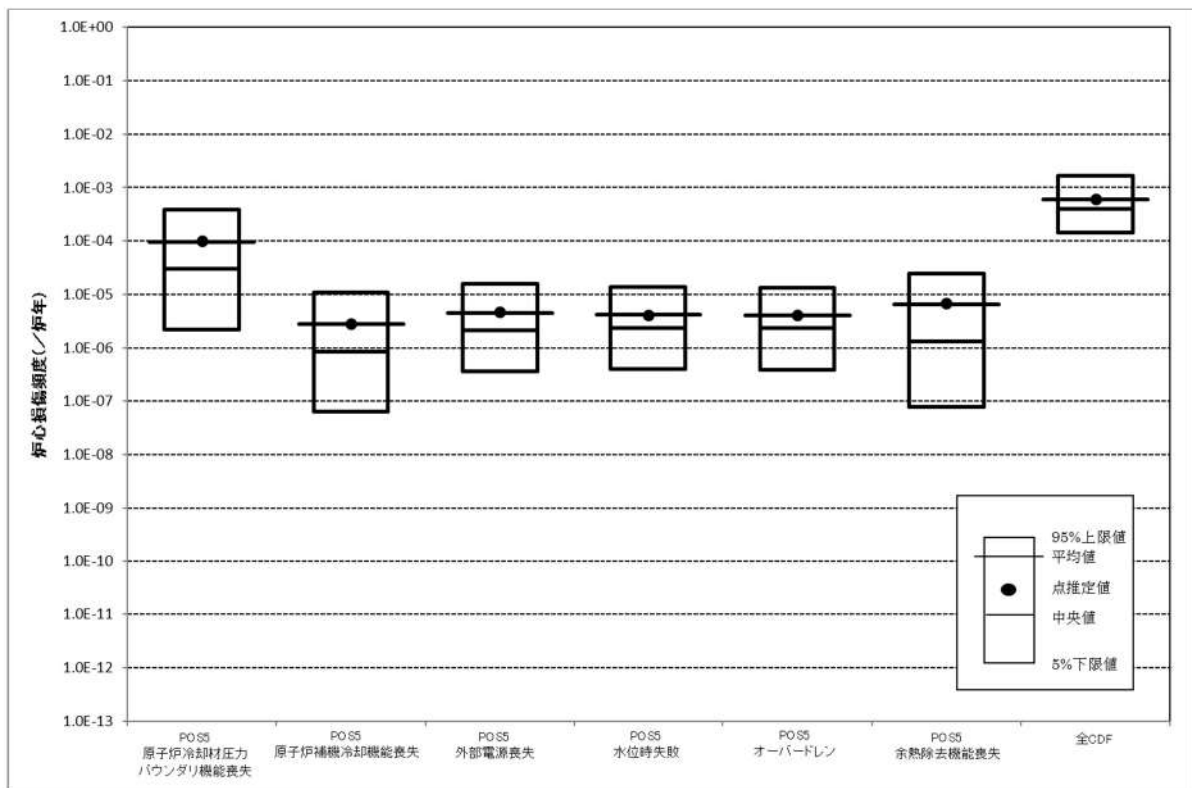
第3.1.2.h-4図 FV重要度とRAWの相関 (FV重要度上位基事象)



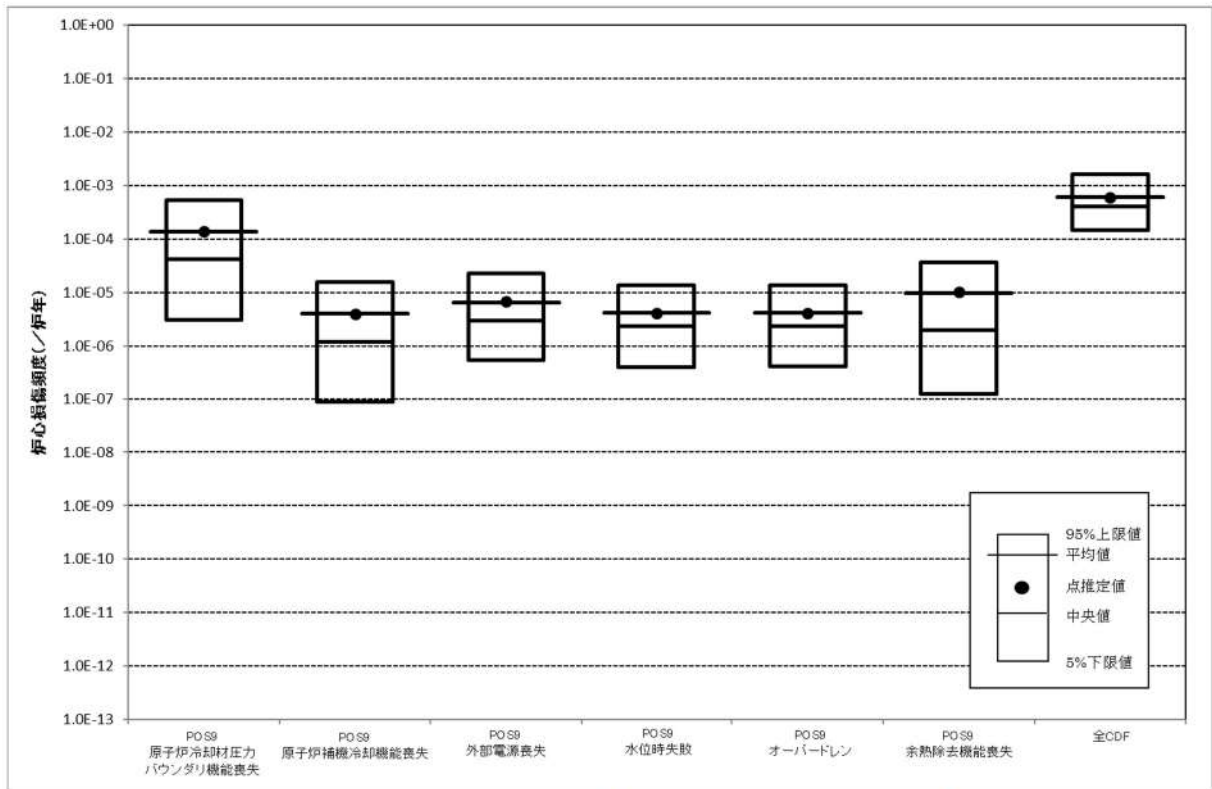
第3.1.2.h-5図 FV重要度とRAWの相関 (RAW上位基事象)



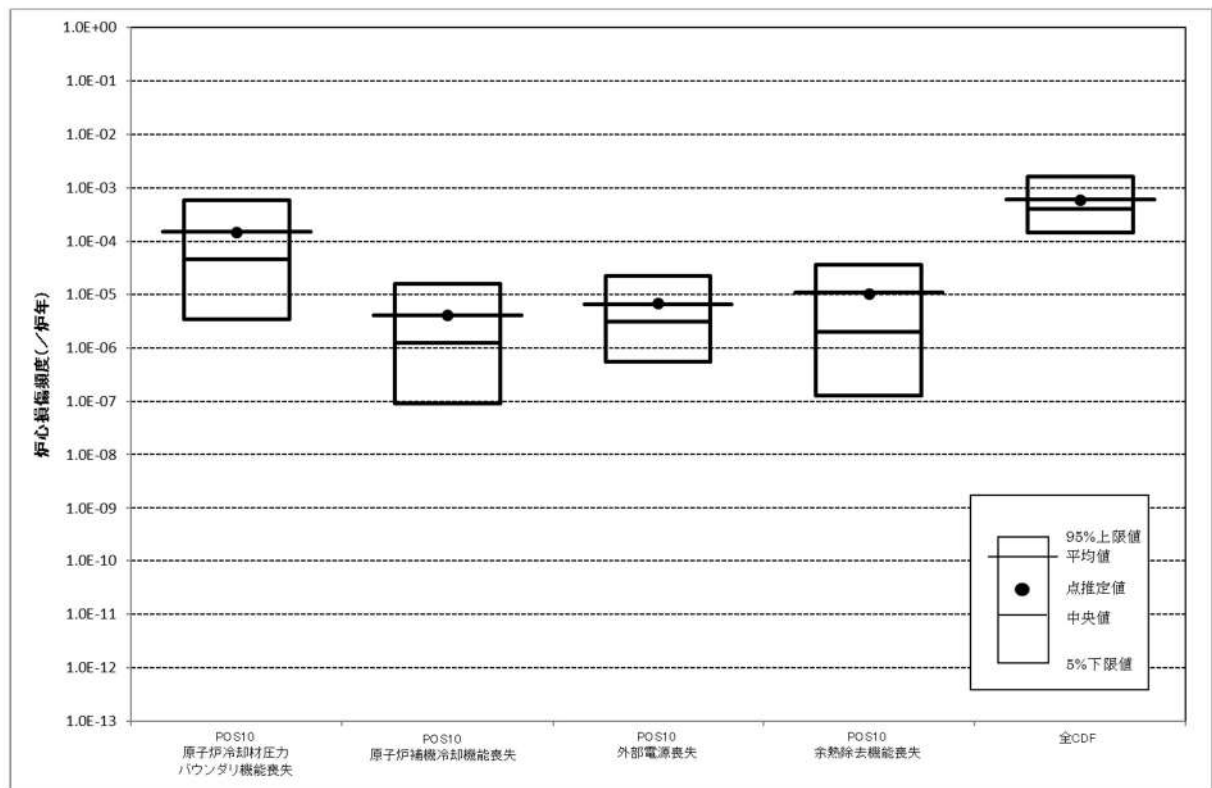
第3.1.2.h-6(a) 図 不確かさ評価結果 (POS 4 の起因事象別)



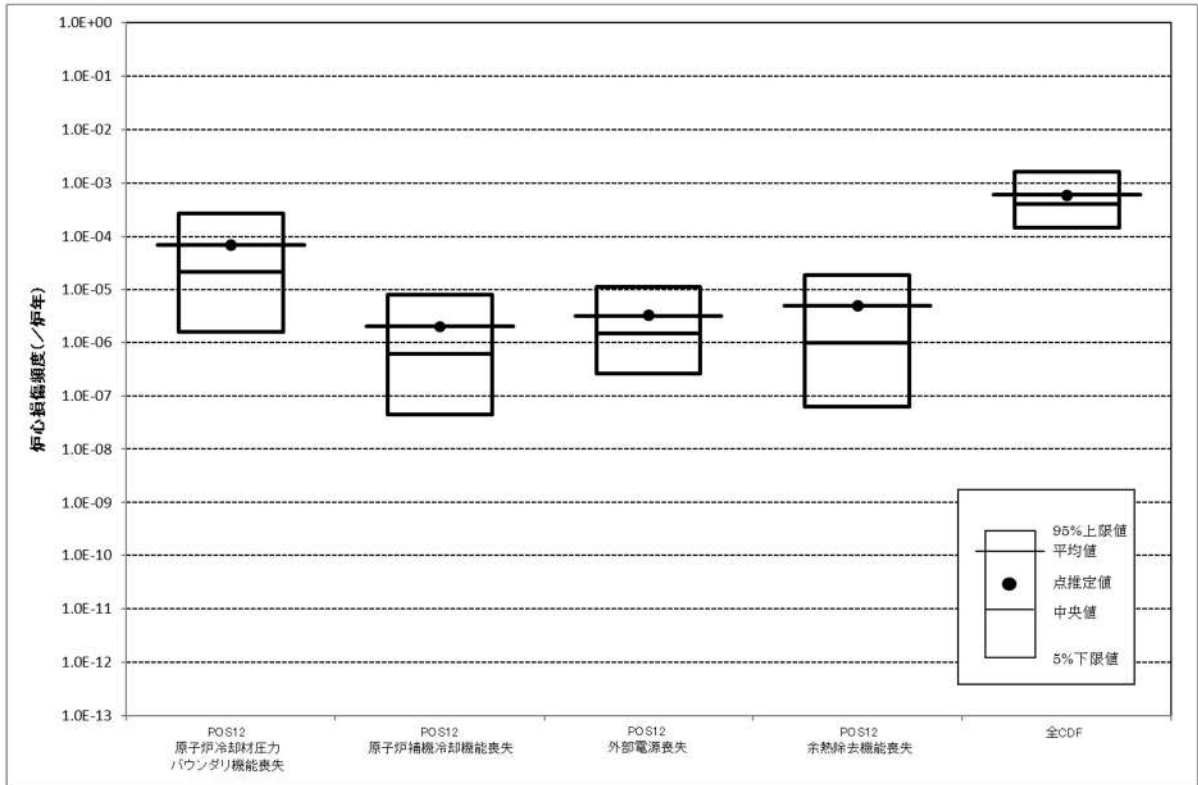
第3.1.2.h-6(b) 図 不確かさ評価結果 (POS 5 の起因事象別)



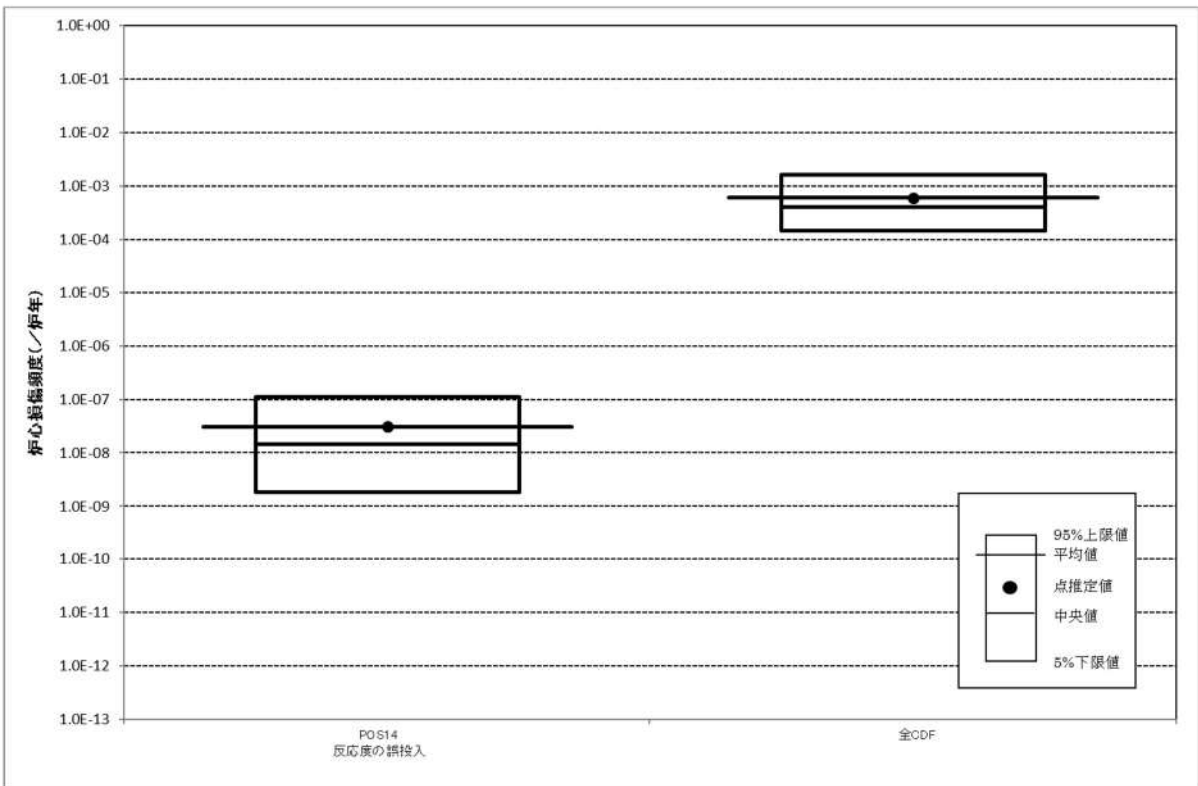
第3.1.2.h-6(c) 図 不確実さ評価結果 (POS9の起因事象別)



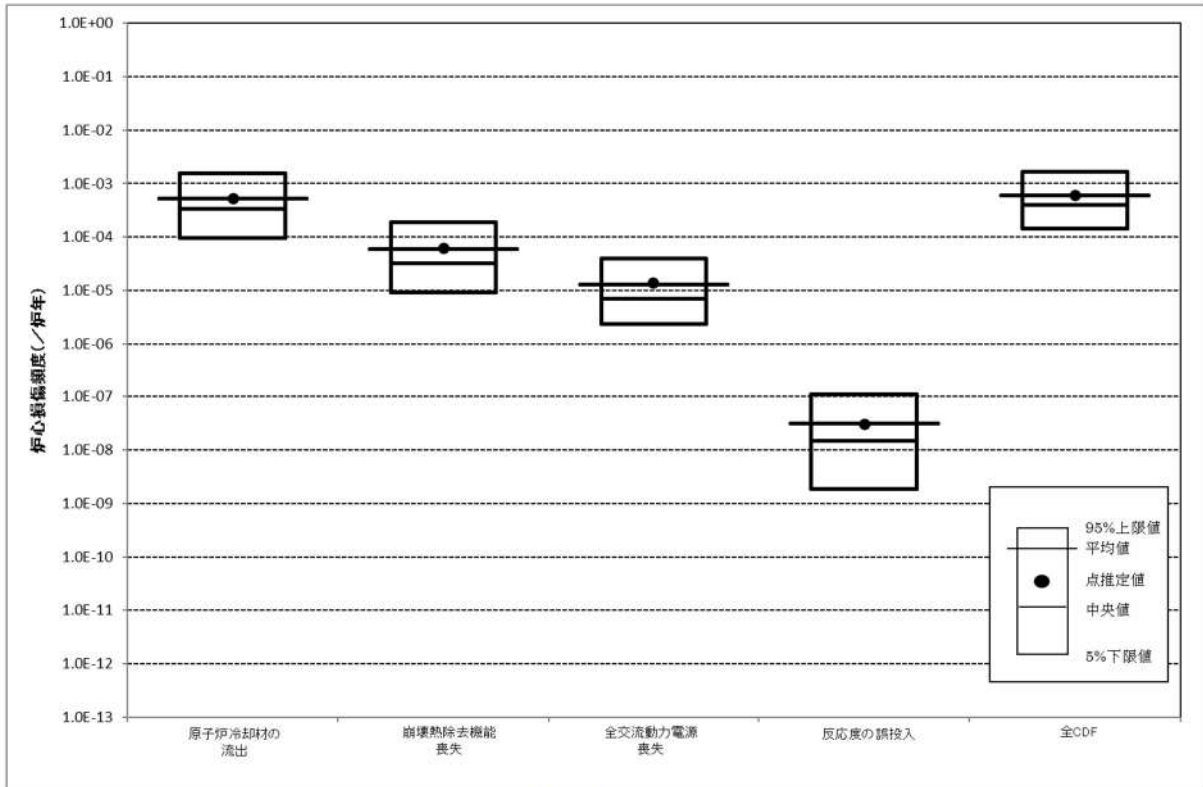
第3.1.2.h-6(d) 図 不確実さ評価結果 (POS10の起因事象別)



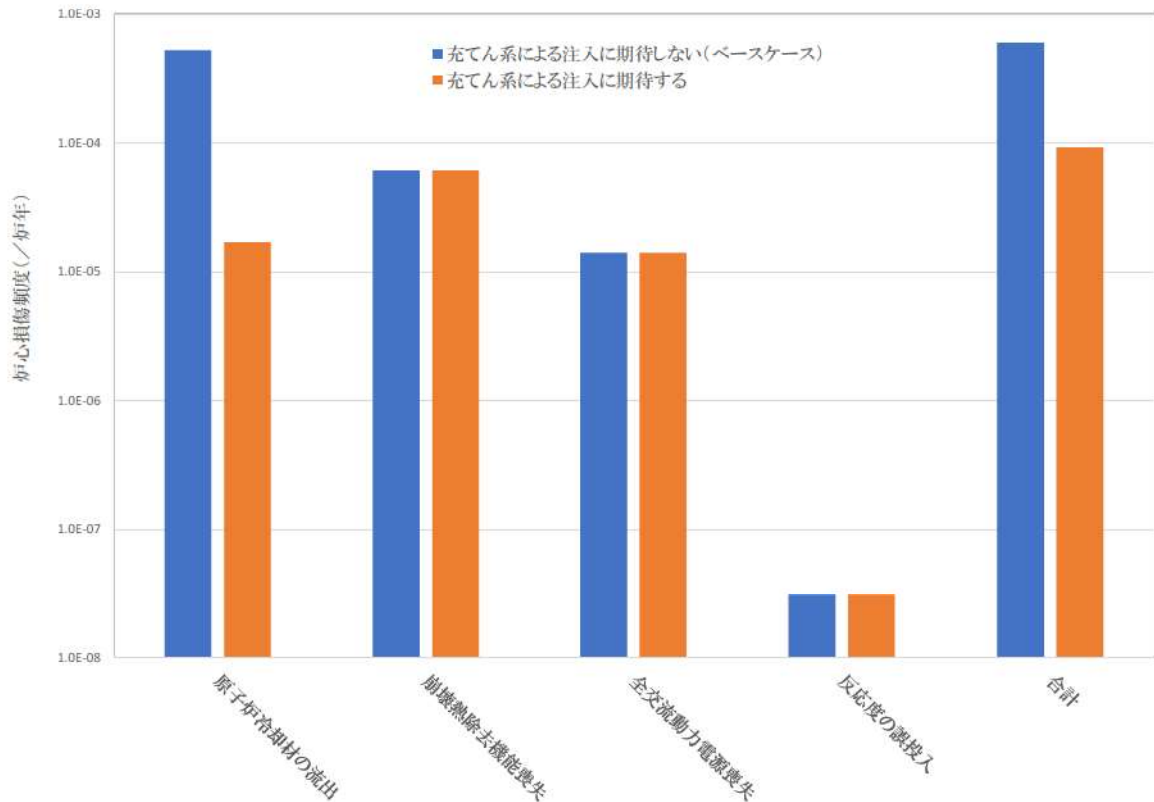
第3.1.2. h-6 (e) 図 不確実さ評価結果 (POS12の起因事象別)



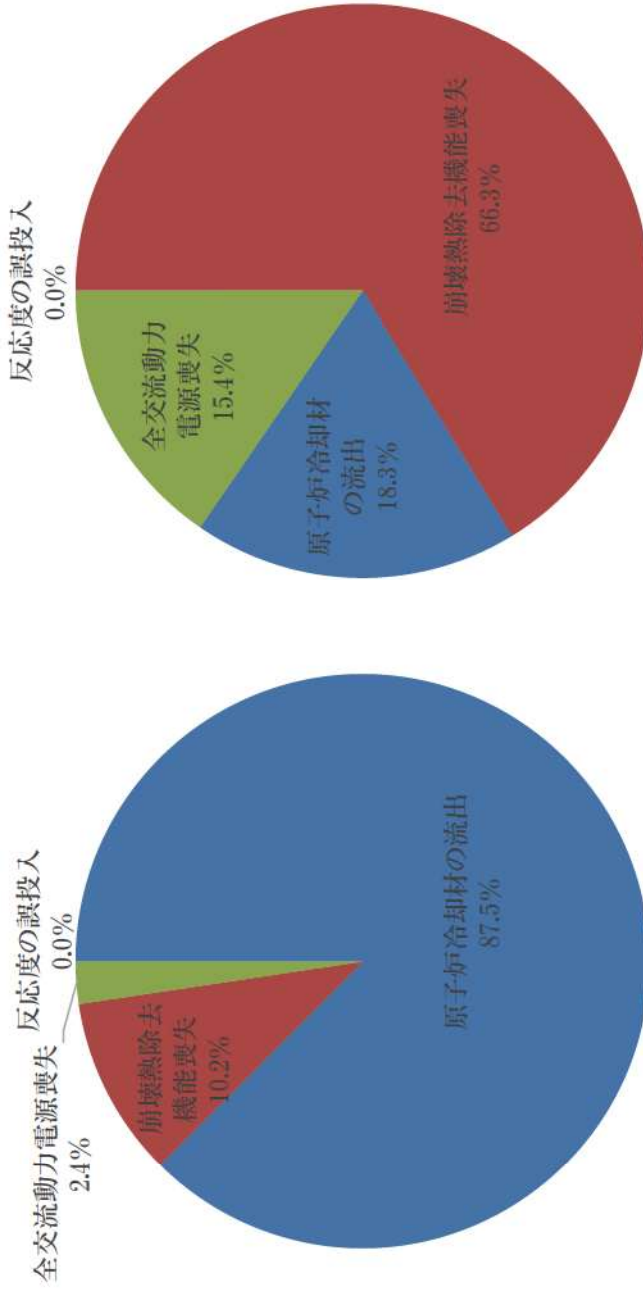
第3.1.2. h-6 (f) 図 不確実さ評価結果 (POS14の起因事象別)



第3.1.2. h-7図 不確かさ評価結果（事故シーケンスグループ別）



第3.1.2. h-8図 充てん注入の有無に関する感度解析結果（炉心損傷頻度の比較）



充電系による注入に期待する

充電系による注入に期待しない(ベースケース)

第3.1.2. h-9図 充電系による注入の有無に関する感度解析結果
(事故シナリオグループ別の寄与割合比較)

停止時 PRA において評価対象外とした POS の除外理由について

停止時 PRA において、高圧状態の POS (POS 3, POS11 及び POS13) については、重要事故シーケンス選定の観点からは、運転モードの違いによる待機機器の状態を考慮した上であっても、出力運転時 PRA に包絡できるとし、評価対象外としている。

また原子炉キャビティが満水状態の POS (POS 6 及び POS 8) については、十分な時間余裕があることから評価対象外としている。以下に各々の考え方について示す。

1. 高圧 POS (POS 3, POS11 及び POS13) を評価対象外とした理由

高圧状態の POS における事故進展について、非常用炉心冷却設備の自動作動が要求される LOCA 以外の事象は、非常用炉心冷却設備自動作動以外の非常用炉心冷却設備等の緩和設備は出力運転時 PRA と同じ状態であり、また原子炉が停止しているため起因事象発生時の発熱量が小さく事象進展が緩やかである点を考慮すると、出力運転時 PRA で包絡できると判断される(第1表参照)。

一方、LOCA については、非常用炉心冷却設備の自動起動に期待できず、発熱量は小さいものの手動起動する必要が生じるため、時間余裕及び人的過誤の観点で評価は厳しくなる可能性があるが、非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック前後で使用できる設備に相違がない(第2表参照)ことから非常用炉心冷却設備の起動方法(自動又は手動)にかかわらず抽出される事故シーケンスとしては出力運転時 PRA と同じものとなるため、重要事故シーケンスの抽出を目的とした PRA としては、出力運転時 PRA で包絡できる。

また、燃料損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS 注水機能喪失に分類される事故シーケンスは非常用炉心冷却設備による注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備自動作動信号のブロックの有無の影響はない。

以上より重要事故シーケンスの抽出の観点で高圧状態の POS である POS 3, POS11, POS13 については、出力運転時 PRA に含めることができると判断し、停止時 PRA においては定量評価の対象外とした。

第1表 起因事象ごとの高圧POSの包絡性

高圧POSにおいて 評価対象候補となる起因事象	高圧POSと出力運転時との違い	停止時PRAにおける扱い
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	非常用炉心冷却設備自動作動 信号がブロックされ、非常用 炉心冷却設備の自動起動に期 待できず、手動起動する必要 が生じる。	○非常用炉心冷却設備の起動方法にかかわらず、抽出される事 故シケンスとしては出力運転時と同じものとなる。 ○炉心損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能喪 失に分類される事故シケンスは非常用炉心冷却設備による 注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備自動作 動信号がブロックされているか否かは問題とならない。 以上より、重要事故シケンスの抽出の観点では、出力運転時 に含めることができると判断し、停止時の評価から除外した。
インターフェイスシステムLOCA	基本的に同じ (※1)	出力運転時で包絡される。
2次冷却系の破断	基本的に同じ (※1)	出力運転時で包絡される。
蒸気発生器伝熱管破損	基本的に同じ (※1)	出力運転時で包絡される。
原子炉補機冷却機能喪失	基本的に同じ (※1)	出力運転時で包絡される。
主給水流量喪失	基本的に同じ (※1)	出力運転時で包絡される。
外部電源喪失	基本的に同じ (※1)	出力運転時で包絡される。
過渡事象	基本的に同じ (※1)	出力運転時で包絡される。

(※1) 事象進展としては温度、圧力、崩壊熱等の観点から出力時より緩やかとなる。

第2表 非常用炉心冷却設備自動動作信号ブロック前後での緩和設備の待機状況

系統	各運転モードにおける所要の系統数		保安規定における運転上の制限 (令和2年12月8日認可)
	モード1 (出力運転時PRA) 出力運転状態	モード3 (含まれるPOS) POS3 POS11 POS13	
ディーゼル発電機	2基		第72条 モード1、2、3および4 (1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が制限値内にあること
原子炉補機冷却海水系	2系統		第67条 モード1、2、3および4 2系統が動作可能であること
原子炉補機冷却水系	2系統		第66条 モード1、2、3および4 2系統が動作可能であること
非常用炉心冷却系 (高压注入系)	2系統		第51条 モード1、2および3 (1) 高压注入系の2系統が動作可能であること (2) 低压注入系の2系統が動作可能であること
非常用炉心冷却系 (低压注入系)	2系統		第51条 モード1、2および3 (1) 高压注入系の2系統が動作可能であること (2) 低压注入系の2系統が動作可能であること
補助給水系	電動補助給水ポンプによる2系統 および タービン動補助給水ポンプによる1系統		第64条 モード1、2、3および4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合) (1) モード1、2および3において、電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること
原子炉格納容器 スプレイス	2系統		第57条 モード1、2、3および4 (1) 2系統が動作可能であること (2) よう素除去薬品タンクの薬品濃度および薬品溶液量が制限値内にあること

2. 原子炉キャビティ満水状態（POS 6 及び POS 8）を評価対象除外とした理由

原子炉キャビティ満水時において余熱除去系の故障又は電源等のサポート系の故障により冷却が停止した場合、原子炉キャビティ水の蒸発により通常水位からフランジレベルまで水位が低下するのに要する時間は、70 時間以上であり、PRA で用いている使命時間（24 時間）よりも十分に長い。また、機器の復旧や待機側の系統（※1）に期待する等のリカバリー操作にも期待できるため、燃料損傷に至る可能性は十分に小さい。

1 次冷却材流出事象においても、原子炉キャビティ満水時はミッドループ運転時と比較して 1 次冷却材水量が多く、余熱除去系の運転が阻害される 1 次系水位に至るまでの時間余裕が 24 時間より十分に長く（※2）、余熱除去機能が阻害される水位（ミッドループ水位以下）に至るまでに漏えい箇所を隔離し、余熱除去運転の継続に期待できる。

なお、原子炉キャビティ満水時に特有な 1 次冷却材流出事象としては、原子炉キャビティからの漏えい又はキャビティシール漏えいが考えられるが、これらの事象では原子炉容器フランジ面より下に 1 次冷却材水位が低下することがないため、余熱除去機能喪失には至らない。

以上より原子炉キャビティ満水状態の POS である POS 6 及び POS 8 については、燃料損傷に至るまでの時間余裕が十分であり、ミッドループ運転時の評価に包絡されることから、停止時 PRA の評価から除外している。

※1：保安規定では、原子炉キャビティ高水位状態では原子炉キャビティ水の残留熱除去への寄与を考慮して余熱除去系の要求が「1 系統以上が運転中であること」となっているが、実運用では原子炉キャビティ高水位状態においても余熱除去系 2 系統が動作可能な状態になっている。

※2：原子炉キャビティ満水時において流出の可能性が想定され、最も配管径が大きく流出流量が大きいと考えられる充てん抽出ラインを通じた漏えいについて、最大抽出流量（約 60m³/h）で冷却材が漏えいすると仮定しても、原子炉キャビティ水量は原子炉容器フランジ面より上部でも約 1,000m³ あるので、使命時間に対して十分な時間余裕がある。

停止時 PRA における反応度の誤投入の想定について

プラント停止中は1次冷却材のほう素濃度及び制御棒の挿入によって未臨界が維持されている。停止時の反応度の誤投入事象の要因としては、これら未臨界維持機能を低下させる制御棒の誤操作及びほう素の異常な希釈が考えられ、停止時 PRA では以下の3つの事象を想定している。

- (1) 制御棒の誤引き抜き
- (2) 原子炉起動時におけるほう素希釈時の外部電源喪失
- (3) 原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗

このうち、定量化の実施に際しては(1)、(2)をスクリーニングすることで、結果的に(3)の事象のみを対象として考慮しており、以下にその理由を示す。

(1) 制御棒の誤引き抜き

①原子炉起動時を除く定期事業者検査時

PWR の制御棒は炉心上部から自重で炉心に挿入される設計となっており、定期事業者検査時には制御棒が燃料に挿入された状態で維持されており、原子炉起動の数日前を除いて制御棒駆動装置がロックされているため、制御棒を駆動できる状態にはないことから、制御棒が炉心から引き抜かれることは考えにくい。

また、仮に全制御棒を引き抜いたとしても、実効増倍率が1を超えることはなく、臨界に至らない(※1)ことから、本評価の対象外とした。

※1 プラント停止中のほう素濃度は3,200ppm以上で維持される運用であるのに対し、原子炉設置許可申請書の評価対象炉心を基に包絡的に設定される冷温時の制御棒全引き抜き時の臨界ほう素濃度(LOCA時未臨界性評価用ほう素濃度)は2,750ppmであることから、臨界に至らないことが確認できる。

②原子炉起動時

原子炉起動操作は、事前に手順を検討した上で、十分な教育を受けた運転員が実施する。さらに、核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が作業とは独立に設けられているため、制御棒の誤引き抜きにより、起因事象が発生することは考えにくい。

また、起動時の臨界操作は、燃料取替え時のほう素濃度を維持した状態で制御バンクDを除く制御棒を全引き抜きとした後に希釈操作を行い、最後に制御バンクDの調整により臨界とする手順(図参照)である。制御バンクDの操作については、制御棒の引き抜きを行うたびに、中性子束を確認のうえ次のステップを開始する手順となっており、「中間領域中性子束高」信号により、制御棒の引き抜きを自動的に阻止するインターロックも設置されていることから、制御棒の誤操作により、大きな反応度が

添加されることはない。また、仮に誤操作により、中性子束が上昇した場合でも、複数の領域に設定された中性子束監視装置（NIS）からの原子炉トリップ信号により自動的に制御棒が落下し、燃料の健全性に影響を与えない範囲で十分な未臨界状態を達成できることから、本事象は停止時 PRA の対象外と判断した。

なお、通常時の定期事業者検査操作において臨界を達成した制御棒位置から制御棒 D を全引き抜きしたとしても、その反応度添加量はフィードバックを考慮しなくても、300pcm 程度であり、反応度事故となる反応度添加量（1ドル）の約 400pcm と比較して十分に小さい。

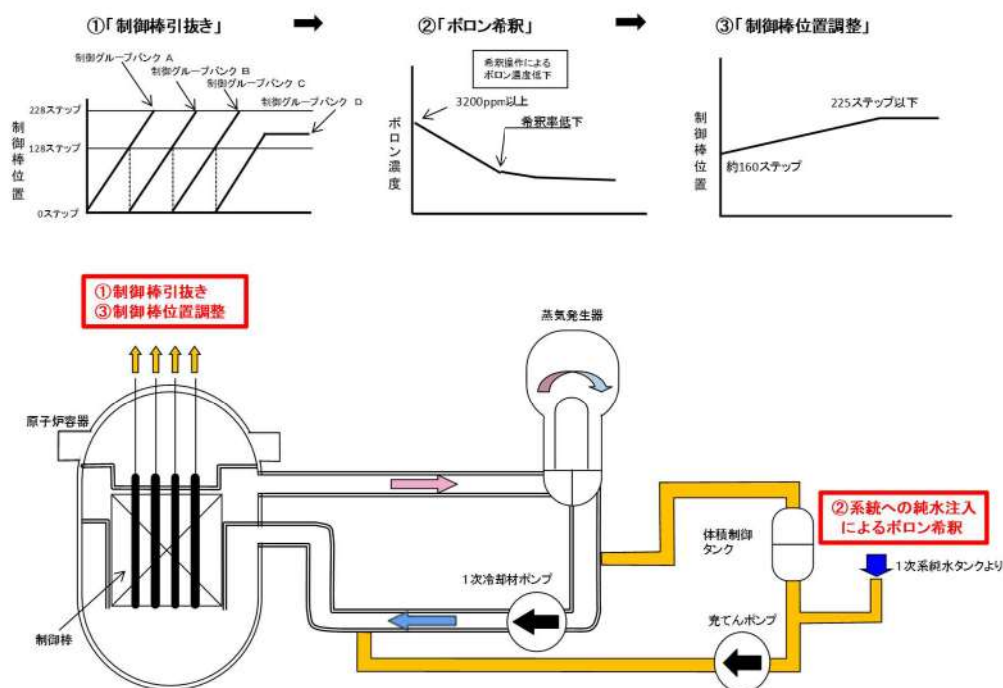


図 起動操作手順

(2) 原子炉起動時におけるほう素希釈時の外部電源喪失

起動時に原子炉冷却系のほう素濃度の希釈を実施している際に外部電源喪失が発生した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ、1次系補給水ポンプの電源が失われ、ほう素の希釈は一時停止する。この際に外部電源喪失に伴い希釈信号がリセットされることで1次系補給水ポンプが停止し、希釈ラインが自動閉止される設備となっており、ディーゼル発電機が起動し電源が復旧しても自動的に希釈は再開されない。

仮に、希釈信号のリセットに失敗して希釈が継続した場合は、1次冷却材ポンプが停止し十分なミキシングが行われない状態で、ブラックアウト信号で自動起動した充てんポンプにより原子炉冷却系配管内に純水塊（ほう素濃度の低い水塊）が形成され、外部電源復旧後、運転員が1次冷却材ポンプを再起動した際にこの純水塊が炉心に送り込まれることで反応度の投入が想定されるが、1次冷却材ポンプが停止している状態でも、原子炉冷却系内ではある程度のミキシングに期待できる可能性があり、現実

的な事象進展は厳しくないものと考えられる。

また、希釈時の外部電源喪失による反応度の誤投入については、希釈中の外部電源喪失事象の発生に加え、希釈信号のリセット失敗、さらに外部電源復旧後の1次冷却材ポンプの起動が重なった極めて稀な条件でのみ発生の可能性があり、発生確率は十分小さくなる (1×10^{-10} (／炉年) 未満) と考えられることから、本事象は本評価の対象外と判断した。

(3) 原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗

原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗について、THERP 手法を用いて評価した結果を以下に示す。

○手順書内操作

1. ほう素濃度の読取 (現在のほう素濃度の読取)
2. 希釈量の算出 (現在のほう素濃度と必要なほう素濃度に基づく純水補給量の算出)
3. 希釈量の設定 (1次系純水補給ライン流量積算制御器への入力)
4. 状態監視 (通常運転時は制御棒位置, 1次冷却材平均温度, 蒸気発生器熱出力, 軸方向出力偏差等の監視, 未臨界時は中性子源領域中性子束及び1次冷却材平均温度の監視)
5. 希釈停止 (希釈信号のリセット操作)

1～5に対してTHERP解析による評価を実施した結果、起因事象発生頻度は 3.1×10^{-8} (／demand) となった。

停止時PRAの起回事象に係る米国実績の調査及び適用性について

1. はじめに

今回実施した停止時PRAにおいて、起回事象発生頻度を評価するに当たり、国内で発生実績がない起回事象については、①発生件数を0.5件と仮定して国内PWRプラントの停止時間（余熱除去運転期間）で除する、又は②フォールトツリーによる信頼性解析により評価を行っている。

このうち、①で発生頻度を評価している起回事象は「原子炉補機冷却機能喪失」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」であり、これらを実評価する際には、日米で停止中の運用が異なることが考えられることから米国の実績は考慮していない。したがって、これらの事象について米国の実績を調査し、起回事象発生頻度評価への適用可能性について検討を行った。

2. 対象とした文献及び対象期間

対象文献：EPRI 1003113¹⁾, EPRI 1021176²⁾

対象期間：1994年以降※

※：EPRI 1003113では、1991年12月に発行されたNUMARC 91-06³⁾によって、事象発生頻度の傾向が1994年以前とそれ以降で大きく減少したことを分析している。また、NUMARC91-06の考え方が定期事業者検査の工程や運転要領書に反映されるのに数年を要したものと想定し、1994年以降の実績をベイズ更新のためのデータとして用いている。

わが国のプラントにおいても、NUMARC91-06の知見を参考にプラント停止時の保安管理を強化した経緯があるため、1994年以降の実績を調査対象とした。

- 1) EPRI1003113 “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000)”
- 2) EPRI1021176 “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009)”
- 3) NUMARC91-06 “Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management”

