

1.2 外部事象 P R A

1.2.1 地震 P R A

地震 P R A は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「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（以下「地震 P S A 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「P R A の説明における参照事項」（原子力規制庁平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 1.2.1-1 図に示す。また、本評価では平成 27 年 3 月 17 日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づく確率論的地震ハザード及び脆弱リティを使用している。なお、今回の地震 P R A では、地震単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル 1 P R A で収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震 P R A 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追加で収集・分析した。収集した情報及び主な情報源を第 1.2.1.a-1 表に示す。

(2) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象 P R A」での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

地震 P R A では耐震性の低い以下の設備には期待しない評価を行った。

- ・ 常用電源（ただし、外部電源には期待する。）
- ・ 主給水系
- ・ タービンバイパス系
- ・ 常用系の 2 次冷却系の水源
- ・ 所内空気系

また、地震 P R A では地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングの分岐の中で地震による機器損傷を考慮した。また、階層イベントツリーでは複数の起因事象の重畳による影響を包含できるように階層化处理を行った。

(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ため、及び、検討したシナリオの妥当性確認のため、地震 P R A 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問題ないことを確認した。評価対象機器選定フローを第 1.2.1.a-1 図に、評価結果の例を第 1.2.1.a-2 図に示す。

- ・ 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

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。

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、システム及び機器（以下「SSC」という。）の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動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、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動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事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有するSSCの損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオとあわせて事故シナリオの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動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事故シナリオに対するスクリーニング結果を第 1.2.1.a-2 表に示す。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。

- ・ 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

これらの分析結果に基づき、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。なお、建屋・機器の選定に際しては、内部事象出力時レベル1PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定される建屋・機器を追加した。第1.2.1.a-3表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第1.2.1.a-4表に建屋・機器リストを示す（後述の脆弱性データをあわせて記載）。

1.2.1.b. 確率論的地震ハザード

平成 27 年 3 月申請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

地震 P S A 学会標準の方法に基づき評価を行う。

②確率論的地震ハザード評価におけるモデルの設定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデル及び領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

敷地への影響度に応じて、敷地周辺の活断層を以下の(A)～(C)に分類してモデル化する。

(A) 詳細なロジックツリーを設定する主要活断層モデル

検討用地震として選定された F O - A ～ F O - B ～熊川断層及び上林川断層については、詳細なロジックツリーに展開して評価する。

(B) 上記(A)以外の主要活断層モデル

上記(A)以外の主要な活断層については、マグニチュードの分岐のみを考慮したロジックツリーで評価する。

(C) その他の活断層モデル

主要活断層モデル以外の活断層を対象に、基本的にサイトから 100km 程度以内にある「[新編] 日本の活断層」に掲載されている確実度 I 及び II の活断層をモデル化する。

第 1.2.1.b-1 図に敷地周辺の主要活断層の分布図を示す。

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原(1991)及び垣見他(2003)の領域区分に基づき、サイトから半径 100km 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 1.2.1.b-2 図に萩原(1991)及び垣見他(2003)による領域区分の図を示す。

(2) 地震動評価モデルの設定

地震動評価モデルとしては Noda et al.(2002)の手法（以下「耐専式」という。）を用いた。また、地震動評価のばらつきは対数標準偏差で 0.53 とし、ばらつきの打切り範囲は対数標準偏差の 3 倍とする。さらに、内陸補正のあり・なしをロジックツリーの分岐として考慮する。

(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評価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する。

主要活断層モデル(A)については、基準地震動の評価で考慮した不確かさのうち、耐専式の算定に影響を与えるパラメータ及びマグニチュードの評価式をロジックツリーに展開する。主要活断層モデル(B)については、マグニチュードの評価式をロジックツリーに展開する。領域震源モデルについては、地震カタログに記載されている過去の複数の地震の最大マグニチュードに幅がある場合には、その中央値、上限値及び下限値をロジックツリーの分岐として考慮する。作成したロジックツリーを第 1.2.1.b-3 図及び第 1.2.1.b-4 図に示す。また、主要活断層モデル(A)及び(B)について、ロジックツリーの分岐ごとの諸元を第 1.2.1.b-1 表及び第

1.2.1.b-2 表に示す。

③確率論的地震ハザード評価結果

(1) 平均地震ハザード曲線

以上のモデルにより評価した平均地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-5 図に、震源ごとの地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-6 図に示す。また、フラクタル地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-7 図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動 S_s-1 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 1.2.1.b-8 図に示す。基準地震動 S_s-1 の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、短周期側で $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度、長周期側で $10^{-5} \sim 10^{-6}$ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出の基となる周期ごとの平均地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-9 図に示す。

(3) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は年超過確率 10^{-5} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震動とし、経時特性を基準地震動 S_s の策定と同様に Noda et al.(2002)に基づき地震規模 $M7.8$ 、等価震源距離 $X_{eq}=60\text{km}$ として設定した。模擬地震動を第 1.2.1.b-10 図に示す。

1.2.1.c-1. 建屋のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第 1.2.1.a-4 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、原子炉補助建屋とした。原子炉建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第 1.2.1.c-1-1 図及び第 1.2.1.c-1-2, 3 図に示す。原子炉補助建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第 1.2.1.c-1-4 図及び第 1.2.1.c-1-5～7 図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

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

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震 P S A 学会標準に準拠した手法とする。なお、現実的応答の評価において、ばらつきの評価はバックチェック時点での模擬波及び建屋モデルを用いることとする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定

(1) 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ β_R と認識論的不確実さ β_U については、地震 P S A 学会標準に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第 1.2.1.c-1-1 表に示す。

(2) 損傷評価の指標

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

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 P S A 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。実験結果に基づく値を第 1.2.1.c-1-2 表に示す。

⑤フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく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 P S A 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1.2.1.b.③項に示す模擬波を入力レベルごとに係数倍したものとした（最大3,000Gal）。なお、応答のばらつきの評価に用いた入力地震動はバックチェック時点での模擬波を入力レベルごとに係数倍したものとした（最大3,000Gal）。

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

高浜サイトの地盤物性値を第1.2.1.c-1-3表に示す。原子炉建屋及び原子炉補助建屋の物性値をそれぞれ第1.2.1.c-1-4表及び第1.2.1.c-1-5表に示す。応答解析に用いる現実的な物性値は、地震 P S A 学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第1.2.1.c-1-6表に示す。

フラジリティ評価用の原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-8図及び第1.2.1.c-1-7～9表に、原子炉補助建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-9図及び第1.2.1.c-1-10～12表に示す。なお、原子炉建屋の応答のばらつきの評価は、バックチェック時点の解析モデル及び解析モデル諸元を用いた。

(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1.2.1.c-1-6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第1.2.1.c-1-13表及び第1.2.1.c-1-14表に示す。

(4) 現実的応答

現実的応答は地震 P S A 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 建物のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線と H C L P F を算出した。

フラジリティ曲線は、各建屋を構成する全要素のうち、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。ここに損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。

H C L P F は信頼度 95%フラジリティ曲線を基に算出した。

原子炉建屋及び原子炉補助建屋のフラジリティ曲線を第 1.2.1.c-1-10 図及び第 1.2.1.c-1-11 図に示す。また、信頼度 50%での 50%損傷確率及びHCLPFについて 1.2.1.a.②項の建屋・機器リストに示す。

1.2.1.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、頂版に作用する上載荷重（海水ポンプ重量）による慣性力が大きくなると考えられる海水ポンプ室とする。

海水ポンプ室の平面図を第1.2.1.c-2-1図、断面図を第1.2.1.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する。

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P S A学会標準に準拠した手法とする。

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フラジリティの評価

(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発的不確かさ β_R と認識論的不確かさ β_U については、地震P S A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）」に基づくこととする。

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、バックチェック時点の高浜サイトの 10^{-4} 一様ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

(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 1.2.1.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 1 次近似 2 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

各地震動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 1.2.1.c-2-3 図に示す。

1.2.1.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第 1.2.1.a-4 表の建屋・機器リストに記載されたものとする。タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷（延性破壊、脆性破壊等）の観点から評価し、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷・機能損傷（動的機能限界、電氣的機能限界等）双方の観点からフラジリティ評価を実施し、当該機器のフラジリティとして用いることとする。

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

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を選択した。評価手法は地震 P S A 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）

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地動加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大地動加速度 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ときの地震動強さ（フラジリティ加速度） A の中央値

ε_R ：物理現象固有の偶然的不確実さに起因するばらつきを表す確率密度分布であり、中央値は 1.0、対数標準偏差は β_R で表わされる。

ε_U ：認識論的不確実さに起因するばらつきを表す確率密度分布であり、中央値は 1.0、対数標準偏差は β_U で表わされる。

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

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

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式 1.2.1.c-3-1})$$

ここで、

A_m ：フラジリティ加速度中央値

F ：安全係数（裕度）

A_d ：基準地震動の最大地動加速度

（式 1.2.1.c-3-1）の安全係数（裕度）は、（式 1.2.1.c-3-2）のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、（式 1.2.1.c-3-3）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、(式 1.2.1.c-3-4) のように応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-2})$$

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-3})$$

応答に関する係数 耐力に関する係数

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-4})$$

ここで、 F_{ER} ：機器応答に関する係数

F_{SR} ：建屋応答に関する係数

F_{EC} ：耐力に関する係数

機器応答係数 F_{ER} 、建屋応答係数 F_{SR} 及び耐力係数 F_{EC} は、それぞれ (式 1.2.1.c-3-5)、(式 1.2.1.c-3-6)、(式 1.2.1.c-3-7) に示す係数に分離して評価する。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 1.2.1.c-3-1 表に示す。

$$F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-5})$$

$$F_{SR} = F_{SS} \cdot F_{\delta} \cdot F_M \cdot F_{NL} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-6})$$

$$F_{EC} = F_S \cdot F_{\mu} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-7})$$

ここで、

F_{ESS} ：機器応答評価用入力地震動に関する係数

F_D ：機器の設計用減衰定数に関する係数

F_{EM} ：機器の解析モデル化に関する係数

F_{EMC} ：機器のモード合成に関する係数

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

F_S ：機器の限界強度に関する係数

F_p ：機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

④フラジリティ評価における耐力情報

評価部位、損傷モード（応力種類）についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。耐力値はその評価部位に使われる部材の J S M E に記載されている許容値を適用した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ 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耐震評価で考慮されている。

⑤フラジリティ評価における応答情報

評価部位、損傷モード（応力種類）についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ 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耐震評価で考慮されている。