3. 調査結果

3.1 原子炉補機冷却機能喪失

(1) 発生実績

EPRI 1021176によると、1994年～2009年の期間中、停止時の補機冷却水の喪失に近い事象が1件発生している。

a. 調査結果事例

発生日：2003年4月28日

事象の概要：

1次冷却材ポンプ戻りライン上のフリーズシールの準備のため原子炉補機

冷却水隔離弁を閉止している際に、原子炉補機冷却水ポンプのサーベイランステストを同時に行ったところ、原子炉補機冷却水ポンプの再起動時に圧力スパイクが発生し、逃がし弁が開いた。その逃がし弁は期待されたように閉止せず、原子炉補機冷却水ポンプが停止した時に閉止した。運転員はリークが停止したことに気が付かず、原子炉補機冷却水システムインベントリ喪失に対する手順書に従い残りの原子炉補機冷却水ポンプを停止した。

(2) 起因事象発生頻度評価への適用性

国内PWRプラントにおいては、原子炉補機冷却水ポンプのサーベイランステストは行わず定期切替を行っており、調査結果事例のような事象が発生するとは考え難いため、起因事象発生頻度評価において米国の実績を統計データとして加えるのは適当でないと判断している。

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

(1) 発生実績

停止時PRAで想定している「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「オーバードレン」、「水位維持失敗」といった冷却材流出事象を起因に炉心露出に至る可能性があった実績を調査した結果、1次冷却系の水位低下が原因で余熱除去機能喪失に至った事例は0件であったが、1次冷却材の流出を止めるために余熱除去系を一時的に隔離した事例は11件あり、これらの事例はいずれもヒューマンエラーや手順書の不備等により発生した事象であることがわかった。

調査結果の例を以下に示す。

a. 調査結果事例1

発生日：1997年2月1日

事象の概要：

運転停止中において、残留熱除去系からほう酸水貯蔵タンクへ4000ガロン流出し、RCSレベルが5分間で30インチ低下した。原因は、残留熱除去系とほう酸水貯蔵タンク間のバルブを交換した際に、新しいバルブのアクチュエータが設計と逆方向に動作するように取り付けられており、本来「閉」となるべきところ「開」となっていたためであった。なお、水位低下を示す警報は無効となっていた。

(参考) 泊3号炉の状況：

機器の点検や交換後においては、当社社員立会いのもと試運転を実施し、動作確認する手順となっている。また、流出による水位低下に関してはRCS水位警報のみならず流出先の水位警報や漏えい警報によっても検知が可能である。したがって、泊3号炉において同様の事象が発生することは想定しがたい。

b. 調査結果事例 2

発生日：2001年4月2日

事象の概要：

モード4期間中、余熱除去-A系が原子炉停止時冷却系の一部として系統構成され、余熱除去ポンプが起動した後に、余熱除去-B系の安全弁が開となり、余熱除去系が1次冷却材系統から隔離されるまで再閉止しなかった。およそ500ガロンの水が加圧器逃がしタンクへ流出した。

原因は、余熱除去ポンプ起動時に、非凝縮性エアポケットの圧縮により圧力変動が起きたこと及び安全弁の設定圧力までほとんど余裕がなかったことであつた。

(参考) 泊3号炉の状況：

余熱除去系は水密状態で運転する運用となっているため、手順書どおりの操作がなされていれば空気だまりは発生しないと思われる。

また、余熱除去運転開始時は、圧力やポンプの状態等を監視しながら、

① 低圧抽出ライン弁を開とした後、低圧抽出ライン流量調節弁を徐々に開にし、余熱除去系を昇圧する

② 余熱除去ライン入口止め弁を「開」とし、余熱除去系の隔離を解除した後、余熱除去ポンプを起動する。

③ 余熱除去系全体をウォーミング

という手順で実施される。昇圧時の余熱除去系の圧力は抽出ライン非再生クーラ出口圧力制御弁により制御されている。また、余熱除去ライン入口止め弁はインターロックにより1次冷却材圧力2.75MPa以下で「開」が可能となる。いずれの圧力設定も安全弁設定値より十分低い。これらのことから、余熱除去ライン入口止め弁の開操作やポンプの起動等によって余熱除去系が急激に加圧され、安全弁が開となる事象が発生するとは考えにくい。

また、仮にこのような事象が発生しても、安全弁が動作した後に開固着とならなければ冷却材の漏えいは継続しない。以上から、泊3号炉において同様の事象は発生しないと考えられる。

(2) 起因事象発生頻度評価への適用性

シナリオとしては国内でも発生しうると考えられる。しかし、停止時の運用（例えば余熱除去系冷却開始時の手順や、手順書の整備状況等）、運転員の体制、技量（教育状況）の違いにより、発生頻度の傾向は異なると考えられること、また、上記に関する米国の情報量は十分でなく詳細は不明であり、特に停止時は定期事業者検査の考え方が日米で異なると考えられるため、米国の実績を統計データとして加えるのは適当でないと判断している。

4. まとめ

プラント停止時における米国の原子炉補機冷却機能喪失事象及び冷却材流出事象を調査した結果、国内では発生していないが米国では発生している事例が確認された。しかし、国内と海外ではプラント停止時の運用や手順が異なるため、米国のプラント停止期間中の実績を国内に適用するのは統計上適切でないと判断される。

オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について

停止時PRA起因事象で評価対象としたオーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度については、実績等を用いた算出が困難であるため論理モデルにより算出している。以下にその算出方法を示す。

(1) オーバードレン

1次系の水抜きによりRCS水位が所定の位置まで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低の警報が発令するも適切なリカバリー操作が実施できず水位低下が継続する確率を、論理モデルによるシステム信頼性解析を用いて算出した。

オーバードレンは、図に示す抽出ラインで発生することを想定し、以下のシナリオにより発生するものと仮定する。

- ① RCS水位が所定の位置まで低下
- ② 事象認知失敗（水位計の読取失敗）
- ③ ドレン停止操作失敗（抽出流量の調整失敗）
- ④ 警報発令後の事象認知失敗（警報の検知失敗）
- ⑤ 警報発令後のドレン停止操作失敗（抽出隔離失敗）

・機器故障確率

本解析で考慮する機器故障は、抽出ライン上の各空気作動弁の閉失敗である。この故障確率はシステム信頼性解析で使用しているNUCIAで公開されている国内故障率データを使用した。

- 空気作動弁の閉失敗：3.2E-04/d

・人的過誤確率

オーバードレンの操作に係わる人的過誤確率をTHERP手法により評価した。

- 事象認知失敗（水位計の読取失敗）：1.3E-03
- ドレン停止操作失敗（抽出流量の調整失敗）：7.9E-04
- 警報発令後の事象認知失敗（警報の検知失敗）：8.3E-04
- 警報発令後のドレン停止操作失敗（抽出隔離失敗）：8.6E-04

上記データを使用した定量化結果確率は4.1E-06となり、この確率に年あたりのRCS水抜き操作を行う頻度1.0/炉年を乗じたオーバードレンの発生頻度は以下となる。

$$F_{\text{オーバードレン}} = 4.1\text{E-}06 \times 1.0/\text{炉年} = 4.1\text{E-}06/\text{炉年}$$

(2) 水位維持失敗

RCS水位が所定のレベルまで到達した後は、充てん流量と低圧抽出流量をバランスさせ、その水位を維持することとなる。この水位維持状態から何らかの原因で水位が低下し、水位計の異常値に気付くも隔離に失敗し、さらに水位が下がり水位低の警報が発令するも適

切なりカバリー操作が実施できず水位低下が継続する確率を、論理モデルによるシステム信頼性解析を用いて算出した。

水位維持失敗は、図に示す抽出ラインで発生することを想定し、以下のシナリオにより発生するものと仮定する。

- ① RCS水位が所定の位置から低下
- ② 事象認知失敗（水位計の読取失敗）
- ③ ドレン停止操作失敗（抽出流量の調整失敗）
- ④ 警報発令後の事象認知失敗（警報の検知失敗）
- ⑤ 警報発令後のドレン停止操作失敗（抽出隔離失敗）

本解析で使用した機器故障／人的過誤確率データはオーバードレンと同様であり、定量化結果確率は4.1E-06となり、この確率に年あたりの水位低下事象が発生し得る頻度（保守的に1.0/炉年と仮定）を乗じた水位維持失敗の発生頻度は以下となる。

$$F_{\text{水位維持失敗}} = 4.1\text{E-}06 \times 1.0 / \text{炉年} = 4.1\text{E-}06 / \text{炉年}$$

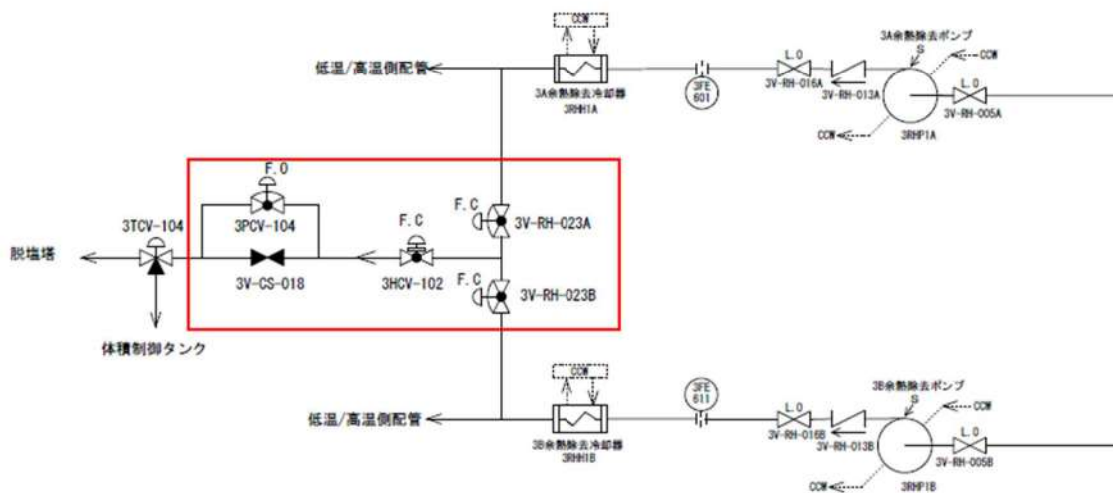


図 オーバードレン及び水位維持失敗の信頼性解析の評価範囲（抽出ライン）

崩壊熱を考慮した感度解析について

今回の停止時PRAでは、診断失敗（余熱除去系を手動起動する手順へのエントリ失敗）の余裕時間として1次冷却材の保有水量が最も少なく、かつ崩壊熱量が大きいPOS 5の時間余裕10分を用い、保守的にすべてのPOSに対して一律同じ値を設定したが、実際はPOSごとに崩壊熱及び1次系冷却材インベントリが異なり、RHR機能喪失までの時間余裕が異なることから、これらの影響を感度解析にて確認した。

1. 解析条件

下表に示す崩壊熱及び1次系冷却材インベントリデータを基に、1次系冷却材が沸騰するまでの時間余裕を算出した。

第1表 解析条件

	POS 4	POS 9	POS10	POS12
1次系冷却材保有水量(m ³)	約286	約105	約286	約286
崩壊熱* (kcal/hr)	1.80E+07	8.20E+06	7.73E+06	7.37E+06
余裕時間/沸騰時間 (hr)	1.5/2.1	0.4/0.5	1.5/8.9	1.5/9.4

※：重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価で使用した崩壊熱テーブルに基づく評価値。POS開始時点の崩壊熱とする。

得られた時間余裕から、THERPの信頼性曲線を使用してPOSごとに診断失敗確率を設定した。

POS 5（前半ミッドループ運転時）の診断失敗確率を適用しているPOS 4，9，10，12に対して、崩壊熱及び1次系冷却材インベントリを考慮した診断失敗確率をそれぞれ設定する。

第2表 各POSにおける診断失敗確率

POS	時間余裕 (min)	診断失敗確率
4	90	3.0E-06
5	10	3.0E-02
9	20	3.0E-03
10	90	3.0E-06
12	90	3.0E-06

2. 解析結果

解析結果を第3表に示す。起因事象の発生に診断失敗確率を考慮している余熱除去機能喪失及び緩和策で診断失敗確率を考慮している外部電源喪失に関する炉心損傷頻度が低下し、全炉心損傷頻度は約5%低下した。しかし、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与率が大半を占めること、POSごとの炉心損傷頻度がPOSの継続時間に依存するという傾向に対する影響はないことが確認できた。

第3表 起因事象別炉心損傷頻度（停止時PRAの崩壊熱感度解析結果）

プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 機能喪失	外部電源喪失	原子炉補機冷却 機能喪失	反応度の 誤投入	合計 (/炉年)
POS4 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	66.0	5.4E-05	—	—	7.3E-07 (3.8E-06)	1.5E-06 (2.6E-06)	1.5E-06	—	5.8E-05 (6.2E-05)
POS5 余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	121.1	9.9E-05	4.1E-06	4.1E-06	6.9E-06 (7.1E-06)	4.8E-06 (4.8E-06)	2.8E-06	—	1.2E-04 (1.2E-04)
POS9 余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	172.8	1.4E-04	4.1E-06	4.1E-06	2.7E-06 (1.0E-05)	4.3E-06 (6.9E-06)	4.0E-06	—	1.6E-04 (1.7E-04)
POS10 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	177.2	1.5E-04	—	—	1.9E-06 (1.0E-05)	4.1E-06 (7.1E-06)	4.1E-06	—	1.6E-04 (1.7E-04)
POS12 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	85.3	7.0E-05	—	—	9.2E-07 (5.0E-06)	2.0E-06 (3.4E-06)	2.0E-06	—	7.5E-05 (8.0E-05)
POS14 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号 ブロック解除以降)	37.1	—	—	—	—	—	—	3.1E-08	3.1E-08
合計 (/炉年)	—	5.1E-04	8.2E-06	8.2E-06	1.3E-05 (3.6E-05)	1.7E-05 (2.5E-05)	1.4E-05	3.1E-08	5.7E-04 (6.0E-04)
比率 (感度解析/ベースケース)	—	1.0	1.0	1.0	0.4	0.7	1.0	1.0	0.9

() はベースケースの炉心損傷頻度（変更箇所のみ記載）。ベースケースは余裕時間10分とした評価結果。

泊発電所3号炉
内部事象停止時レベル1 PRA イベントツリー

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー

水位維持失敗	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第2図 水位維持失敗イベントツリー

オーバードレン	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第3図 オーバードレンイベントツリー

余熱除去機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第4図 余熱除去機能喪失イベントツリー

外部電源喪失	非常用所内 交流電源	余熱除去系 による冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗
			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失

第5図 外部電源喪失イベントツリー

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第6図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

反応度の誤投入	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第7図 反応度の誤投入イベントツリー

人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について

停止時 PRA における人的過誤の評価結果にストレスファクタを追記したものを第 1 表から第 3 表に示す。

停止時 PRA におけるストレスファクタについては、出力運転時と同様の考え方に基づき以下のとおり設定している。

1. ストレスレベルの分類

ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR-1278) の THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) では、作業負荷等に応じて、4つのストレスレベルを分類し、それらの対応した補正係数(ストレスファクタ)を評価した。その詳細については、第3表に示す。

作業負荷が低い場合は注意力が散漫になり、逆に作業負荷が高い場合には人間の通常業務遂行能力の限界に近づいている又は超えている為にタスク遂行の妨害となるため、その作業に対する増倍係数を設定している。

なお、本評価では、異常時の事象の認知や操作方法は訓練されているため、補正係数は「熟練者」の値を選択する。また、運転員の操作内容は手順書に従った段階的操作であることから、各ストレスレベルの「段階的操作」を選択する。

2. ストレスファクタの設定の考え方

ストレスファクタについては、以下の考え方に基づき設定している。

① 起因事象発生前の人的過誤

特に高いストレスには至らないと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が適度(段階的操作)」のストレスファクタ1を設定。

② 起因事象発生に係わる人的過誤

通常の場合については、特に高いストレスには至らないと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が適度(段階的操作)」のストレスファクタ1を設定。

通常の場合に失敗して警報が発令した後の操作については、異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷がやや高い(段階的操作)」のストレスファクタ2を設定。

③ 起因事象発生後の人的過誤

異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷がやや高い(段階的操作)」のストレスファクタ2を設定。

上記の考え方に基づき、以下のとおりストレスファクタを設定した。

(1) 起因事象発生前の人的過誤のストレスファクタ(第1表)

起因事象発生前の人的過誤に対して、事故が発生していないときの操作であり、

特に高いストレスは発生していないと考えられるため、本評価では、ストレスレベル「作業負荷が適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定した。

(2) 起回事象発生に係わる人的過誤のストレスファクタ（第2表）

起回事象発生に係わる人的過誤のうち、通常の実作については、事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスは発生していないと考えられるため、本評価では、ストレスレベル「作業負荷が適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定した。

起回事象発生に係わる人的過誤のうち、通常の実作に失敗して警報が発令した後の操作については、異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、本評価では、ストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定した。

(3) 起回事象発生後の人的過誤のストレスファクタ（第3表）

起回事象発生後の操作失敗に対しては、異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、本評価では、基本的にストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定した。

なお、起回事象発生後の診断過誤に対してはストレスファクタは設定していない（起回事象発生後の診断過誤の過誤確率及び EF は、NUREG/CR-1278 に記載されている固定値を設定する手法を採用したため）。

第1表 起因事象発生前の人的過誤のストレスファクタ

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	備考
弁/ダンパの操作忘れ	1	1.0E-02	30	事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定

第2表 起回事象発生に係わる人的過誤のストレスファクタ

起回事象発生後の人的過誤	ストレス ファクタ	過誤確率 (平均値)	EF	備考
水位計の読取失敗	1	1. 3E-03	4	ミッドループ運転の目標水位に到達した際に水抜きを停止する通常の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定
ドレン停止操作失敗	1	7. 9E-04	7	
警報発令後の事象認知失敗	2	8. 3E-04	4	ミッドループ運転の目標水位に到達した際に水抜きを停止する通常の操作に失敗して警報が発令した後の操作であり、異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定
警報発令後のドレン停止操作失敗	2	8. 6E-04	8	
ほう酸濃度読取失敗	1	6. 4E-05	6	プラント起動時に目標レベルまでほう酸濃度を希釈する通常の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定
希釈量の算出失敗	1	1. 6E-04	8	
希釈量の設定失敗	1	1. 7E-05	18	
状態監視失敗	1	8. 0E-05	5	
希釈停止失敗	1	5. 0E-05	9	

第3表 起因事象発生後の人的過誤のストレスファクタ

起因事象発生後の人的過誤	ストレス ファクタ	過誤確率 (平均値)	EF	備考
起因事象発生後の診断失敗	—	3.0E-02	10	ストレスファクタは設定していない。 (起因事象発生後の診断過誤の過誤確率及びEFは、 NUREG/CR-1278に記載されている固定値を設定する手法 を採用)
弁/補機の操作失敗	2	1.0E-03	30	異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考え られるため、ストレスファクタ2を設定

第4表 ストレスと熟練度による補正係数*

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	x2	x2
2.	作業負荷が適度 (段階的操作)	x1	x1
3.	作業負荷が適度 (動的操作)	x1	x2
4.	作業負荷がやや高い (段階的操作)	x2	x4
5.	作業負荷がやや高い (動的操作)	x5	x10
6.	作業負荷が極度に高い (段階的操作)	x5	x10
7.	作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	0.25 (EF=5)	0.50 (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。

※原子力発電所の停止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）：2010 表 I.4 より

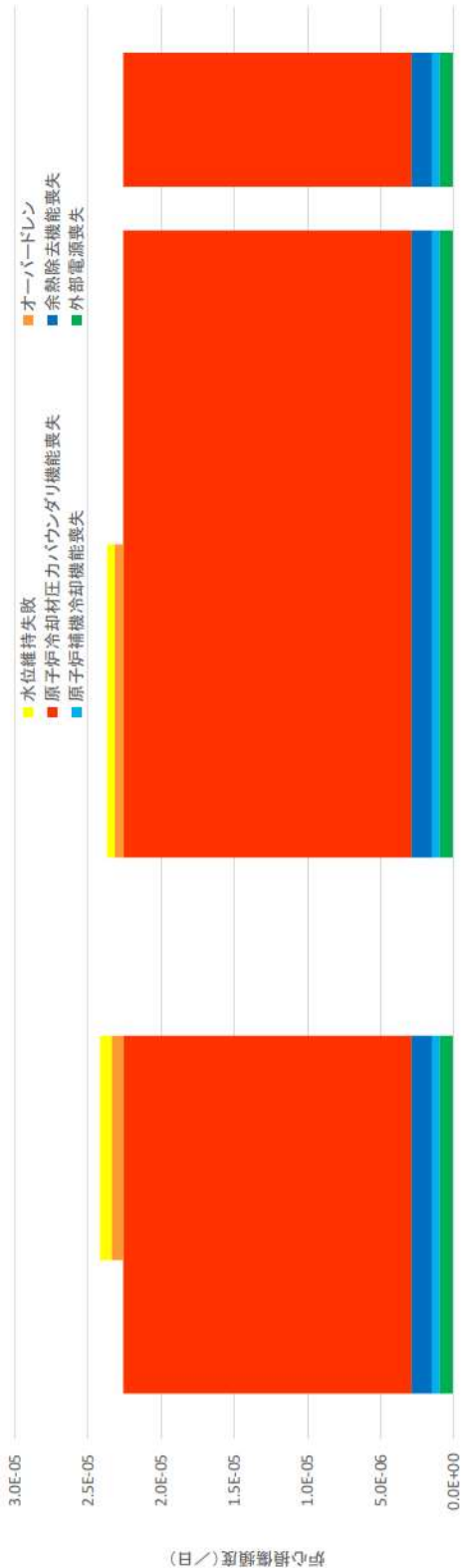
POS 別の炉心損傷頻度（日当たり）について

本評価における、POS 別の日当たりの炉心損傷頻度を図に示す。

POS 別の日当たりの炉心損傷頻度では、オーバードレンと水位維持失敗を評価対象としている POS 5, POS 9 の炉心損傷頻度が、オーバードレンと水位維持失敗を評価対象としていない POS 4, POS10, POS12 に比べて高くなっている。

また、起因事象別の日当たり炉心損傷頻度の内訳においては、起因事象発生後の緩和策に期待していない、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が大きくなっている。

なお、高温停止中（POS 3, POS11, POS13）と燃料取替期間中（POS 6, POS 7, POS 8）は評価対象外のため図示していない。



累積日数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10 ~ 38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	
POSの分類	3	4	4	4	5	5	5	5	5	6,7,8	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	11	11	12	13		
日数	1	3	3	3	5	5	5	5	5	29	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	
定期事業者検査 主要工程	高温 停止	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	燃料取り出し、装荷	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	余熱除去運転	
代表水位	一次冷却系満水	一次冷却系満水	一次冷却系満水	一次冷却系満水	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	原子炉上部 キャビティ満水	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	ミッドループ	
崩壊熱 除去	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-A	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	評価対象外	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	RHR-B	
サポート系	ディーゼル 発電機	A	A	A	A	A	A	A	A	評価対象外	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	
	原子炉 補機	B	B	B	B	B	B	B	B	評価対象外	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
	冷却海水 ポンプ	C	C	C	C	C	C	C	C	評価対象外	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C	C
	原子炉補機 冷却水 ポンプ	D	D	D	D	D	D	D	D	評価対象外	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D

図 POS別の日当たりの炉心損傷頻度

システム信頼性解析の結果について

泊3号炉停止時PRAにおけるシステム信頼性評価結果について、以下に、①「外部電源喪失以外」及び②「外部電源喪失」の起因事象における、代表的なFTの非信頼度の差の要因を述べる。

1. 外部電源喪失時に非信頼度が増加しているシステム

(1) 余熱除去系による冷却

①非信頼度： 3.6×10^{-2}

システムの状態：待機中

電源として外部電源及びディーゼル発電機が使用可能

②非信頼度： 7.1×10^{-2}

システムの状態：待機中

電源としてディーゼル発電機のみ使用可能

【差とその要因】

余熱除去系の運転／待機状態及び電源状態の違いにより非信頼度に差が生じている。A系及びB系による冷却に期待可能な②はB系のみによる冷却に期待可能な①に比べて非信頼度が減少する一方、ディーゼル発電機のみが使用可能である②は外部電源及びディーゼル発電機が使用可能である①に比べて非信頼度が増加する。結果として全体としては非信頼度が増加する。

なお、①は運転中のA系が故障し待機中のB系の冷却にも失敗することで発生する起因事象「余熱除去機能喪失」の評価において考慮しているシステムである。

3.2 外部事象 PRA

3.2.1 地震 PRA

外部事象地震レベル1 PRA（以下、「地震 PRA」という。）は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下、「地震 PSA 学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 3.2.1-1 図に示す。なお、今回の地震 PRA では、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。（補足 3.2.1-1）

3.2.1.a 対象プラントと事故シナリオ

① 対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント関連情報の収集・分析

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

(2) 地震 PRA において考慮する緩和機能(系統)の概要

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

(3) 地震に対する特徴

内部事象 PRA に対する地震 PRA の特徴は以下の通りである。（補足 3.2.1.a-7）

- ・タービンバイパス系等の耐震重要度 B 又は C クラスの設備は基本的には期待しない。ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要となる設備は評価対象とする。
 - ・安全補機に関わる空調系
 - ・空調用冷水系
- ・地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とする。
- ・複数基同時被災の影響を考慮し、隣接号機からの電源融通（高圧電源融通）に期待しない。
- ・事故シーケンス評価における起因事象に関しては、複数の建屋・構築物、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時損傷することによる様々な起因事象を合理的に処理するために、成功基準の観点からグループ化を行った上で、プラントへの影響が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成している。

(4) プラントウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得すること及び検討したシナリオの妥当性を確認することを目的として、地震 PRA の観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について確認した。評価対象機器選定フローを第 3.2.1.a-1 図に、評価結果の例を第 3.2.1.a-2 図に示す。(補足 3.2.1.a-1, 補足 3.2.1.a-2, 補足 3.2.1.a-3)

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

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

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

(5) 今回実施した地震 PRA の前提条件等について

今回実施した地震 PRA について、主な留意点を以下に示す。

a. 評価の前提条件について

- ・評価地震動範囲は 0.2G~1.5G (解放基盤表面上の加速度) とする。
- ・津波及び地震随伴の火災、溢水が建屋、機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみ評価する。

b. 地震の影響について

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

②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、事故シナリオを設定した。事故シナリオの選定に当たっては、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つながる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。

なお、地震 PRA の対象範囲は、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」(地震加速度 0.2G 以上) とした。

抽出した事故シナリオについて、炉心損傷につながる可能性を定性的又は定量的に判断してスクリーニングを行い、事故シナリオの明確化を行った。事故シナリオ

に対するスクリーニング結果を第 3.2.1.a-2 表に示す。事故シナリオのスクリーニングについては、これまでに決定論的に評価されている情報又は運用面での対策・対応に関する情報に基づき判断している。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を第 3.2.1.a-3 図に示すフローを用いて実施し、以下の起因事象を選定した。(補足 3.2.1.a-4, 補足 3.2.1.a-5, 補足 3.2.1.a-6)

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

これらの起因事象と内部事象 PRA でグループ化した起因事象の関係を整理し、地震特有の起因事象を分類した。分類した結果を第 3.2.1.a-3 表に示す。

これらの結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係る SSC を抽出し、地震 PRA で対象となる建屋・機器リストを作成した。第 3.2.1.a-4 表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第 3.2.1.a-5 表にリストを示す。

3.2.1.b 確率論的地震ハザード

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

① 確率論的地震ハザード評価の方法

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

② 確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルとしては、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

敷地から 100km 程度以内にある地質調査結果に基づく断層並びに「[新編]日本の活断層」*2 に掲載されている确实度Ⅰ及びⅡの活断層を特定震源としてモデル化した。敷地周辺の活断層分布及び主要活断層の震源モデルの諸元を第 3.2.1.b-1 図及び第 3.2.1.b-1 表に示す。

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原（1991）*8 及び垣見ほか（2003）*9 の領域区分に基づき、サイトから半径 200km 以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値を基に設定した。第 3.2.1.b-2 図に萩原（1991）及び垣見ほか（2003）による領域区分の図を示す。

(2) 地震動伝播モデルの設定

地震動伝播モデルとしては、Noda et al.（2002）*10 による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無及び観測記録に基づいた補正の有無を考慮した。

(3) ロジックツリーの作成

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

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ハザード曲線を第 3.2.1.b-4 図に、震源ごとのハザード曲線を第 3.2.1.b-5 図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.2.1.b-6 図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第 3.2.1.b-7 図に示す。基準地震動 S_{s1} の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、10⁻⁵ 程度となっている。また、基準地震動 S_{s2-1}～S_{s2-5} の年超過確率は、基準地震動 S_{s1} を超過する周期帯で 10⁻⁴～10⁻⁵ 程度、基準地震動 S_{s3-1}～S_{s3-5} の年超過確率は、10⁻⁴～10⁻⁶ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの平均ハザード曲線を第 3.2.1.b-8 図に示す。

(3) フラジリティ評価用地震動

応答解析に基づく方法に用いるフラジリティ評価用地震動は第 3.2.1.b-9 図に示す一様ハザードスペクトルの形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性は Noda et al. (2002) に基づき、地震規模 $M=8.2$ 、等価震源距離 $X_{eq}=107\text{km}$ として設定した。

(参考資料)

- *1 日本原子力学会 (2015)：日本原子力学会標準，原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015，一般社団法人 日本原子力学会
- *2 活断層研究会編 (1991)：[新編]日本の活断層 分布図と資料，東京大学出版会
- *3 松田時彦 (1975)：活断層から発生する地震の規模と周期について，地震 第 2 輯，第 28 巻，269-283
- *4 武村雅之 (1998)：日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—，地震，第 2 輯，第 51 巻，211-228
- *5 入倉孝次郎・三宅弘恵 (2001)：シナリオ地震の強震動予測，地学雑誌，110，849-875
- *6 武村雅之 (1990)：日本列島およびその周辺地域におこる浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係，地震，第 2 輯，第 43 巻，257-265
- *7 大竹政和，平朝彦，太田陽子 (2002)：日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス，東京大学出版会
- *8 萩原尊禮編 (1991)：日本列島の地震 地震工学と地震地体構造，鹿島出版会
- *9 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博 (2003)：日本列島と周辺海域の地震地体構造区分，地震，第 2 輯，第 55 巻
- *10 S.Noda, K.Yashiro, K.Takahashi, M.Takemura, S.Ohno, M.Tohdo and T.Watanabe (2002)：RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering. Oct.16-18, Istanbul, 399-408
- *11 中田高・今泉俊文編 (2002)：活断層詳細デジタルマップ，東京大学出版会
- *12 地震調査委員会 (2013)：「今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013 年における検討結果～」，地震調査研究推進本部

追而【地震ハザード評価結果を反映】

3.2.1.c 建屋・機器フラジリティ

3.2.1.c-1 建屋フラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第 3.2.1. a-5 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋、A 1、A 2 - 燃料油貯油槽タンク室及び B 1、B 2 - 燃料油貯油槽タンク室とした。各建屋の概要をそれぞれ第 3.2.1. c-1-1 図～第 3.2.1. c-1-5 図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

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

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を用いた。評価手法は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とする。（補足 3.2.1. c-1, 補足 3.2.1. c-3）

③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

(1) 考慮する不確かさ要因

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

(2) 損傷評価の指標

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

(3) 地震動強さの指標

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

④フラジリティ評価における耐力情報

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

⑤フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく非線形地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震 PSA 学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん

断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

(1) 入力地震動

入力地震動は、フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍した地震動を解放基盤表面で定義した（最大 3,000Gal）。

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

泊発電所 3 号炉の各建屋の材料物性値をそれぞれ第 3.2.1.c-1-3 表～第 3.2.1.c-1-7 表に、原子炉建屋周辺の地盤物性値を第 3.2.1.c-1-8 表に示す。地震応答解析に用いる現実的な物性値は、地震 PSA 学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第 3.2.1.c-1-9 表に示す。

地震応答解析モデルは、主要な耐震壁を曲げ・せん断部材に置換し、重量を各階床位置に集中させた質点系モデルを用いた。各建屋の地震応答解析モデルを第 3.2.1.c-1-6 図～第 3.2.1.c-1-10 図に、各建屋の地震応答解析モデル諸元を第 3.2.1.c-1-10 表～第 3.2.1.c-1-19 表に示す。

(3) 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第 3.2.1.c-1-9 表に示す F_c 、 V_s 及び h の 3 つの主変動パラメータに対して 2 点推定法で得られた 2 つのサンプル点をすべて組み合わせ、 $2^3=8$ ケースの解析を実施した。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースをそれぞれ第 3.2.1.c-1-20 表及び第 3.2.1.c-1-21 表に示す。

(4) 現実的応答

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

⑥ 建屋のフラジリティ評価結果

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

建屋のフラジリティ曲線は、各建屋を構成する要素のうち、入力レベル 3,000Gal の際に損傷確率が最大となる要素を対象として算出することとした。

各建屋のフラジリティ曲線を第 3.2.1.c-1-11 図～第 3.2.1.c-1-13 図に示す。また、信頼度 50%での 50%損傷確率（加速度中央値）及び HCLPF について第 3.2.1.a-5 表に示す。なお、A 1、A 2－燃料油貯油槽タンク室及び B 1、B 2－燃料油貯油槽タンク室については、入力レベル 3,000Gal においても損傷確率が極

めて小さかったことからフラジリティ曲線を算出していない。

3.2.1. c-2 屋外重要土木構造物のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象

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

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

(2) 損傷モード及び部位の設定

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

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とする。（補足 3.2.1. c-1, 補足 3.2.1. c-3）

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

③フラジリティ評価上の主要な仮定

(1) 考慮する不確かさ要因

β_r と β_u については、地震 PSA 学会標準等に基づき評価する。

(2) 損傷評価の指標

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

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

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

④フラジリティ評価における応答解析

(1) 入力地震動

入力地震動は，フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍したものととした（最大4,400Gal）。

(2) 地震応答解析手法

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

(3) 変動因子

フラジリティ評価においては，屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる，地盤の初期せん断剛性 G_0 ，コンクリートの圧縮強度 F_c の2つの変動因子を考慮する。第3.2.1.c-2-1表に考慮した変動因子の考え方を示す。

(4) 損傷確率

損傷確率は一次近似二次モーメント法を用いて算定する。

⑤ 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各入力レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線と HCLPF を算出する。屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-3図に示す。また，信頼度50%での50%損傷確率及び HCLPF について第3.2.1.a-5表に示す。

3.2.1.c-3 機器のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象は，3.2.1.a.②項で作成した建屋・機器リストに記載されたものとする。損傷モードは，構造損傷と機能損傷に分類し，評価対象機器の要求機能を踏まえて適切に設定する。

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

なお，構造強度に関する評価では，機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要

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

② フラジリティの評価方法の選択

フラジリティの評価方法は、「現実的耐力と現実的応答による方法（以下、「応答解析に基づく方法」という。）」、「現実的耐力と応答係数による方法（以下、「原研法」という。）」、「耐力係数と応答係数による方法（以下、「安全係数法」という。）」の中から「安全係数法」を選択した。（補足 3.2.1. c-1）

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

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

なお、「安全係数法」は米国において、評価手法として提案され^{*13}、約 40 プラントでの評価実績がある^{*14-16}。（補足 3.2.1. c-2）

③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

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

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

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

ε_u ：中央値に対する認識論的な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 及び ε_u からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。

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

ここで、

F：安全係数（裕度）

A_d：基準地震動の最大地動加速度

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

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する安全係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する安全係数}}$$

応答に関する安全係数 耐力に関する安全係数

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

ここで、

F_{EC}：機器の耐力係数

F_{ER}：機器の応答係数

F_{SR}：建屋の応答係数

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

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

耐力係数 F_{EC}、機器応答係数 F_{ER} 及び建屋応答係数 F_{SR} は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、さらにいくつかの係数から構成されている。また、これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、すべて対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第 3.2.1.c-3-1 表に示す。

機器の耐力係数：F_{EC}

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

ここで、

F_s：強度係数

F_μ：塑性エネルギー吸収係数

機器の応答係数： F_{ER}

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

ここで、

F_{ESS} ：スペクトル形状係数

F_D ：減衰係数

F_{EM} ：モデル化係数

F_{EMC} ：モード合成係数

建屋の応答係数： F_{SR}

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

ここで、

F_{SS} ：入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_{δ} ：建屋の減衰に関する係数

F_M ：建屋のモデル化に関する係数

F_{NL} ：建屋の非線形応答に関する係数

ここで、建屋の応答係数について、第 3.2.1.c-3-2 表の値を使用する。

④フラジリティ評価における耐力情報

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

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

⑤フラジリティ評価における応答情報

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

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

⑥機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第 3.2.1.a-5 表に示す。

機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「大型機器」、「静的機器」、「動的機器」、「電気盤・計装」及び「配管」の5グループに分類した。

5グループの分類の考え方については以下のとおり。

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

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

動的機器：ポンプ，内燃機関，電動弁等の動的機器の機能損傷

電気盤・計装：電気盤，計装品等の電氣的機器の機能損傷

配管：配管・弁等の構造損傷

また、グループごとに代表機器を FV 重要度より抽出し、その評価の具体例を以下に示す。

(1) 大型機器（1次冷却材ポンプ）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：1次冷却材ポンプ
- ・設置位置：原子炉格納容器 T.P. 17.8m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 550Gal (S_{s1})
- ・評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）
- ・評価対象部位：上部支持構造物
- ・評価応力：組合せ応力

第3.2.1.c-3-3表に、1次冷却材ポンプ上部支持構造物の耐震評価結果を示す。

第3.2.1.c-3-3表を基にフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

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

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、 σ_C ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時発生応力

σ_N ：通常運転時応力

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

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

本係数は，塑性変形によるエネルギー吸収による裕度を評価するものである。

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

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

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

ここで， μ ：塑性率=3.0（鋼構造）

また，不確かさは次式により算定する。

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

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

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価

本係数は，設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり，次式により評価する。なお，スペクトル形状係数の概念図を第3.2.1.c-3-1図に示す。

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

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

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 減衰係数 F_D の評価

本係数は、現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1.c-3-2 図に示す。

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) モデル化係数 F_{EM} の評価

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

本機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、本機器の耐震評価は建屋連成解析モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさは、建屋応答係数に含まれるため、本係数では考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} の評価

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1.c-3-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

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

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

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

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

本機器については1次固有周期での比を適用する。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

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

・建屋の減衰に関する係数 F_δ の評価

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

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

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

β_u は、地震 PSA 学会標準に基づき 0.00 とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

・建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

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

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

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

β_u は、国内文献*¹⁷に基づき 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

・建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

本係数は、建屋の非線形応答が機器入力に与える保守性及び不確実さを評価す

るものである。

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-4 表に示す。これらの結果より、1 次冷却材ポンプのフラジリティ加速度の中央値 A_n 、その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1. c-3-4 図に示す。

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

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

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

(2) 静的機器（余熱除去冷却器）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：余熱除去冷却器
- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 4.1m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛構造
- ・ 評価地震動：最大加速度 550Gal (S_{S1})
- ・ 評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）
- ・ 評価対象部位：胴板
- ・ 評価応力：一次応力

第 3.2.1. c-3-5 表に、余熱除去冷却器の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-5 表を基にフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

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

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、

σ_c : 限界応力の中央値

σ_T : 地震時発生応力

σ_N : 通常運転時応力

評価対象部位である胴板の材質 (SGV410) から、限界応力として「設計・建設規格」の第 I 編付録材料図表 Part5 の引張応力 $S_u = 373 \text{ N/mm}^2$ (最高使用温度 95°C) を採用する。

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

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

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

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

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

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = 5.26, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.06$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

胴板の塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 減衰係数 F_D の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) モデル化係数 F_{EM} の評価

機器の解析モデル化は妥当であり，中央値に相当すると考える。

また，本機器の耐震評価は，1質点系モデルを用いて行われており，不確かさは考慮しない。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} の評価

本機器は1質点系モデルであるため，本係数及び不確かさは考慮しない。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価

建屋応答に関する各係数は，第3.2.1.c-3-2表に示す原子炉補助建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

本係数及び不確かさは，原子炉補助建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し，以下の値とする。

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・建屋の減衰に関する係数 F_δ の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

・建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

・建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

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

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-6表に示す。これらの結果より，余熱除去冷却器のフラジリティ加速度の中央値 A_n ，その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及び HCLPF は，以下の通りとなる。

また，フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-5図に示す。

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

(3) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：内燃機関（ディーゼル発電機）
- ・ 設置位置：ディーゼル発電機建屋 T.P. 10.3m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛構造
- ・ 評価地震動：最大加速度 620Gal (S_s3-4)
- ・ 評価項目：機能損傷（動的機能）

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

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

- ・ 機能維持確認済加速度：
水平方向 10.7m/s²，上下方向 9.80m/s² → SRSS = 14.51m/s²

a. 機器の耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

本係数は下記の式で算出する。

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

・ 損傷加速度中央値について

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

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

[β 設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPF は次式により評価される。

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

上式より、

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

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

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

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

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

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

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{20.18}{7.409} = 2.72$$
$$\beta_r = 0.10, \beta_u = 0.10$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

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

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

b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 減衰係数 F_D の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(c) モデル化係数 F_{EM} の評価

機器の解析モデル化は妥当であり，中央値に相当すると考える。

また，本機器の耐震評価は，1質点系モデルを用いて行われており，不確実さは考慮しない。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} の評価

本機器は1質点系モデルであるため，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価

建屋応答に関する各係数は，第3.2.1.c-3-2表に示すディーゼル発電機建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

本係数及び不確実さは，ディーゼル発電機建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し，以下の値とする。

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・ 建屋の減衰に関する係数 F_δ の評価

本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

・ 建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

・ 建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

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

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-8表に示す。これらの結果より，内燃機関のフラジリティ加速度の中央値 A_u ，その不確実さ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及び HCLPF は，以下の通りとなる。

また，フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-6図に示す。

$$A_u=1.63 \text{ (G)}$$

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

(4) 電気盤・計装（パワーコントロールセンタ）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：パワーコントロールセンタ
- ・設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 550Gal (S_{s1})
- ・評価項目：機能損傷（電氣的機能）

第 3.2.1. c-3-9 表に、パワーコントロールセンタの耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-9 表を基にフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数 F_{RC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_S の評価

F_S は下記の式で算出する。

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

・損傷加速度中央値について

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

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、 β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確実さは最低でも $\beta_r = 0.11$, $\beta_u = 0.17$ 程度と考えられる。

したがって、パワーコントロールセンタの損傷加速度中央値は、 β 設定法に基づき以下の通りとなる。

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

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

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

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

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

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

b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価

本評価では床応答の振幅による余裕は、保守的に考慮していないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 減衰係数 F_D の評価

本機器の設計用減衰定数と減衰定数の中央値での応答値の比は、下記の Newmark 応答倍率式^{*18}を用いる。

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

ここで、 h : 減衰定数 (%)

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

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

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

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.22, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.10$$

(c) モデル化係数 F_{EM} の評価

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、本機器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} の評価

本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価

建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-3-2表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

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

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・ 建屋の減衰に関する係数 F_δ の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

・ 建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

・ 建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

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

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-10表に示す。これらの結果より、パワーコントロールセンタのフラジリティ加速度の中央値 A_n 、その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-7図に示す。

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

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

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

$$= 2.01 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.27)]$$

$$= 0.90 \text{ (G)}$$

(5) 配管（一般代表弁）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：一般代表弁（高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁）
- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 T. P. 11. 1m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：柔構造（当該弁を含む配管）
- ・ 評価地震動：最大加速度 550Gal（S_{s1}）
- ・ 評価項目：機能損傷（動的機能）

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

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

a. 機器の耐力係数 F_{RC} の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

本係数は下記の式で算出する。

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

- ・ 損傷加速度中央値について

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

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、 β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

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

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

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

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

$$= 83.16 \times \exp[1.65 \times (0.10 + 0.10)]$$

$$= 115.67 \text{ m/s}^2$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

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

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

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

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

b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価

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

(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 減衰係数 F_D の評価

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.10$$

(c) モデル化係数 F_{EM} の評価

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(d) モード合成係数 F_{EMC} の評価

本機器はスペクトルモーダル解析を行っているため、モード合成法に関する本係数及び不確かさは海外文献*13に基づき以下の値とする。

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

c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1.c-3-2 表に示す原子炉補助建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価

本係数及び不確かさは、原子炉補助建屋の 1 次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。

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

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・ 建屋の減衰に関する係数 F_δ の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

・ 建屋のモデル化に関する係数 F_M の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

・ 建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} の評価

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

本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1-c-3-12 表に示す。これらの結果より、一般代表弁のフラジリティ加速度の中央値 A_n 、その不確かさ $\beta_r \cdot \beta_u$ 及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1.c-3-8 図に示す。

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

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

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_n \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 3.13 \times \exp[-1.65 \times (0.27 + 0.26)] \\ &= 1.34 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(参考資料)

- *13 : R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, "Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies", Nuclear Engineering and Design 79(1984)
- *14 : R. Kassawara. EPRI Report 1003121. "Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations", Electric Power Research Institute. December 2001
- *15 : Westinghouse Electric Company. "AP-1000 Design Control Document", December 2011
(年・月は、AP1000 標準設計認証修正版の NRC 認可時期を示す)
- *16 : General Electric (GE) Nuclear Energy, "ABWR Design Document", March 1997
(年・月は、ABWR 標準設計認証の NRC 認可時期を示す)
- *17 : 原子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
- *18 : N. M. Newmark and W. J. Hall, "Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants", NUREG/CR-0098

3.2.1.d 事故シーケンス

①起因事象

(1) 評価対象とした起因事象のリスト, 説明及び発生頻度

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

a. 格納容器バイパス

蒸気発生器の内部構造品である伝熱管等の損傷により, 格納容器バイパスが発生する事象である。発生した場合の損傷程度が不明であり, どの程度緩和設備に期待できるか不明であるため, 保守的に緩和手段のない事象として選定した。

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

原子炉容器等の損傷により原子炉格納容器内に原子炉冷却材が流出する事象である。ECCS 容量を超える LOCA であるため緩和手段のない起因事象として選定した。

c. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋の損傷により, 原子炉格納容器, 原子炉容器, 非常用交流電源や注水設備等の広範囲にわたる建屋内の構築物及び緩和設備が損傷する事象

である。発生した場合にどの程度緩和設備に期待できるか不明であるため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

d. 原子炉格納容器損傷

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

e. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋の損傷により、建屋内の運転コンソール、直流電源等が損傷する事象である。事象発生時、ほぼすべての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

f. 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

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

g. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

炉内構造物等の損傷により、原子炉冷却系の流路が阻害される事象である。事象発生時、原子炉トリップ後の蒸気発生器による自然循環を用いた炉心冷却に失敗すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

h. 複数の信号系損傷

運転コンソール等の損傷により、各種制御が不能となる事象である。事象発生時、ほぼすべての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

i. 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

燃料集合体や制御棒クラスタの損傷により、制御棒の挿入性に影響がある事象である。事象発生時、制御棒が挿入不能となると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

j. 大破断 LOCA, 中破断 LOCA, 小破断 LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷により、原子炉格納容器内に原子炉冷却材が流出する事象である。なお、小破断 LOCA を下回る極小 LOCA は、小破断 LOCA で代表して評価する。

k. 2次冷却系の破断

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

l. 原子炉補機冷却機能喪失

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

m. 外部電源喪失

地震耐力の小さい外部電源設備の損傷により引き起こされる過渡事象である。

n. 主給水流量喪失

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

o. ATWS

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

(2) 階層イベントツリーとその説明

選定した起因事象の発生頻度を合理的に評価するため、階層イベントツリーにより起因事象の階層化を行った。階層イベントツリーのヘディングは、各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列し、先行するヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は、主給水流量喪失が発生するものとした。第 3.2.1. d-1 図に地震 PRA の階層イベントツリーを示す。

起因事象の発生頻度は、それぞれ関連する事象をイベントツリーのヘディ

ングに設定し、それぞれ対象となる SSC のフラジリティを評価することで算出する。なお、後続のヘディングの分岐確率は、先行のヘディングで考慮している起回事象が発生しない場合には、主給水流量喪失として扱う。(補足 3.2.1.d-1)

②成功基準

(1) 成功基準の一覧

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準及び余裕時間は、地震時においても内部事象 PRA と相違ない。ただし、同様の系統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。(補足 3.2.1.d-2)

使命時間については、内部事象 PRA と同様に 24 時間とする。また、地震動で損傷した機器の復旧は期待していない。(補足 3.2.1.d-3)

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

③事故シーケンス

(1) イベントツリー

イベントツリーは小イベントツリー／大フォールトツリー法に基づいて作成し、ヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起回事象、緩和機能に関わるシステム及び事象の進展に影響する重要な設備状態及び運転員操作を選定した(補足 3.2.1.c-3)。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、炉心損傷に至る事故シーケンスグループの分類を行った。分類した結果を第 3.2.1.d-2 表に示す。

本評価では、以下に示す 3 つのイベントツリーを作成し、各々を結合した。(補足 3.2.1.d-4)

a. 起回事象階層イベントツリー

地震による機器損傷により発生するプラントの事故に至る起回事象は、階層イベントツリーで考慮する。起回事象階層イベントツリーは第 3.2.1.d-1 図の通りである。

b. 過渡分類イベントツリー

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

c. フロントラインイベントツリー

緩和手段に期待できる場合に、本ツリーに至る。フロントラインイベントツリーを第 3.2.1.d-3 図に示す。

④システム信頼性

(1) 評価対象としたシステムとその説明

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

なお、タービンバイパス系等の耐震重要度 B 又は C クラスの設備は基本的には期待しない。ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要となる設備は評価対象とする。評価対象システムの一覧を第 3.2.1.d-3 表に示す。

- ・安全補機に関わる空調系
- ・空調用冷水系

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

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

(3) システム信頼性評価結果

起因事象の原因となる設備及び起因事象を緩和する設備は、内部事象 PRA におけるシステム信頼性評価の結果及び、地震の影響を受ける可能性がある設備については建屋・機器フラジリティ評価の結果も考慮して信頼性評価を実施した。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

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

⑤人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

a. 起因事象発生前人的過誤

試験、保守作業後の復旧ミスであり、事象発生の起因が地震であっても変わることはないため、内部事象 PRA での検討結果を用いた。起因事象発生前の

人的過誤確率を第 3.2.1.d-4 表に示す。

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、事象発生の原因が地震であっても内の事象 PRA における人的過誤と同様である。ただし、現場操作については、実施が困難である可能性があるため期待していない。起因事象発生後の人的過誤確率を第 3.2.1.d-5 表に示す。

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

本評価では、RiskSpectrum®PSA を使用し、フォールトツリー結合法によってミニマルカットセットを作成し、炉心損傷頻度を算出した。(補足 3.1.1.h-1)

なお、評価地震動範囲は 0.2G~1.5G とした。

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

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

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

(2) 炉心損傷頻度結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 2.1×10^{-6} (／炉年) と算出された。

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

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

(3) 評価結果の分析

起因事象別の結果では、外部電源喪失を起因とする炉心損傷頻度が最も大きく (37.1%)、次いで大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) を起因としたもの (15.1%) となった。

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

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

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

地震加速度区分別では、1.0G~1.2G が最も支配的な加速度区間となった。これは、この加速度領域 (高加速度領域) においては、機器の地震故障の寄与が支配的になるためである。

なお、原子炉建屋損傷、複数の信号系損傷等の炉心損傷直結事象については、事象進展の特定、詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため、保守的に炉心損傷直結事象として整理しており、地震に対するプラントの現実的な耐性が PRA の結果に現れているものではない。(補足 3.2.1.d-4)

(4) 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析

a. 重要度解析

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

なお、定義式は以下に示すとおりである。

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

ここで、

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

$P(\text{top})$: 頂上事象の発生確率

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

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

b. 不確かさ解析



【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

c. 感度解析

感度解析は、相関仮定に係るケースについて実施した。

(a) 感度解析ケース



(b) 評価結果



【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

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

	PRA 評価作業	収集した情報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握	PRA 実施に当たり必要とされる設計, 運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象 PRA で使用した設計図書 (原子炉設置許可申請書, 工事計画認可申請書, 保安規定等) 全体機器配置図, 換気空調設備図, 構内配置図, 耐震計算書, プラントウォークダウン報告書 発電用原子炉施設設置変更許可申請書
2	地震ハザード評価	敷地周辺地域における地震発生様式を考慮し, 震源モデルの設定に係る震源特性や地震動伝播モデルの設定に係る地震動伝播特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉設置許可申請書 気象庁地震カタログ 文献調査結果, 地震観測記録 地質調査結果 地震調査委員会 (2013): 「今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013 年における検討結果～」, 地震調査研究推進本部
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報 工事計画認可申請書
4	事故シナリオの分析と起 因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報 地震 PSA 学会標準
	事故シナリオの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 上記1の情報源 既往の PRA 情報 NUREG/CR-1278
	c) システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード, 運転形態	
	d) 事故シナリオの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

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

	参考文献
地震ハザード評価	<p>*1 日本原子力学会(2015):日本原子力学会標準,原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実 施基準:2015,一般社団法人 日本原子力学会</p> <p>*2 活断層研究会編(1991):[新編]日本の活断層 分布図と資料,東京大学出版会</p> <p>*3 松田時彦(1975):活断層から発生する地震の規模と周期について,地震 第2輯,第28巻,269-283</p> <p>*4 武村雅之(1998):日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—,地震, 第2輯,第51巻,211-228</p> <p>*5 入倉孝次郎・三宅弘恵(2001):シナリオ地震の強震動予測,地学雑誌,110,849-875</p> <p>*6 武村雅之(1990):日本列島およびその周辺地域における浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係,地震,第 2輯,第43巻,257-265</p> <p>*7 大竹政和,平朝彦,太田陽子(2002):日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス,東京大学出版会</p> <p>*8 萩原尊禮編(1991):日本列島の地震 地震工学と地震地体構造,鹿島出版会</p> <p>*9 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博(2003):日本列島と周辺海域の地震地体構造区分,地震,第2輯,第55巻</p> <p>*10 S.Noda, K.Takahashi, M.Takemura, S.Ohno, M.Tohdo and T.Watanabe(2002):RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES,OECD Workshop on the Relations Between Seismological Data and Seismic Engineering. Oct.16-18, Istanbul, 399-408</p> <p>*11 中田高・今泉俊文編(2002):活断層詳細デジタルマップ,東京大学出版会</p> <p>*12 地震調査委員会(2013):「今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013年における検討結果～」,地震調査研究推進 本部</p>
建屋・機器 フラジリティ評価	<p>*13: R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)</p> <p>*14: R. Kassawara. EPRI Report 1003121. “Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations”, Electric Power Research Institute. December 2001</p> <p>*15: Westinghouse Electric Company. “AP-1000 Design Control Document”, December 2011 (年・月は, API1000標準設計認証修正版のNRC認可時期を示す)</p> <p>*16: General Electric (GE) Nuclear Energy, “ABWR Design Document”, March 1997 (年・月は, ABWR標準設計認証のNRC認可時期を示す)</p> <p>*17: 原子力発電所建屋のフラジリティ評価における認識的不確実さに関する研究(その3)まとめ, 日本建築学会大会学術講 演梗概集(九州), 2007年8月</p> <p>*18: N. M. Newmark and W. J. Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-0098</p>

第 3.2.1. a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (1/5)

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

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング (2/5)

②本震による炉心損傷事故に間接的につな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1)	分析	スクリーニング結果
事故シナリオ 天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器ポークレーンは、S_s地震動に対して落下防止装置を有している。 万一落下防止装置が破損しても、リングガーダの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。 	除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 当該プラントの耐震設計において、耐震重要度Sクラスの機器は、耐震重要度B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないよう配置等の考慮を行っている。 プラントウォークダウンにより耐震重要度Sクラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> タービンミサイルの影響は設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も格納容器を貫通しないことを確認している。 地震でタービン軸受けが損傷するような地震動には「タービン軸振動大」によりタービントリップされ減速されるため、タービン翼が破損しても設計最大速度でミサイルとなることはない。 	除外
排気筒の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> PWRの排気筒は格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。 	除外

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

②本震による炉心損傷事故に間接的につな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 2)	分析	スクリーニング結果
事故シナリオ	追而	
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構築物への影響	(基準地震動による地震力に対して周辺斜面の安定性について評価中であるため)	地震 PRA で考慮
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> 地震 PRA では外部電源のフラジリティは、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。 	除外
安全上重要な設備の冷却に使用可能な工業用水等の原水供給停止に伴う冷却水枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な設備の冷却は、海水を最終ヒートシンクとする耐震設計された冷却設備 (海水取水設備, 原子炉補機冷却水サージタンク, 燃料取替用水ピット等) で構成されており地震 PRA で考慮済みであるが, 原水供給には期待していない。 	除外
取水ピットポンプ室, 原子炉補機冷却海水管ダクト等の損傷による最終ヒートシンク喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> 取水ピットポンプ室, 原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室及び原子炉補機冷却海水管ダクトのうち, 耐震評価がより厳しい原子炉補機冷却海水管ダクトのフラジリティを地震 PRA で考慮済みである。 	地震 PRA で考慮

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

<p>②本震による炉心損傷事故に間接的につながりうる事故シナリオ 一 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</p>	<p>分析</p>	<p>スクリーニング結果</p>
<p>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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設の安全性，信頼性及び点検保守上の要求を満足するため，設計・製作・施工段階における品質保証活動で適正に管理されている。 ・万一，これらのミスがあったとしても，多重性を備えた設備のすべてに同様のミスが発生する可能性は小さいと考えられる。 ・また，地震 PRA では保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。 	<p>工学的判断により除外</p>
<p>地震中，地震後の操作員，構内勤務者，周辺関係者（送電関係等）のミスオペレーション</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により原子炉はトリップされ，プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり，運転員の操作は可能である。 ・地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても，地震 PRA で期待する運転員による緩和操作は中央制御室近傍で可能である。 ・ただし，運転員以外の人員による操作は必要ないため考慮しない。 	<p>地震 PRA で考慮</p>
<p>変圧器等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</p>	<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。 ・非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作（ディーゼル発電機の起動等）は，運転要領（緊急処置編）に従い，中央制御室近傍で操作可能である。 	<p>地震 PRA で考慮</p>
<p>地盤液状化，よう壁損傷による構内通行支障</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・安全上重要な設備は中央制御室より操作できると考えられない。 	<p>除外</p>
<p>二次部材損傷による操作員等従業員への影響</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・施設内の損壊物や地震動による飛来物による飛来物が運転員等を傷付け，操作を妨げる可能性があるが，中央制御室付近において，運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にはなく，プラントウォークダウンにより，アクセスラートを塞いでしまう設備がないことを確認している。 	<p>除外</p>

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

③余震に係る事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
事故シナリオ 本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> • 本震と比較して、余震のハザード又は建屋・構築物及び機器・配管系の損傷に対する影響が無視できない場合、本震と余震の地震動を連続して受けた場合の事故シナリオを分析して炉心損傷頻度を評価する必要がある。 しかし、これらの評価技術は研究段階にあり、評価方法の詳細、評価例等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が体系的に示すには至っていない。(補足 3.2.1.a-4) • 確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。 • 本震後は原子炉はトリップされ、運転要領(緊急処置編)に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 	除外 (今後の課題)
④経年変化に係る事故シナリオ		
事故シナリオ 経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響	分析 <ul style="list-style-type: none"> • 予防保全等で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。 	スクリーニング結果 除外

第3.2.1.a-3表 地震により発生する起回事象の検討結果 (1/2)

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

内部事象 PRA で選定した起回事象

※ (○) は評価対象とした起回事象に包絡されることを示す。

第3.2.1.a-3表 地震により発生する起回事象の検討結果 (2/2)

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

第3.2.1.a-4表 建屋・機器選定のステップ (1/2)

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

第3.2.1.a-4 表 建屋・機器選定のステップ (2/2)

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

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

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

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(2/32)

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

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

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

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(4/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		HCLPF (G)
				β_r	β_u	
複数の信号系損傷	ATWS 対策設備 (共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (CMFP))	機能損傷	-	8.43	4.63	
複数の信号系損傷				0.14		
複数の信号系損傷				0.23		
複数の信号系損傷	安全系マルチプレクサ	機能損傷	据付ボルト	8.71	5.84	
複数の信号系損傷				0.09		
複数の信号系損傷				0.17		
複数の信号系損傷	安全系FDPプロセス	機能損傷	-	3.06	1.37	
複数の信号系損傷				0.22		
複数の信号系損傷				0.27		
複数の信号系損傷	共通要因故障対策 EP 盤室操作盤	機能損傷	基礎ボルト	20.21	10.58	
複数の信号系損傷				0.19		
複数の信号系損傷				0.21		
複数の信号系損傷	電磁弁ラック	機能損傷	-	3.06	1.37	
複数の信号系損傷				0.22		
複数の信号系損傷				0.27		
複数の信号系損傷	共通要因故障対策 EP 盤室操作盤	機能損傷	基礎ボルト	20.21	10.58	
複数の信号系損傷				0.19		
複数の信号系損傷				0.21		
複数の信号系損傷	電磁弁ラック	機能損傷	-	10.16	5.58	
複数の信号系損傷				0.14		
複数の信号系損傷				0.23		
複数の信号系損傷	電磁弁ラック	機能損傷	取付ボルト	41.82	28.04	
複数の信号系損傷				0.09		
複数の信号系損傷				0.17		
複数の信号系損傷	電磁弁ラック	機能損傷	-	4.16	2.28	
複数の信号系損傷				0.14		
複数の信号系損傷				0.23		
複数の信号系損傷	電磁弁ラック	機能損傷	取付ボルト	41.82	28.04	
複数の信号系損傷				0.09		
複数の信号系損傷				0.17		

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (5/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	
複数の信号系損傷	逆止弁	機能損傷	-	β_u	1.16
				2.79	
				0.27	
複数の信号系損傷	逆止弁	構造損傷	-	0.26	-
				-	
				-	
地震 AT + 制御棒挿入不能	燃料集合体	構造損傷	燃料被覆管 過渡変化時 寿命初期	1.91	0.94
				0.19	
				0.25	
地震 AT + 制御棒挿入不能	制御棒クラスタ	構造損傷	制御棒被覆管 (全引抜き状態)	2.01	1.22
				0.09	
				0.23	
大破断 LOCA	一次冷却材管	構造損傷	14B 1次冷却材管加圧器サージ管台	1.99	0.89
				0.25	
				0.25	
大破断 LOCA	加圧器	構造損傷	上部支持構造物埋込金物 基礎ボルト PR-1	2.14	0.86
				0.25	
				0.32	
大破断 LOCA	RHR 高温側吸込み配管	構造損傷	配管本体	4.77	1.61
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	加圧器サージ管	構造損傷	配管本体	4.77	1.61
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	蓄圧タンク注入配管(C/L側)	構造損傷	配管本体	4.77	1.61
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	低压注入配管(C/L側)	構造損傷	配管本体	4.77	1.61
				0.31	
				0.35	

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

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

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

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

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

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

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(9/32)

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

第3.2.1.a-5表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (10/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	
				β_r	HCLPF (G)
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機用励磁機	機能損傷	-	β_u	0.92
				2.06	
				0.22	
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機用励磁機	構造損傷	基礎ボルト	β_u	5.61
				0.27	
				10.71	
6. 6kV 非常用電源 DG	清水タンク	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6. 6kV 非常用電源 DG	清水冷却器	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6. 6kV 非常用電源 DG	燃料油こし器	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6. 6kV 非常用電源 DG	潤滑油こし器	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6. 6kV 非常用電源 DG	潤滑油冷却器	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6. 6kV 非常用電源 DG	潤滑油タンク	構造損傷	-	β_u	-
				-	
				-	
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機制御盤	機能損傷	-	β_u	0.92
				2.06	
				0.22	
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機制御盤	構造損傷	基礎ボルト	β_u	5.61
				0.27	
				10.71	
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機制御盤	構造損傷	基礎ボルト	β_u	5.61
				0.19	
				0.21	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (11/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		HCLPF (G)
				β_r	β_u	
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機 計器盤-1 (潤滑油温度スイッチ) 計器盤-2 (圧カスイッチ)	機能損傷	-	-	-	
6. 6kV 非常用電源 DG			-	-	-	
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機コントロールセン タ	機能損傷	-	2.16	0.97	
6. 6kV 非常用電源 DG			-	0.22		
6. 6kV 非常用電源 DG			-	0.27		
6. 6kV 非常用電源 DG	燃料油貯油槽タンク室	構造損傷	基礎溶接部	9.09	4.76	
6. 6kV 非常用電源 DG			-	0.19		
6. 6kV 非常用電源 DG			-	0.21		
6. 6kV 非常用電源 DG	燃料油貯油槽	構造損傷	-	損傷確率極小のため スクリーニアウト		
6. 6kV 非常用電源 DG			基礎ボルト	4.98	3.54	
6. 6kV 非常用電源 DG			-	0.05		
6. 6kV 非常用電源 DG	燃料油移送ポンプ	機能損傷	-	-	-	
6. 6kV 非常用電源 DG			-	-	-	
6. 6kV 非常用電源 DG			-	-	-	
6. 6kV 非常用電源 DG	燃料油サージスタック	構造損傷	基礎ボルト	6.58	4.41	
6. 6kV 非常用電源 DG			-	0.09		
6. 6kV 非常用電源 DG			-	0.17		

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

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

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (13/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系 空気作 動ダンパ	機能損傷	ケーシング	2.48		1.30
6. 6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-		-
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系 防火タ ンパ	機能損傷	ベーン	1.77		0.93
6. 6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-		-
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系 逆止タ ンパ	機能損傷	駆動部	4.45		2.33
6. 6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-		-
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室内空気温度計 3TS-2747, 2748, 2751, 2752	機能損傷	-	2.39		1.29
6. 6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	0.14		-
6. 6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	0.23		-
6. 6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室外気取入風量調 節ダンパ流量設定器 3HC-2741	機能損傷	-	6.74		3.66
6. 6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	0.14		-
6. 6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	0.23		-

第3.2.1.a-5表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (14/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
440V 非常用電源	パワーコントロールセンタ き電 盤, き電盤 (OLN 限流装置付)	機能損傷	-	2.01		0.90
				0.22		
440V 非常用電源		構造損傷	基礎ボルト	0.27		1.71
				3.27		
440V 非常用電源	動力変圧器	機能損傷	-	0.19		-
				0.21		
440V 非常用電源		構造損傷	基礎ボルト	4.10		2.05
				0.19		
440V 非常用電源	原子炉コントロールセンタ	機能損傷	-	0.24		0.97
				2.16		
440V 非常用電源		構造損傷	基礎溶接部	0.22		4.77
				0.27		
125V DC 電源 (充電器)	充電器盤	機能損傷	鉛直方向評価	9.11		0.67
				0.19		
125V DC 電源 (充電器)		構造損傷	基礎ボルト	0.21		7.06
				1.23		
100V 計装用電源	計装用インバータ	機能損傷	鉛直方向評価	0.14		0.81
				0.23		
100V 計装用電源		構造損傷	-	15.94		-
				0.25		
100V 計装用電源		構造損傷	-	0.26		-
				1.48		
100V 計装用電源		構造損傷	-	0.14		-
				0.23		
100V 計装用電源		構造損傷	-	-		-
				-		
100V 計装用電源		構造損傷	-	-		-
				-		

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (15/32)

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

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (16/32)

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

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

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

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (18/32)

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

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (19/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
補助給水系	補助給水系配管	構造損傷	配管本体	5.43	1.84
				0.31	
				0.35	
補助給水系	補助給水ピット	構造損傷	-	2.38	1.08
				0.33	
				0.15	
補助給水系	蒸気発生器水位計 (狭域)	機能損傷	鉛直方向評価	1.78	0.98
				0.14	
				0.23	
補助給水系	蒸気発生器水位計 (狭域)	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
補助給水系	電動補助給水ポンプ	構造損傷	ポンプ取付ボルト	19.06	12.78
				0.09	
				0.17	
補助給水系	3 A, B, C-主蒸気隔離弁 (電磁弁を含む) (空気作動弁 3V-MS-528A, B, C)	機能損傷	-	2.79	1.16
				0.27	
				0.26	
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	18.11	12.14
				0.09	
				0.17	
補助給水系	主蒸気ライン圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	1.69	0.92
				0.14	
				0.23	
補助給水系	主蒸気ライン圧力計	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
海水系	海水系配管	構造損傷	配管本体	5.43	1.84
				0.31	
				0.35	

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (20/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		HCLPF (G)
				β_r	β_u	
海水系	原子炉補機冷却水冷却器	構造損傷	側板	4.30		2.18
				0.19		
				0.23		
海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	機能損傷	電動機上部軸受	2.33		1.02
				0.23		
				0.27		
海水系	空調用冷凍機 3CHE1A, B	構造損傷	電動機支え台取合ボルト	13.81		6.02
				0.23		
				0.28		
海水系	海水取水ライン構造物 (取水ピットポンプ室, 原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室, 原子炉補機冷却海水管ダクト)	構造損傷	基礎 (取付) ボルト	9.87		6.62
				0.09		
				0.17		
海水系	原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ, 出口ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	4.77		2.72
				0.13		
				0.21		
再循環切替	燃料取替用水ピット水位計	機能損傷	鉛直方向評価	6.94		4.31
				0.17		
				0.12		
再循環切替	格納容器再循環サンブ	構造損傷	配管本体	1.91		1.05
				0.14		
				0.23		
再循環切替	格納容器再循環サンブ配管	構造損傷	配管本体	-		-
				-		
				-		
再循環切替	格納容器再循環サンブ配管	構造損傷	配管本体	2.38		1.08
				0.33		
				0.15		
再循環切替	格納容器再循環サンブ配管	構造損傷	配管本体	4.70		1.59
				0.31		
				0.35		

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (21/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
再循環切替	格納容器再循環サンプスクリーン	構造損傷	モジュール テンションロッド	1.95		1.19
再循環切替	安全補機室冷却ファン 3VSP70A	機能損傷	-	2.29		1.35
再循環切替		構造損傷	基礎(取付)ボルト	0.13		
再循環切替	安全補機室冷却系ダクト(手動ダンパ含む)	構造損傷		0.19		4.26
再循環切替		機能損傷	ダクト本体	6.55		
再循環切替		構造損傷	ケーシング	0.09		0.90
再循環切替	安全補機室空調系 空気作動ダンパ	機能損傷		0.35		
再循環切替		構造損傷		2.48		1.30
再循環切替		構造損傷		0.19		
再循環切替	安全補機室空調系 防火ダンパ	機能損傷		0.20		
再循環切替		構造損傷	ペーン	-		0.93
再循環切替		構造損傷			1.77	
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷		0.19		
再循環切替		構造損傷		0.20		
再循環切替		構造損傷			-	-
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷	駆動部	-		2.33
再循環切替		構造損傷		4.45		
再循環切替		構造損傷		0.19		
再循環切替	安全補機室空調系 逆止ダンパ	機能損傷		0.20		
再循環切替		構造損傷		-		-
再循環切替		構造損傷			-	-

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

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

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

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

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト (24/32)

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

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

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

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (26/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給気ファン 3VSP40A	機能損傷	-	2.05 0.13 0.19	1.20	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給排気系ダクト (手動ダンパ含む)	構造損傷	原動機取付ボルト	26.82 0.09 0.17	17.46	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 空気 作動ダンパ	機能損傷	ダクト本体	2.62 0.31 0.35	0.90	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 空気 作動ダンパ	機能損傷	ケーシング	2.48 0.19 0.20	1.30	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 防火 ダンパ	構造損傷	-	- - -	-	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 防火 ダンパ	機能損傷	ベーン	1.77 0.19 0.20	0.93	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 逆止 ダンパ	構造損傷	-	- - -	-	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 逆止 ダンパ	機能損傷	駆動部	4.45 0.19 0.20	2.33	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系 逆止 ダンパ	構造損傷	-	- - -	-	

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (27/32)

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

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

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				β_r	β_u	HCLPF (G)
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 逆止弁 (逆止弁 3V-MS-576A, B)	機能損傷	-	2.79 0.27 0.26	1.16	
タービン動補助給水ポンプ		構造損傷	-	- - -	-	
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動用タ ービン	機能損傷	-	1.58 0.13 0.19	0.95	
主蒸気隔離	3 A, B, C-主蒸気隔離弁 (電磁 弁を含む) (空気作動弁 3V-MS- 528A, B, C)	機能損傷	-	2.79 0.27 0.26	1.16	
主蒸気隔離	主蒸気ライン圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	1.69 0.14 0.23	0.92	
主蒸気隔離		構造損傷	-	- - -	-	
蓄圧注入系	蓄圧タンク	構造損傷	基礎ポルト	3.30 0.19 0.21	1.73	
蓄圧注入系	蓄圧タンク注入配管	構造損傷	配管本体	4.77 0.31 0.35	1.61	
空調用冷水設備	空調用冷凍機 3CHE1A, B	機能損傷	-	2.39 0.13 0.19	1.43	

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (29/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
空調用冷水設備	空調用冷凍機盤 (3VCPA, B)	機能損傷	鉛直方向評価	2.76	1.49
				0.14	
				0.23	
空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ 3CHPIA, B	構造損傷	取付ボルト	11.65	7.58
				0.09	
				0.17	
空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク 3CHT1	機能損傷	-	1.70	1.02
				0.13	
				0.19	
空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク 3CHT1	構造損傷	ポンプ取付ボルト	35.95	24.10
				0.09	
				0.17	
空調用冷水設備	中央制御室給気ユニット (冷却コイルを含む) 3VSA4A, B	構造損傷	基礎ボルト	2.49	1.67
				0.09	
				0.17	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 流量調節弁	構造損傷	基礎 (取付) ボルト	4.34	2.91
				0.09	
				0.17	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 流量調節弁	機能損傷	-	2.79	1.16
				0.27	
				0.26	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 隔離弁	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 隔離弁	機能損傷	-	2.79	1.16
				0.27	
				0.26	
空調用冷水設備	空調用冷水設備 隔離弁	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	

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

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

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

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				β_r	β_u
安全補機開閉器室空調系	計算機室蒸気加熱コイル 3VSH9	構造損傷	蒸気コイル	7.01 0.19 0.20	3.74
安全補機開閉器室空調系	SWGR 室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	構造損傷	ダクト本体	2.62 0.31 0.35	0.90
安全補機開閉器室空調系	1次系補機操作室蒸気加熱コイル 3VSH8	構造損傷	蒸気コイル	8.89 0.09 0.17	5.96
安全補機開閉器室空調系	2次系計装盤室蒸気加熱コイル 3VSH5	構造損傷	蒸気コイル	6.68 0.19 0.21	3.51
安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調系 防火ダンパ	機能損傷	ペーン	1.77 0.19 0.20	0.93
安全補機開閉器室空調系		構造損傷	-	- - -	-
安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調系 逆止ダンパ 3G-VS-531A, B	機能損傷	駆動部	4.45 0.19 0.20	2.33
安全補機開閉器室空調系		構造損傷	-	- - -	-
安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調系 逆止弁 3V-VS-971A, B	機能損傷	-	2.79 0.27 0.26	1.16
安全補機開閉器室空調系		構造損傷	-	- - -	-

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

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

第3.2.1.b-1表 主要活断層の震源モデルの諸元 (1/2)

断層名	長さ (km)	地震規模 (M)				X _{eq} (km)	活動度	年発生頻度 (回/年)
		松田 (1975) *3	武村 (1998) *4	入倉・三宅 (2001) *5 武村 (1990) *6	大竹ほか (2002) *7			
尻別川断層	地質調査結果	6.8	7.0	—	—	26	C	3.91E-05
	基本震源モデル	7.1	7.2	7.2	—	28		2.58E-05
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	7.3	7.5	—	—	34		1.96E-05
F _s -10断層～ 岩内堆東拗曲～ 岩内堆南方背斜	基本震源モデル	8.2	8.3	8.2	—	46	B	3.01E-05
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	8.2	8.3	8.3	—	49		3.01E-05
	走向0° ケース 基本震源モデル	7.1	7.2	7.2	—	21		1.37E-04
横丹半島北西沖の 断層	走向0° ケース 基本震源モデル	7.3	7.5	—	—	17	B	1.04E-04
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	7.1	7.2	7.2	—	21		1.37E-04
	走向20° ケース 基本震源モデル	7.1	7.2	7.2	—	17		1.04E-04
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	7.3	7.5	—	—	23		1.37E-04
	走向40° ケース 基本震源モデル	7.1	7.2	7.2	—	20		1.04E-04
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	7.3	7.5	—	—	98		3.01E-05
F _b -2断層	基本震源モデル	8.2	8.3	—	—	107	B	3.01E-05
	不確かさ考慮モデル (断層の傾斜角)	8.2	8.3	—	—	107		3.01E-05

追而【地震ハザード評価結果を反映】

第3.2.1.b-1表 主要活断層の震源モデルの諸元 (2/2)

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

*3 松田時彦 (1975)：活断層から発生する地震の規模と周期について，地震 第2輯，第28巻，269-283

*4 武村雅之 (1998)：日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—，地震，第2輯，第51巻，211-228

*5 入倉孝次郎・三宅弘恵 (2001)：シナリオ地震の強震動予測，地学雑誌，110，849-875

*6 武村雅之 (1990)：日本列島およびその周辺地域におこる浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係，地震，第2輯，第43巻，257-265

*7 大竹政和，平朝彦，太田陽子 (2002)：日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス，東京大学出版会

追而【地震ハザード評価結果を反映】

第 3.2.1. c-1-1 表 考慮する不確かさ要因の例

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

第 3.2.1. c-1-2 表 損傷限界点の現実的な値 (地震 PSA 学会標準)

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

第 3.2.1. c-1-3 表 物性値 (原子炉建屋)

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

第 3.2.1. c-1-4 表 物性値 (原子炉補助建屋)

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

第 3.2.1. c-1-5 表 物性値 (ディーゼル発電機建屋)

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

第 3.2.1. c-1-6 表 物性値 (A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室)

部 位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室	コンクリート: F _c =24 (N/mm ²) 鉄筋: SD345	2.27×10 ⁴	0.94×10 ⁴	5

第 3.2.1. c-1-7 表 物性値 (B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室)

部 位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室	コンクリート: F _c =30 (N/mm ²) 鉄筋: SD345	2.44×10 ⁴	1.02×10 ⁴	5

第 3.2.1. c-1-8 表 地盤物性値

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

第 3.2.1. c-1-9 表 現実的な物性値の評価方法

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

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

構造物	質点番号 () 節点	質点高さ T. P. (m)	重 量 (kN)	重量回転慣性 (kN・m ²)	
				EW方向	NS方向
外部遮へい建屋	1	83.10	1,150	—	—
	2	81.38	5,860		
	3	76.48	13,210		
	4	69.15	22,120		
	5	60.5	24,140		
	6	56.2	14,360		
	7	51.9	14,360		
	8	47.6	18,180		
	9	41.0	24,720		
	10	33.1	28,470		
	11	24.8	27,670		
	12	17.8	16,430		
	13	17.0	41,560		
燃料取扱棟 周辺補機棟	21	55.0	9,420	—	—
	22	47.6	53,650	1.89×10^7	3.95×10^7
	23	41.0	122,410	5.35×10^7	8.20×10^7
	24	33.1	221,700	9.13×10^7	1.88×10^8
	25	24.8	234,220	8.00×10^7	2.10×10^8
	26	17.8	210,310	7.84×10^7	1.68×10^8
蒸気発生器	31	42.7700	1,111	—	—
	32	39.3000	2,857		
	33	36.7983	674		
	34	35.1003	1,500		
	35	32.3000	2,348		
	36	30.1688	673		
	37	26.9865	3,151		
	38	24.9058	373		
39	23.9600	1,237			
コンクリート 内部	41	44.3	4,160	—	—
	42	38.8	14,900		
	(43)	33.1	—		
	44	33.1	49,200		
	45	24.8	57,900		
	46	21.3	30,790		
	47	17.8	55,190		
原子炉格納容器	51	80.51	153	—	—
	52	77.83	1,171		
	53	70.5	1,982		
	54	60.489	1,945		
	55	56.9	8,803		
	56	50.68	3,679		
	57	43.24	3,599		
	58	35.8	3,584		
	59	30.3	2,484		
	60	24.8	3,052		
基礎版	(61)	12.1	—	—	—
	(62)	10.3	—	—	—
	63	6.91	983,040	2.88×10^8	4.57×10^8
	(64)	2.8	—	—	—
総重量			2,343,496		

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

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

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

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

第 3.2.1. c-1-11 表 地盤ばね定数と減衰係数 (原子炉建屋)

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

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

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

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

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

第3.2.1.c-1-13表 地盤ばね定数と減衰係数（原子炉補助建屋）

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

第 3.2.1. c-1-17 表 地盤ばね定数と減衰係数 (A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室)

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

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

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

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

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

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

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

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

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

第 3.2.1. c-1-21 表 2点推定法による解析ケース

解析ケース	F_c	h	V_s
1	+	+	+
2	+	—	+
3	+	+	—
4	+	—	—
5	—	+	+
6	—	—	+
7	—	+	—
8	—	—	—

第 3.2.1. c-2-1 表 現実的な物性値の評価方法

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

第 3.2.1. c-3-1 表 不確かさ要因整理表

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

第 3. 2. 1. c-3-2 表 建屋の応答係数

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

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

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

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

第3.2.1.c-3-3表 1次冷却材ポンプの耐震評価結果

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

第3.2.1.c-3-4表 1次冷却材ポンプ 安全係数評価結果の一覧

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

第3.2.1.c-3-5表 余熱除去冷却器の耐震評価結果

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

第3.2.1.c-3-6表 余熱除去冷却器 安全係数評価結果の一覧

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

第 3.2.1. c-3-7 表 内燃機関（ディーゼル発電機）の耐震評価結果

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

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

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

第 3.2.1. c-3-9 表 パワーコントロールセンタの耐震評価結果

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

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

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

第 3.2.1. c-3-11 表 一般代表弁の耐震評価結果

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

第 3.2.1. c-3-12 表 一般代表弁 安全係数評価結果の一覧

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

第 3.2.1. d-1 表 起回事象発生頻度

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

ε : 1.0E-15 未満

第 3.2.1. d-2 表 事故シーケンスグループ

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

第3.2.1.d-3表 評価対象システム一覧

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

第 3.2.1. d-4 表 起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	EF
3 A - 原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁 (3V-SW-503B) 戻し忘れ	1	1.6E-03	4
3 B - 原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁 (3V-SW-503D) 戻し忘れ	1	1.6E-03	4