⑥フラジリティ評価における参照データ

フラジリティ評価に当たっては、現実的な耐力、応答を参照するが、その際の基本的な考え方を以下に示す。

- (1) 原則、以下の現実的な耐力、応答を参照
- ・ 現実的な耐力：工認で使用する値及び既往知見
 - ・ 現実的な応答：バックチェック時点の耐震評価の値
- (2) 以下の機器については、P R A結果（事故シーケンスグループの選定）に有意な影響を及ぼさないことを踏まえ、P W R 標準の現実的な耐力等を参照
- ・ 耐震B、Cクラス機器（ファン、ダクト）等
- (3) P R A結果（事故シーケンスグループの選定）に有意な影響を及ぼすと考えられる機器のうち、以下のように適切な裕度向上を図ることが可能な機器については、(1)を見直した現実的な耐力又は応答を参照
- ・ 改造工事を反映した現実的な耐力、応答評価による保守性見直し（海水ストレーナ等）

⑦機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第 1.2.1.a-4 表に示す。

機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「主機」、「補機」、「電気盤・計装」、「動的機器」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。

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

補機：上記主機以外で、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

電気盤・計装：電気盤、計装品等の電氣的機器の機能損傷

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

配管：配管・弁等の構造損傷

また、グループごとにF V重要度を参照して代表機器を抽出し、その評価の具体例を(1)～(5)に示す。

(1) 主機（１次冷却材ポンプ下部支持構造物）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート E.L.22.362m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：11.1Hz
- ・ 評価対象部位及び評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。これを基に fragility を算出した。

表 １次冷却材ポンプ下部支持構造物の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
支持脚取付 ボルト	SNCM447	せん断	375	181	2.07

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_S の評価

本係数は、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支持脚取付ボルトの材質は SNCM447 であることから、限界応力として JSME 発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年度版）第 I 編付録図表 Part5 の引張応力 $S_u = 929 \text{ N/mm}^2$ （評価温度 140℃）を通常では採用するが、せん断応力について、JSME I-

第8章-SSB-3131より、引張応力 S_u 値を $1/\sqrt{3}$ 倍し、この値のさらに1.1倍を限界応力の中央値とする。

$$\sigma_c = 1.1 \times S_u \times (1/\sqrt{3}) = 1.1 \times 929 \times (1/\sqrt{3}) = 589.9 \text{ N/mm}^2$$

また、地震時発生応力は 181 N/mm^2 であるが、これは基礎ボルトの呼び径ベースで算定されたものであるため、谷径ベースに換算する必要がある。この換算のための係数としてJSME I-解説8-23「メートルねじでの断面低減率」より0.75を用いる。

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0とする。

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

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times (1/\sqrt{3}) \times S_u}{\sigma_T} = \frac{589.9}{181/0.75} = 2.44$$

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、告示値 S_u が95%信頼下限に相当すると考える。

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

全体系の振動エネルギーに比べ、ボルトの塑性変形によるエネルギー吸収効果は小さいため、本係数は考慮しない。

すなわち、以下のとおりとする。

$$F_\mu = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡張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。

$$F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡張有り)}}{S_a \text{ (拡張無し)}}$$

S_a : 機器の固有振動数における応答加速度

ただし、本機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_{ESS} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の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。

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$$

ただし、本機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_D = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

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実さは建屋応答係数に含まれるため、本係数は考慮しない。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

本機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

$$F_{EMC}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

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め、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=0.17、\beta_U=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、1 次冷却材ポンプ下部支持構造物の fragility 加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。

また、fragility 曲線を第 1.2.1.c-3-1 図に示す。

$$A_m=1.45 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.19、\beta_U=0.19$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.45 \times \exp[-1.65 \times (0.19 + 0.19)] \\ &= 0.78 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 1 次冷却材ポンプ下部支持構造物 安全係数評価結果の一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_s	F_p	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値		2.44	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.04	0.99	1.03	1.00	1.45
不確かさ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.07	0.01	0.17	0.19
	β_U	0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.19

(2) 補機（ほう酸注入タンク）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 E.L.17.0m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：27.3Hz
- ・ 評価対象部位及び評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。

各部位・各評価応力のうち、許容値に対する発生応力の裕度が最小である支持脚が、ほう酸注入タンクの地震時の損傷に支配的であると考えられる。したがって、各安全係数は、ほう酸注入タンクの支持脚に着目して評価する。

表 ほう酸注入タンクの耐震性評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値(Su) (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
胴板	SGV480	1 次応力	381	138	2.76
支持脚	SS400	組合せ 1 次	237	133	1.78
基礎ボルト	SS400	せん断	160	45	3.55

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

本係数は、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支持脚の材質は SS400 であることから、限界応力として JSME 発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年度版）第 I 編付録図表 Part5 の引張応力 $S_u = 373 \text{ N/mm}^2$ （評価温度 150°C ）を採用する。この S_u 値の 1.1 倍を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考慮されていないため、0 とする。

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

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times S_u}{\sigma_T} = \frac{410.3}{133} = 3.08$$

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、告示値 S_u が 95% 信頼下限に相当すると考える。

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

支持脚の塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。

すなわち、以下のとおりとする。

$$F_\mu = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡張に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡張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。

$$F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡張有り)}}{S_a \text{ (拡張無し)}}$$

耐震評価で用いている拡張有りの場合の応答値とこれに対応する拡張無しの応答値より、

$$F_{ESS} = \frac{0.73}{0.68} = 1.07$$

床応答曲線の拡張は、本来は建屋物性値及び地盤物性値の不確実さを考慮して実施されるものである。これらの物性値の不確実さを含めた建屋応答解析に起因する不確実さは、建屋応答係数で評価される。また、床応答時刻歴波から床応答曲線を作成する過程では、有意な不確定要因は含まれないと考えられる。したがって、本係数では不確実さは考慮しない。

以上より、本係数は以下のとおりとなる。

$$F_{ESS} = 1.07、\beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の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。

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$$

耐震評価で用いている設計減衰1.0%の場合の応答値とこれに対応す

る中央値減衰3.0%の応答値より、

$$F_D = \frac{0.68}{0.63} = 1.07$$

また、不確かさとして、減衰定数の中央値3.0%に対して、設計用減衰定数1.0%が99%信頼下限（応答加速度では99%信頼上限）と考え、次式により評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{Sa(\text{減衰 } 1.0\%)}{Sa(\text{減衰 } 3.0\%)} \right) = \frac{1}{2.33} \ln(1.07) = 0.04$$

$$(\beta_R = 0)$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

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、ほう酸注入タンクの耐震評価は、FEM 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 β_U は以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

ほう酸注入タンクは FEM でモデル化されており、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = 0.15, \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} （建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} ）

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

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め、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=0.17、\beta_U=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、ほう酸注入タンクのフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確実さ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-2 図に示す。

$$A_m=2.12 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.25、\beta_U=0.25$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.12 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.25)] \\ &= 0.95 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 ほう酸注入タンク 安全係数評価結果の一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_s	F_p	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値		3.08	1.00	1.07	1.07	1.00	1.00	1.05	0.99	1.02	1.00	2.12
不確実さ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.08	0.01	0.17	0.25
	β_U	0.06	0.00	0.00	0.04	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.25

(3) 電気盤・計装（メタルクラッドスイッチギア）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・設置位置：原子炉補助建屋（中間建屋） E.L.4.0m

- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：遮断器について水平、上下とも 30Hz 以上
- ・基準地震動 S_s に対する盤の設計応答加速度：

水平方向 0.8G、上下方向 0.51G→SRSS=0.95G

- ・機能維持確認済加速度：水平：□G、上下：□G

メタルクラッドスイッチギアは、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. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

F_s は下記の式で算出する。

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

- ・損傷加速度中央値について

電気盤類のように、構造強度のみでなく電氣的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。

当該設備においては、限界と見られる加速度レベルまでの加振試験が実施されているため、当該加速度レベルを限界加速度の中央値とする。

したがって、メタルクラッドスイッチギアの損傷加速度の中央値は、以下のとおりとなる。

$$\text{損傷加速度の中央値} = \sqrt{(\square^2 + \square^2)} = \square G$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

したがって、強度に関する係数 F_S 及びその不確かさは、以下のとおりとなる。

F_S = 損傷加速度の中央値 / 床応答加速度

$$= \boxed{} / \sqrt{(0.8^2 + 0.51^2)} = \boxed{}$$

また、試験により実機耐力を適用しているため、不確かさは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数

電気盤類については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数は考慮しない。

$$F_{\mu} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

実機の加振試験に基づき F_{EC} を評価していることから、機器応答に関する裕度及び不確かさはすべて加振試験において考慮されていることになる。

ただし、一般に耐震評価における盤の応答値算定の際に、床応答曲線の拡幅及び減衰定数に関する裕度が含まれるため、これを評価する。

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

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る。

ただし、遮断器については剛であるためここでは考慮しない。

したがって、 $F_{ESS} = 1.0$ 、 $\beta_R = \beta_U = 0$ とする。

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の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。

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$$

遮断器は剛構造のため、ここでは考慮しない。

したがって、 $F_D=1.0$ 、 $\beta_R=\beta_U=0$ とする。

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

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、遮断器の耐震評価は、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。

$$F_{EM}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

遮断器は剛であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_{EMC}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。
以下では F_{NL} についてのみ示す。

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。

ここで、試験加速度は最大加速度(ZPA)ベースであるが、ZPA については建屋の非線形応答による加速度レベルに応じた変動は小さく、む

しろ線形応答に比較した場合は、加速度レベルが上がるにしたがい低減する傾向にあると考えられる。

ただし、このような低減については現状有効なデータはないため、安全側に本係数は考慮せず、以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、メタルクラッドスイッチギアのフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-3 図に示す。

$$A_m=1.39 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.09、\beta_U=0.15$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.39 \times \exp[-1.65 \times (0.09 + 0.15)] \\ &= 0.93 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 メタルクラッドスイッチギア 安全係数評価結果の一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_s	F_p	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値			1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.05	0.99	1.02	1.00	1.39
不確かさ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.00	0.09
	β_U	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.15

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(4) 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を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉補助建屋（中間建屋） E.L.4.0m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：水平、上下とも 30Hz 以上
- ・ 基準地震動 S_s に対する設置床面の ZPA：

水平方向 0.56G、上下方向 0.37G→SRSS=0.671G

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が、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 1.7G、上下方向 1.0G→SRSS=1.97G

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

ポンプ及びディーゼル類のように、構造強度のみでなく動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。

この場合、電気盤類と同様に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 設定法に基づき損傷加速度の中央値の推定を行うことができる。

なお、ポンプ及びディーゼル等の動的機器に関する誤動作等の不確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、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。

$$\begin{aligned}\text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U)) \\ &= 1.97 \times \exp(1.65 \times (0.10 + 0.10)) = 2.74G\end{aligned}$$

したがって、強度に関する係数 F_S 及びその不確実さは、以下のとおりとなる。

$$F_S = \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} = 2.74 / 0.671 = 4.09$$

$$\beta_R = 0.10, \beta_U = 0.10$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数

ポンプ及びディーゼル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、本係数は考慮しない。

$$F_\mu = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

実機の加振試験に基づき F_{EC} を評価していることから、機器応答に関する裕度及び不確実さはすべて加振試験において考慮されていることになる。また、耐震評価におけるポンプ及びディーゼル類の機能維持評価では、ZPA を 1.2 倍することも行われていない。

したがって、機器応答係数 F_{ER} は以下のとおりとする。

$$F_{ER} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

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

ここで、試験加速度は最大加速度(ZPA)ベースであるが、ZPA については建屋の非線形応答による加速度レベルに応じた変動は小さく、むしろ線形応答に比較した場合は、加速度レベルが上がるにしがいい低減する傾向にあると考えられる。

ただし、このような低減については現状有効なデータはないため、安全側に本係数は考慮せず、以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、内燃機関のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-4 図に示す。

$$A_m=2.43(G)$$

$$\beta_R=0.13、\beta_U=0.19$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.43 \times \exp[-1.65 \times (0.13 + 0.19)] \\ &= 1.43 (G) \end{aligned}$$

表 内燃機関 安全係数評価結果一覧

		F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}				合計
		F _s	F _p	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _g	F _M	F _{NL}	
中央値		4.09	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.05	0.99	1.02	1.00	2.43
不確かさ	β _R	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.00	0.13
	β _U	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19

(5) 配管（炉内計装引出管）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：炉内計装引出管
- ・ 設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート E.L.24.0m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：2.8Hz
- ・ 評価対象部位及び評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。これを基に fragility を算出した。

表 炉内計装引出管の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
コンジット チューブ	SUS304TB	一次膜＋曲げ		248	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

本係数は、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コンジットチューブの材質は SUS304TB であることから、限界応力として J S M E 発電用原子力設備規格設計・建設規格 (2005 年度版) 第 I 編付録図表 Part5 の引張応力 $S_u = 392 \text{ N/mm}^2$ (評価温度 288.6°C) が適用可能であるが、当該設備についてはミルシートにより実機に使用された鋼材の材料試験データ ($\sigma_u = \square \text{ N/mm}^2$) があるため、それを限界応力の中央値とする。

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0 とする。

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

以上より、強度に関する係数 F_S は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \sigma_C / \sigma_T = \sigma_u / \sigma_T = \square / 248 = \square$$

また、ミルシートにより実機耐力を適用しているため、不確実さは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

コンジットチューブのような配管構造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 (配管)

また、不確実さは次式により算定する。

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

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_C = 0.19$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡張に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡張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。

$$F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡張有り)}}{S_a \text{ (拡張無し)}}$$

ただし、本係数は保守的に考慮しないこととし、以下のとおりとした。

$$F_{ESS} = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の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。

$$F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$$

ただし、本係数は保守的に考慮しないこととし、以下のとおりとした。

$$F_D = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

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、コンジットチューブの耐震評価は、多質点系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 β_U は以下の値とする。

$$F_{EM}=1.0、\beta_R=0、\beta_U=0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

コンジットチューブは、多質点系でモデル化されており、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC}=1.0、\beta_R=0.15、\beta_U=0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、第 1.2.1.c-3-2 表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

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め、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=0.17、\beta_U=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、炉内計装引出管のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-5 図に示す。

$$A_m=2.57 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.31、\beta_U=0.31$$

$$\begin{aligned}
 H C L P F &= A m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\
 &= 2.57 \times \exp[-1.65 \times (0.31 + 0.31)] \\
 &= 0.95 \text{ (G)}
 \end{aligned}$$

表 炉内計装引出管 安全係数評価結果の一覧

		F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}				合計
		F _s	F _p	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _δ	F _M	F _{NL}	
中央値			2.24	1.00	1.00	1.00	1.00	1.04	0.99	1.03	1.00	2.57
不確かさ	β _R	0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.07	0.01	0.17	0.31
	β _U	0.00	0.19	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.31

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

1.2.1.d. 事故シーケンス

①起因事象

(1) 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度

1.2.1.a.②の地震時特有の要因による分類を踏まえた地震PRAにおける起因事象の扱いは以下のとおりである。また、起因事象の条件付発生確率を第 1.2.1.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、格納容器バイパスを発生させ得る事象として想定する。

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ECCS注水機能を上回るLOCAが発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

c. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

d. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生し、あわせて格納容器先行破損が発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

e. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッドスイッチギア、直流主分電盤等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状態で「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪

失」が発生するとともに、原子炉盤等が損傷することで各種制御が不能となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

f. 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系のCヘッダ分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が発生する事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

g. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

地震に起因する炉内構造物の変形・損傷により原子炉冷却系の流路が阻害されることで、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事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

h. 複数の信号系損傷

原子炉盤等が損傷することで各種制御機能が不能となり、補助給水流量調整失敗や主蒸気大気放出弁を含む工学的安全施設の動作不能が発生し、2次冷却系からの除熱機能喪失となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

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

燃料棒や制御棒クラスタの損傷により、制御棒が挿入不能となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

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、損傷部位に応じて異なる起因事象が発生するとした。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

主蒸気ライン配管の破損又はライン上の付帯機器（主蒸気大気放出

弁、主蒸気安全弁)の損傷による2次冷却系からの除熱機能喪失を想定する。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の機能喪失を想定する。なお、本事象はサポート系としても扱っている。

m. 外部電源喪失

特高開閉所内の電気設備の碍子部を含めて、外部電源系の喪失を想定する。なお、本事象はサポート系としても扱っている。

n. 初期にPCS（主給水、主蒸気、復水系）が使用不可能な過渡事象
／初期にPCSが使用可能な過渡事象

地震時には過渡事象が想定されるが、過渡事象は、主給水流量喪失で代表して評価する。

o. インターフェイスシステムLOCA（IS-LOCA）

IS-LOCAは、余熱除去系隔離弁の誤開若しくは弁の内部破損により1次冷却材が低圧設計の2次側に流出する事象として想定される。ただし、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る。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。したがって、IS-LOCAが発生する頻度は稀有として評価対象外とする。

p. 手動停止

地震では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。

q. ATWS

原子炉トリップ失敗事象としてA T W Sを想定する。地震による原子炉トリップは、加速度計の地震加速度高信号で考慮した。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。A T W Sは保守的に炉心損傷に至るものとして炉心損傷頻度評価を行った。

(2) 階層イベントツリーとその説明

事故シーケンスの定量化では、第 1.2.1.d-1 図の起因事象階層ツリーで、地震により発生する起因事象の発生確率の和が 1.0 を越えないように取扱い、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て評価する。また、先行するヘディングにある起因事象は後続のヘディングにある起因事象が重畳した場合でもその影響を包含できるように配列する。

階層化した各起因事象の発生確率は、それぞれ対象とするS S Cを設定し、そのフラジリティを評価することで算出する。また、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率は、先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価する。

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出力時レベル1 P R Aと相違ない。したがって、地震P R Aにおける成功基準は、内部事象出力時レベル1 P R Aと同様のものを採用する。

使命時間については、内部事象出力時レベル1 P R Aと同様に 24 時間を考慮し、地震動で損傷した機器の修理は期待していない。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

イベントツリーのヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能及び緩和機能に関わるシステム等を選定した。

イベントツリーの展開では、第 1.2.1.d-1 図に示した起因事象の階層イベントツリーと緩和機能の状態を表す事象進展イベントツリーに展開する。

事象進展イベントツリーは、内部事象出力時レベル 1 P R A で作成された影響緩和系を頂上事象としたフロントライン系イベントツリーを基に設定する。また、RiskSpectrum による評価ではイベントヘディングの情報により事故シーケンスを分類するため、起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失が発生するとされた事故シーケンスから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過渡分類イベントツリーを設定し、それぞれのイベントツリーを結合した。地震評価用のイベントツリー展開構成を第 1.2.1.d-2 図に示す。なお、結合したイベントツリーの情報は下流のイベントツリーに引き継がれる。

過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーでは、地震による機器損傷、ランダム故障及び人的過誤をモデル化した。過渡分類イベントツリーを第 1.2.1.d-3 図に、フロントライン系イベントツリーとして、大破断 L O C A イベントツリー、中破断 L O C A イベントツリー、小破断 L O C A イベントツリー、2 次冷却系の破断イベントツリ

一、外部電源喪失イベントツリー、原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー及び主給水流量喪失イベントツリーを第 1.2.1.d-4～10 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

内部事象出力時レベル 1 P R A 評価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出力時レベル 1 P R A と同等である。

また、B 及び C クラス機器に対しても地震の影響を考慮している。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

高圧注入系等の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ているため、機器が損傷する場合は冗長性のあるすべての機器は損傷するとして完全相関を想定した。それ以外の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

起因事象ごとのシステム信頼性解析を実施した。また、主要なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第 1.2.1.d-2 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

地震 P R A 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 R C P 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 R C P シール L O

C A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

内部事象P R Aでは、事故前と事故後の人的過誤についてT H E R P手法を用いて評価している。これを基に地震P R Aでは人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

a. 事故前の人的過誤

事故前の人的過誤は、試験や点検等による手動弁やダンパの戻し忘れを想定しており、内部事象出力時レベル1 P R Aと同等の評価をしている。

b. 事故後の人的過誤

内部事象出力時レベル1 P R Aで想定している中央制御室での操作は考慮した。地震後の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、原則、期待していない。

⑥炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

炉心損傷頻度評価（点推定）は、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を合計して算出した。各事故シーケンスの発生頻度は、確率論的地震ハザードから求めた発生頻度に事故シーケンスの条件付発生確率を乗じて算出した。また、フラジリティデータを含む炉心損傷頻度の評価に当たっては、1号炉で代表して評価を実施している。なお、解析コードはRiskSpectrumを用い、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P S A学会標準にしたがい、重畳による影響を包含できるように階層化処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和系により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。

また、サポート系（電源系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系等）については当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮するとともに、例えば原子炉補機冷却水系が喪失することでR C PシールL O C A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、さらに異なる組み合わ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、すべての重畳の組み合わせを事故シーケンスとして区別すると複雑になりすぎるため、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

上記のとおりの手順でモデルを定量化した結果、全炉心損傷頻度は 1.8×10^{-5} （／炉年）となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-3 表に示す。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約 8 割程度を占め、次いで大破断L O C A等のL O C A事象が支配的である。

また、地震P R Aでは大型静的機器、建屋及び操作盤等の損傷による事故シナリオを考慮しており、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大

破断LOCAを上回る規模のLOCA (E x c e s s L O C A)、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系からの除熱機能喪失等を新たな事故シーケンスとして整理している。