第 3.2.1.d-5 表 起因事象発生後の人的過誤確率

起因事象発生後の人的過誤	ストレス ファクタ	余裕時間	過誤確率	EF
低温再循環自動切替信号許可 (A) 操作器操作失敗	2	—	8.6E-04	8
低温再循環自動切替信号許可 (B) 操作器操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 B - 補助給水隔離弁 (3V-FW-589B) 閉ロック操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 B - 電動補助給水ポンプ出口流量調節弁 (3V-FW-582B) の操作器「全開」操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 B - 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-117B) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 B - 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-177B) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
Bヘッダ 3 B - 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-117B) 又は 3 B - 格納予期スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-177B) 負荷制御操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 A - 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-117A) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 A - 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 (3V-CC-177A) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 B - 安全補機開閉器室給気ファン (3VSF27B) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 C - 空調用冷水ポンプ (3CHP1C) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 D - 空調用冷水ポンプ (3CHP1D) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 - 空調用冷水B母管入口隔離弁 (3V-CH-012B) 開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 C - 空調用冷凍機 (3CHE1C) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 D - 空調用冷凍機 (3CHE1D) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
3 A - 安全補機開閉器室給気ファントリップ警報 読取失敗	2	—	8.3E-04	4
1 次冷却材の喪失診断失敗	下限値	30 分	2.7E-04	10
2 次系破断の発生診断失敗	下限値	20 分	2.7E-03	10
補機冷却系故障診断失敗	下限値	20 分	2.7E-03	10

第 3.2.1.d-6 表 起因事象別炉心損傷頻度 (1/2)

起因事象	主要な事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
格納容器バイパス	地震により蒸気発生器伝熱管が複数破損した場合には、格納容器バイパスが発生する。緩和設備により、ある程度の炉心冷却を継続することはできるが、格納容器外への冷却材流出が継続するため、保守的に炉心損傷に至ると想定する。	9. 8E-08	4. 2	蒸気発生器内部構造物の損傷
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	地震により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等の大規模な損傷が発生する。ECCS 容量を超える LOCA であるため、炉心損傷に至る。	3. 5E-07	15. 1	原子炉容器 (サブポートシユ) の損傷
原子炉建屋損傷	地震により原子炉建屋が損傷した場合には、建屋内の緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的にすべての緩和系が機能喪失し、炉心損傷に至ると想定する。	4. 7E-08	2. 0	原子炉建屋の損傷
原子炉格納容器損傷	地震により原子炉格納容器が損傷した場合には、緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的にすべての緩和系が機能喪失し、炉心損傷に至ると想定する。	1. 8E-08	0. 8	原子炉格納容器の損傷
原子炉補助建屋損傷	地震により原子炉補助建屋が損傷した場合には、緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的にすべての計測・制御系が機能喪失し、プラントの制御が不能となり炉心損傷に至ると想定する。	ε	<0. 1	—
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	地震により原子炉補機冷却水系統の C ヘッダに設置されている隔離弁が損傷し、原子炉補機冷却系の機能喪失が発生する。RCP シェル LOCA が従属的に発生し、炉心損傷に至る。	1. 2E-08	0. 5	電動弁の損傷
1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	地震により炉心構造部等が損傷し、原子炉冷却系の流路が阻害され 2 次系からの除熱機能喪失が発生する。損傷の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に炉心損傷に至ると想定する。	3. 0E-08	1. 3	炉心支持構造物の損傷
複数の信号系損傷	地震により信号系が機能喪失した場合には、緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に複数の信号系が機能喪失し、プラントの制御が不能となり炉心損傷に至ると想定する。	1. 2E-07	5. 3	運転コンソールの損傷

第 3.2.1.d-6 表 起因事象別炉心損傷頻度 (2/2)

起因事象	主要な事故シナリオ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
燃料集合体及び制御棒ク ラストタ損傷による 原子炉停止機能喪失	地震により燃料集合体や制御棒クラストが損傷し、制御棒が挿入性に影響がある場合には、原子炉停止機能喪失が発生する。損傷の程度を厳密に判断することが困難であるため、保守的に炉心損傷に至ると想定する。	1. 1E-07	4.7	燃料集合体の損傷
大破断 LOCA	地震により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等の損傷が発生する。地震により炉心冷却や格納容器スプレイも機能喪失すること、炉心損傷に至る。	1. 7E-07	7.5	一次冷却材管 (1 次冷却材管 加圧器サージ管台) の損傷 + 外部電源系の損傷 + ディーゼ ル発電機の損傷
中破断 LOCA		2. 7E-07	11.7	一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 外部電源系の損傷 + ディーゼル発電機の損傷
小破断 LOCA		1. 5E-07	6.6	原子炉容器 (空気抜管) の損 傷 + 外部電源系の損傷 + ディ ーゼル発電機の損傷
2 次冷却系の破断	地震により 2 次冷却系を構成する機器等の損傷が発生する。地震により補助給水も機能喪失すること、炉心損傷に至る。	6. 7E-09	0.3	蒸気発生器 (給水入口管台) の損傷 + 安全補機閉閉器室空 調系防火ダンプの損傷
原子炉補機冷却機能喪失	地震により原子炉補機冷却設備の損傷が発生する。RCP シール LOCA が従属的に発生し、炉心損傷に至る。	1. 5E-08	0.6	原子炉補機冷却水ポンプの損 傷
外部電源喪失	地震により外部電源設備の損傷が発生する。地震により非常用所内交流電源も機能喪失すること、炉心損傷に至る。	8. 6E-07	37.1	外部電源系の損傷 + ディーゼ ル発電機の損傷
主給水流量喪失	地震により主給水設備の損傷が発生する。地震により補助給水も機能喪失すること、炉心損傷に至る。	5. 1E-08	2.2	外部電源系健全 + 補助給水ピ ットランダム故障
ATWS	地震により原子炉トリップが必要ない起因事象が発生する。地震により原子炉トリップ機能も喪失すること、炉心損傷に至る。	9. 3E-11	<0.1	外部電源系健全 + ベーシック ソフトウエアランダム故障
合計		2. 1E-06	100.0*	

※四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100.0 とならないことがある。

ε : 1.0E-15 未満

第3.2.1.d-7表 事故シナリオグループ別炉心損傷頻度

事故シナリオグループ	事故シナリオ	事故シナリオ別 CDF (／炉年)	全 CDF に対する寄与割合 (%)	事故シナリオ別 CDF (／炉年)	全 CDF に対する寄与割合 (%)	事故シナリオ別 CDF (／炉年)	全 CDF に対する寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断 LOCA + 補助給水失敗	4.2E-08	1.8					
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	5.1E-08	2.2					
	外部電源喪失 + 補助給水失敗	3.0E-08	1.3			1.6E-07	6.9	炉心支持構造物の損傷
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	5.7E-09	0.2					
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	1.0E-09	<0.1					
全交流動力電源喪失	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	3.0E-08	1.3					
	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	8.3E-07	35.8			8.3E-07	35.8	外部電源系の損傷 + ディーゼル発電機の損傷
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA	1.4E-08	0.6					
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	1.1E-10	<0.1					
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	6.2E-10	<0.1			2.7E-08	1.1	原子炉補機冷却水ポンプの損傷
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-08	0.5					
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	<0.1					
原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	ε	<0.1					
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	3.4E-09	0.1					
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	2.0E-10	<0.1			5.6E-09	0.2	一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 格納容器スプレイポンプの損傷
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	1.9E-09	<0.1					
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	7.9E-11	<0.1					
原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要なる起因事象 + 原子炉トリップ失敗	9.3E-11	<0.1			1.1E-07	4.7	燃料集合体の損傷
	燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	1.1E-07	4.7					
ECCS注水機能喪失	大破断 LOCA + 低圧注入失敗	1.7E-07	7.2					
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	6.0E-11	<0.1					
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	2.0E-13	<0.1			8.7E-07	37.7	原子炉容器 (サポートシユ) の損傷
	中破断 LOCA + 高圧注入失敗	2.6E-07	11.0					
	小破断 LOCA + 高圧注入失敗	1.0E-07	4.4					
FCCS再循環機能喪失	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	3.5E-07	15.1					
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	6.9E-09	0.3			2.7E-08	1.2	一次冷却材管 (安全注入管台) + 安全補機閉閉器室空調系防火タ ンクの損傷
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗	1.3E-08	0.6					
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	7.3E-09	0.3					
	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	9.8E-08	4.2			9.8E-08	4.2	蒸気発生器内部構造物の損傷
	原子炉建屋損傷	4.7E-08	2.0			4.7E-08	2.0	原子炉建屋の損傷
	原子炉格納容器損傷	1.8E-08	0.8			1.8E-08	0.8	原子炉格納容器の損傷
	原子炉補助建屋損傷	ε	<0.1			ε	<0.1	—
複数の信号系損傷	1.2E-07	5.3			1.2E-07	5.3	運転コンソールの損傷	
		合計	100.0**			2.1E-06	100.0**	

※四捨五入処理のため寄与割合の合計が100.0とならないことがある。

ε : 1.0E-15 未満

第 3.2.1. d-8 表 加速度区分別炉心損傷頻度

地震加速度区間	地震発生頻度 (/年)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
0.2G-0.4G	6.3E-04	2.5E-07	11.8
0.4G-0.6G	6.6E-05	4.4E-08	2.1
0.6G-0.8G	1.4E-05	1.1E-08	0.5
0.8G-1.0G	4.1E-06	2.6E-07	12.1
1.0G-1.2G	1.4E-06	8.8E-07	41.3
1.2G-1.5G	6.9E-07	6.9E-07	32.2
合計		2.1E-06	100.0*

※四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100.0 とならないことがある。

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

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

第3.2.1.d-10表 不確かさ解析結果

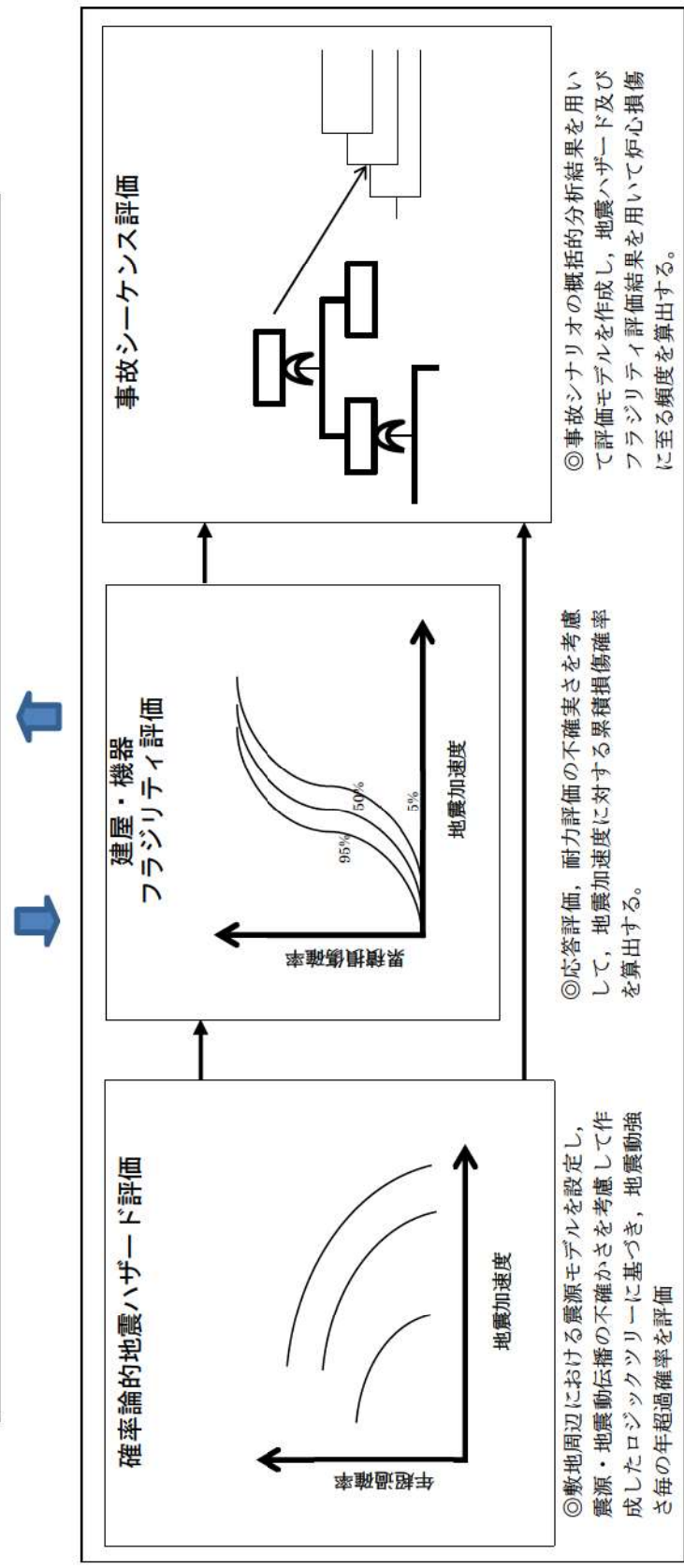
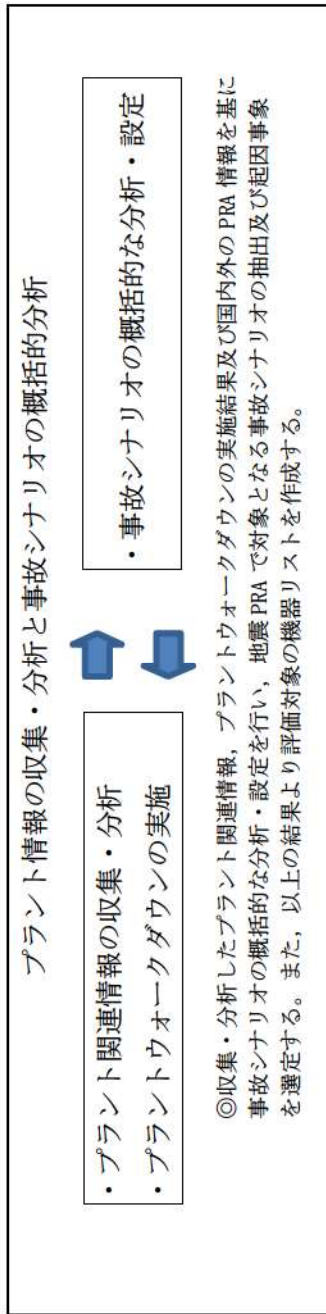


【確率論的地震ハザード確定後の
地震PRA評価完了後にご説明】

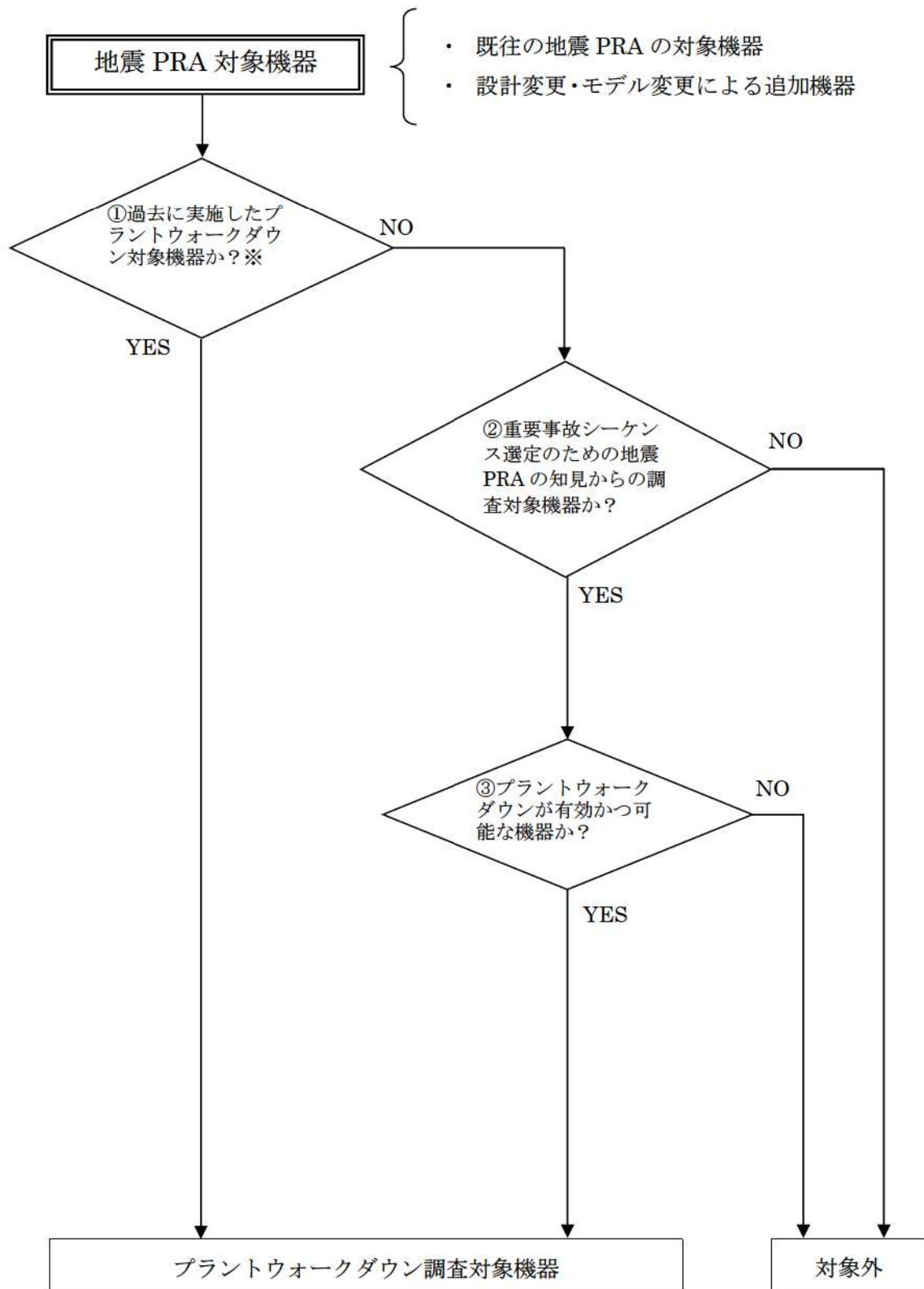
第3.2.1.d-11 表 相関仮定に係る感度解析結果



【確率論的地震ハザード確定後の
地震PRA評価完了後にご説明】

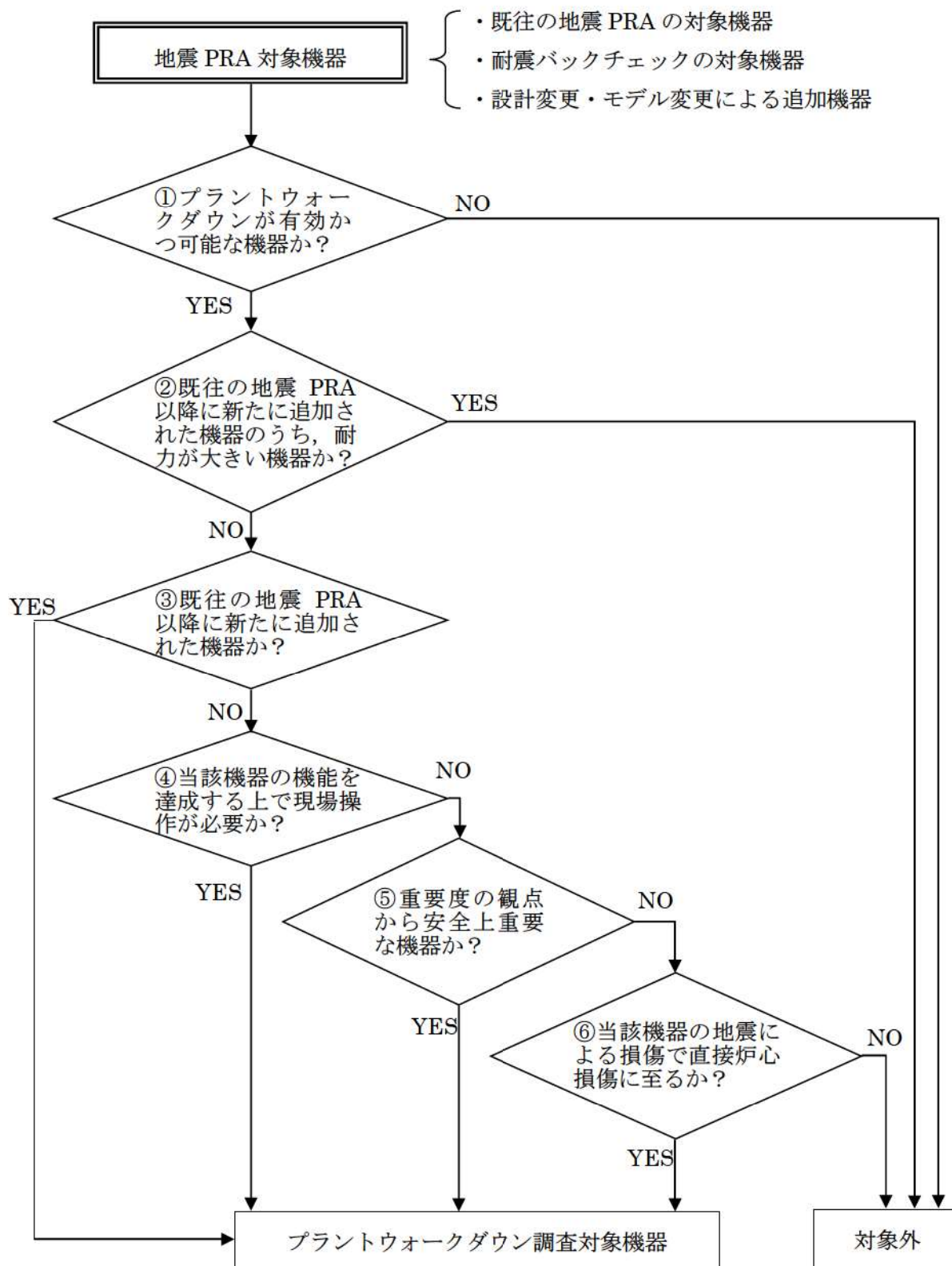


第3.2.1-1 図 地震PRA評価フロー



※次ページ参照

第 3.2.1. a-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー (1/2)



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

A) 耐震安全性の確認

対象機器本体の評価

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

アンカーボルト評価

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

二次的影響について

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

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

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

B) リカバリー操作の確認

アクセス性

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

現場操作性

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

C) モデル化の前提条件の確認

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

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



余熱除去ポンプ 名称



余熱除去ポンプ 外観

第3.2.1.a-2図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (4/6)



余熱除去ポンプ 据付部



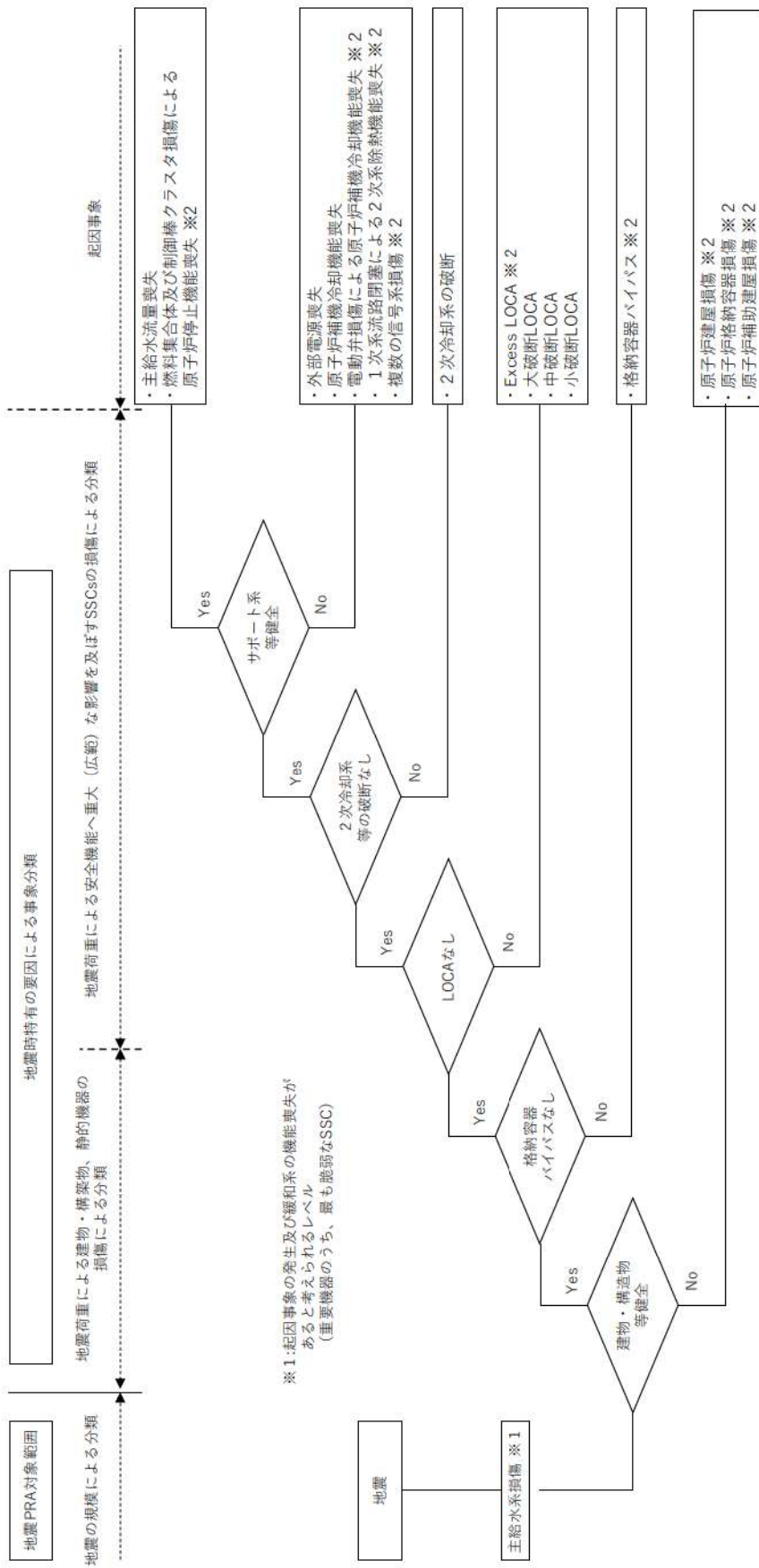
余熱除去ポンプ 周辺状況

第3.2.1.a-2図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (5/6)



余熱除去ポンプ 配管周辺部

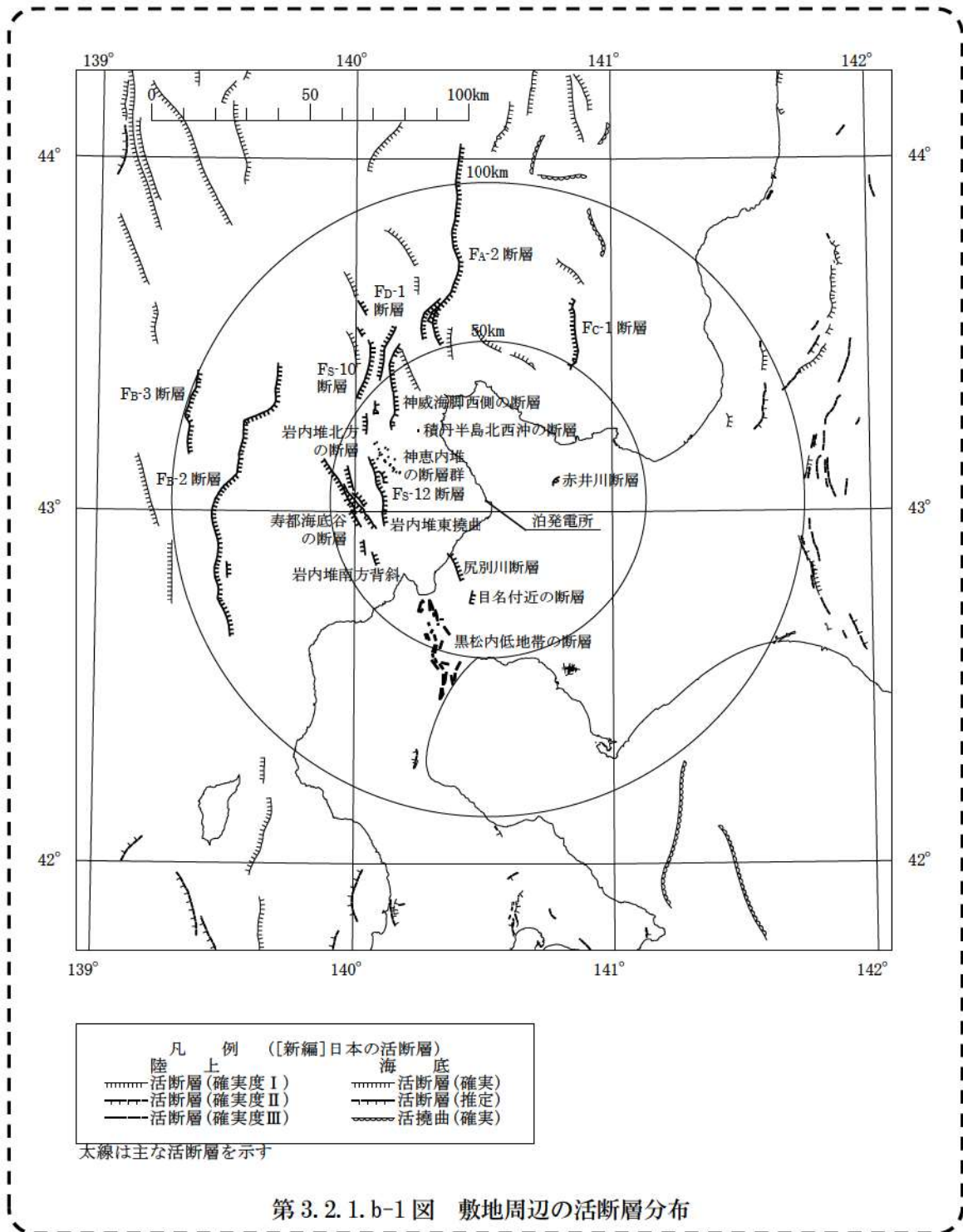
第3.2.1.a-2図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (6/6)



※1:起因事象の発生及び緩和系の機能喪失があると考えられるレベル(重要機器のうち、最も脆弱なSSC)

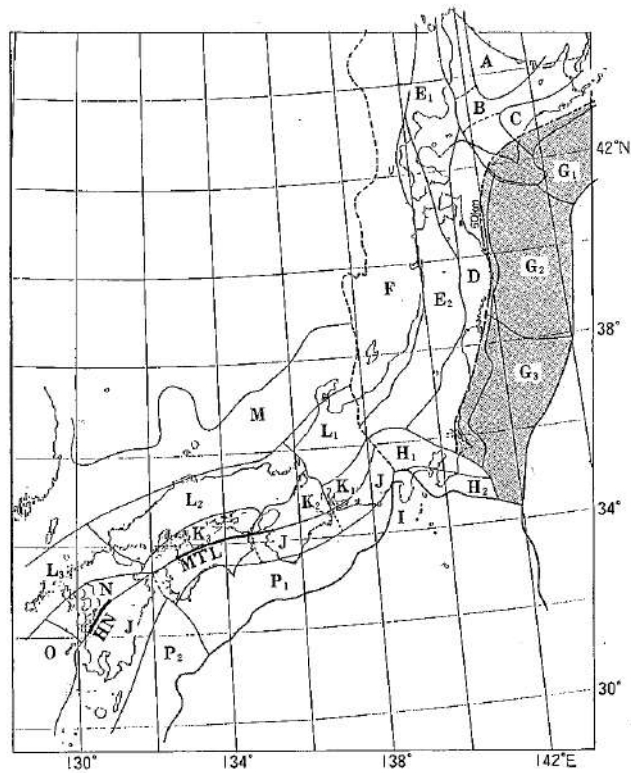
※2:直接炉心損傷に至る事象として取り扱う

第3.2.1.a-3 図 起因事象の抽出フロー

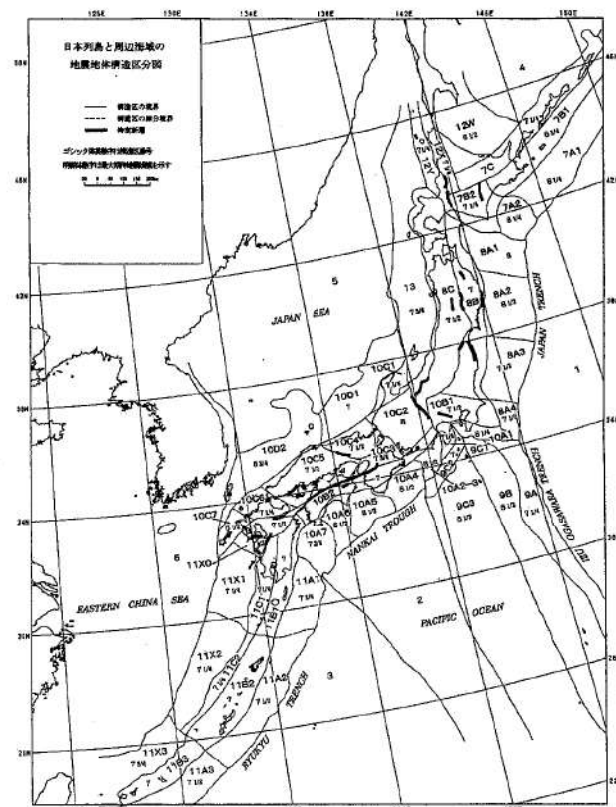


第 3.2.1.b-1 図 敷地周辺の活断層分布

追而【地震ハザード評価結果を反映】

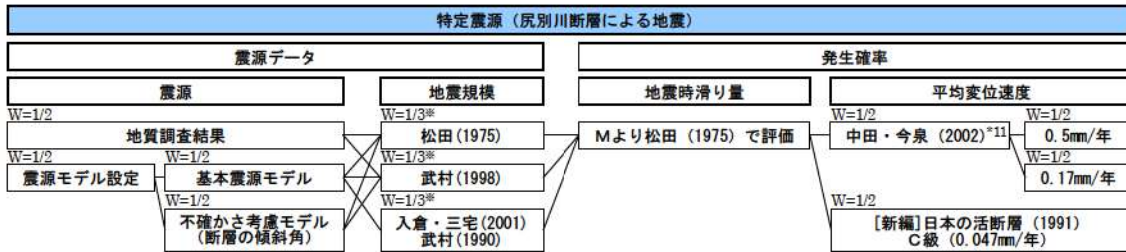


第 3. 2. 1. b-2 図 (1/2) 萩原 (1991) による領域区分



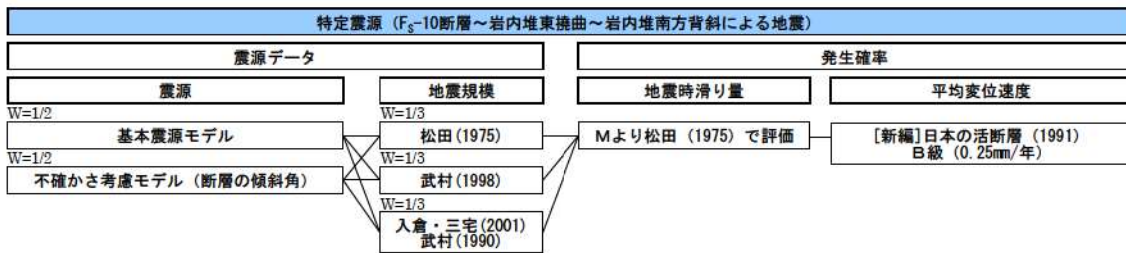
第 3. 2. 1. b-2 図 (2/2) 垣見ほか (2003) による領域区分

追而【地震ハザード評価結果を反映】

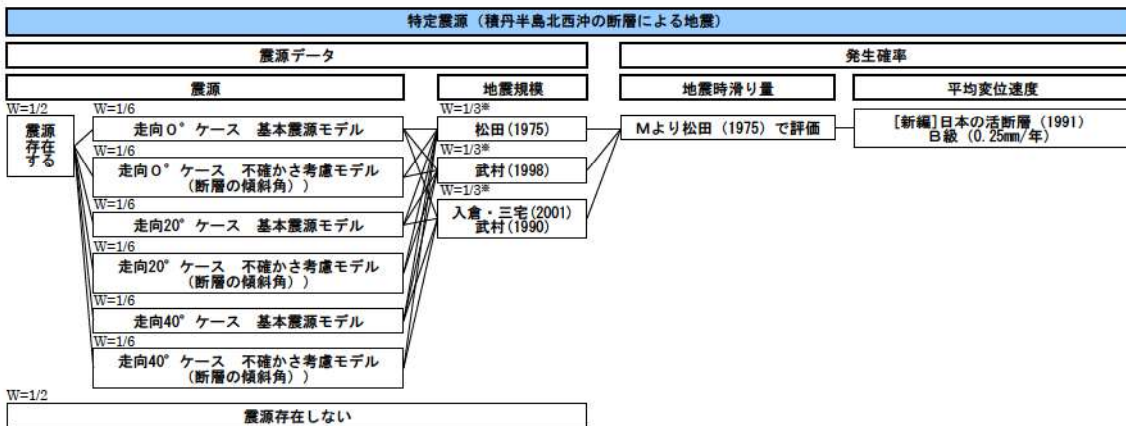


※ 地質調査結果および不確かさ考慮モデル(断層の傾斜角)については、入倉・三宅(2001)、武村(1990)の分岐がないため、重みは松田(1975)を1/2、武村(1998)を1/2とする。

第3.2.1.b-3図(1/7) ロジックツリー(特定震源その1)

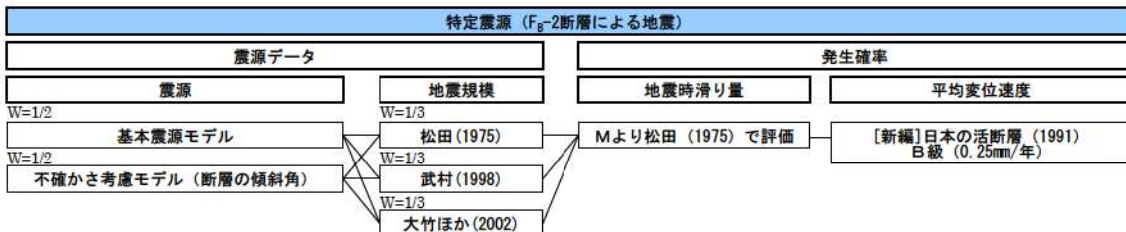


第3.2.1.b-3図(2/7) ロジックツリー(特定震源その2)



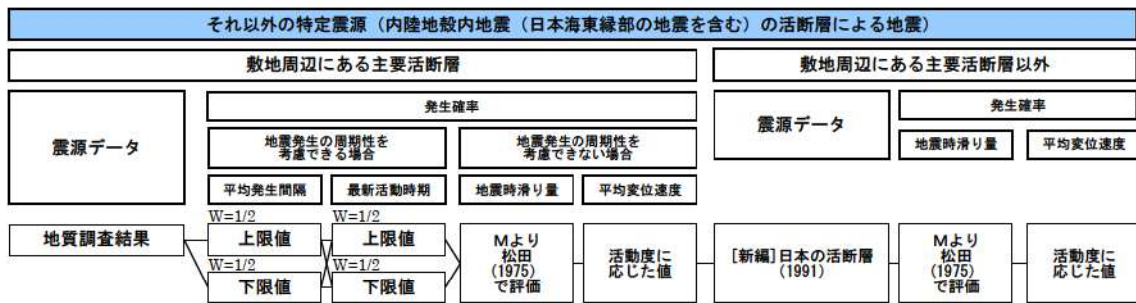
※ 不確かさ考慮モデル(断層の傾斜角)については、入倉・三宅(2001)、武村(1990)の分岐がないため、重みは松田(1975)を1/2、武村(1998)を1/2とする。

第3.2.1.b-3図(3/7) ロジックツリー(特定震源その3)