さらに、加速度区分別の炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-4 表に示す。加速度区分別では、0.5～0.8G が支配的となっており、次いで 0.8～1.1G、1.1～1.3G が支配的となっている。

起因事象別の炉心損傷頻度寄与割合を示すパイチャートを第 1.2.1.d-11 図、加速度区分別の炉心損傷頻度寄与割合を第 1.2.1.d-12 図及び加速度区分別の条件付炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-13 図に示す。

(3) 重要度解析、不確実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

地震で損傷するSSCの全炉心損傷頻度に対するFV重要度評価結果及び炉心損傷頻度への寄与割合が高い事故シーケンスに対する

重要度評価結果を第 1.2.1.d-5 表及び第 1.2.1.d-6 表に示す。F V 重要度は、炉心損傷頻度に寄与する相対的な割合を表すものである。

フラジリティ評価の結果、耐震 C クラスである外部電源系以外では、海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤、ディーゼル発電機室冷却ファン空調盤、バッテリー室換気空調盤等の広範な事故シーケンスに関連するサポート系が相対的に低い結果となっており、これらの機器の F V 重要度が高い結果となっている。

b. 不確実さ解析

確率論的地震ハザード、機器フラジリティ、ランダム故障の不確かさに着目した全炉心損傷頻度の不確実さ解析として、全炉心損傷頻度の 5%下限値、中央値、平均値及び 95%上限値を評価した。不確実さ解析の結果を第 1.2.1.d-7 表に示す。

平均値は点推定値とほぼ同値の 1.8×10^{-5} となった。また、エラーファクターは 3.5 と評価され、95%上限値と 5%下限値の間に約 13 倍の不確実さ幅があるという結果になった。一方、第 1.2.1.d-8 表に示す確率論的地震ハザード曲線の超過発生頻度（／年）より、信頼度区分が「90%～最大値」と「最小値～10%」の差は、加速度区分 1 から加速度区分 3 で約 4～59 倍程度、加速度区分 4 では約 481 倍であった。このことから、炉心損傷頻度の不確実さは確率論的地震ハザードの不確実さの影響が支配的であること、加速度区分 4 では約 481 倍の差となったものの加速度区分別炉心損傷頻度への寄与割合は加速度区分 1～3 の合計が全体の約 9 割を占めることが影響し、全炉心損傷頻度のエラーファクターが小さくなったと考えられる。

また、事故シーケンスごとの不確実さ解析として、地震特有の事故シーケンスに着目して不確実さ解析を実施した。評価結果を第

1.2.1.d-9 表及び第 1.2.1.d-14 図に示す。5%下限値、中央値、平均値及び 95%上限値のそれぞれについて、全炉心損傷頻度と地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度の比を比較したところ 0.001 未満～0.046 であり、点推定値評価と同様に地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度は小さい結果となった。

以上のことから、不確実さを考慮しても、地震特有の事故シーケンスは全炉心損傷頻度に対して寄与が小さく、地震を考慮しても選定した重要事故シーケンスで代表されることを確認した。

c. 感度解析

冗長設備については完全相関として評価を実施しているが、この冗長設備の相関性について感度解析を実施した。具体的には、第 1.2.1.d-5 表に示す全炉心損傷頻度に対する F V 重要度の高い機器のうち冗長設備について完全独立として評価した。相関性を考慮した感度解析結果を第 1.2.1.d-10 表に示す。完全独立として評価することで、冗長設備の条件付損傷確率が低下することが確認できる。

また、炉心損傷頻度について、基本ケースでは冗長機器である海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤等が F V 重要度の上位であったことから、感度解析結果では約 2 割程度低減した。加速度区分ごとに結果を分析すると、中程度の加速度（0.5～1.1G）で相関性の効果がある程度確認できるが、比較的低い加速度（0.2～0.5G）及び高加速度（1.1～1.5G）では相関性の影響を受けない結果となった。これは、比較的低い加速度（0.2～0.5G）ではランダム故障の寄与が高く地震による冗長機器の寄与が小さいためである。また、高加速度（1.1～1.5G）では冗長設備以外の機器も含めすべての機器の損傷確率が高く、冗長機器による相関性の効果が現れない結果となった。

以上のことから、基本ケースと感度解析の差は約 2 割程度であり、完全相関とした基本ケース評価でも過度に保守的な評価にならないことを確認した。

第 1.2.1.a-1 表 地震P R Aを実施するために収集した情報及び主な情報源

	P R A評価作業		情 報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握		P R A実施に当たり必要とされる設計、 運転管理に関する情報	・ 内部事象出力時レベル 1 P R A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
2	確率論的地震ハザード評価		対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮し、震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝播モデルの設定に係わる地震動伝播特性に関する情報	・ 文献調査結果 ・ 地質調査結果 ・ 気象庁地震カタログ
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	・ 国内外の P R A 情報
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と 起因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	・ 国内外の P R A 情報
		b)事故シーケンスの分析 ・ 成功基準の設定 ・ イベントツリーの作成	・ 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	・ 上記 1 の情報源 ・ 既往の P R A 情報
		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)事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(1/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
1. 安全機能 S S C 以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
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	・格納容器ポーラークレーンは Ss 地震動に対する地震動に対して落下防止装置を有する。 ・万一落下防止装置が破損しても、リングガータ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。	工学的判断により除外
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	・当該プラントの耐震設計において、S クラスの機器は、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 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。	工学的判断により除外
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	・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原子炉格納容器を貫通しないことを確認している。	工学的判断により除外

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(2/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
2. 安全機能 S S C 以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒等の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・ PWR の排気筒は原子炉格納容器に沿った、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。	工学的判断により除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・ 原子炉施設周辺斜面の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋・機器等の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。	工学的判断により除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	・ 地震 P R A では外部電源の脆弱性は、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。	地震 P R A で考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	・ 安全上重要な設備の冷却用水源（海水取水設備、1 次系冷却水タンク、燃料取替用水タンク等）の脆弱性については地震 P R A で考慮済みである。	地震 P R A で考慮

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(3/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
3. 運転員操作の阻害による波及的影響		
地震前（設計、製作、組立、検査等）のミス	・設計、製作、組立、検査等のミスは、設計、据付段階における品質管理プログラムでの適正管理、並びに工事計画認可申請等で確認されている。 ・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を犯す可能性は小さく、また、地震P R Aでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。	工学的判断により除外
地震時、地震後の人的過誤	・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P R Aで期待する運転員による緩和操作は中央制御室近傍で操作可能である。	地震P R Aで考慮
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	・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、事故時操作所則にしたがい、中央制御室近傍で操作可能である。	地震P R Aで考慮
構内通行支障、要員への影響	・地震後のプラントの安全停止のための運転員操作は、中央制御室近傍で操作可能であり、構内通行支障による影響はない。 ・プラントウォークダウンにより、アクセスルートを塞いでしまう設備がないことを確認している。	工学的判断により除外

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(4/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
その他の事故シナリオ		
4. 余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	・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、事故時操作所則にしたが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。 ・地震P S A学会標準では余震の評価手法が例示されてはいるが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震である。
5. 経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	・予防保全やP L M評価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。	工学的判断により除外

第 1.2.1.a-3 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 P R A）		
	機 器	建 屋	屋外重要土木構造物
1-1	・ランダム事象をきっかけとして炉心損傷に至る起因事象を選定。	—	—
1-2	・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	・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	—	—
	[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		
	[対象]: 小口径枝管の配管、弁等		
1-4	・フォールトツリーを作成して関連する設備を抽出し、機器リストを作成	—	—

第 1.2.1.a-3 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	屋外重要土木構築物
2-1	内部事象出力時レベル1 PRAの結果に以下の追加を検討 ・地震で損傷した際に起回事象を発生させる機器／建屋／土木構築物 ・起回事象発生後に事象を緩和させる機器／建屋／土木構築物		
	[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／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		
	[対象]：①原子炉容器、炉内構造物、燃料 ②電気盤（メタルクラッドスイッチギア、原子炉盤）等を追加	[対象]：①原子炉建屋、原子炉補助建屋等を追加 ②追加なし	[対象]：①海水取水ライン構造物を追加 ②追加なし
2-2	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 ・起回事象発生後に事象を緩和させる機器／建屋／土木構築物		
	[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		
	[対象]：タービンバイパス弁等を削除	[対象]：削除なし	[対象]：削除なし
2-3	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／土木構築物の検討		
	[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、重要事故シーケンス選定に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点から影響機器の有無を確認 ・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		
	[対象]：追加なし	[対象]：追加なし	[対象]：追加なし

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (1/23)

	説 明	損傷モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (6)	β_{fa}	HQPF (6)		
				β_{lo}	β_{hi}			
VR: CVバイパス	蒸気発生器	構造損傷	サポートビーム組立ボルト	1.57 0.19 0.19	0.84		蒸気発生器の構造損傷により制御できない大規模なLOCA及びCVバイパスが発生することを想定する。	①工認ベース
—	1次冷却材ポンプ	機能損傷	—	— — —	—		RCPの機能である されるため、考慮不 要。	①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA	1次冷却材ポンプ	構造損傷	下部支持構造物 支持脚取付ボルト	1.45 0.19 0.19	0.78		全1次冷却材ポンプの大規模なパワングリ損傷により制御できない大規模なLOCAが発生し直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA	1次冷却材管	構造損傷	クロスオーバーレグ	1.85 0.19 0.19	0.89		全グループでのRCS配管破損により直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA	蒸気発生器	構造損傷	冷却材出口管台 セーフエンド	1.83 0.19 0.19	1.04		蒸気発生器の構造損傷により制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA	炉内計装引出管	構造損傷	コンジットチューブ	2.57 0.31 0.31	0.95		RV下部での制御できないLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA	原子炉容器	構造損傷	炉内計装筒	2.12 0.24 0.25	0.86		原子炉容器の構造損傷より制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALGE: 原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造損傷	—	3.37 0.35 0.15	1.47		原子炉建屋の構造損傷により、安全上重要な設備の機能が不能となり直接炉心損傷に至ることを想定する。 (損傷の影響を的確に判断することが困難であるため、全損を仮定する)	—
ALRV: 原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造損傷	リングガータ上端部	1.83 0.19 0.25	0.90		原子炉格納容器の構造損傷より制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALSB: 原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造損傷	—	2.89 0.25 0.15	1.49		原子炉補助建屋の構造損傷により、安全上重要な設備の機能が不能となり直接炉心損傷に至ることを想定する。 (損傷の影響を的確に判断することが困難であるため、全損を仮定する)	—
ALSV: 電動弁損傷による原子炉建屋外部配管喪失	電動弁	機能損傷	弁本体	4.12 0.25 0.25	1.95		 電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。 CCW Cベンドの損傷時に漏洩失敗によるCCW喪失を想定。	①工認ベース
		構造損傷	—	— — —	—		 電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。 CCW Cベンドの損傷時に漏洩失敗によるCCW喪失を想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	—
ALEK: 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉心支持構造物	構造損傷	下部炉心支持板	1.95 0.24 0.26	0.87		 を大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALEK: 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	熱室ヘリ体	2.63 0.24 0.30	1.09		 を大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
ALTR: 複数の信号系損傷	ケーブルトレイ	構造損傷	—	2.23 0.19 0.19	1.22		フロントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	③相度向上ベース