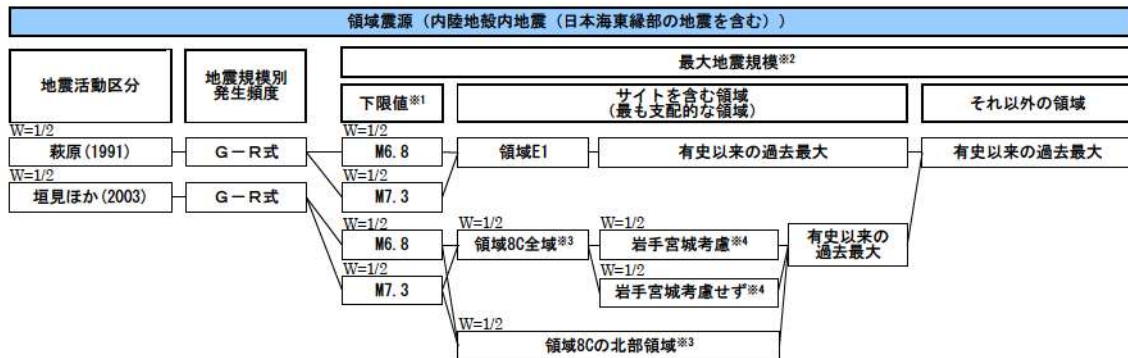


第3.2.1.b-3図(4/7) ロジックツリー(特定震源その4)

追而【地震ハザード評価結果を反映】

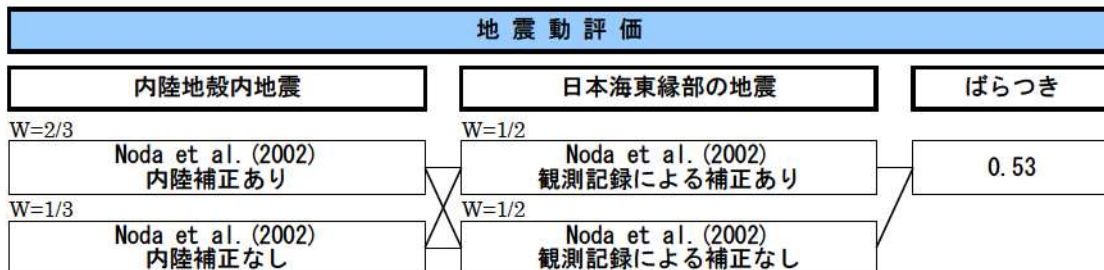


第 3. 2. 1. b-3 図 (5/7) ロジックツリー（特定震源その 5）



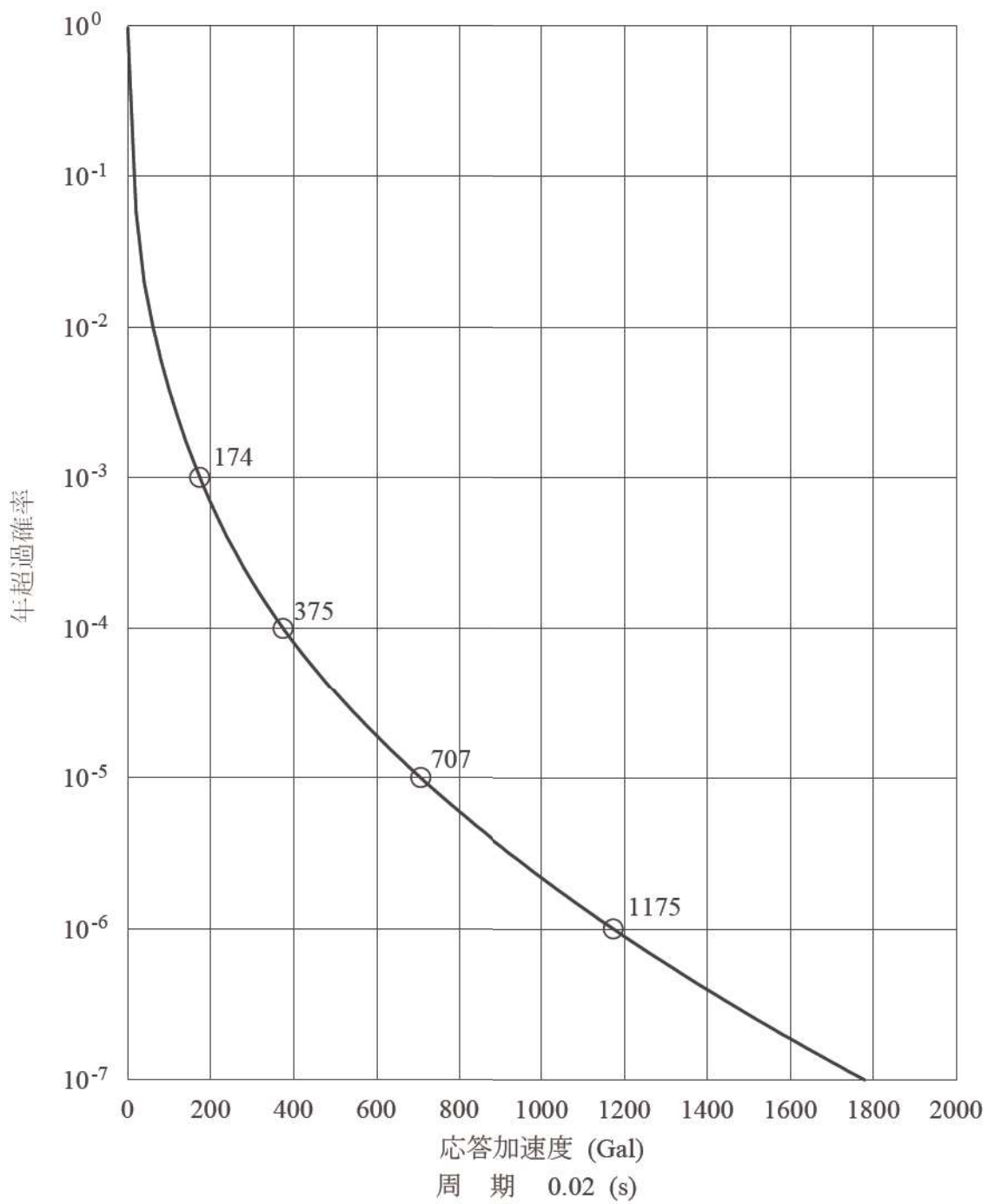
※1 最大地震規模の下限値として、地震調査委員会(2013)¹²のモデル1(M6.8)およびモデル2(M7.3)の地震規模を参考に分岐を考慮する。
 ※2 過去最大地震規模と下限値を比較し、大きい方を最大地震規模として採用する。最大地震規模に幅がある場合は等分した分岐を考慮する。
 ※3 垣見ほか(2003)に基づく領域8Cは、南北に長大な領域であり、北部領域と南部領域で地震環境が異なる(地震の発生頻度および過去最大地震規模が異なる)ことから、北部領域と南部領域に分割したロジックツリーの分岐を考慮する。
 ※4 岩手・宮城内陸地震に関しては、活断層との関連が指摘されている知見もあることから、ロ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

第 3. 2. 1. b-3 図 (6/7) ロジックツリー（領域震源）



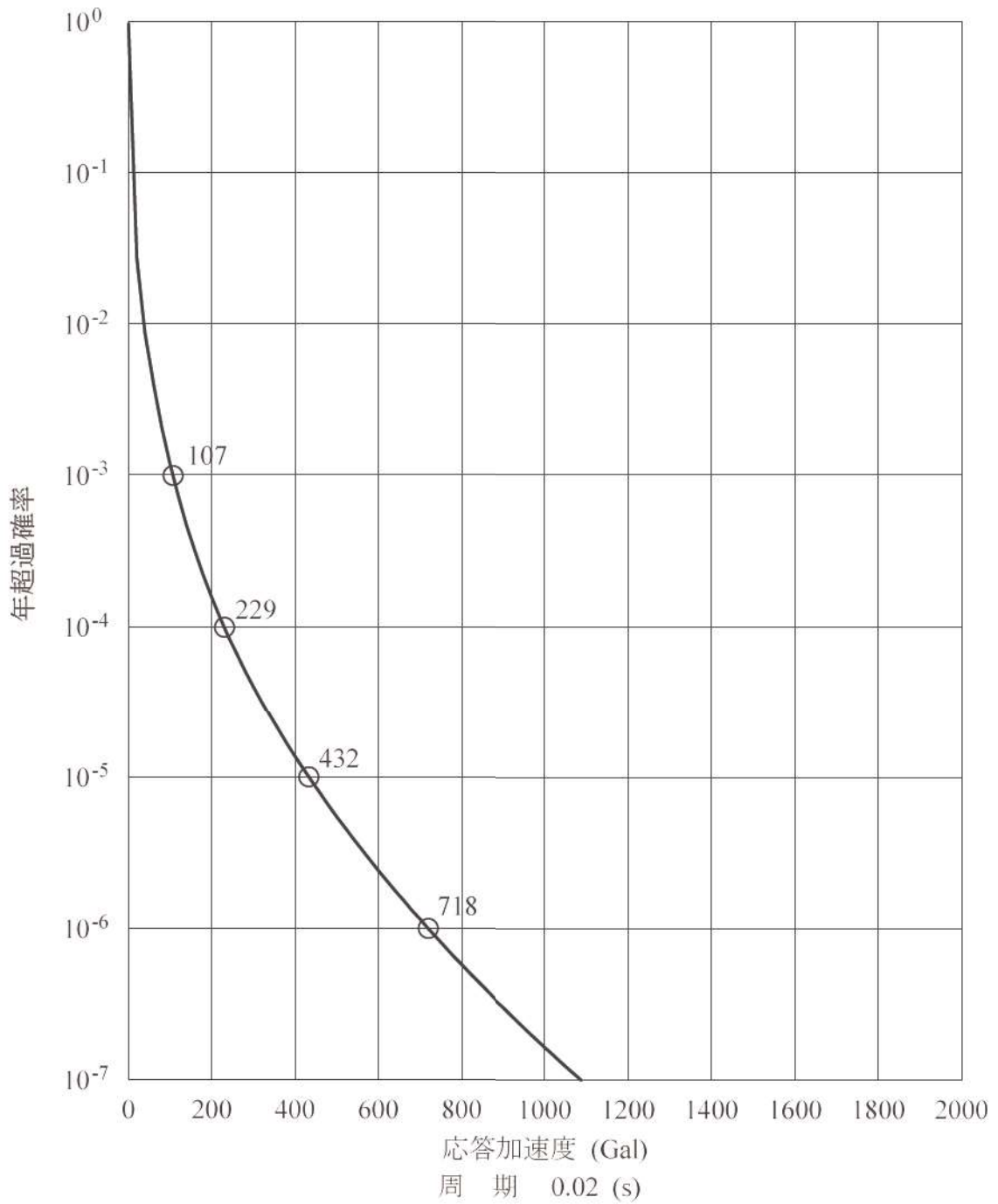
第 3. 2. 1. b-3 図 (7/7) ロジックツリー（地震動評価）

追而【地震ハザード評価結果を反映】



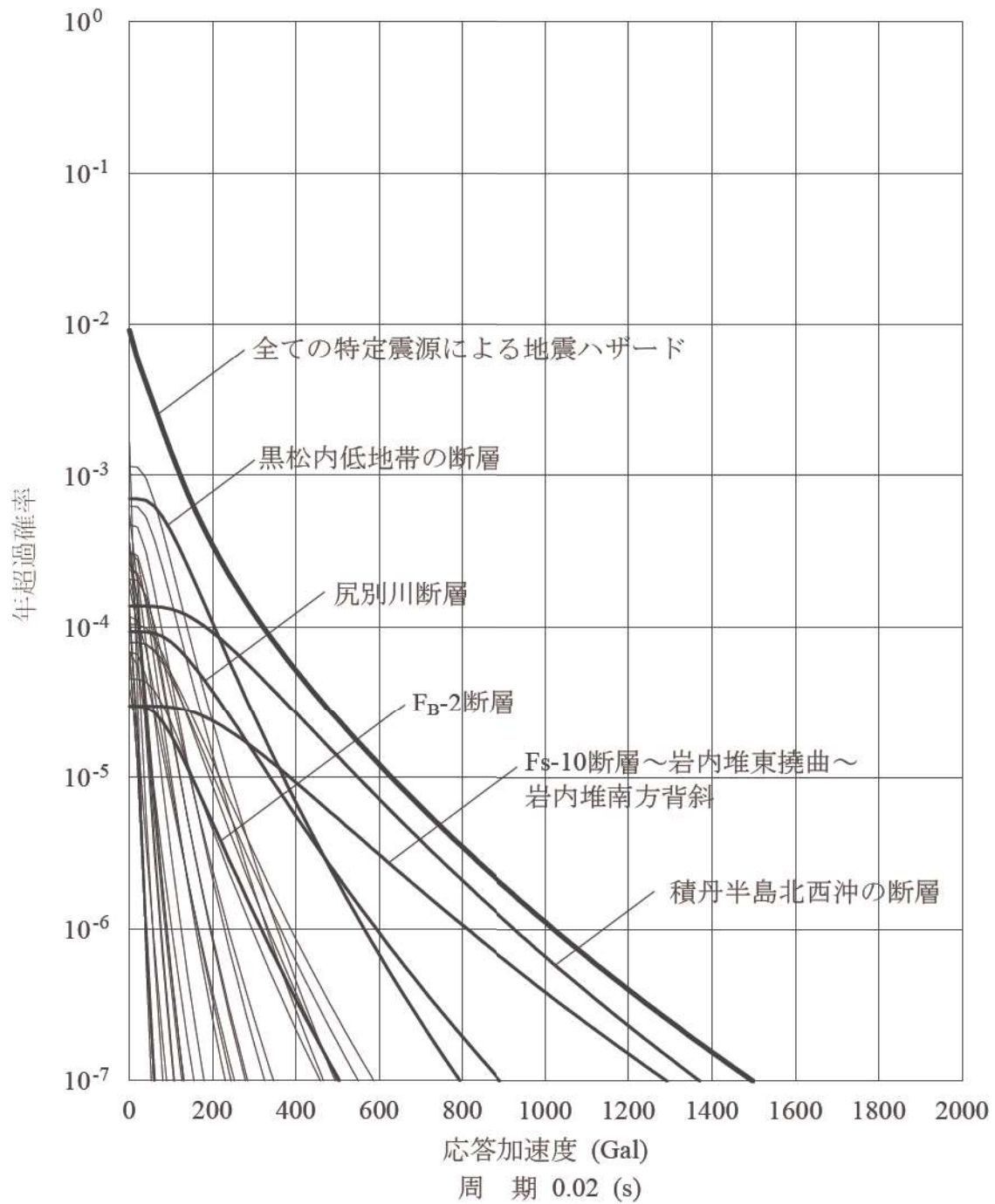
第 3.2.1. b-4 図 (1/2) 平均ハザード曲線 (水平方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



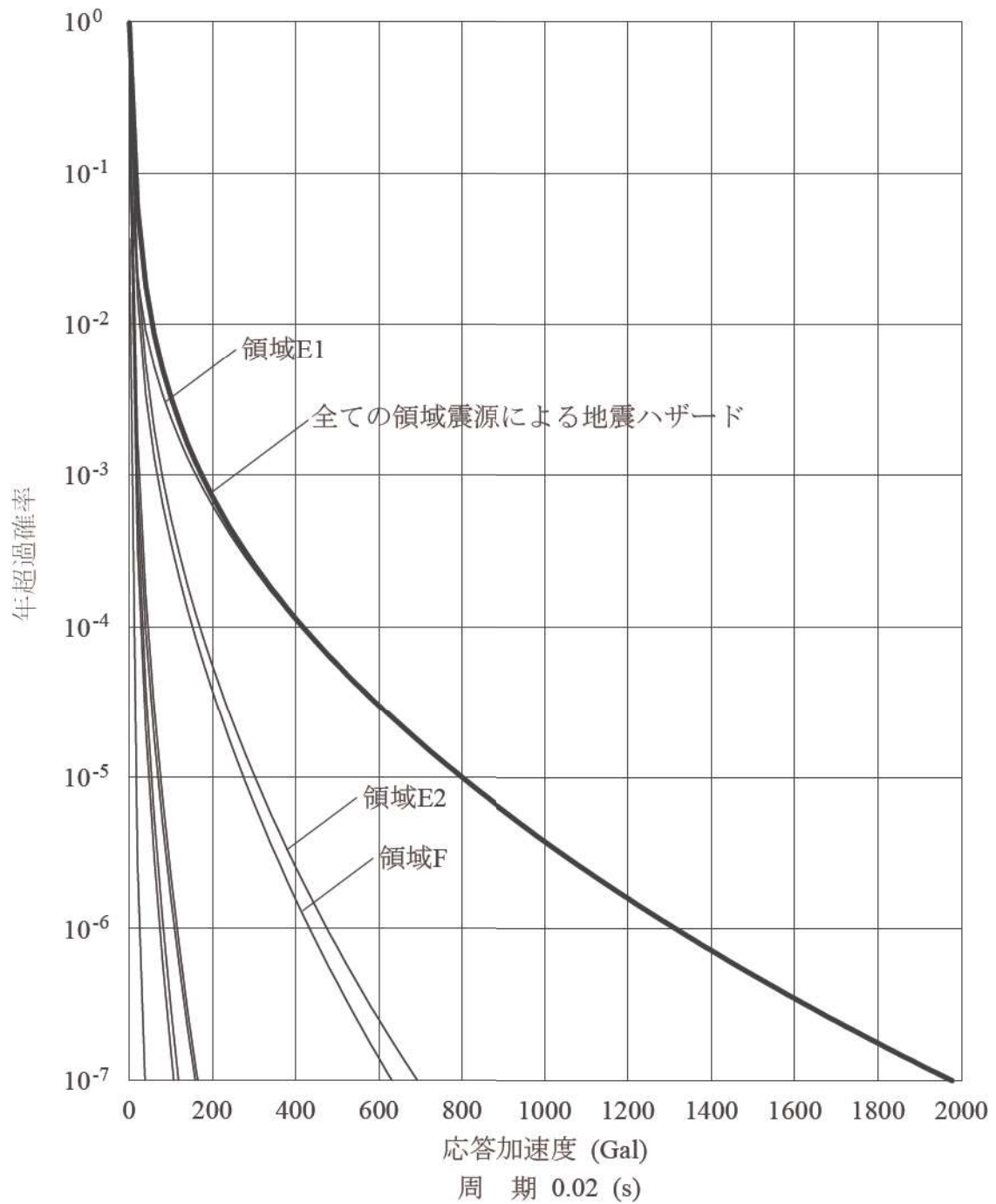
第 3.2.1. b-4 図 (2/2) 平均ハザード曲線 (鉛直方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



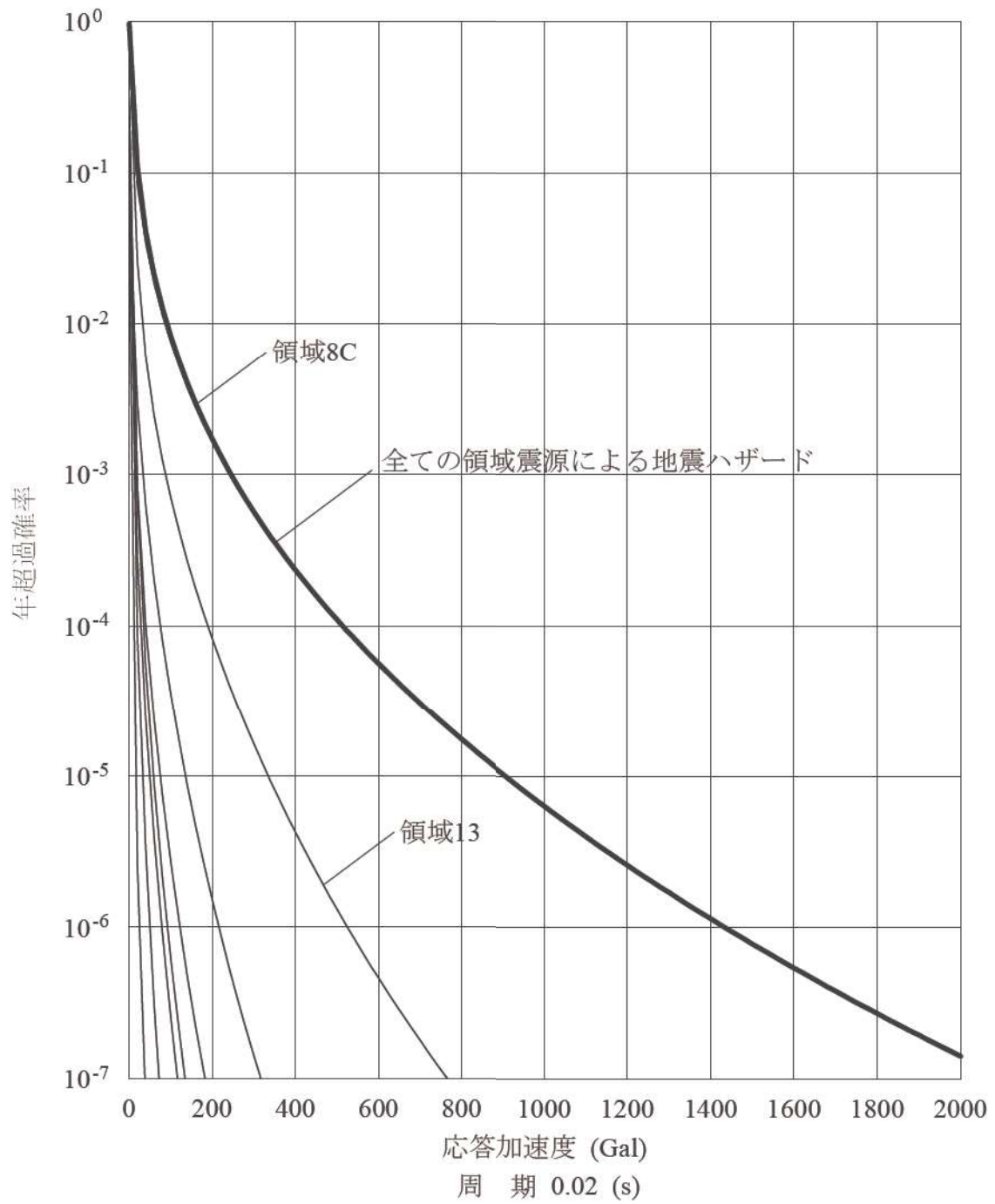
第 3.2.1. b-5 図 (1/5) 震源ごとのハザード曲線 (特定震源)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



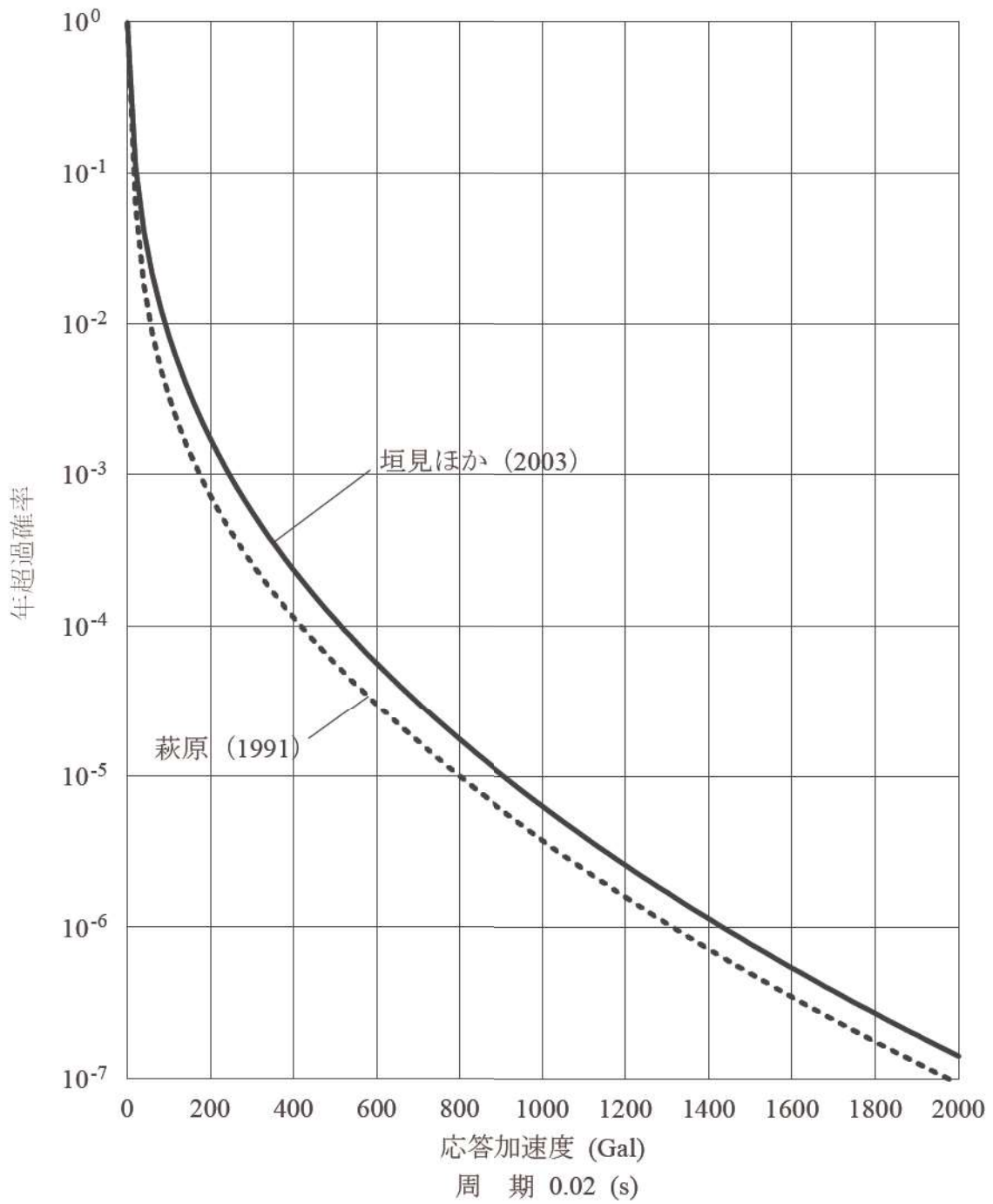
第3.2.1.b-5図 (2/5) 震源ごとのハザード曲線
(萩原 (1991) に基づく領域震源)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



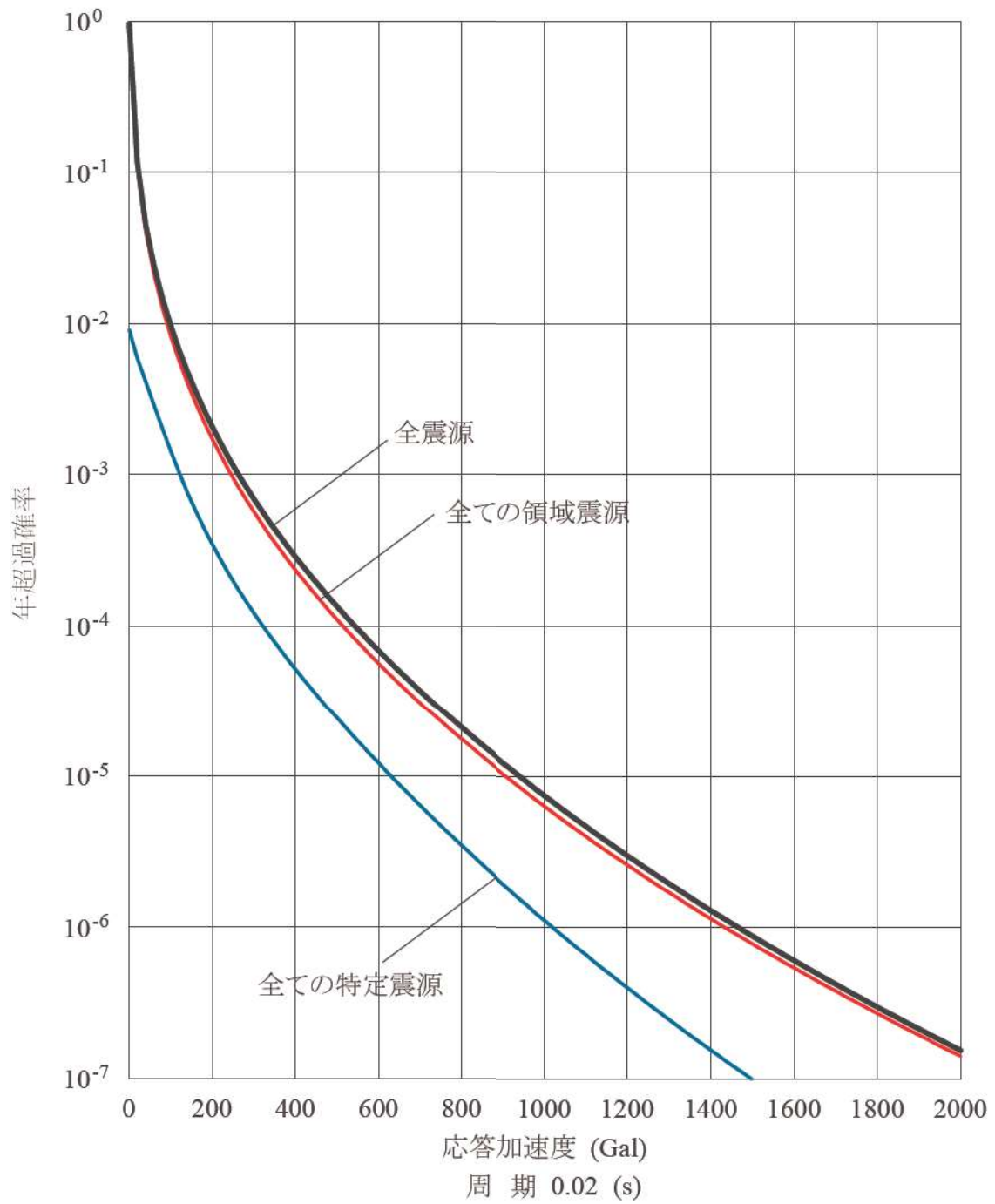
第3.2.1.b-5図 (3/5) 震源ごとのハザード曲線
(垣見ほか (2003) に基づく領域震源)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



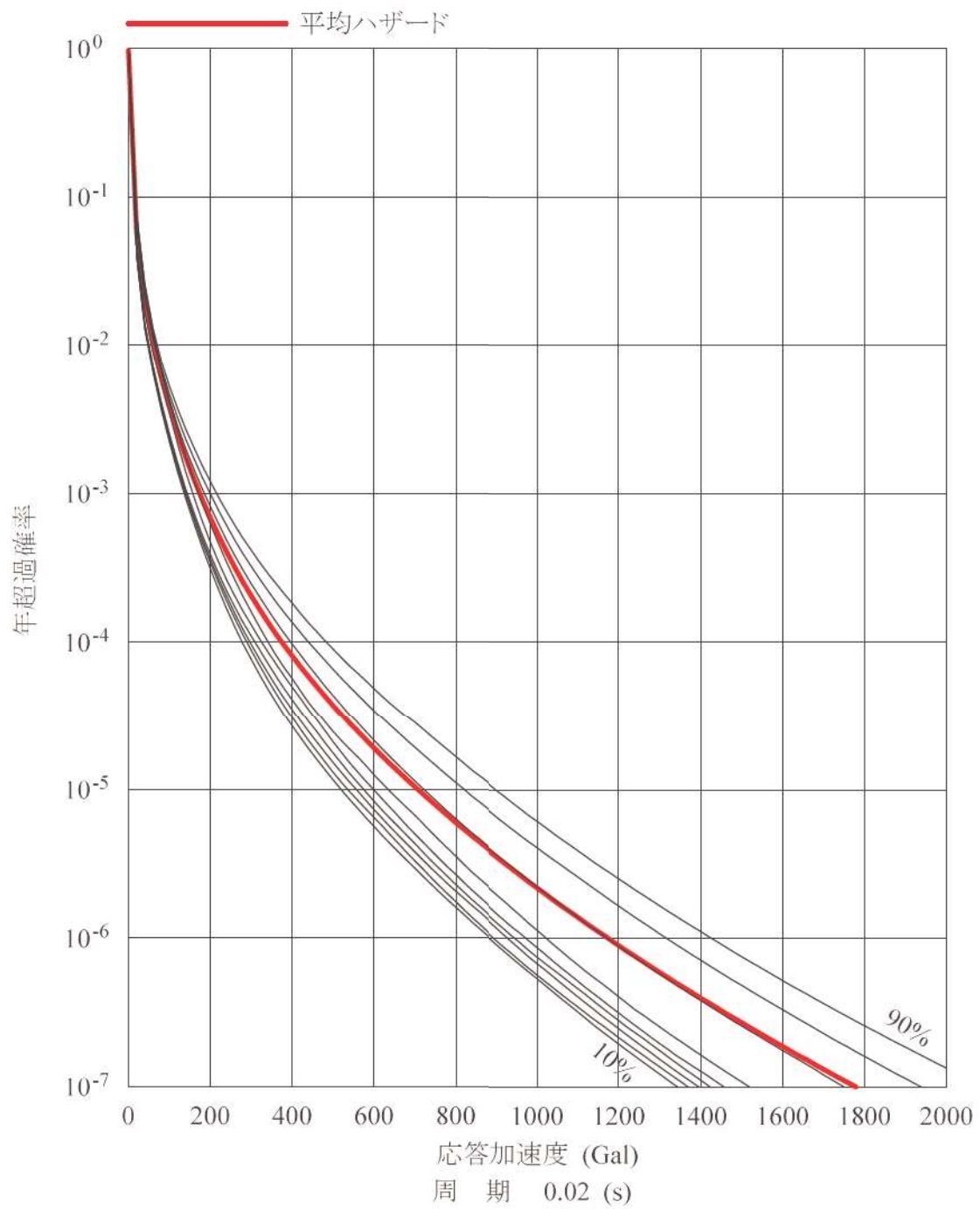
第 3.2.1. b-5 図 (4/5) 震源ごとのハザード曲線 (領域震源)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



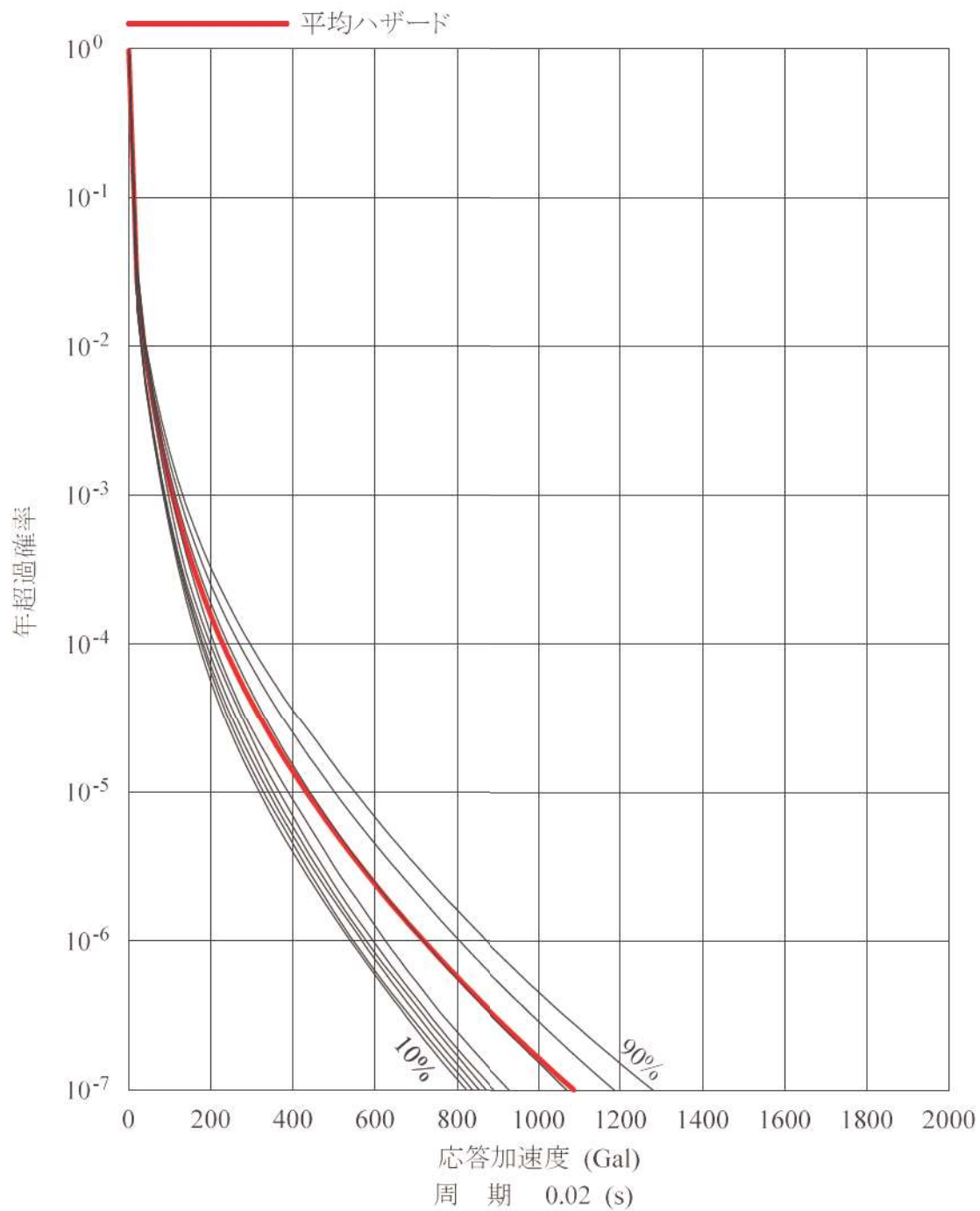
第 3.2.1. b-5 図 (5/5) 震源ごとのハザード曲線 (全震源)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



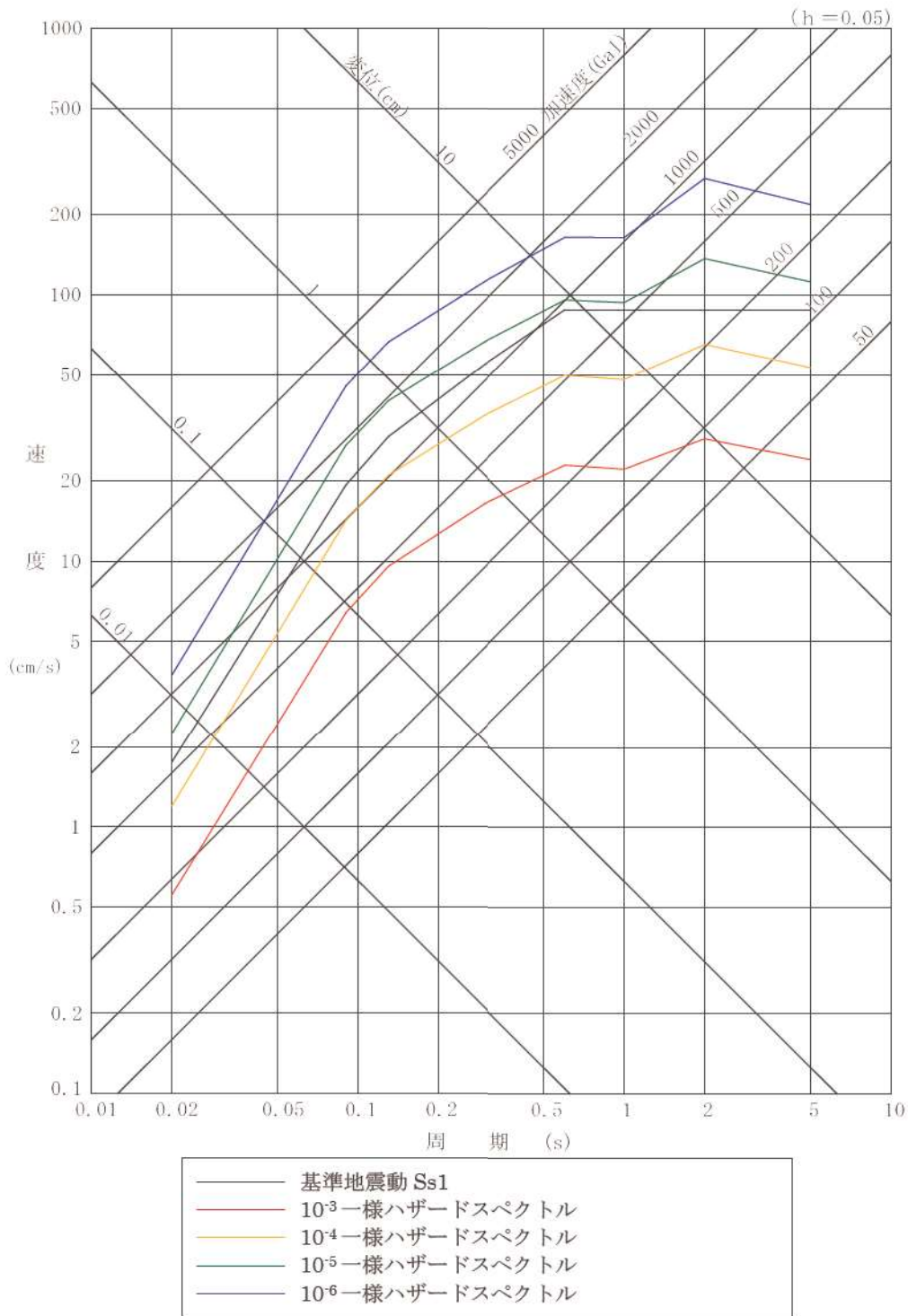
第3.2.1.b-6図 (1/2) フラクタイル地震ハザード曲線 (水平方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