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (2/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	基準 1 号値		影 響	フラジリティの 参照元
				Median (Q)	H&L PF (Q)		
				β_0 β_1			
ALTR- 複数の信号系故障	電磁弁分電盤	機能故障	—	1.85 0.12 0.23	1.03	の機能故障により炉心損傷に至る場合を想定。	①I型ベース
		構造故障	ボルト	3.48 0.09 0.17	2.33	の機能故障により炉心損傷に至る場合を想定。	①I型ベース
		機能故障	—	2.51 0.22 0.27	1.11	電動補助給水ポンプ及びタービン駆動補助給水ポンプからの給水失敗となり、直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		構造故障	盤本体フレーム	2.94 0.27 0.32	1.13	電動補助給水ポンプ及びタービン駆動補助給水ポンプからの給水失敗となり、直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
ALTR- 複数の信号系故障	原子炉保護系 計器ラック	機能故障	—	16.70 0.12 0.23	9.37	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		構造故障	ボルト	8.53 0.19 0.21	4.47	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		機能故障	—	2.96 0.22 0.27	1.31	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		構造故障	ボルト	9.90 0.19 0.21	5.18	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
ALTR- 複数の信号系故障	安全防護系 テストキャビネット	機能故障	—	2.96 0.22 0.27	1.31	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		構造故障	ボルト	4.95 0.19 0.21	2.59	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		機能故障	—	4.12 0.25 0.25	1.85	抑止弁の機能故障により炉心損傷に至る場合を想定。	①I型ベース
		構造故障	—	— — —	—	抑止弁の機能故障により炉心損傷に至る場合を想定。 弁が故障する前に配管が故障すると考えられるため、弁の構造故障は配管側のフラジリティで考慮する。	—
ALTR- 複数の信号系故障	原子炉盤	機能故障	—	2.51 0.22 0.27	1.11	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		構造故障	盤本体フレーム	2.94 0.27 0.32	1.13	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		機能故障	—	2.96 0.22 0.27	1.31	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース
		構造故障	ボルト	3.93 0.19 0.21	2.06	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①I型ベース

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (3/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	基準 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	β _{ex}	HLPF (G)		
				β _{ex}	β _{ex}	β _{ex}		
ALTR: 複数の信号系損傷	中央制御室遠隔時利制御盤	機能損傷	—	3.58	0.22	1.59	中央制御室外での安全停止操作盤、プラントに重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	31.39	0.19	11.44	中央制御室外での安全停止操作盤、プラントに重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.21	0.21			
ALTR: 複数の信号系損傷	補助リレーラック	機能損傷	—	2.99	0.22	1.33	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	9.90	0.19	5.18	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.21	0.21			
ALTR: 複数の信号系損傷	炉外技術装置	機能損傷	—	11.43	0.12	6.41	電動補助給水ポンプ及びタービン駆動補助給水ポンプからの給水失敗となり、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	10.39	0.23	5.44	電動補助給水ポンプ及びタービン駆動補助給水ポンプからの給水失敗となり、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース
				0.21	0.21			
ALAT: 電源AT+制御棒挿入不能	制御棒クラスタ	機能損傷	制御棒線路警告 (半挿入状態)	2.73	0.19	1.34	制御棒クラスタの損傷とともに、制御棒挿入が不能となる(ATWS事象は、炉心損傷を想定)。	①工認ベース
		構造損傷	燃料設置管 通達変化時 発音初期	2.70	0.19	1.34	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となる(ATWS事象は、炉心損傷を想定)。	①工認ベース
				0.25	0.25			
LL: 大破断LOCA	原子炉容器	機能損傷	ふた閉塞台	1.79	0.24	0.79	原子炉容器 (ふた閉塞台) の構造損傷による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.24	0.24			
				1.09	0.24	0.85	による大破断LOCAを想定する。	①工認ベース
LL: 大破断LOCA	制御棒駆動装置	機能損傷	制御棒駆動装置副圧部	0.25	0.25			
		構造損傷	12Bアキュムレータ注入管台	2.24	0.24	1.01	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.25	0.25			
LL: 大破断LOCA	加圧器ヤージ管	機能損傷	配管本体	3.93	0.27	1.54	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.31	0.31			
				3.93	0.27	1.54	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
LL: 大破断LOCA	RHP高遠程吸込み配管	機能損傷	配管本体	0.31	0.31			
				0.27	0.27	1.54	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				3.93	0.27	1.54	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
LL: 大破断LOCA	アキュムレータ注入配管 (L側)	機能損傷	配管本体	0.31	0.31			
				1.51	0.19	0.81	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.19	0.19			
LL: 大破断LOCA	加圧器	機能損傷	上部支持構造物理込金物 基礎ボルト	2.44	0.24	1.11	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工認ベース
				0.24	0.24			
				0.25	0.25			
ML: 中破断LOCA	1次冷却材管	機能損傷	6B安全注入管台	0.25	0.25			
				0.24	0.24			
				0.25	0.25			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (4/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	基準1号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	Ex β	HLPF (G)		
				2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06		
ML: 中破断LOCA	加圧器スプレイン配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工配ベース
ML: 中破断LOCA	充てん/重圧注入ポンプ高濃縮注入配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工配ベース
ML: 中破断LOCA	充てん/注入ライン配管 (G/L割)	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工配ベース
ML: 中破断LOCA	低圧注入配管 (G/L割)	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工配ベース
ML: 中破断LOCA	余熱除去ポンプ高濃縮注入配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工配ベース
ML: 中破断LOCA	CVCS抽出配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	加圧器	構造損傷	安全弁及び通気弁用管台 (セーフエント)	2.78 0.19 0.25	2.78 0.19 0.25	1.38	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	原子炉容器	構造損傷	空気の抜管	1.41 0.19 0.25	1.41 0.19 0.25	0.70	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	R/V底部ベントライン配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	SS サンプル冷却器注入配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	加圧器安全弁配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	加圧器凝し弁配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	格納容器冷却材ドレン配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	余熱抽出冷却器注入ライン配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	RCS加圧器スプレッダライン配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース
SL: 小破断LOCA	ほうろ桶注入タンクライン配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①工配ベース