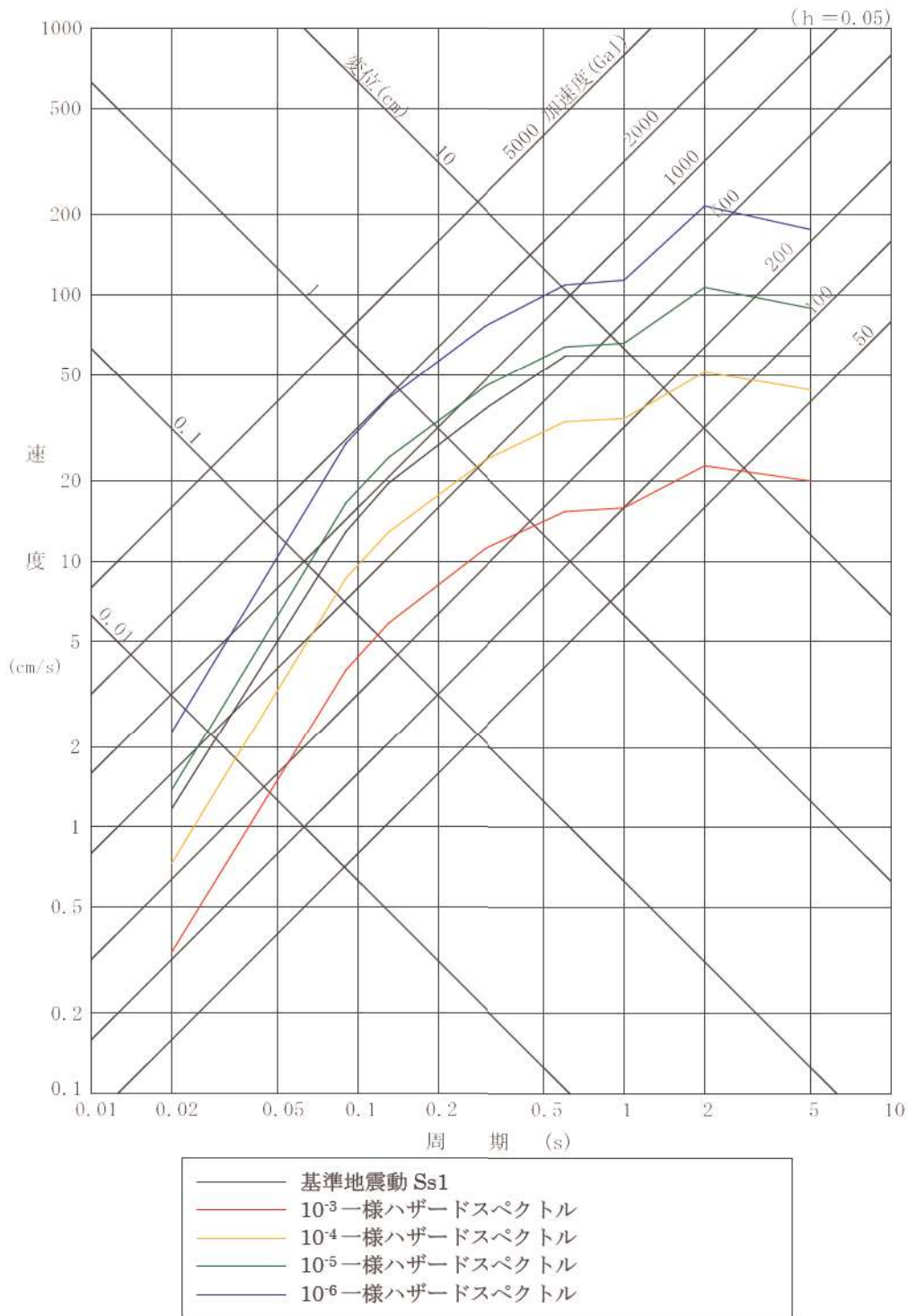
第3.2.1.b-6図 (2/2) フラクタイル地震ハザード曲線 (鉛直方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



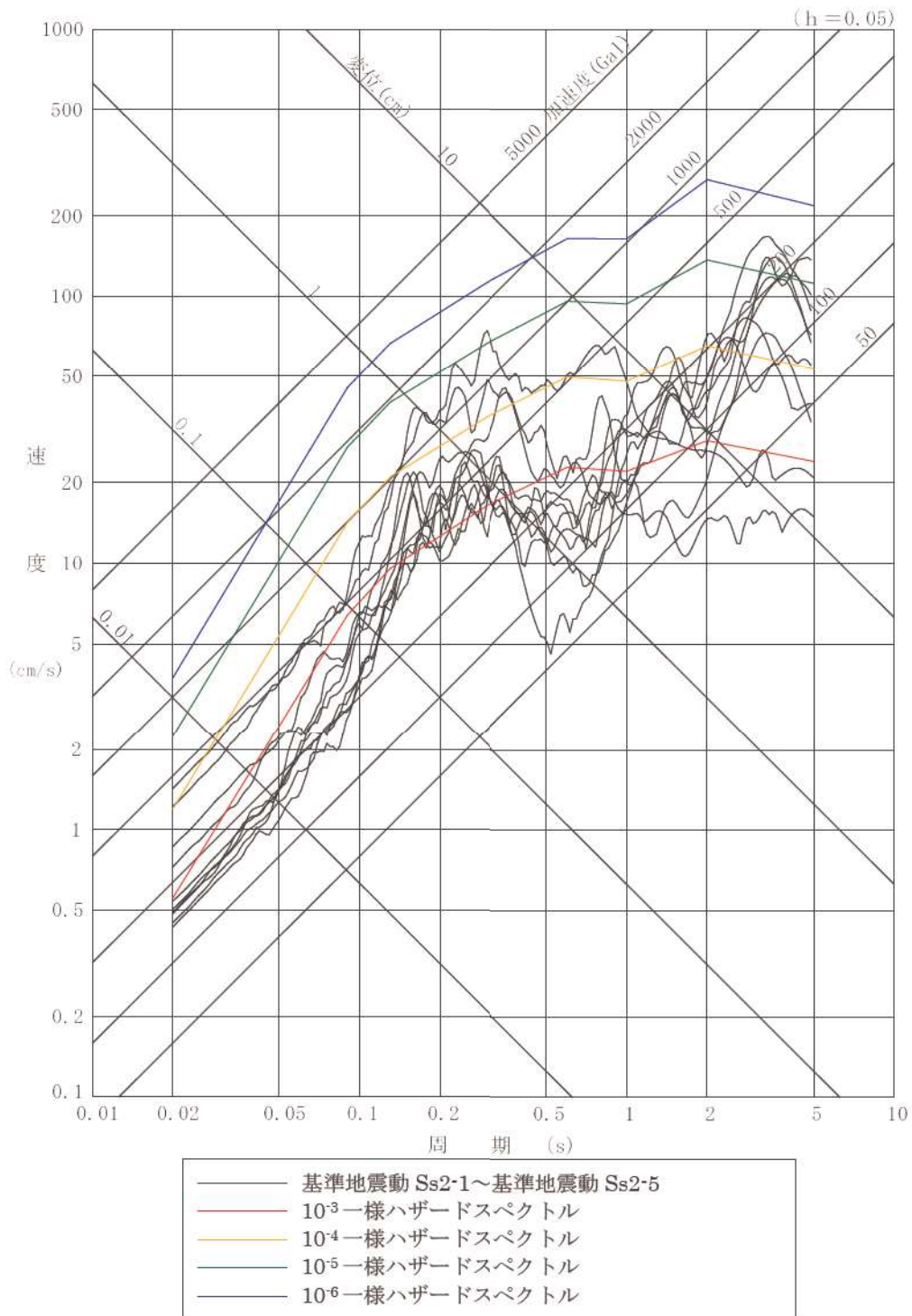
第 3.2.1. b-7 図 (1/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



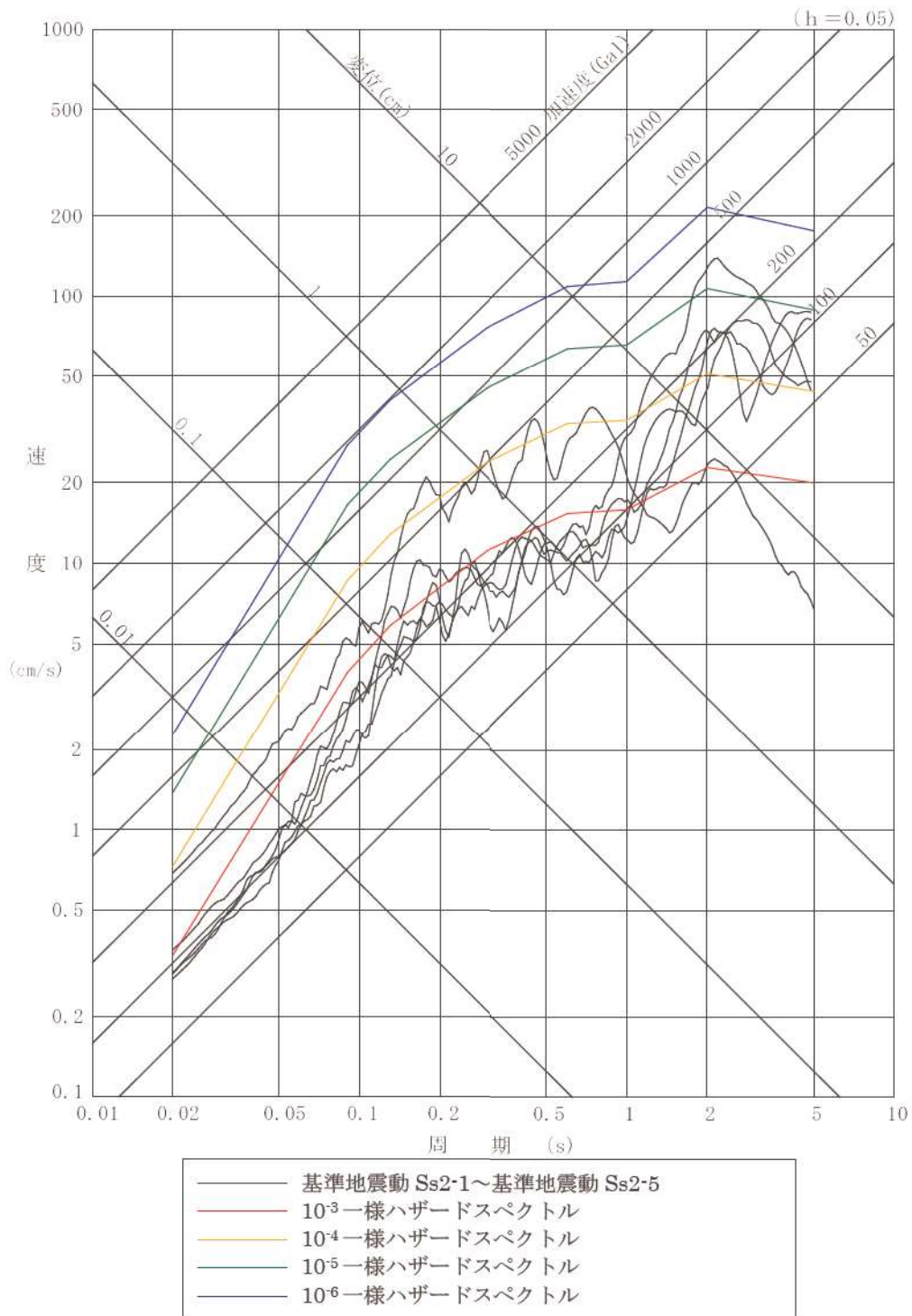
第 3.2.1.b-7 図 (2/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



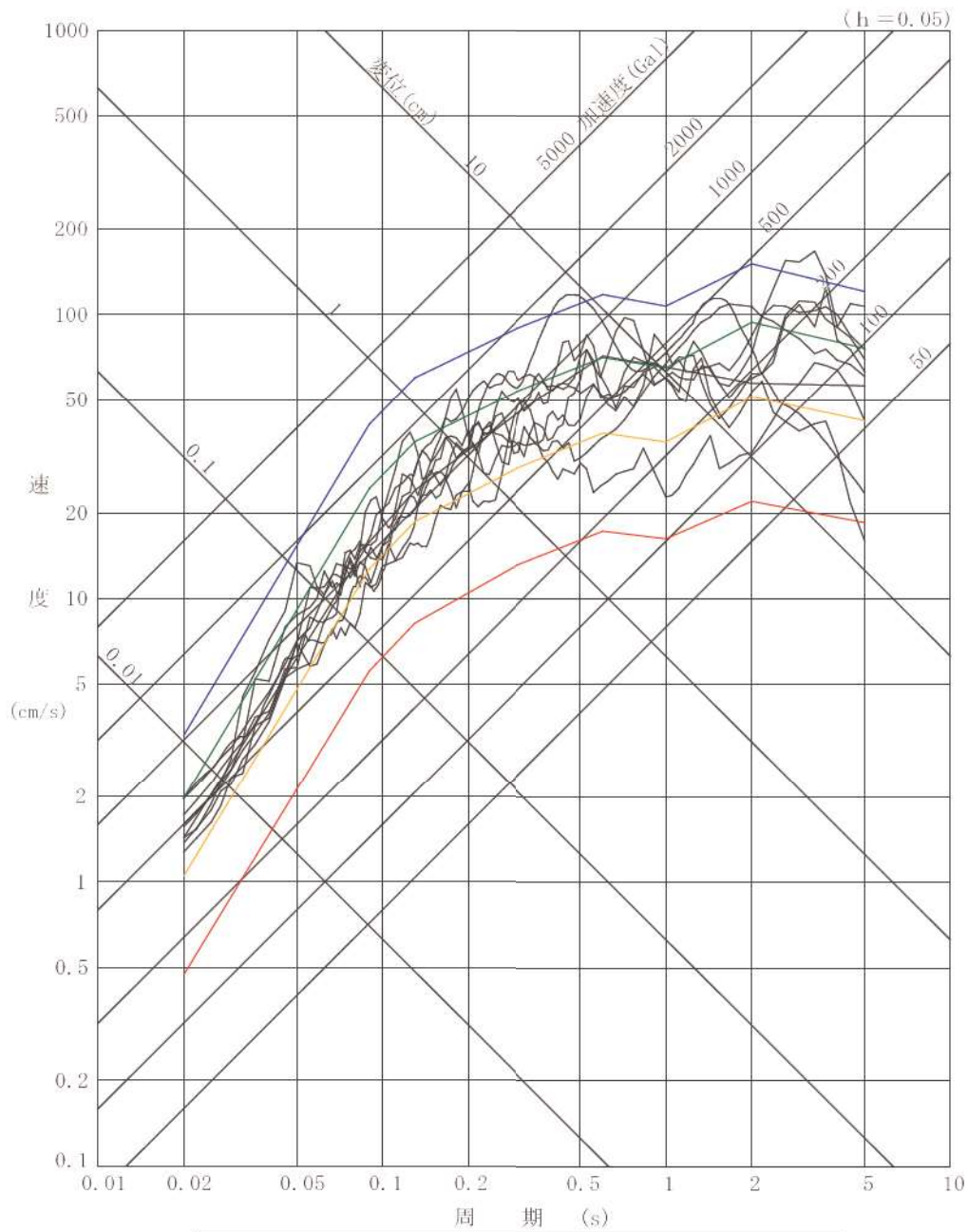
第 3.2.1.b-7 図 (3/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



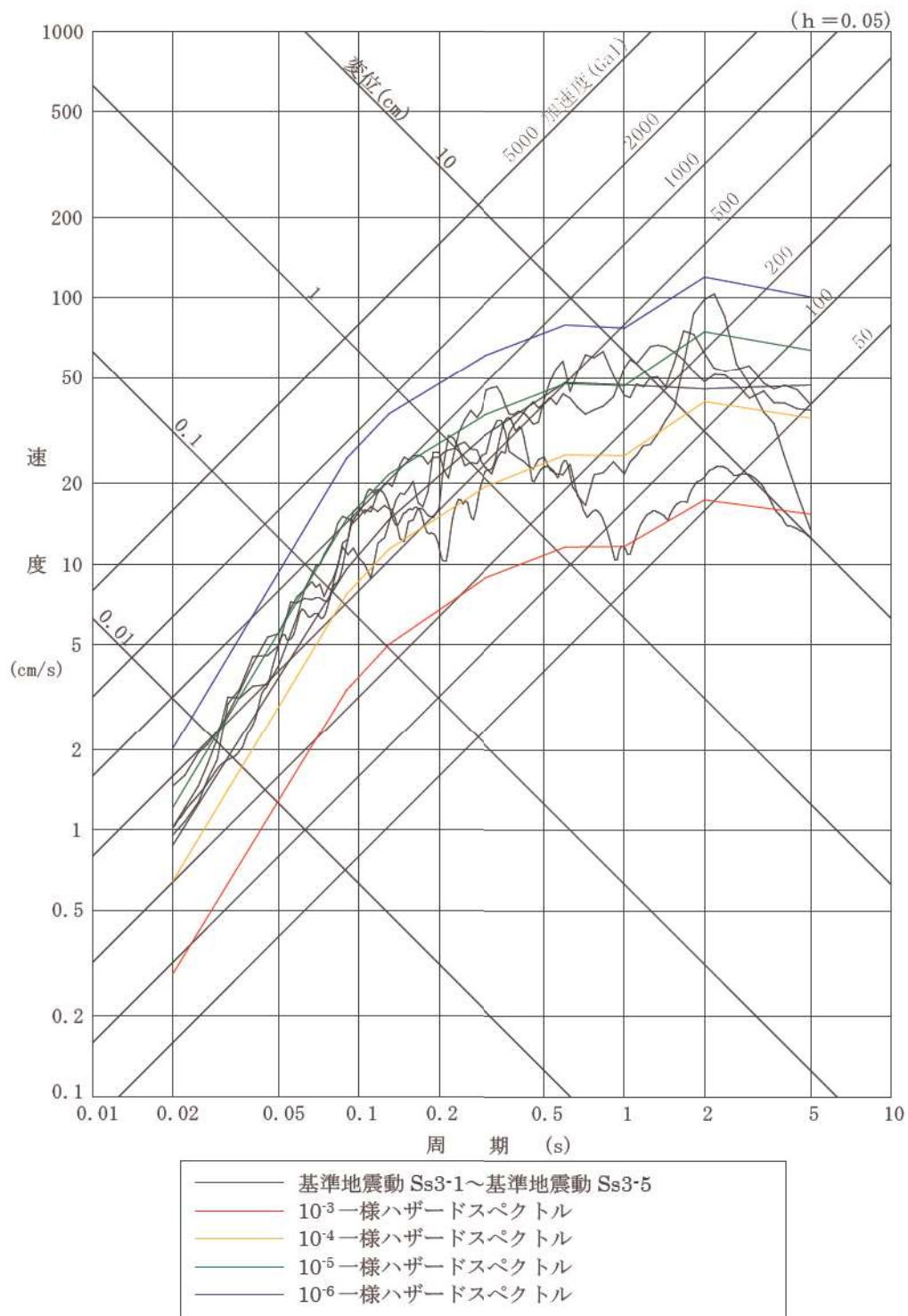
第 3.2.1.b-7 図 (4/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



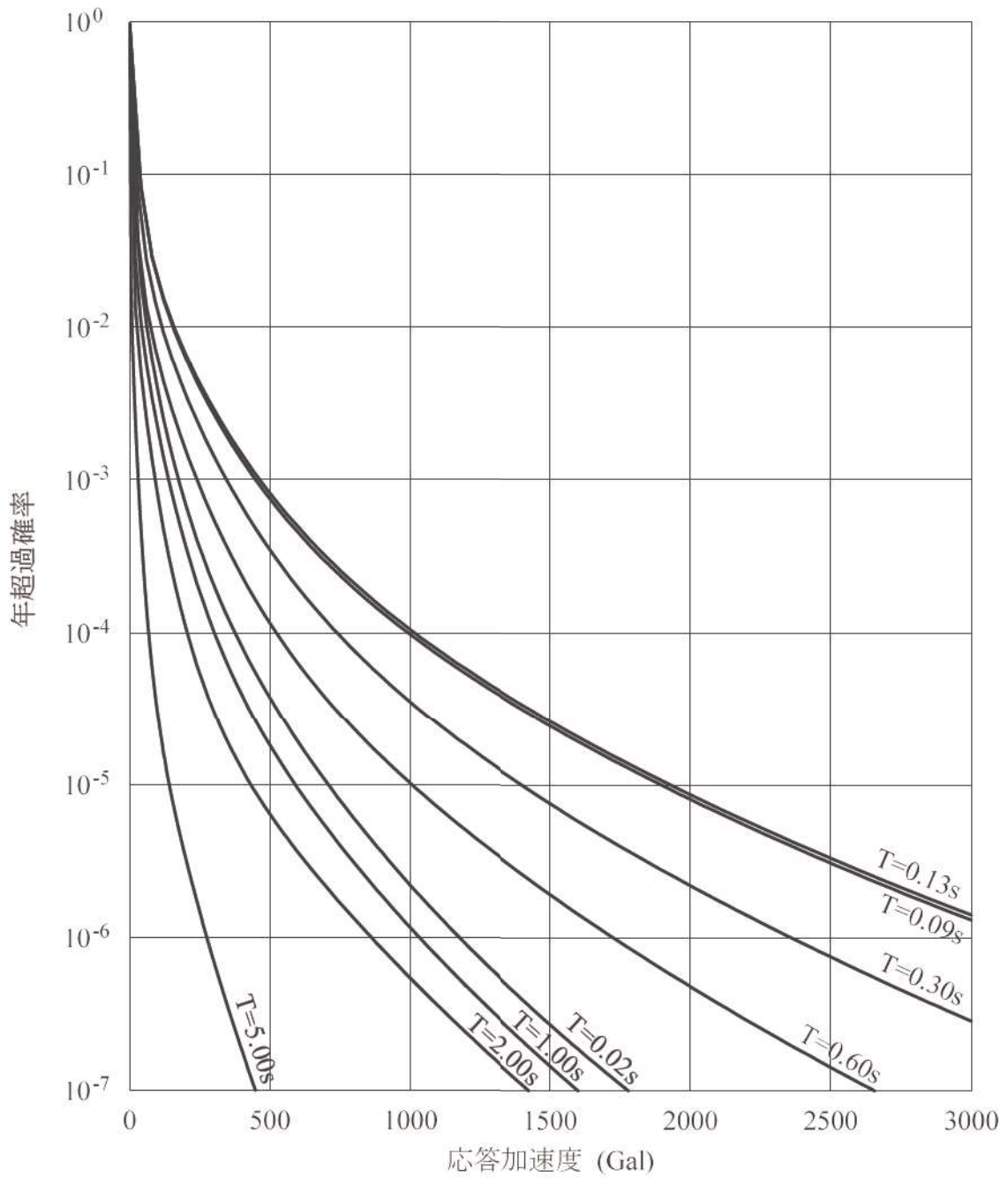
第3.2.1.b-7図 (5/6) 基準地震動 S_s の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル (領域震源) との比較 (水平方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



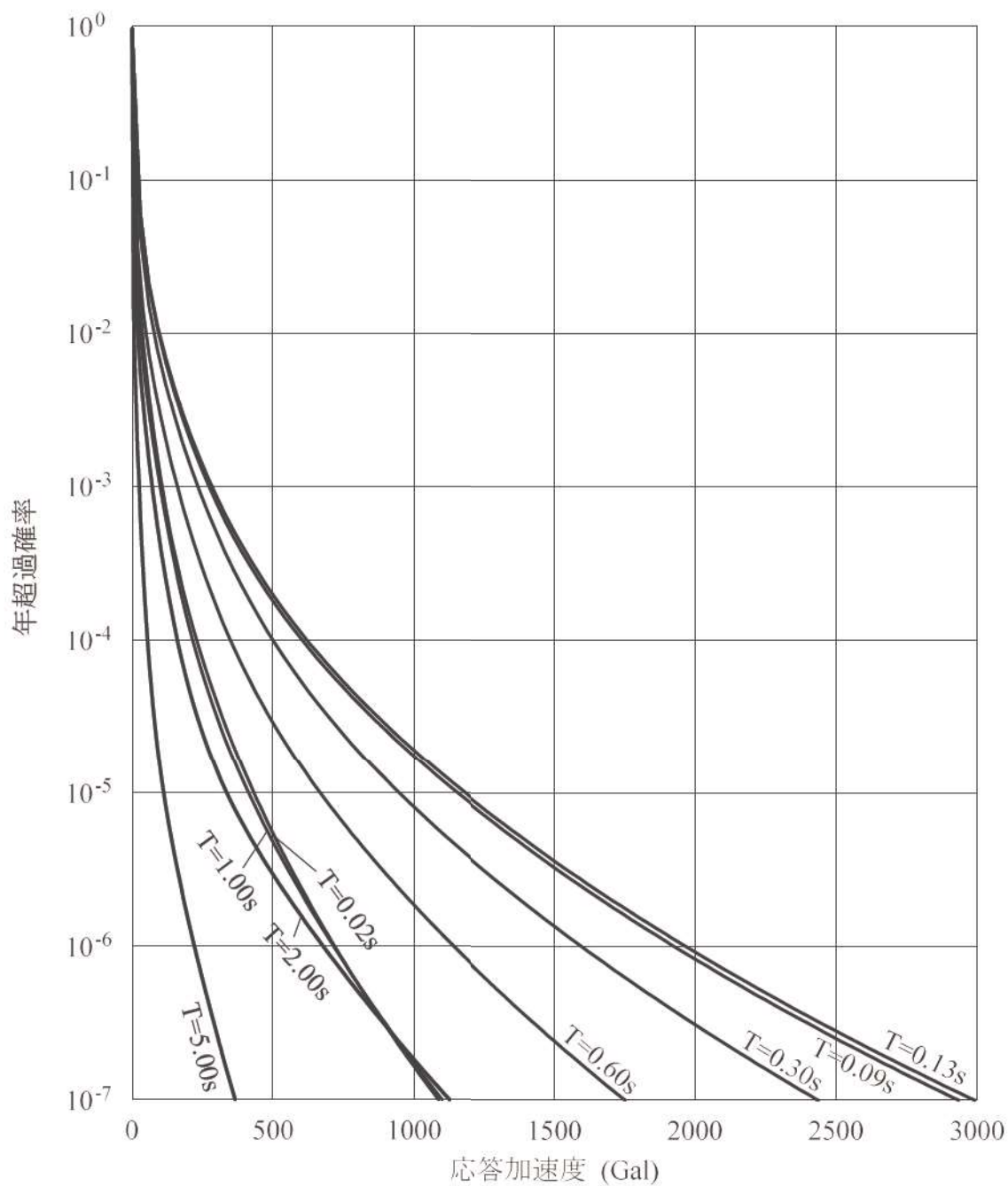
第 3.2.1. b-7 図 (6/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル (領域震源) との比較 (鉛直方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



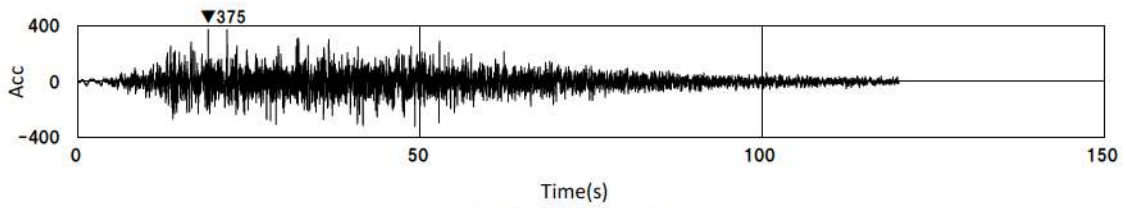
第 3.2.1.b-8 図 (1/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (水平方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】

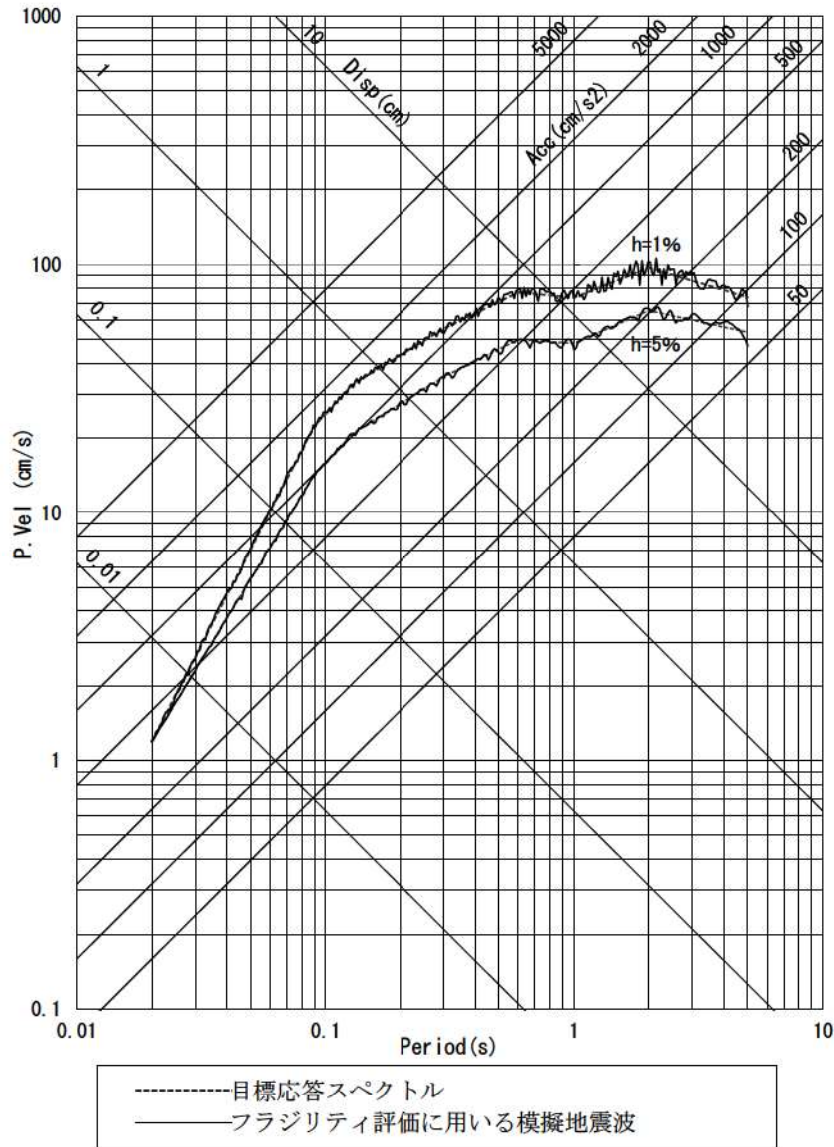


第 3.2.1. b-8 図 (2/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (鉛直方向)

追而【地震ハザード評価結果を反映】



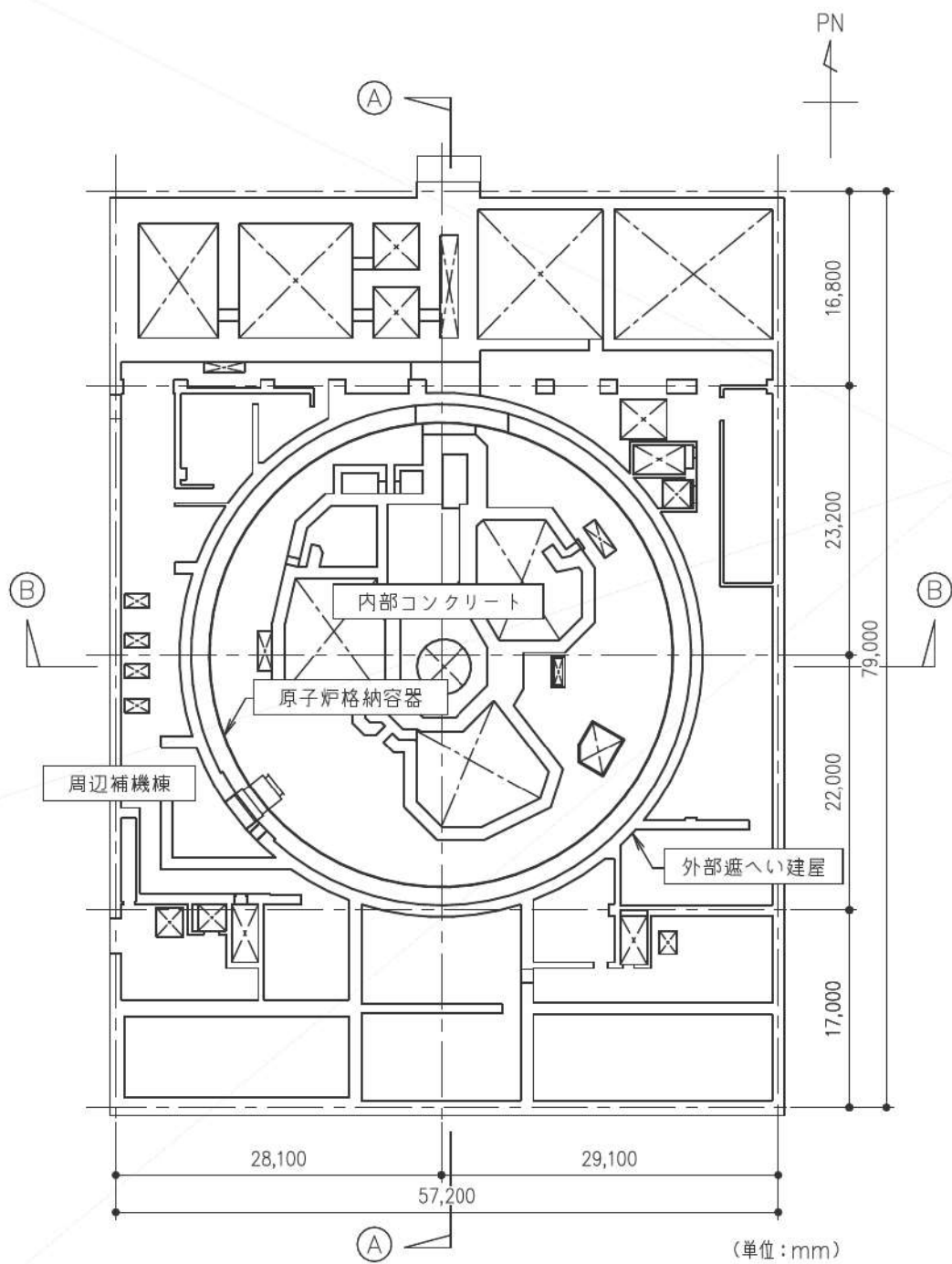
(1) 加速度時刻歴波形



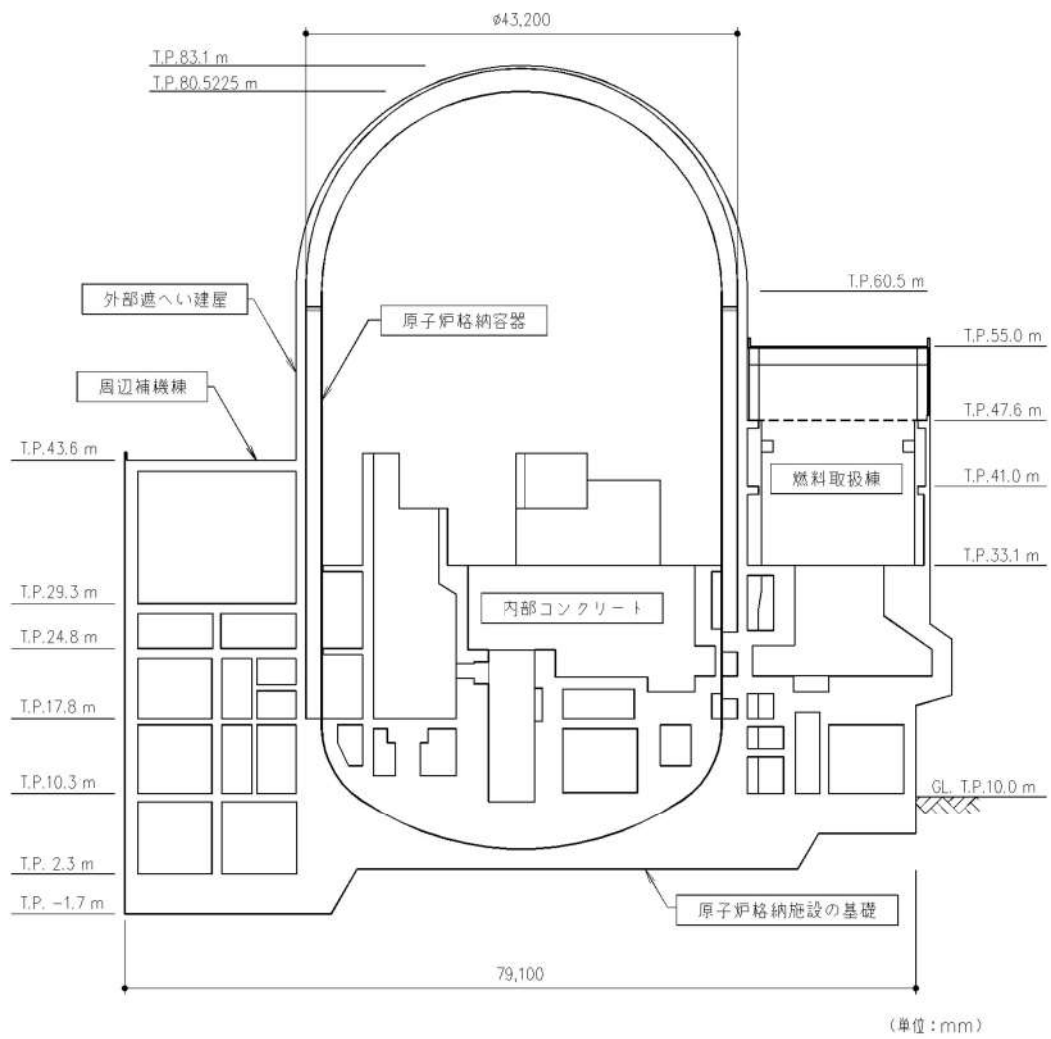
(2) 応答スペクトル

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

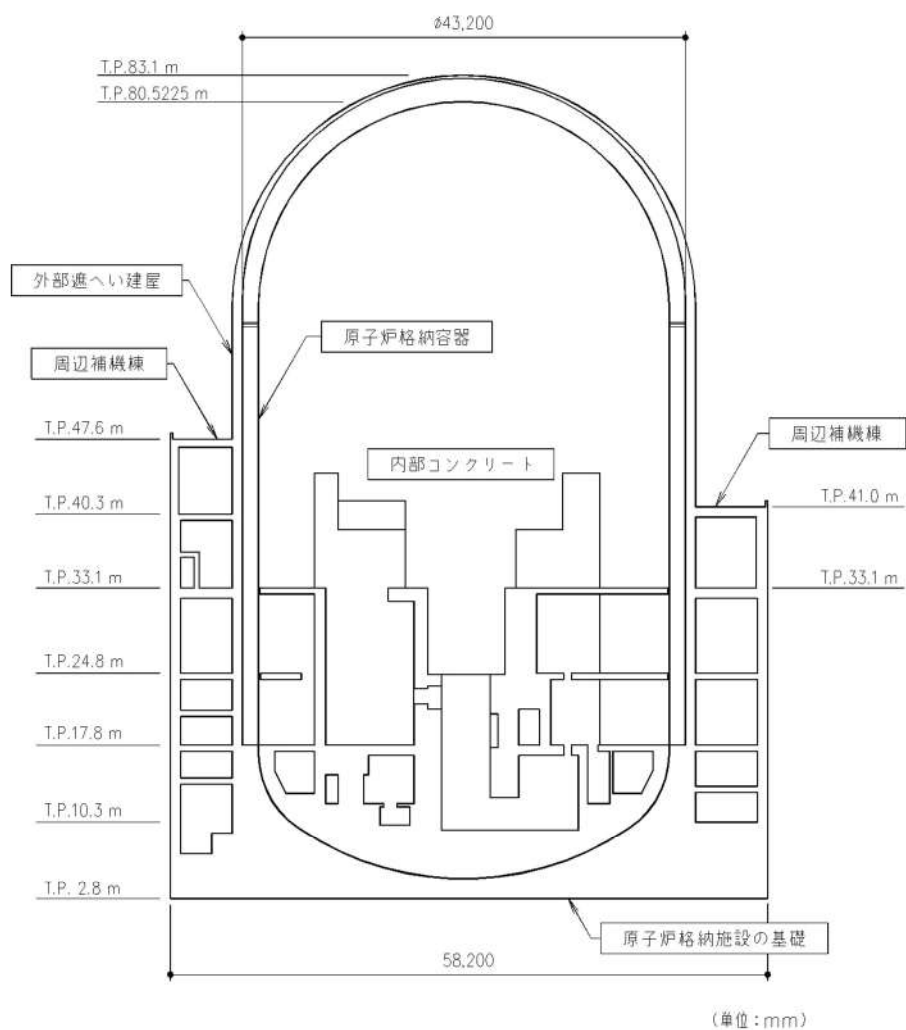
追而【地震ハザード評価結果を反映】



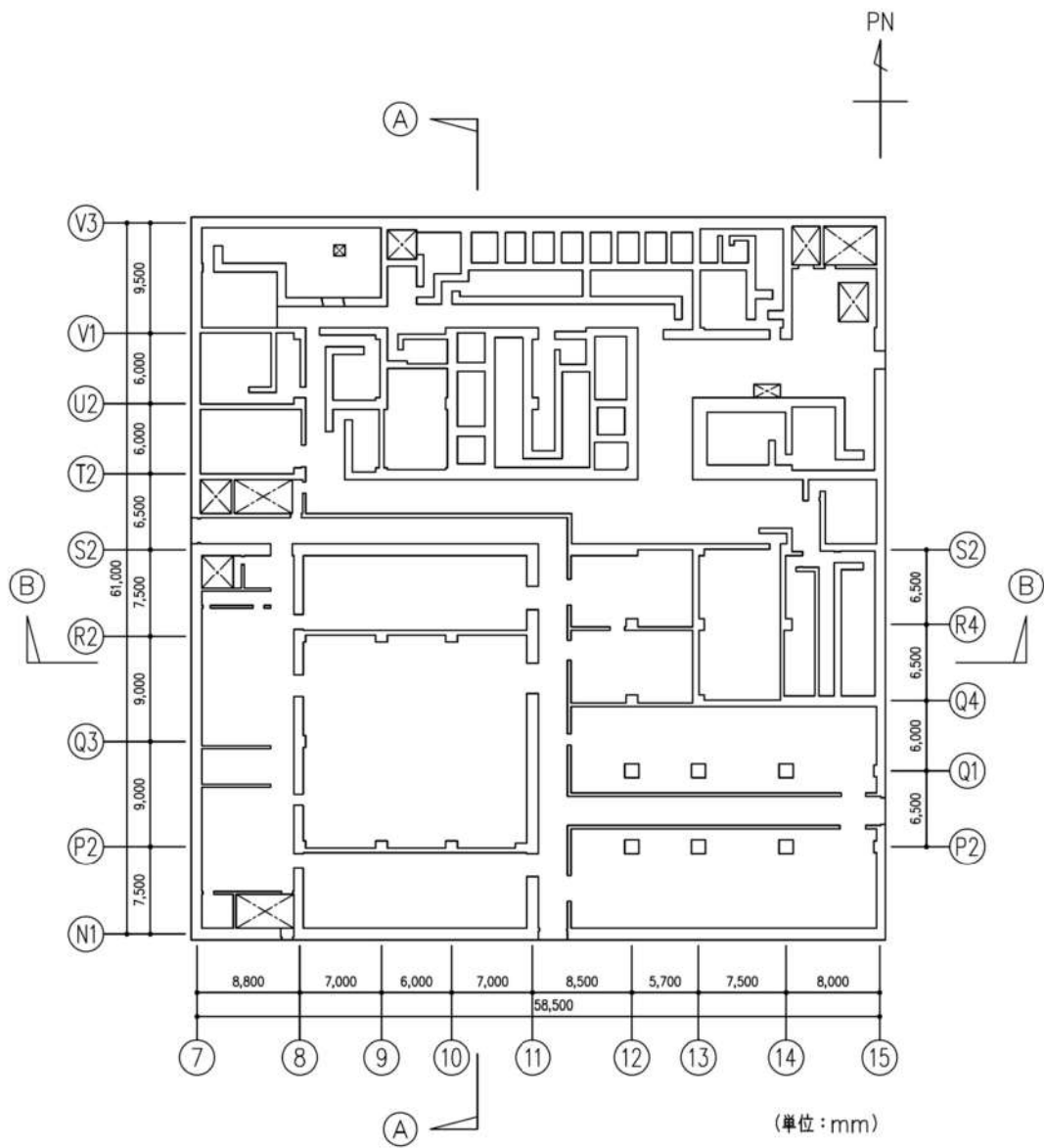
第 3. 2. 1. c-1-1 図 (1/3) 原子炉建屋の概要 (平面図) (T. P. 24. 8m)



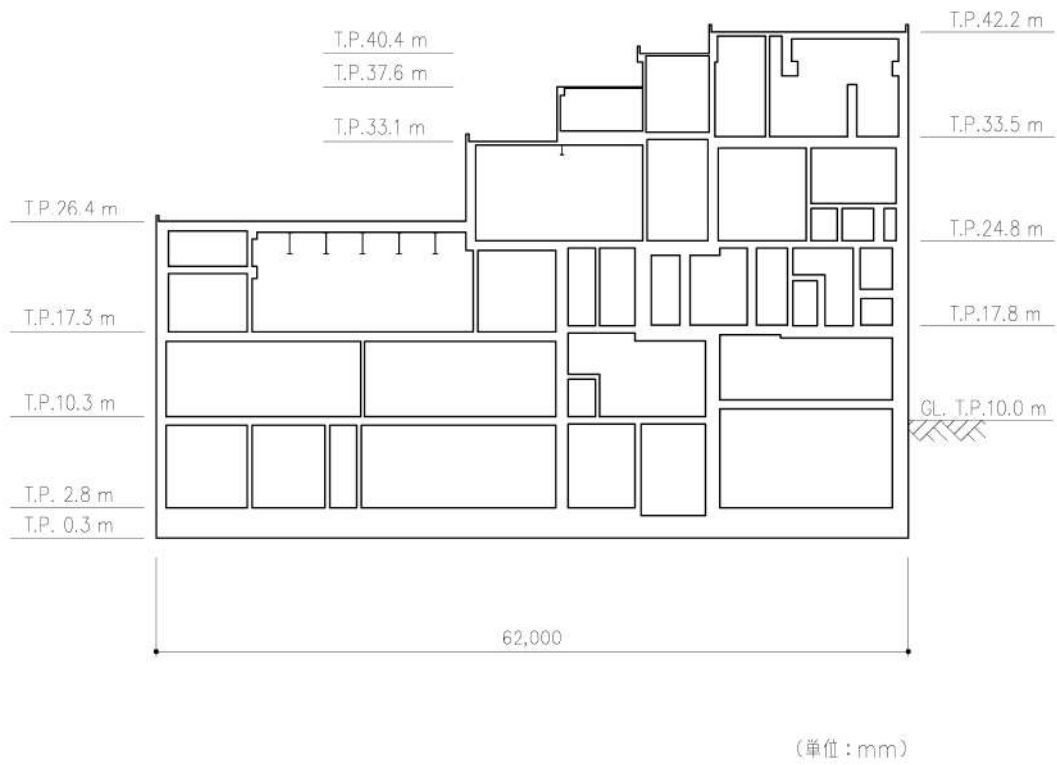
第3.2.1. c-1-1 図 (2/3) 原子炉建屋の概要 (平面図) (A-A断面)



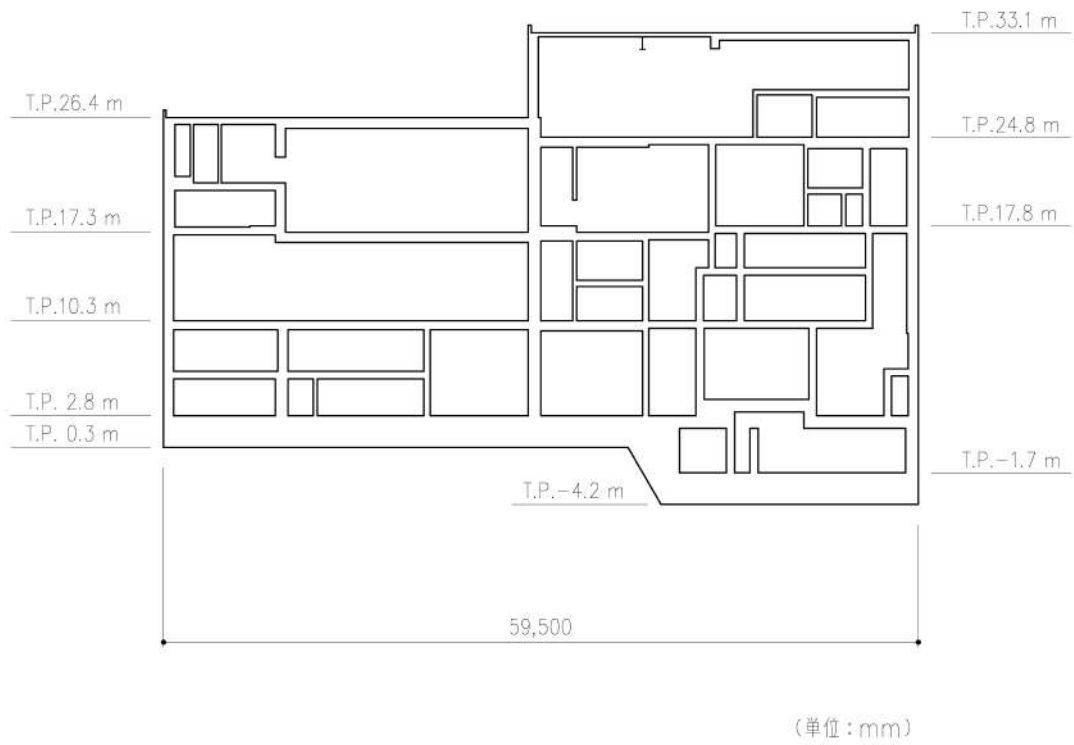
第 3. 2. 1. c-1-1 図 (3/3) 原子炉建屋の概要 (断面図) (B-B 断面)



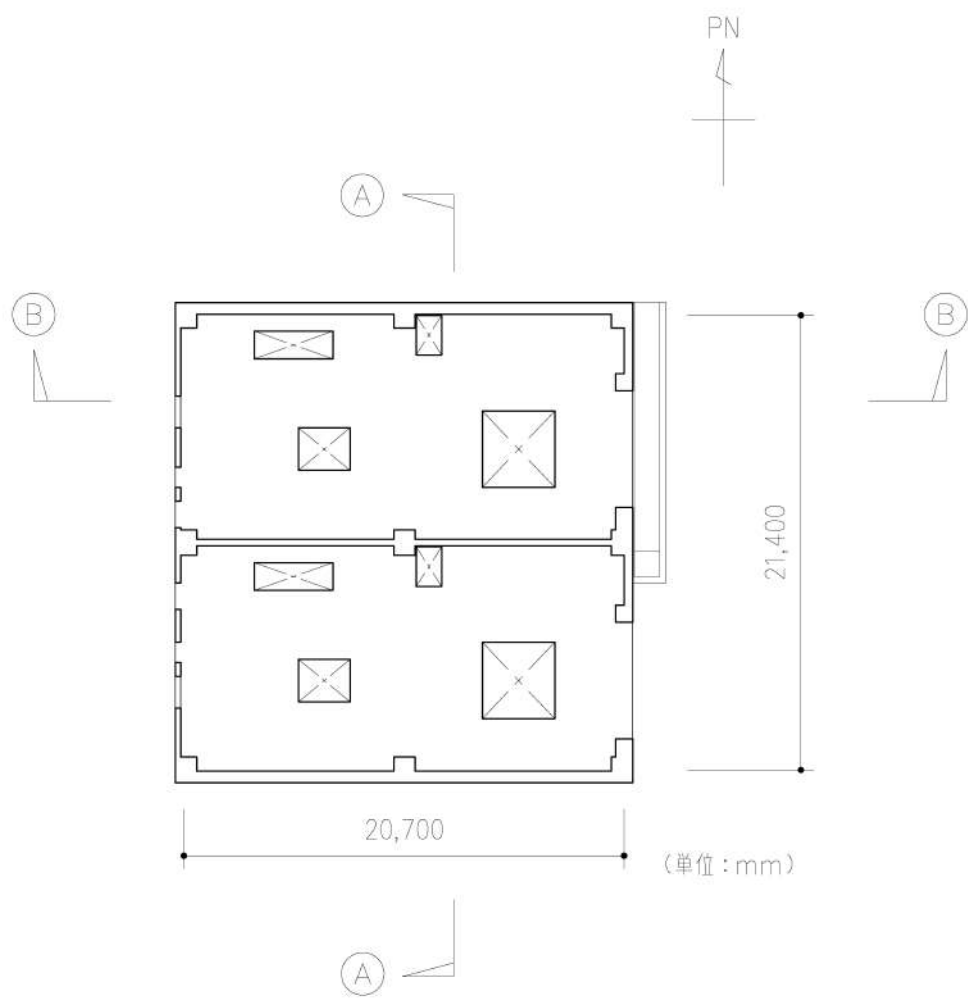
第 3. 2. 1. c-1-2 図 (1/3) 原子炉補助建屋の概要 (平面図) (T. P. 17. 8m)



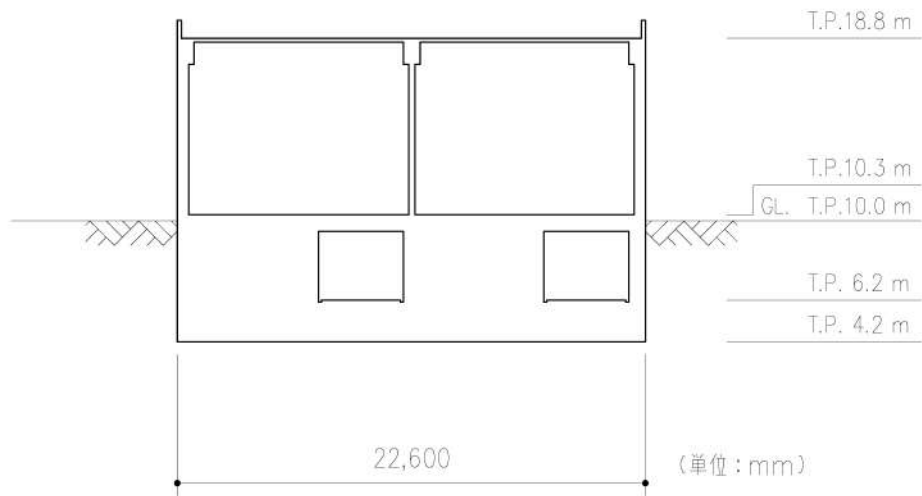
第 3. 2. 1. c-1-2 図 (2/3) 原子炉補助建屋の概要 (断面図) (A-A 断面)



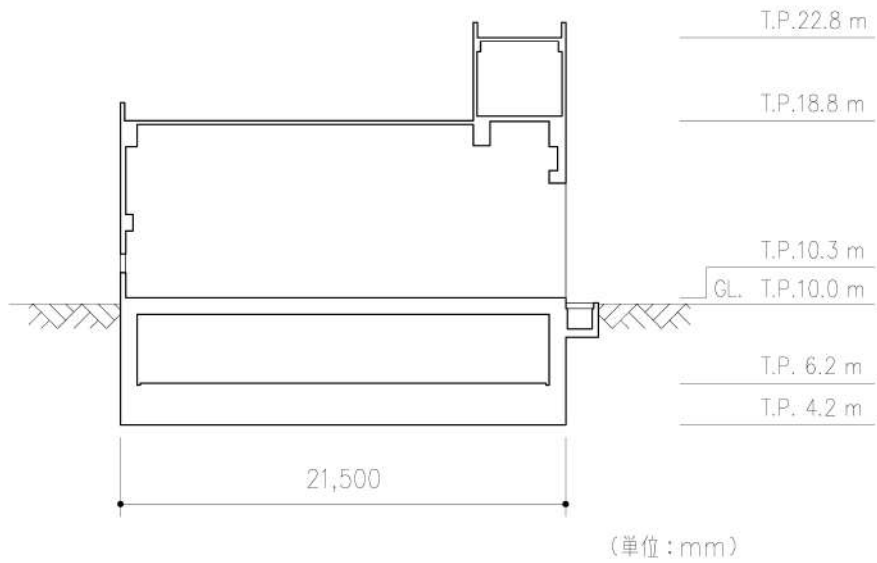
第 3.2.1. c-1-2 図 (3/3) 原子炉補助建屋の概要 (断面図) (B-B断面)



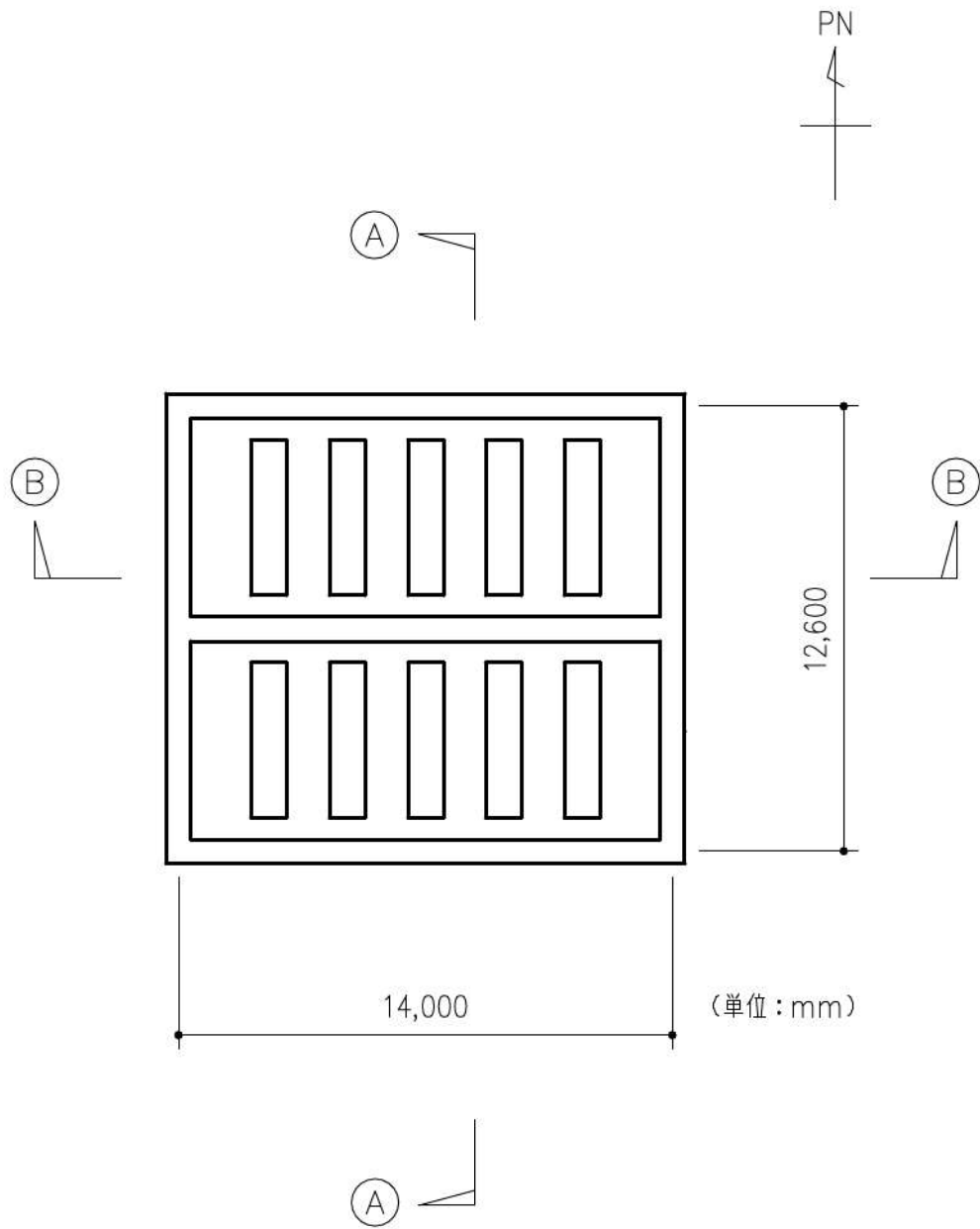
第 3.2.1. c-1-3 図 (1/3) ディーゼル発電機建屋の概要 (平面図) (T. P. 10. 3m)



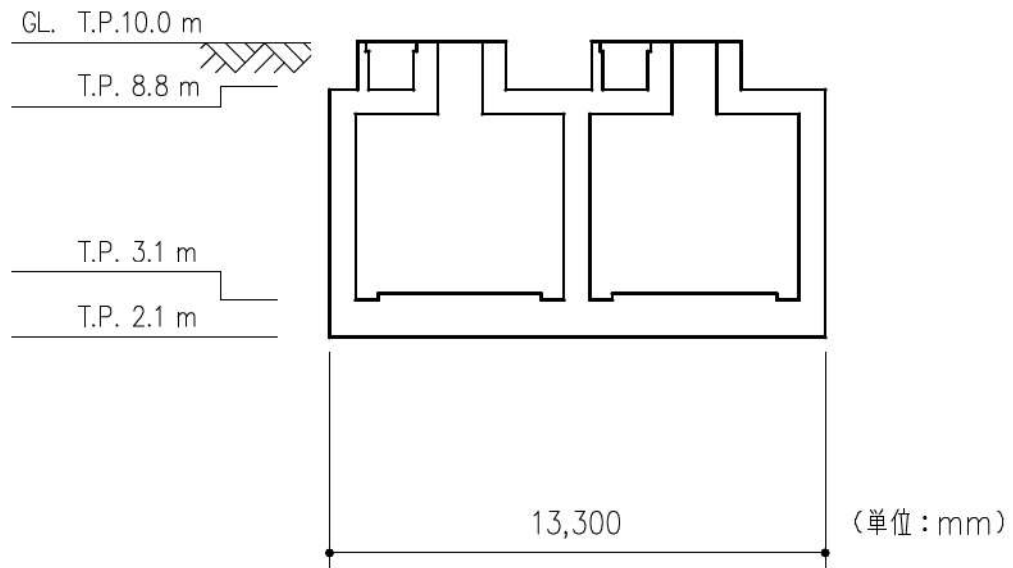
第 3. 2. 1. c-1-3 図 (2/3) ディーゼル発電機建屋の概要 (断面図) (A-A 断面)



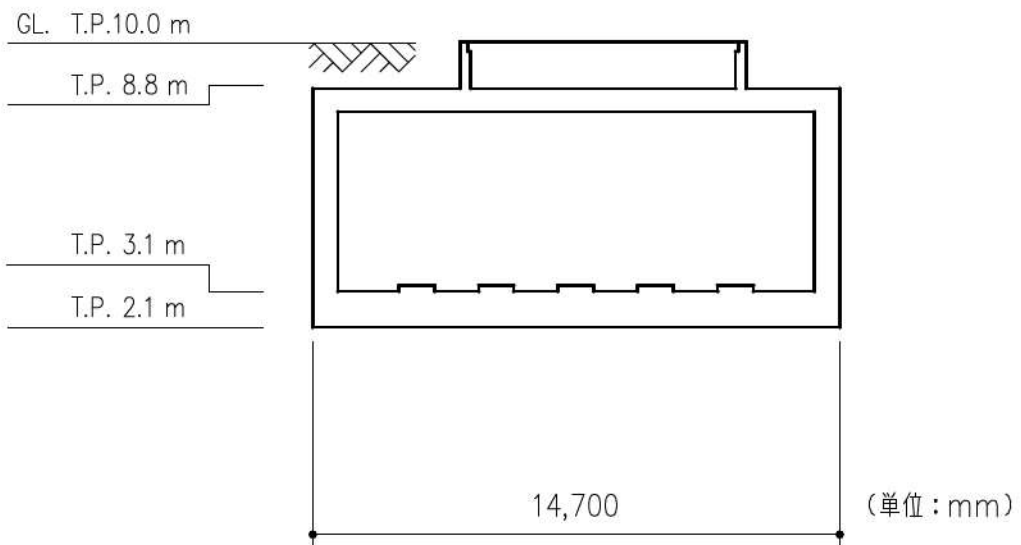
第 3. 2. 1. c-1-3 図 (3/3) ディーゼル発電機建屋の概要 (断面図) (B-B 断面)



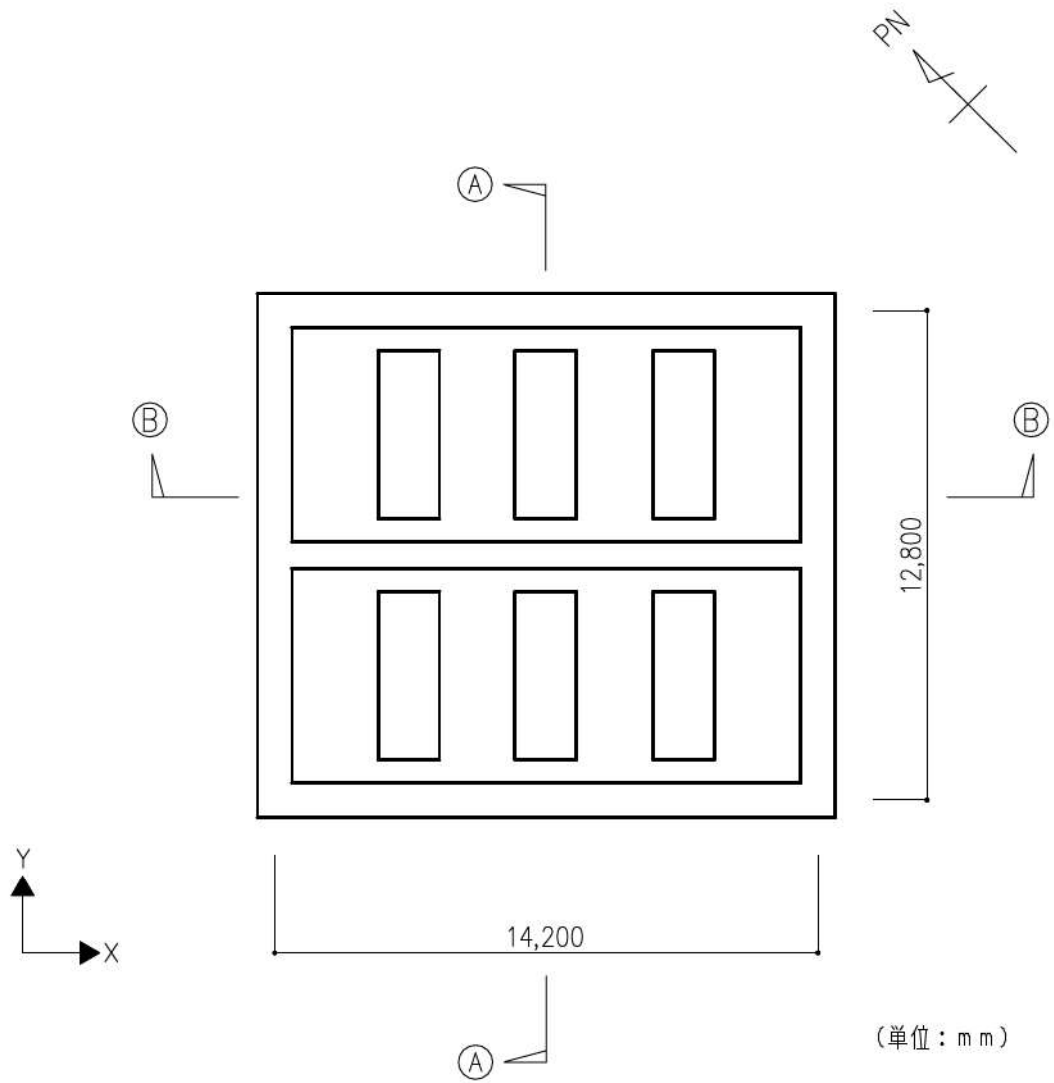
第 3.2.1.c-1-4 図 (1/3) A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図)
(T. P. 3. 1m)



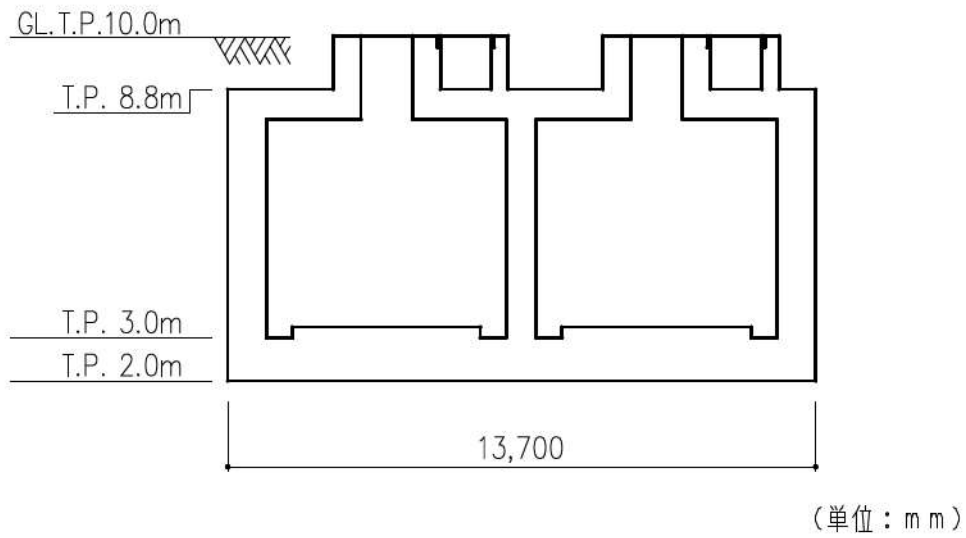
第 3.2.1. c-1-4 図 (2/3) A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図)
(A-A断面)



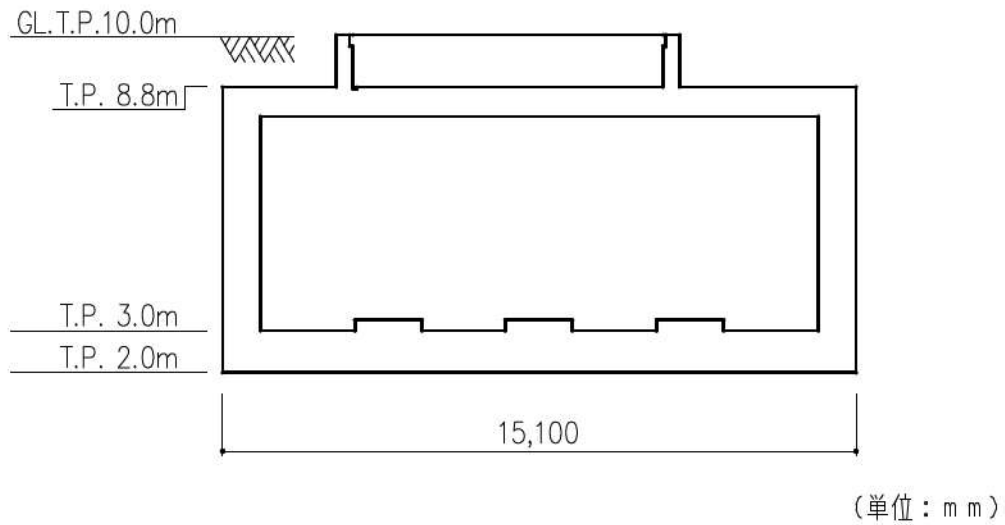
第 3.2.1. c-1-4 図 (3/3) A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図)
(B-B断面)



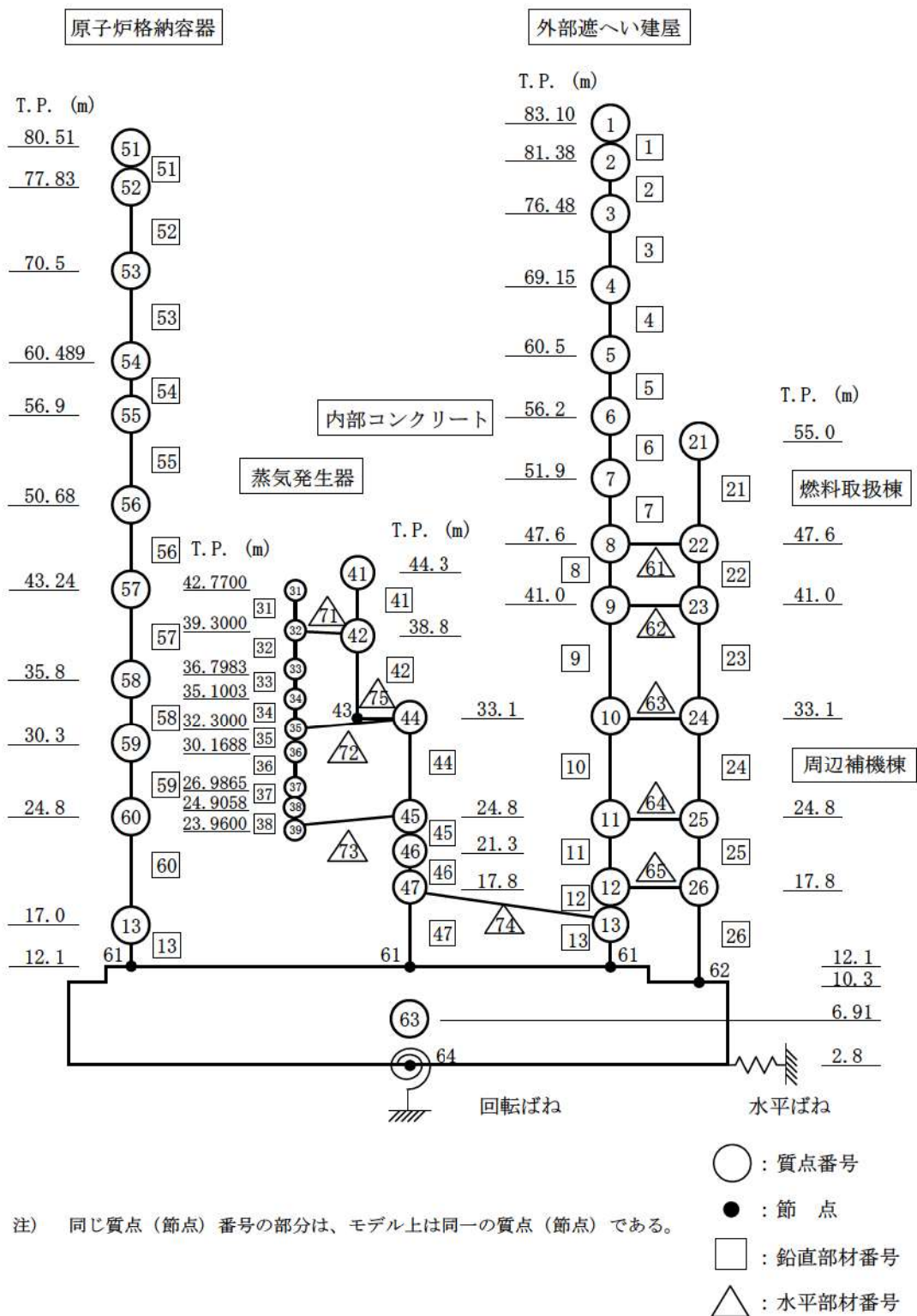
第3.2.1.c-1-5図 (1/3) B 1, B 2 -燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図)
(T. P. 3. 0m)



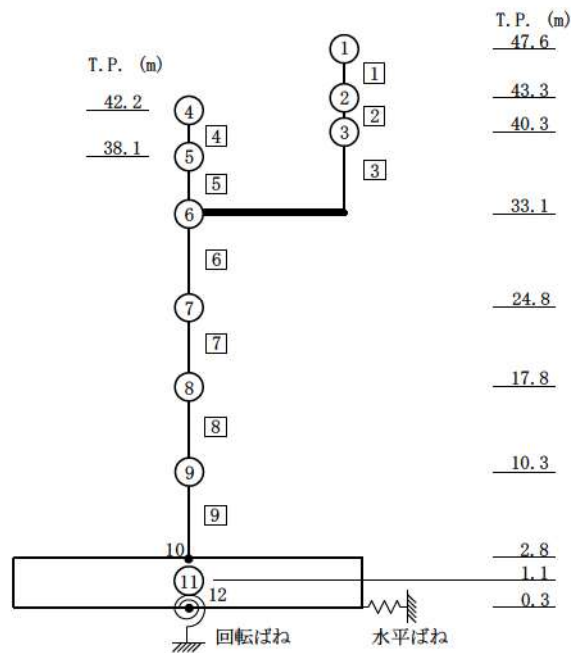
第 3.2.1. c-1-5 図 (2/3) B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図)
(A-A断面)



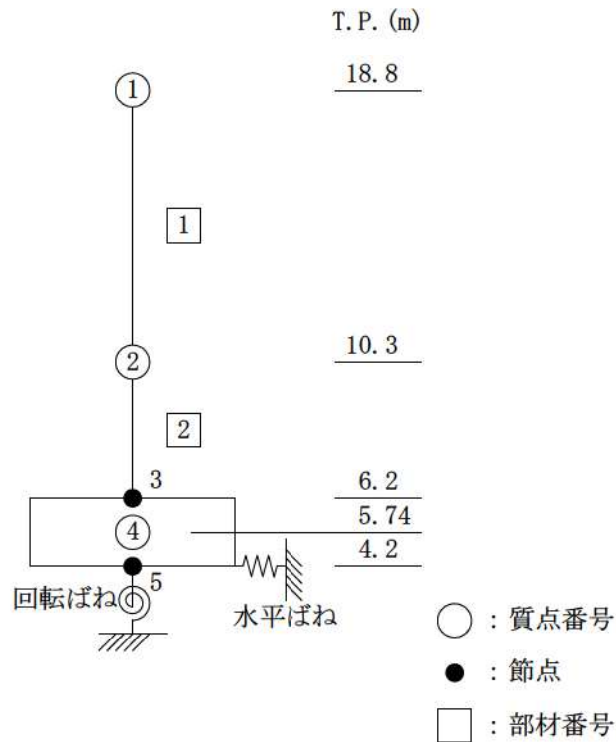
第 3.2.1. c-1-5 図 (3/3) B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図)
(B-B断面)



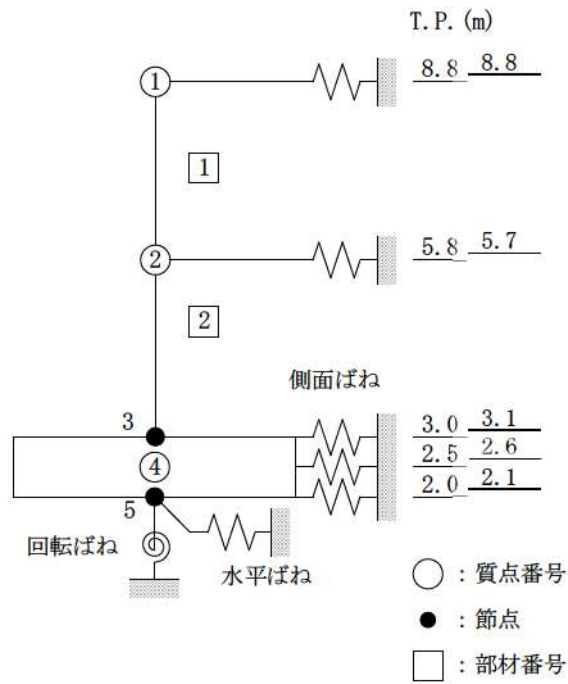
第3.2.1.c-1-6図 解析モデル(原子炉建屋 水平方向)



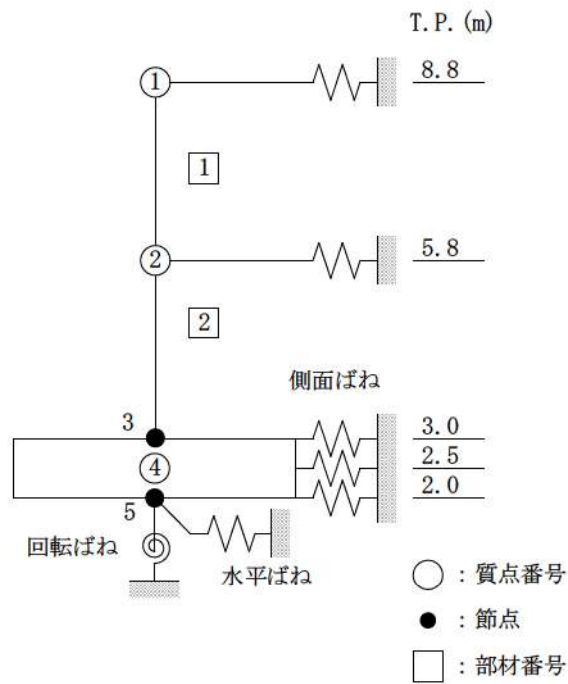
第 3.2.1. c-1-7 図 解析モデル (原子炉補助建屋 水平方向)