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (5/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	基準 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HPIPF (G)			
				$\beta = 0.7$	$\beta = 0.3$			
SL: 小破断LOCA	加圧器補助スプリ配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①E型ベース	
SL: 小破断LOCA	蒸気注入系配管 (G-L側)	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	①E型ベース	
SL: 小破断LOCA	加圧器安全弁	構造損傷	—	— — —	—	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	—	
SL: 小破断LOCA	加圧器逆がし弁	構造損傷	—	— — —	—	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	—	
MB: 2次冷却系破断	蒸気発生器	構造損傷	給水人口管台	2.07 0.19 0.19	1.11	蒸気発生器人口管台からの流出による2次冷却系破断事象が発生。	①E型ベース	
MB: 2次冷却系破断	主蒸気ライン配管	構造損傷	配管本体	3.50 0.27 0.31	1.36	主蒸気ライン配管からの流出による2次冷却系破断事象が発生。	①E型ベース	
MB: 2次冷却系破断	主蒸気安全弁	構造損傷	—	— — —	—	当該弁からの蒸気流出により2次冷却系破断事象が発生。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	—	
MB: 2次冷却系破断	主蒸気隔離弁 (電磁弁を含む)	構造損傷	—	— — —	—	当該弁からの蒸気流出により2次冷却系破断事象が発生。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	—	
MB: 2次冷却系破断	主蒸気大気放出弁	構造損傷	—	— — —	—	当該弁からの蒸気流出により2次冷却系破断事象が発生。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	—	
QA: 外部電源系	外部電源系	工学的判断	—	0.30 0.25 0.50	0.09	外部電源の喪失。	—	
QB: 125V DC	リレー室直流分電盤	機能損傷	—	4.90 0.14 0.23	2.66	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①E型ベース	
		構造損傷	ボルト	22.62 0.09 0.17	15.17	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①E型ベース	
QB: 125V DC	中央制御室直流分電盤	機能損傷	—	2.89 0.14 0.23	1.56	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①E型ベース	
		構造損傷	ボルト	3.23 0.09 0.17	2.16	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①E型ベース	
		機能損傷	—	2.28 0.12 0.23	1.27	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①E型ベース	
QB: 125V DC	直流主分電盤	構造損傷	柱脚	2.54 0.09 0.17	1.70	直流電源の喪失。(DG、安全系補機の起動不能)	①E型ベース	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (6/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)				
				β_R	β_U	HQPF (G)		
	蓄電池	構造損傷	架台	1.90	0.09	1.16	バッテリーの機能喪失。	①工認ベース
				0.23	0.23			
				2.85	0.31	1.04		
QCR: バッテリ室空調系	空気作動ダンパ	機能損傷	ダクト本体	0.31	0.31		バッテリー室空調系の喪失により直流通電器が機能喪失する。 ダンパの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるため、機能損傷にフラジリティを記載。	①工認ベース
		構造損傷	—	—	—			
		構造損傷	—	—	—			
QCR: バッテリ室空調系	バッテリー室換気ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.85	0.31	1.04	バッテリー室空調系の喪失により直流通電器が機能喪失する。	①工認ベース
				0.31	0.31			
				4.98	0.09	3.35		
QCR: バッテリ室空調系	バッテリー室換気ファン	機能損傷	—	0.09	0.15		バッテリー室空調系の喪失により直流通電器が機能喪失する。	②PWR標準ベース
		構造損傷	基礎ボルト	14.46	0.09	9.41		
		構造損傷	—	0.17	0.17			
QCR: バッテリ室空調系	防風ダンパ	機能損傷	ダクト本体	2.85	0.31	1.04	バッテリー室空調系の喪失により直流通電器が機能喪失する。 ファンにより直流通電器が機能喪失する。 ファンは耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるため、機能損傷にフラジリティを記載。	①工認ベース
		構造損傷	—	—	—			
		構造損傷	—	—	—			
QCR: バッテリ室空調系	バッテリー室換気空調盤	機能損傷	—	1.24	0.22	0.55	バッテリー室空調系の喪失により直流通電器が機能喪失する。	②PWR標準ベース
		構造損傷	—	0.27	0.27			
		構造損傷	盤本体フレーム	2.94	0.27	1.13		
QCR: バッテリ室空調系	蓄電池室排気室排気道設計	機能損傷	—	1.73	0.12	0.97	バッテリー室空調系の喪失により直流通電器が機能喪失する。 構造損傷であるボルトの耐力は、構造損傷に比べ十分高いため、機能損傷を代表とする。	①工認ベース
		構造損傷	—	0.23	0.23			
		構造損傷	—	—	—			
QD: 6.6kVメタルクラッドスイッチギア	メタルクラッドスイッチギア	機能損傷	—	1.39	0.09	0.93	非常用6.6kV母線の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	溶接部	0.15	0.15	2.97		
		構造損傷	—	0.19	0.21	1.55		
QE: 6.6kV DG	DG駆動装置(燃料油配管等)	機能損傷	配管本体	2.71	0.27	1.06	非常用所内電源の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	0.31	0.31			
		構造損傷	—	—	—			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (7/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	高圧1号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (g)				
				β_R	β_V	HCLPF (g)		
OE: 6.8kV DG	独立発電機	機能損傷	-	1.73	0.97	非常用所内電源の機能喪失。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を代表とする。	①工認ベース	
				0.12	-			
				0.23	-			
				-	-			
OE: 6.8kV DG	空気が動ダンバ	機能損傷	ダクト本体	2.85	1.04	非常用所内電源の機能喪失。 タンバの新設計画は、機能損傷が即機能損傷となるとしているため、機能損傷にフラジリティを記録。	①工認ベース	
				0.31	-			
				0.31	-			
				-	-			
OE: 6.8kV DG	シリンダ油サービスタンク	構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。	-	
				-	-			
				-	-			
				-	-			
OE: 6.8kV DG	シリンダ冷却水タンク	構造損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。	-	
				-	-			
				-	-			
				-	-			
OE: 6.8kV DG	ディーゼル発電機 シリンダ冷却水圧力 低圧止スイッチ	機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。	-	
				-	-			
				-	-			
				-	-			
OE: 6.8kV DG	燃物入口潤滑油圧力低停止スイッチ	機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。	-	
				-	-			
				-	-			
				-	-			
OE: 6.8kV DG	燃物出口潤滑油圧力高停止スイッチ	機能損傷	-	-	-	非常用所内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。	-	
				-	-			
				-	-			
				-	-			
OE: 6.8kV DG	ディーゼル発電機冷却系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.85	1.04	非常用所内電源の機能喪失。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を代表とする。	①工認ベース	
				0.31	-			
				0.31	-			
				-	-			
OE: 6.8kV DG	ディーゼル発電機冷却ファン	機能損傷	基礎(取付ボルト)	5.62	2.42	非常用所内電源の機能喪失。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を代表とする。	②PWR標準ベース	
				0.25	-			
				0.26	-			
				3.24	-			
OE: 6.8kV DG		構造損傷	基礎ボルト	0.19	1.67	非常用所内電源の機能喪失。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を代表とする。	②PWR標準ベース	
				0.21	-			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (8/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	基準 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (β)	HLPF (β)	HLPF (G)		
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機室冷却ファン空調器	機能損傷	-	1.24	0.55	0.55	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
				0.22				
				0.27				
				2.94			非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機コントロールセンタ	機能損傷	-	0.27	1.13	1.13	非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
				0.32				
				2.69			非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
				0.22	1.19	1.19	非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機コンタクトセンター	機能損傷	ボルト	2.85	1.40	1.40	非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
				0.19				
				0.21				
				80.00			非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機室排気ガラー	機能損傷	フィルタ固定ボルト	0.19	40.86	40.86	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
				0.22				
				26.30			非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
				0.19	13.37	13.37	非常用所内電源の機能喪失。	②PWR標準ベース
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機室給気ガラー	機能損傷	フィルタ固定ボルト	0.22	4.37	4.37	電源系の長綱運転のために、外私や外部電源設備を考慮するLPGの状態監視が必要であり、当該機器の損傷により長綱運転に失敗することとなる。	①E型ベース
				9.83			電源系の長綱運転のために、外私や外部電源設備を考慮するLPGの状態監視が必要であり、当該機器の損傷により長綱運転に失敗することとなる。	
				0.22			構造損傷であるバルブの耐力は、機能損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。	
				0.27				
QE: 6.6kV DG	ディーゼル発電機制御盤 (発電機、起動機、電圧調整器、励磁機、中性点接地盤)	機能損傷	-	4.27	1.90	1.90	非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
				0.22				
				0.27				
				7.78			非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
QE: 6.6kV DG	防火ダンパ	機能損傷	ボルト	0.19	4.07	4.07	非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
				0.21				
				2.85			非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
				0.31	1.04	1.04	非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
QE: 6.6kV DG	防火ダンパ	機能損傷	ダクト本体	0.31			非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
							非常用所内電源の機能喪失。	
							ダンパの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるとしているため、機能損傷にフラジリティを記載。	
QE: 6.6kV DG	空気だめ	機能損傷	胴板	4.42	2.96	2.96	非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
				0.09				
				0.17				
							非常用所内電源の機能喪失。	①E型ベース
QE: 6.6kV DG	主給配弁 (電磁弁を含む)	機能損傷	-				非常用所内電源の機能喪失。	
							内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。	
							非常用所内電源の機能喪失。	
							内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。	
QE: 6.6kV DG	潤滑油コンシ	機能損傷	-				非常用所内電源の機能喪失。	
							内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (10/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	$\beta \times$ $\beta +$	HDPF (G)		
QF: 440V AC	パワーセンタ	機械損傷	—	1.44	0.09	0.96	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	溶接部	2.63 0.19 0.21	—	1.38	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。	①工認ベース
QF: 440V AC	原子炉コントロールセンタ	機械損傷	—	2.28 0.12 0.23	—	1.27	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	2.62 0.19 0.21	—	1.37	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。	①工認ベース
QF: 440V AC	乾式変圧器 (動力変圧器)	機械損傷	—	—	—	—	非常用440V母線の機能喪失。 ボルトが破断しない限り損傷することが考えにくいので、機能損傷で代表する。	—
		構造損傷	ボルト	10.29 0.19 0.21	—	5.39	非常用440V母線の機能喪失。	①工認ベース
QG: 125VDC (充電器)	充電器盤	機械損傷	—	2.28 0.12 0.23	—	1.27	直流電源の喪失。(D.G. 安全系補機の起動不能)	①工認ベース
		構造損傷	柱脚	2.54 0.09 0.17	—	1.70	直流電源の喪失。(D.G. 安全系補機の起動不能)	①工認ベース
QH: 115V 計測用	計測用電源(インバータ)	機械損傷	—	1.68 0.12 0.23	—	0.94	計測用電源の喪失。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	13.57 0.09 0.17	—	9.10	計測用電源の喪失。	①工認ベース
QH: 115V 計測用	計測用分電盤	機械損傷	—	3.43 0.12 0.23	—	1.92	計測用電源の喪失。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	33.93 0.09 0.17	—	23.75	計測用電源の喪失。	①工認ベース
QK: 非常用炉心冷却設備作動信号	加圧器圧力計	機械損傷	—	1.90 0.13 0.23	—	1.04	格納容器圧力計と同時故障で非常用炉心冷却設備作動信号の喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	—	—	—	格納容器圧力計と同時故障で非常用炉心冷却設備作動信号の喪失。 構造損傷であるが、力の耐力は、機能損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。	—
QK: 非常用炉心冷却設備作動信号	格納容器圧力計	機械損傷	—	2.33 0.12 0.23	—	1.30	加圧器圧力計と同時故障で非常用炉心冷却設備作動信号の喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	—	—	—	加圧器圧力計と同時故障で非常用炉心冷却設備作動信号の喪失。 構造損傷であるが、力の耐力は、機能損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。	—

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (11/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	βa	HQ/PF (G)		
				βo	βo	βo		
QJ: 原子炉トリップ	原子炉トリップしゃ断装置	機能損傷	-	2.17	0.22	0.96	原子炉トリップ機能の喪失。	①工認ベース
				0.27	0.27			
				7.02	0.19	3.67		
				0.21	0.21			
QJ: 原子炉トリップ	制御用地震計(垂直)/水平) (保護用地震計)	機能損傷	ボルト	1.73	0.12	0.97	原子炉トリップ機能の喪失。	①工認ベース
				0.23	0.23			
				-	-	-		
				-	-	-		
QI: RWST	充てん/高圧注入系配管	構造損傷	配管本体	2.71	0.27	1.06	充てん/高圧注入系配管からほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.31	0.31			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			
QI: RWST	内部スプレ配管	構造損傷	配管本体	2.36	0.25	1.00	内部スプレ配管からほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.28	0.28			
				2.50	0.19	1.31		
				0.20	0.20			
QI: RWST	燃料取扱用水タンク	構造損傷	基礎ボルト	45.25	0.09	30.34	RWSTからほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	②PWR機ベース
				0.17	0.17			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			
QI: RWST	燃料取扱用水ポンプ	構造損傷	ポンプ取付ボルト 電動機取付ボルト	12.37	0.09	8.29	燃料取扱用水ポンプからほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.17	0.17			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			
QI: RWST	燃料取扱用水系配管	構造損傷	配管本体	8.43	0.09	5.65	燃料取扱用水系配管からほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.17	0.17			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			
QI: RWST	余熱除去ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	6.18	0.09	4.14	余熱除去ポンプからほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.17	0.17			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			
QI: RWST	余熱除去系配管	構造損傷	配管本体	8.43	0.09	5.65	余熱除去系配管からほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.17	0.17			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			
QI: RWST	内部スプレポンプ	構造損傷	ポンプ取付ボルト	6.18	0.09	4.14	内部スプレポンプからほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.17	0.17			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			
QI: RWST	充てん/高圧注入ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	6.18	0.09	4.14	充てん/高圧注入ポンプからほう湯水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.17	0.17			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			
QO: 海水系	1次系冷却水クーラ	構造損傷	扇	1.92	0.09	1.92	1次系冷却水クーラの構造損傷により冷却水が流出し、海水系機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.17	0.17			
				2.71	0.27	1.06		
				0.31	0.31			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (12/23)