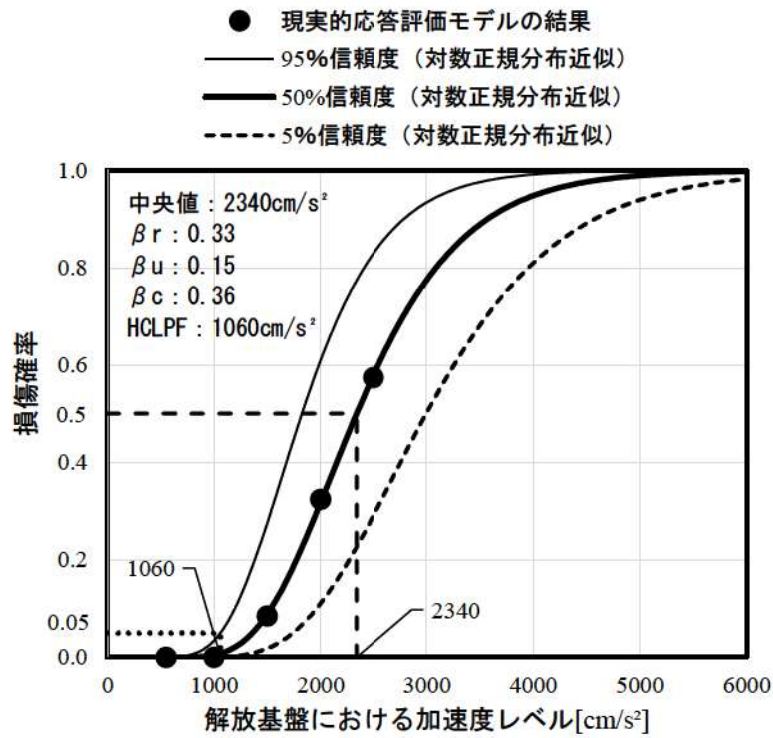
第 3.2.1. c-1-8 図 解析モデル (ディーゼル発電機建屋 水平方向)



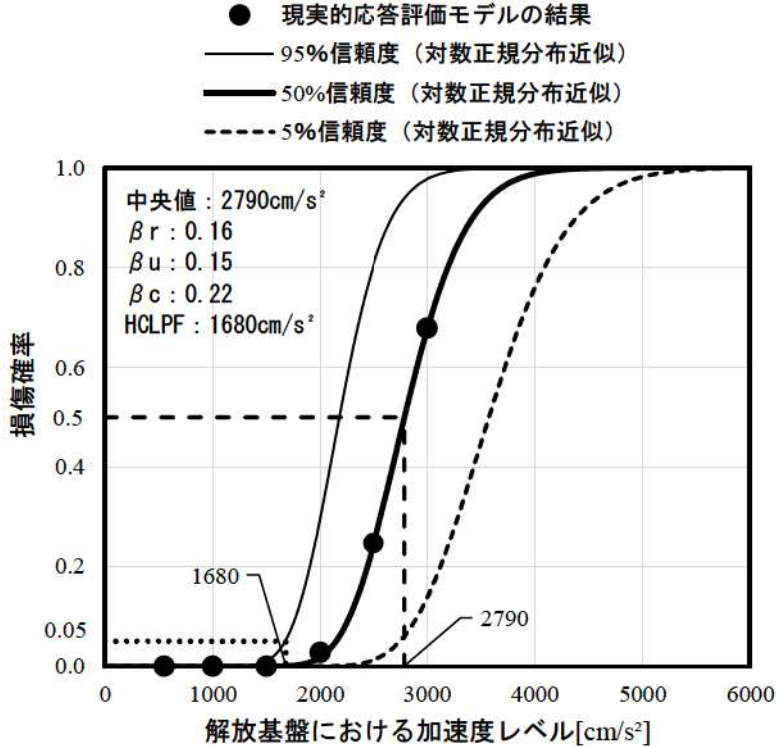
第 3.2.1. c-1-9 図 地震応答解析モデル (A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室 水平方向)



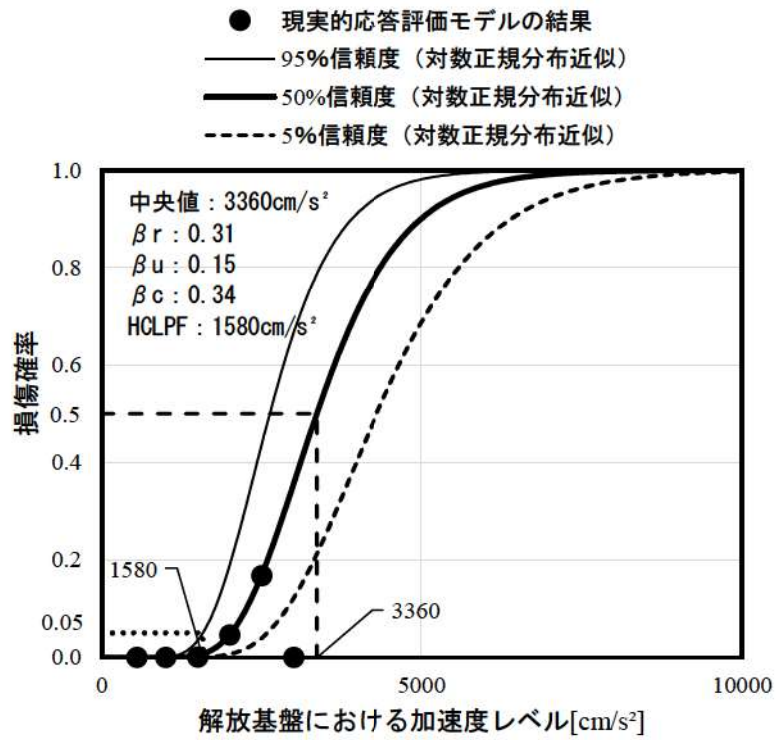
第 3.2.1. c-1-10 図 地震応答解析モデル (B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室 水平方向)



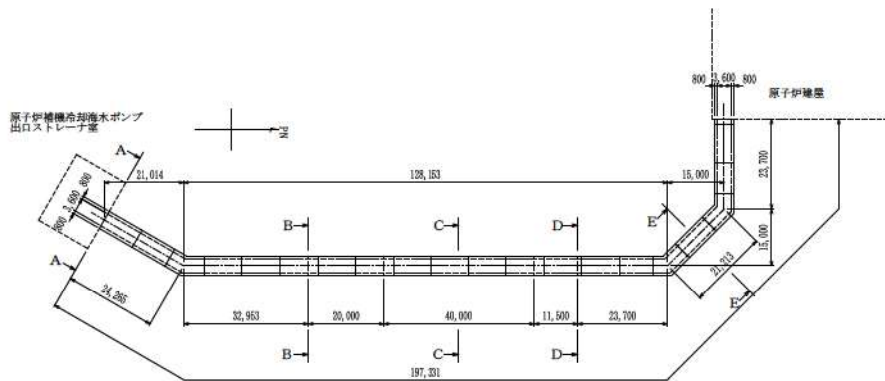
第 3.2.1. e-1-11 図 原子炉建屋のフラジリティ曲線 (NS 方向, 部材 6)



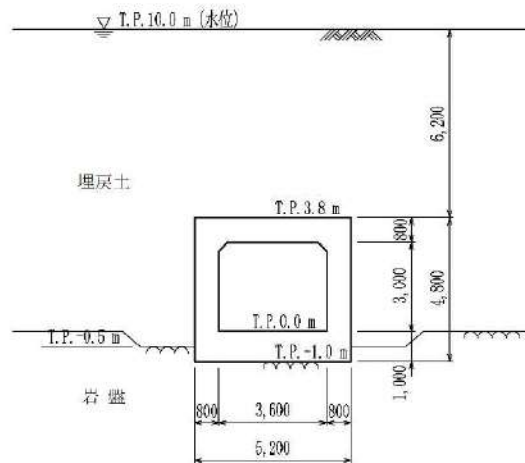
第 3.2.1. e-1-12 図 原子炉補助建屋のフラジリティ曲線 (EW 方向, 部材 9)



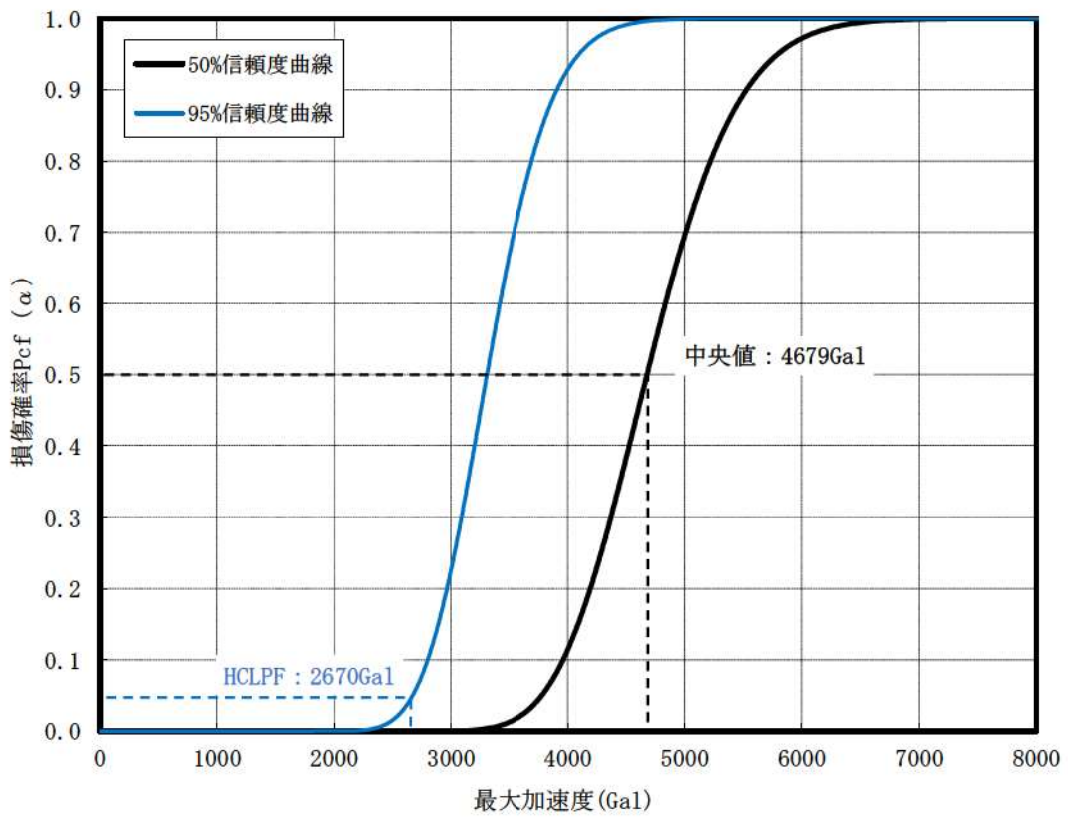
第 3. 2. 1. e-1-13 図 ディーゼル発電機建屋の fragility 曲線 (NS 方向, 部材 1)



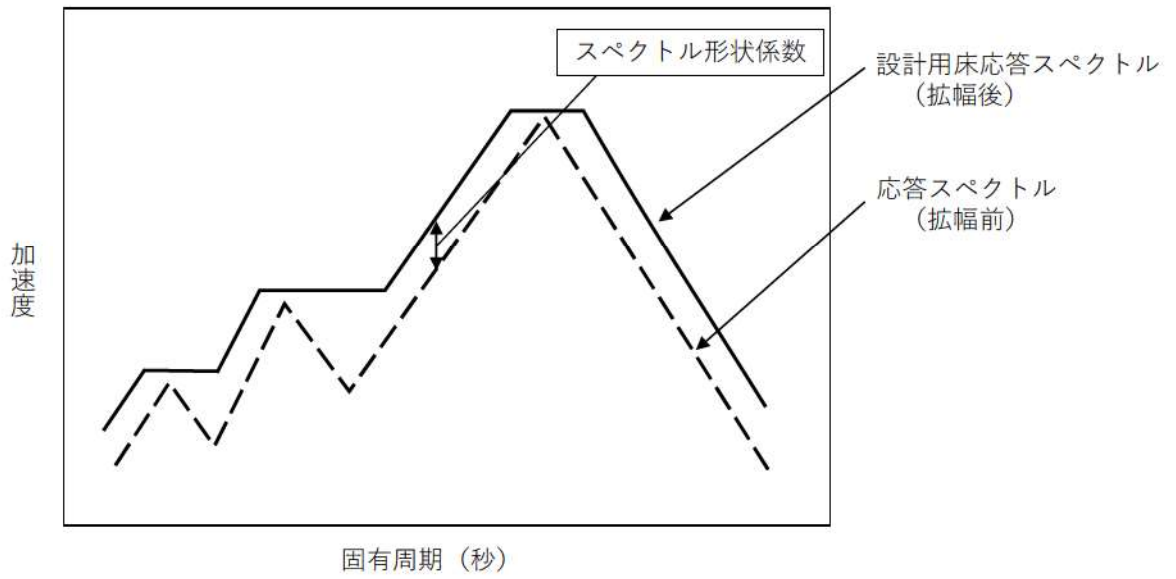
第 3.2.1. c-2-1 図 原子炉補機冷却海水管ダクト平面図



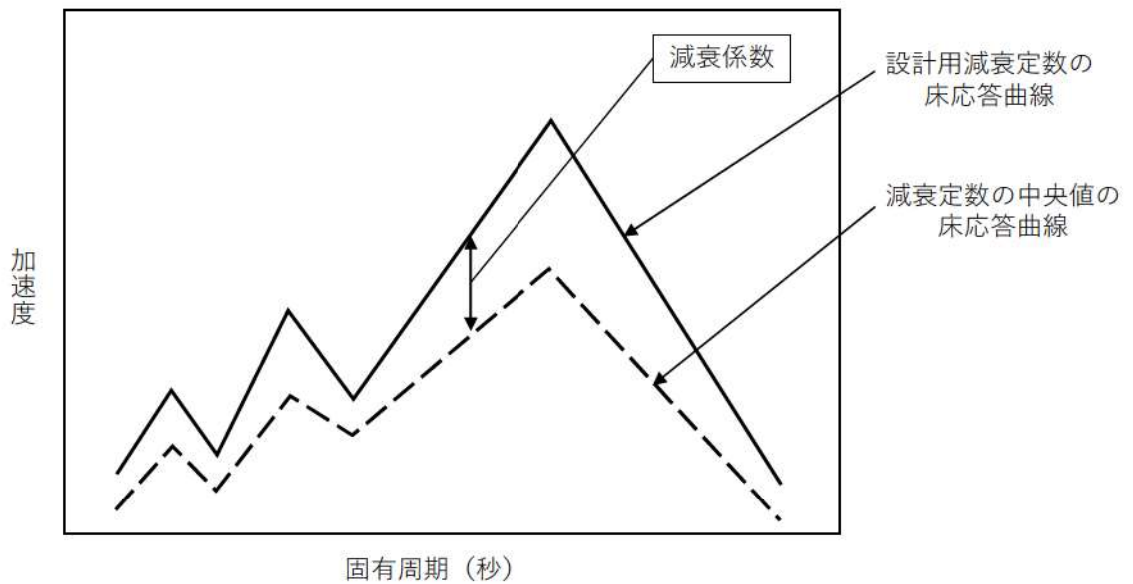
第 3.2.1. c-2-2 図 原子炉補機冷却海水管ダクト断面図 (C-C断面)



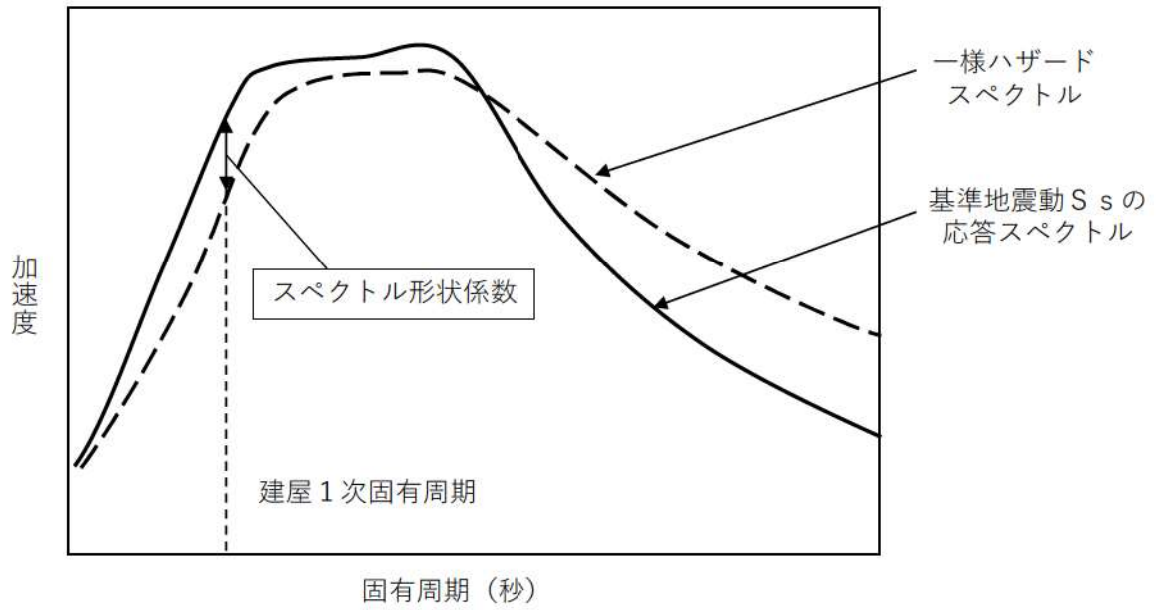
第 3. 2. 1. c-2-3 図 原子炉補機冷却海水管ダクトの fragility 曲線



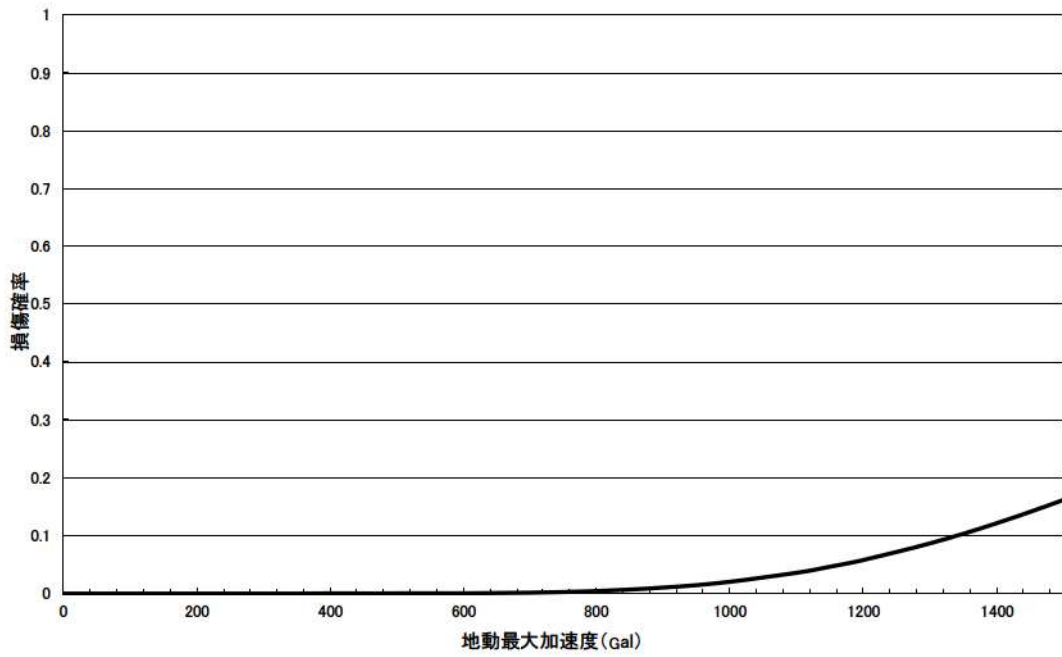
第 3. 2. 1. c-3-1 図 スペクトル形状係数の概念図



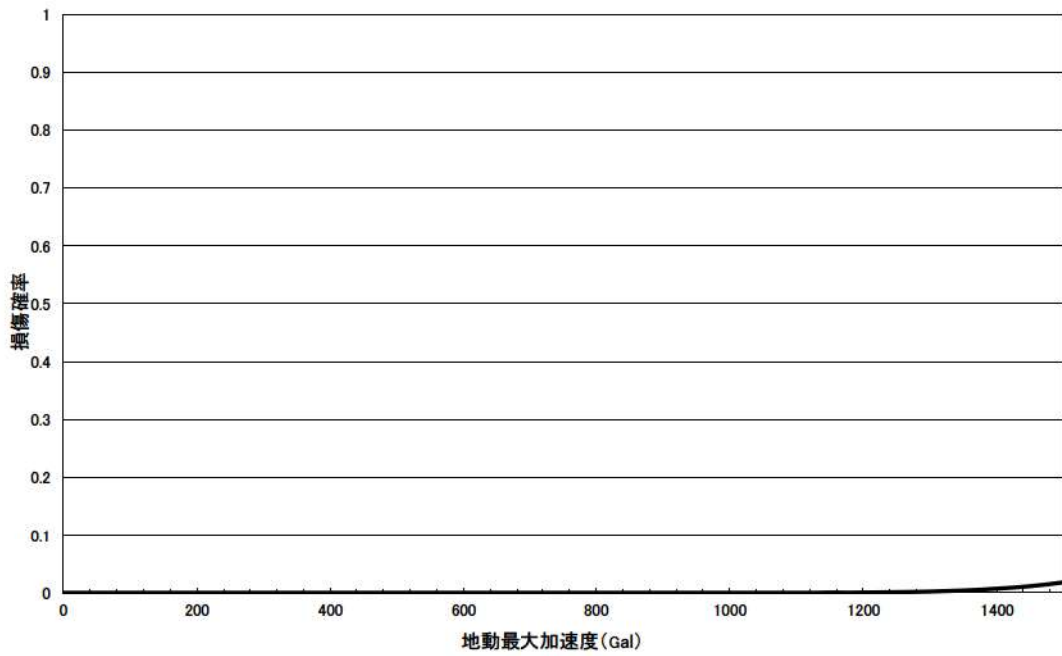
第 3. 2. 1. c-3-2 図 減衰係数の概念図



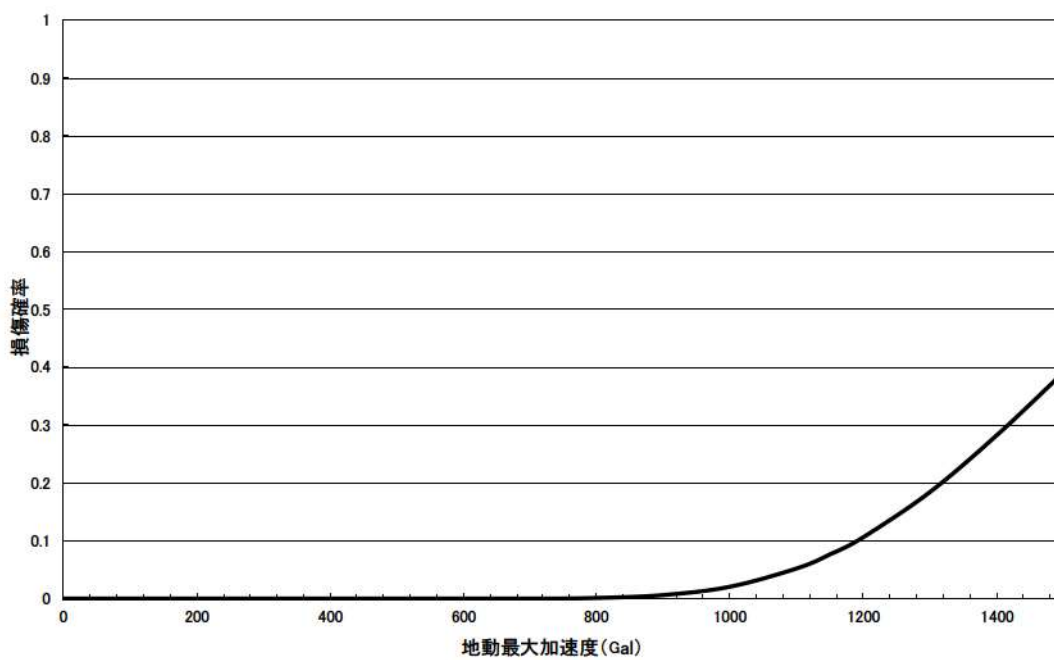
第 3.2.1. c-3-3 図 建屋のスペクトル形状係数の概念図



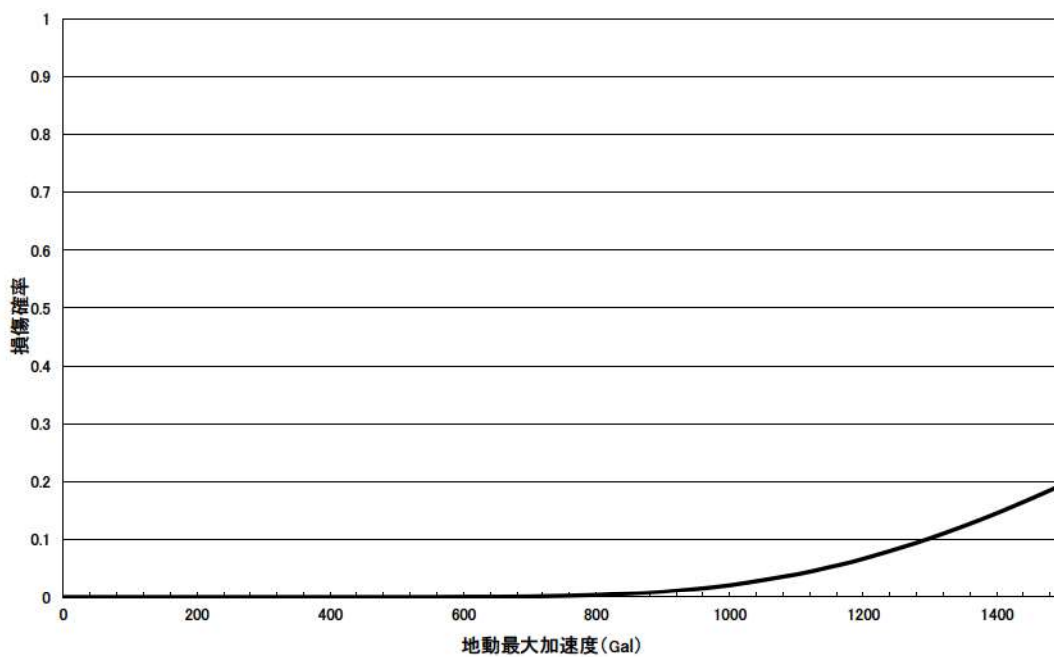
第 3. 2. 1. c-3-4 図 1 次冷却材ポンプのフラジリティ曲線



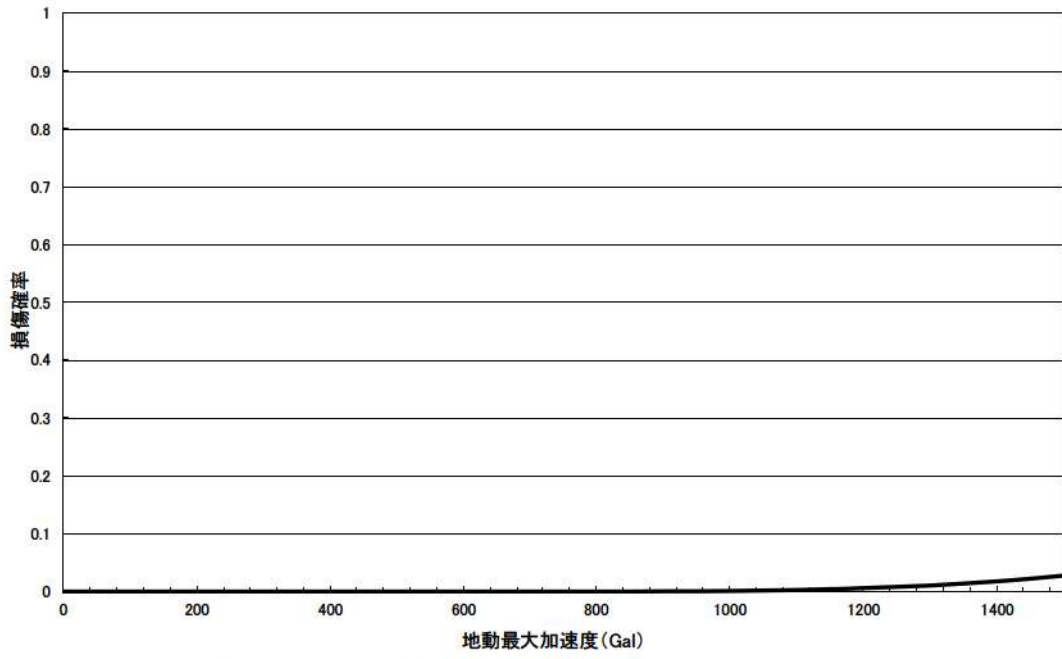
第 3. 2. 1. c-3-5 図 余熱除去冷却器のフラジリティ曲線



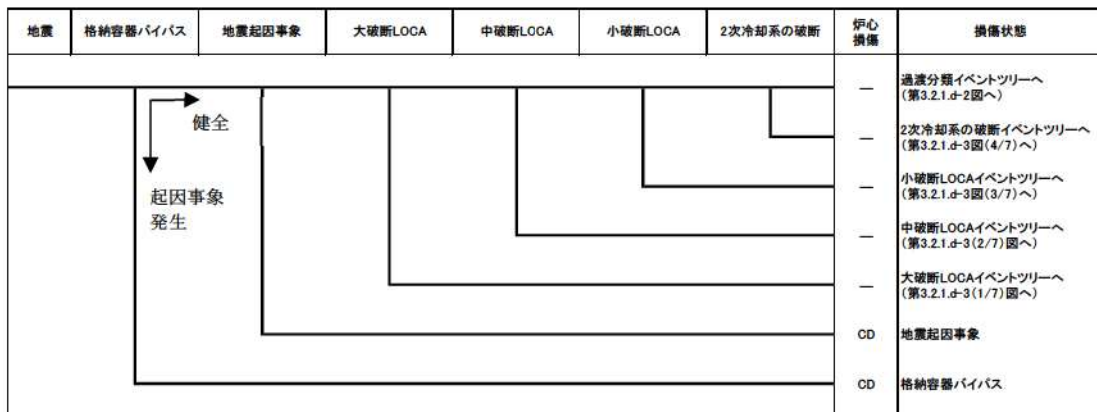
第 3. 2. 1. c-3-6 図 内燃機関のフラジリティ曲線



第 3. 2. 1. c-3-7 図 ディーゼル発電機制御盤のフラジリティ曲線



第 3. 2. 1. c-3-8 図 一般代表弁のフラジリティ曲線



【地震起因事象】

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

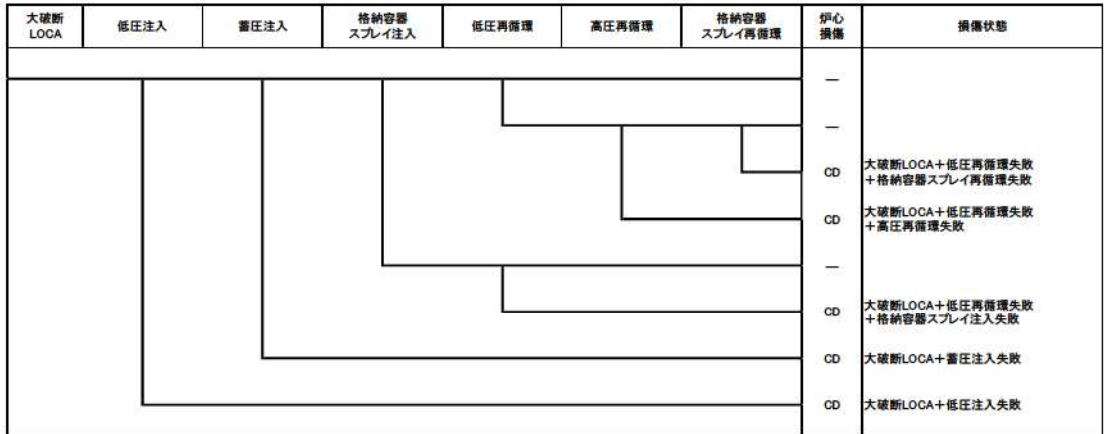
【格納容器バイパス】

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

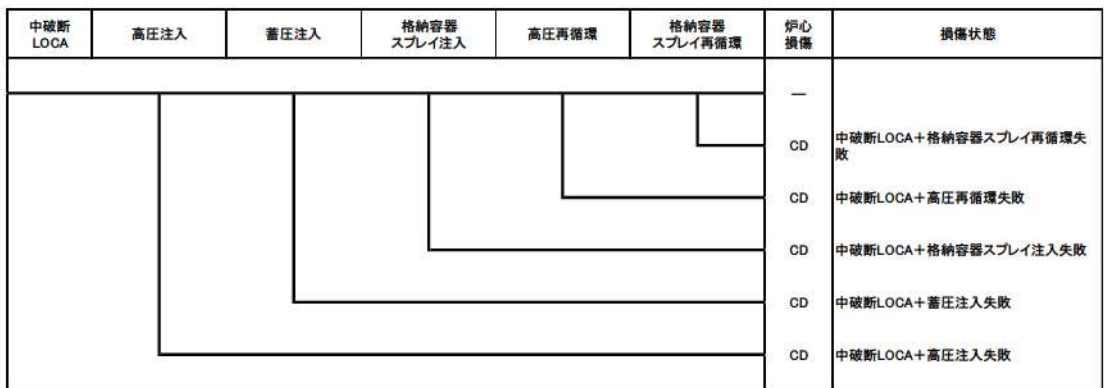
第3.2.1.d-1 図 地震 PRA 起因事象階層イベントツリー

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

第 3. 2. 1. d-2 図 過渡分類イベントツリー



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



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

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

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

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

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

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

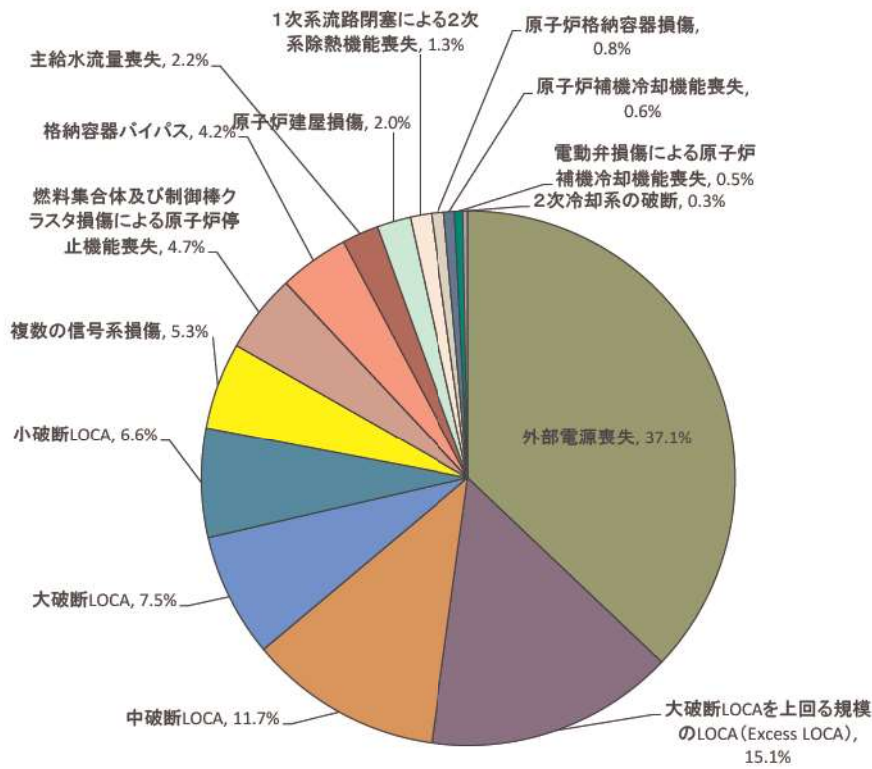
第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (5/7) (原子炉補機冷却機能喪失)

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

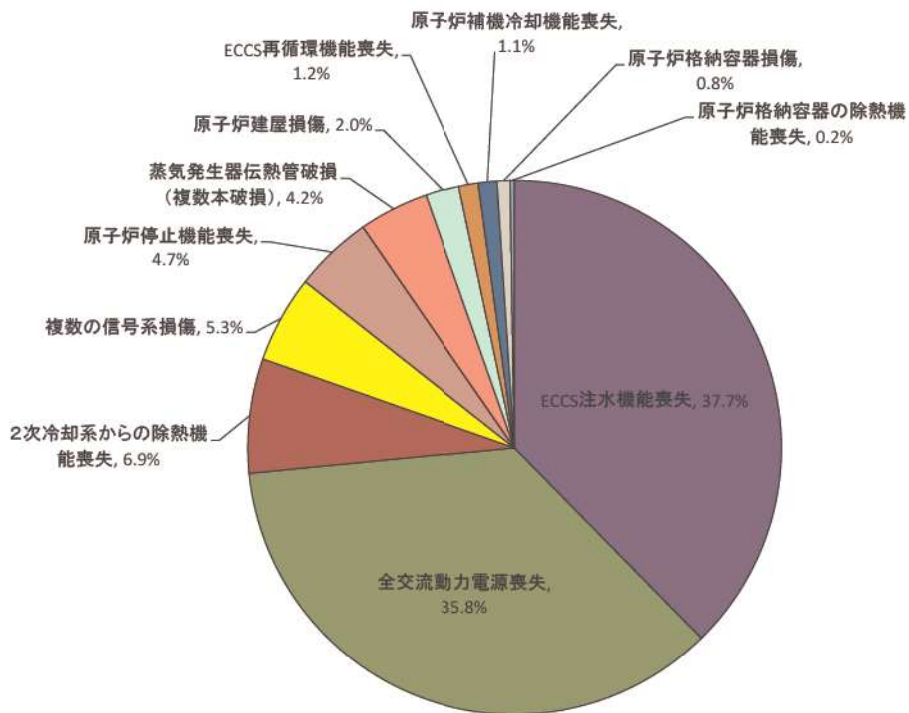
第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (6/7) (外部電源喪失)

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

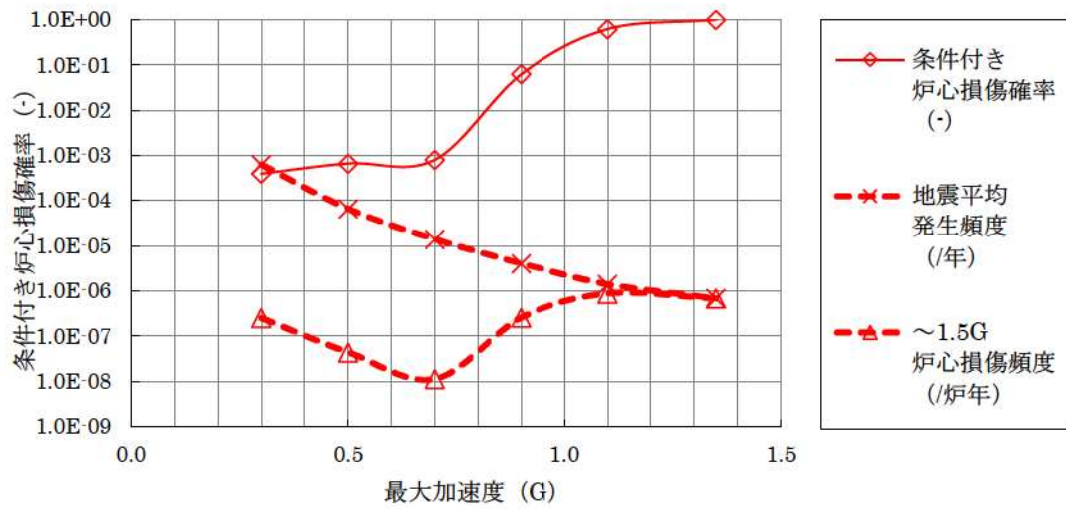
第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (7/7) (主給水流量喪失)



第 3.2.1. d-4 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



第 3.2.1. d-5 図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合



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



【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

第 3.2.1. d-7 図 事故シーケンスグループ別の不確かさ解析結果



第3.2.1.d-8図 相関仮定に係る炉心損傷頻度比較

【確率論的地震ハザード確定後の
地震 PRA 評価完了後にご説明】

地震、津波 PRA 学会標準の主要な改定点及び結果への影響について

地震及び津波 PRA の評価では、先行実績を踏まえそれぞれ「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」及び「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」を参照しているが、評価時点での最新の学会標準は、それぞれ「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」（以下、「2015 年地震 PRA 学会標準」という）及び「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016」（以下、「2016 年津波 PRA 学会標準」という）となっている。

2015 年地震 PRA 学会標準及び 2016 年津波 PRA 学会標準の解説に記載されている主要な改定点の結果への影響について、それぞれ第 1 表及び第 2 表のとおり確認した。