	説 備	故障モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	HQPF (G)			
				β_{10} β_{10}				
00: 海水系	海水ヘッダ圧力計	機能故障	—	1.73 0.12 0.23	0.87	海水ヘッダ圧力計が損傷し、海水系機能損失に至る。		①工認ベース
		構造故障	—	— —	—	海水ヘッダ圧力計が損傷し、海水系機能損失に至る。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。		—
		構造故障	基礎ボルト	2.37 0.09 0.17	1.54	海水系の機能損失。		②PWR機事ベース
		構造故障	基礎ボルト	1.99 0.23 0.19	1.00	海ストレーナの調整部位から海水が流出し、海水系の機能喪失に至る。		③格度向上ベース
00: 海水系	海水ポンプ	機能故障	下部軸受	6.36 0.23 0.22	3.06	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。		①工認ベース
		構造故障	流れ止め台取付ボルト	9.33 0.23 0.22	4.49	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。		①工認ベース
		機能故障	—	1.24 0.22 0.27	0.55	海水系の機能喪失。		②PWR機事ベース
		構造故障	筐本体フレーム	2.94 0.27 0.32	1.13	海水系の機能喪失。		①工認ベース
00: 海水系	海水ポンプモータ冷却水流量計	機能故障	—	1.73 0.12 0.23	0.87	海水ポンプモータ冷却水流量計の損傷により、海水系機能喪失に至る。		①工認ベース
		構造故障	—	— —	—	海水ポンプモータ冷却水流量計の損傷により、海水系機能喪失に至る。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。		—
		機能故障	—	1.89 0.22 0.27	0.84	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。		①工認ベース
		構造故障	ボルト	19.61 0.19 0.21	10.27	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。		①工認ベース
00: 海水系	海水系三次構造物	構造故障	—	1.90 0.07 0.10	1.43	海水取水ができなくなり、海水系喪失に至る。		—
		構造故障	配管本体	2.71 0.27 0.31	1.06	海水系配管が損傷し、海水系機能喪失に至る。		①工認ベース
		構造故障	—	1.65 0.09 0.17	1.11	1次系冷却水タンクの構造損傷により冷却水が流出し、OOM喪失に至る。		①工認ベース
		構造故障	基礎ボルト	—	—	—		—

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (13/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	基準 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	Ex P ₀	HLPF (G)		
				Ex P ₀	Ex P ₀	Ex P ₀		
QL: 排熱冷却系	1次系冷却水ポンプ	機能損傷	軸	17.83	0.09	10.85	1次系冷却水ポンプの機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	基礎ボルト	7.12	0.09	4.77	1次系冷却水ポンプの機能喪失。	①工認ベース
QL: 排熱冷却系	1次系冷却水ポンプ現場操作盤	機能損傷	—	1.89	0.22	0.84	1次系冷却水ポンプの機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	19.61	0.19	10.27	1次系冷却水ポンプの機能喪失。	①工認ベース
QL: 排熱冷却系	充てん・重圧注入ポンプ室冷却配管ユニット	機能損傷	基礎ボルト	11.46	0.08	1.59	CCWの機能喪失。	②PWR標準ベース
		構造損傷	基礎/取付ボルト	16.35	0.17	10.82	CCWの機能喪失。	②PWR標準ベース
QL: 排熱冷却系	1次系冷却水配管	機能損傷	配管本体	2.71	0.27	1.06	配管から冷却水が流出し、CCW喪失に至る。	①工認ベース
		構造損傷	基礎ボルト	9.79	0.09	6.56	計器用空圧配線の構造損傷によりCCW機能が喪失する。	①工認ベース
QL: 排熱冷却系	内部スプレクーラ	機能損傷	胴	4.90	0.19	2.56	内部スプレクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	①工認ベース
		構造損傷	燃料ピットクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	2.04	0.19	1.00	燃料ピットクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	③格度向上ベース
QL: 排熱冷却系	余熱除去クーラ	機能損傷	基礎ボルト	2.10	0.19	1.11	余熱除去クーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	①工認ベース
		構造損傷	基礎ボルト	7.54	0.09	5.05	計器用空圧乾燥器取寄場の構造損傷によりCCWの機能喪失。	①工認ベース
QL: 排熱冷却系	ブローダウンクーラ	機能損傷	ベース	2.08	0.19	0.97	ブローダウンクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造損傷	配管 (冷却器本体)	5.37	0.25	1.90	サンブルクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
QL: 排熱冷却系	サンブルクーラ (補助源気圧モニター冷却器用)	機能損傷	ベース	8.03	0.25	3.51	サンブルクーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造損傷	胴板	8.20	0.08	5.42	ガス圧縮装置の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (14/23)

	説 明	損傷モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (6)	β ₀	HOLPF (6)		
				β ₀	β ₀	β ₀		
OL: 補機冷却系	格納容器駆動冷却回路ユニット (%部コイル含む)	構造損傷	基礎ボルト	4.08	0.19	2.10	格納容器駆動冷却回路ユニットの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
OL: 補機冷却系	抽出水再蒸気クーラ	構造損傷	基礎ボルト	3.66	0.08	2.42	抽出水再蒸気クーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
OL: 補機冷却系	余熱抽出水クーラ	構造損傷	支脚脚	3.50	0.17	1.83	余熱抽出水クーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
OL: 補機冷却系	除沫器装置	構造損傷	支脚脚	4.41	0.22	2.31	除沫器装置の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
OL: 補機冷却系	ほう酸回収装置	構造損傷	支脚脚	2.32	0.19	1.23	ほう酸回収装置の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
OL: 補機冷却系	制御棒駆動装置冷却回路ユニット	構造損傷	基礎ボルト	22.76	0.09	14.82	制御棒駆動装置冷却回路ユニットの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
OL: 補機冷却系	封水クーラ	構造損傷	銅板	10.77	0.08	7.12	封水クーラの構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
GMR: 低圧注入系	RHRポンプ出口圧力計	機能損傷	—	1.73	0.12	0.87	RHRポンプ出口圧力計の損傷により、低圧注入失敗。	①工認ベース
		構造損傷	—	—	—	—	RHRポンプ出口圧力計の損傷により、低圧注入失敗。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。	—
GMR: 低圧注入系	余熱除去ポンプ閉鎖操作盤	機能損傷	—	2.58	0.14	1.40	余熱除去ポンプの機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	33.83	0.09	22.75	余熱除去ポンプの機能喪失。	①工認ベース
GMR: 低圧注入系	RHRポンプ出口流量計	機能損傷	—	6.74	0.14	3.66	に失敗し、RHRポンプの機能喪失を想定する。	①工認ベース
		構造損傷	—	—	—	—	に失敗し、RHRポンプの機能喪失を想定する。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。	—
GMR: 低圧注入系	余熱除去ポンプ	機能損傷	—	5.26	0.09	2.95	余熱除去ポンプの機能喪失。	①工認ベース
GMR: 低圧注入系 (再循環時)	スプレイ余熱除去ポンプ室冷却系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.86	0.31	1.04	スプレイ余熱除去ポンプ室冷却系ダクトの損傷により、室温が上昇し低圧注入再循環失敗に至る。	①工認ベース
				0.31	0.31	—	—	—

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (15/23)

	説 備	損傷モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (δ)	β _h	HQPF (δ)		
				β _o				
QMR: 低圧注入系 (再循環時)	スプレイ余熱除去ポンプ室冷却ファン	機能損傷	ケーシング	13.55	0.25	5.84	スプレイ余熱除去ポンプ室冷却ファンの損傷により、室温が上昇し低圧注入系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.26				
				39.10	0.19	19.87		
				0.22				
QNE: 内部スプレ系	燃料容器圧力計	機能損傷	—	2.33	0.12	1.30	内部スプレ系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.23				
				—		—		
				—		—		
QNE: 内部スプレ系	よう素除去薬品タンク	構造損傷	基礎ボルト	6.16	0.09	4.13	よう素除去薬品タンクの構造損傷により、 により機能喪失する。	①工認ベース
				0.17				
				8.90	0.09	5.88		
				0.15				
QNE: 内部スプレ系	内部スプレポンプ	機能損傷	—	3.37	0.09	1.31	内部スプレポンプの機能喪失により内部スプレ系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.27				
				0.31				
				2.58	0.14	1.40		
QNE: 内部スプレ系	内部スプレポンプ取換操作盤	構造損傷	ボルト	0.23	33.93	22.75	内部スプレポンプの機能喪失により内部スプレ系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.09				
				0.17				
				2.85	0.31	1.04		
QNR: 内部スプレ系 (再循環時)	スプレイ余熱除去ポンプ室冷却系ダクト	構造損傷	ダクト本体	0.31	0.31	5.84	スプレイ余熱除去ポンプ室冷却系ダクトの損傷により、室温が上昇し、内部スプレ系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.31				
				13.55	0.25	19.87		
				0.26				
QNR: 内部スプレ系 (再循環時)	スプレイ余熱除去ポンプ室冷却ファン	機能損傷	ケーシング	39.10	0.19	1.85	スプレイ余熱除去ポンプ室冷却ファンの損傷により、室温が上昇し、内部スプレ系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
				0.22				
				4.12	0.25	1.85		
				0.25				
QSI: 高圧注入系	ほうちゅうタンク戻りライン井	機能損傷	井本体	—	—	—	ほうちゅうタンク戻りライン井の損傷により、高圧注入系機能喪失に至る。	①工認ベース
				—				
				—				
				—				
QSI: 高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプ	機能損傷	—	15.32	0.09	10.31	充てん/高圧注入ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.15				
				—				
				—				

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (16/23)

	設 機	故障モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 影響元
				Median (G) $\beta = 10$	Median (G) $\beta = 10$	Median (G) $\beta = 10$		
QSI: 高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプガスベントライン しゃ断弁	機能故障	弁本体	4.12	1.85		充てん/高圧注入ポンプガスベントラインの閉鎖により、高圧注入系機能喪失に至る。	①工認ベース
		構造故障	—	0.25	—		充てん/高圧注入ポンプガスベントラインの閉鎖により、高圧注入系機能喪失に至る。	—
		構造故障	—	0.25	—		充てん/高圧注入ポンプガスベントラインの閉鎖により、高圧注入系機能喪失に至る。	—
		構造故障	—	—	—		弁が閉鎖する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	—
QSI: 高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプ現場操作盤	機能故障	—	2.58	1.40		充てん/高圧注入ポンプの機能喪失。	①工認ベース
		構造故障	ボルト	0.14	—		充てん/高圧注入ポンプの機能喪失。	①工認ベース
		構造故障	ボルト	0.23	—		充てん/高圧注入ポンプの機能喪失。	①工認ベース
		構造故障	ボルト	33.93	21.75		充てん/高圧注入ポンプの機能喪失。	①工認ベース
QSI: 高圧注入系	封水クーラ	機能故障	胴体	0.09	—		封水クーラから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	支持脚	10.77	1.12		封水クーラから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	支持脚	0.17	—		封水クーラから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	支持脚	2.12	0.95		封水クーラから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
QSI: 高圧注入系	封水フィルタ	機能故障	基礎ボルト	0.25	—		封水フィルタから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	①工認ベース
		構造故障	基礎ボルト	13.44	8.89		封水フィルタから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	①工認ベース
		構造故障	膜	0.08	—		封水フィルタから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	①工認ベース
		構造故障	膜	2.62	1.59		封水フィルタから充てんライン水が流出し、高圧注入系の機能喪失に至る。	①工認ベース
QSI: 高圧注入系	電磁弁コントロールセンタ	機能故障	—	0.04	—		高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	—	0.23	—		高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	—	5.19	2.86		高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	—	0.13	—		高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
QSR: 高圧注入系 (再循環時)	充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクト	機能故障	滑輪部	18.40	11.98		高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	ダクト本体	0.09	—		高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	ダクト本体	0.17	—		高圧注入系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	ダクト本体	2.85	1.04		充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクトの閉鎖により、室温が上昇し高圧注入系再循環失敗に至る。	①工認ベース
QSR: 高圧注入系 (再循環時)	充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファン	機能故障	ケーシング	0.31	—		充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファンからの漏水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	ケーシング	15.48	8.00		充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファンの閉鎖により、室温が上昇し高圧注入系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	ケーシング	0.17	—		充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファンの閉鎖により、室温が上昇し高圧注入系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	ケーシング	0.23	—		充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファンの閉鎖により、室温が上昇し高圧注入系再循環失敗に至る。	②PWR標準ベース
QO: 補助給水系	タービン駆動補助給水ポンプ	機能故障	基礎取付ボルト	36.58	24.21		タービン駆動補助給水ポンプからの漏水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	基礎取付ボルト	0.06	—		タービン駆動補助給水ポンプからの漏水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
		構造故障	ポンプ取付ボルト	0.17	—		タービン駆動補助給水ポンプからの漏水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	①工認ベース
		構造故障	ポンプ取付ボルト	8.43	5.65		タービン駆動補助給水ポンプからの漏水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	①工認ベース
QO: 補助給水系	減気発生器水位計 (稼働)	機能故障	—	0.09	1.53		SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水失敗とする。	①工認ベース
		構造故障	—	2.78	—		SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水失敗とする。	①工認ベース
		構造故障	—	0.13	—		SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水失敗とする。	①工認ベース
		構造故障	—	0.23	—		SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水失敗とする。	①工認ベース

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (17/23)

	設 備	故障モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (6)	HQPF (6)			
				β_{α}	β_{ω}			
00: 補助給水系	電動補助給水ポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	8.48	0.09	5.68	電動補助給水ポンプから復水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.17				
				1.81		1.00		
00: 補助給水系	復水タンク	構造損傷	基礎ボルト	0.17	0.19		復水タンクの構造損傷により水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	③格差向上ベース
				2.71				
				0.27		1.06		
00: 補助給水系	補助給水配管	構造損傷	配管本体	0.31			補助給水配管が損傷し、補助給水系の機能喪失に至る。	①工認ベース
				2.80				
				0.13		1.68		
00: 補助給水系	主蒸気隔離弁 (電送弁を含む)	機能損傷	弁本体	0.18			主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。	①工認ベース
				2.71		1.52		
				0.12				
00: 補助給水系	蒸気ライン圧力計	機能損傷	-	0.23			主蒸気隔離弁の自動閉止機能が喪失し、補助給水系が機能喪失に至る。	①工認ベース
				-		-		
				-		-		
00: 補助給水系	蒸気流量計	機能損傷	-	2.78	0.13	1.53	主蒸気隔離弁の自動閉止機能が喪失し、補助給水系が機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.23				
				-		-		
0X: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	構造損傷	-	15.32	0.09	10.31	電動補助給水ポンプの機能喪失。	①工認ベース
				0.15				
				4.25		2.30		
0X: 電動補助給水ポンプ	原子炉保護系 テストラック	機能損傷	-	0.14	0.23		電動補助給水ポンプが機能喪失に至る。	②PWR標準ベース
				22.18		11.46		
				0.19	0.21			
0X: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ起動盤	機能損傷	-	5.19	0.12	2.91	電動補助給水ポンプが機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.23				
				29.88		15.65		
0Y: 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弁	構造損傷	ボルト	0.19	0.21		電動補助給水ポンプが機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.21				
				4.12		1.85		
0Y: 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弁	機能損傷	-	0.25	0.25		タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。	①工認ベース
				0.25				
				-		-		
0Y: 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弁	構造損傷	-	-	-	-	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	-
				-		-		
				-		-		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (18/23)

	説 備	故障モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G)	H ₀₁ (G)	H ₀₂ (G)		
				β_{01} β_{02}	β_{01} β_{02}	β_{01} β_{02}		
QY タービン動補給給水ポンプ	タービン動補給給水ポンプ駆動蒸気逆止 弁	機能故障	—	4.12 0.25	1.85	—	タービン動補給給水ポンプ駆動蒸気逆止弁の構造損傷によりタービン動補給給水ポンプが機能喪失。	①工認ベース
				0.25	—	—	タービン動補給給水ポンプ駆動蒸気逆止弁の構造損傷によりタービン動補給給水ポンプが機能喪失。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	
				—	—	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。	
				4.12 0.25	1.85	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	
QY タービン動補給給水ポンプ	タービン動補給給水流量制御弁	機能故障	弁本体	4.12 0.25	1.85	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	①工認ベース
				0.25	—	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	
				—	—	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。	
				4.12 0.25	1.85	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	
QY タービン動補給給水ポンプ	タービン動補給給水蒸気調整弁	機能故障	弁本体	4.12 0.25	1.85	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	①工認ベース
				0.25	—	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	
				—	—	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。	
				4.12 0.25	1.85	—	タービン動補給給水ポンプによる給水に失敗することを想定。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	
QY タービン動補給給水ポンプ	タービン動補給給水ポンプ	機能故障	—	2.50 0.13	1.47	—	タービン動補給給水ポンプが機能喪失する。	①工認ベース
				0.19	—	—	タービン動補給給水ポンプが機能喪失する。	
				5.19 0.12	2.91	—	タービン動補給給水ポンプが機能喪失する。	
				0.23	—	—	タービン動補給給水ポンプが機能喪失する。	
QY タービン動補給給水ポンプ	タービン動補給給水ポンプ駆動盤	構造故障	ボルト	34.15 0.19	17.88	—	タービン動補給給水ポンプが機能喪失する。	①工認ベース
				0.21	—	—	タービン動補給給水ポンプが機能喪失する。	
				1.73 0.12	0.87	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
				0.23	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。	
Q2-1次系冷却水ポンプ室空調系	1次系冷却水ポンプ出口圧力計	機能故障	—	—	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	①工認ベース
				—	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
				2.85 0.31	1.04	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
				0.31	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
Q2-1次系冷却水ポンプ室空調系	1次系冷却水ポンプ室冷却ダクト(手動ダ クハ含む)	構造故障	ダクト本体	4.93 0.17	3.21	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.09	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
				3.02	1.12	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
				0.25 0.35	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
Q2-1次系冷却水ポンプ室空調系	1次系冷却水ポンプ室冷却ユニット	構造故障	軸受	2.41 0.19	1.05	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	②PWR標準ベース
				0.31	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
				—	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	
				—	—	—	1次系冷却水ポンプ室空調系が機能喪失する。	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (19/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	基準 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G) $\bar{\mu}$	$\bar{\sigma}$	HLPF (G)		
Q2: 1次系冷却ポンプ室空調系	1次系冷却ポンプ室増設作動	機能損傷	-	1.89	0.22	0.84	1次系冷却ポンプ室空調系が機能喪失する。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	0.27	19.61	10.27	1次系冷却ポンプ室空調系が機能喪失する。	①工認ベース
Q3: 空調用冷水設備	ダラユニット制御盤	機能損傷	-	1.24	0.22	0.55	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
		構造損傷	ボルト	8.52	0.19	4.40	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
Q3: 空調用冷水設備	流量調節弁	機能損傷	弁本体	4.12	0.25	1.85	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	-	-	-	-	空調用冷水設備の機能喪失。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	-
Q3: 空調用冷水設備	逆止弁	機能損傷	-	4.12	0.25	1.85	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	-	-	-	-	空調用冷水設備の機能喪失。 弁が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、弁の構造損傷は配管側のフラジリティで考慮する。	-
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷水配管(手動弁含む)	機能損傷	配管本体	2.71	0.27	1.06	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	基礎(取付)ボルト	1.65	0.09	1.11	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
Q3: 空調用冷水設備	ダラユニット	機能損傷	-	1.72	0.13	1.01	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
		構造損傷	支持脚	2.99	0.27	1.22	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
Q3: 空調用冷水設備	エキスパンションタンク	機能損傷	基礎ボルト	11.69	0.09	1.61	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
		構造損傷	-	4.42	0.09	2.48	空調用冷水設備の機能喪失。	②PWR標準ベース
Q3: 空調用冷水設備	冷水ポンプ	機能損傷	-	0.26	1.89	0.84	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	ボルト	0.27	19.61	10.27	空調用冷水設備の機能喪失。	①工認ベース

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (20/23)

	説 備	損傷モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (6)	HQPF (6)	HQPF (6)		
				β_{10} β_{01}	β_{10} β_{01}	β_{10} β_{01}		
O4: 制御建屋空調系	空気が動ダンバ (制御建屋空調系)	機能損傷	ダクト本体	2.85 0.31 0.31	1.04	1.04	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	— —	—	—	制御建屋空調系の機能喪失。 ダンバの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるため、機能損傷にフラジリティを記載。	—
O4: 制御建屋空調系	制御建屋空調系ダクト(手動ダンバ含む)	構造損傷	ダクト本体	2.85 0.31 0.31	1.04	1.04	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		機能損傷	—	1.24 0.22 2.94	0.55	0.55	制御建屋空調系の機能喪失。	②PWR標準ベース
O4: 制御建屋空調系	中間建屋換気空調機	構造損傷	盤本体フレーム	0.27 0.22 0.31	1.13	1.13	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		機能損傷	—	3.36 0.09 0.15	2.26	2.26	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
O4: 制御建屋空調系	制御建屋循環ファン	構造損傷	基礎 (取付) ボルト	5.65 0.09 0.17	3.79	3.79	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		機能損傷	—	2.15 0.09 0.15	1.44	1.44	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
O4: 制御建屋空調系	制御建屋送気ファン	構造損傷	基礎 (取付) ボルト	2.50 0.09 0.17	1.67	1.67	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		機能損傷	基礎 (取付) ボルト	4.37 0.09 0.17	2.83	2.83	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
O4: 制御建屋空調系	中央制御室加温器	構造損傷	ケーシング	8.40 0.19 0.20	4.41	4.41	制御建屋空調系の機能喪失。	②PWR標準ベース
		構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	1.06	1.06	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
O4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用換気系バウンダリ配管 (手動開閉む)	機能損傷	ダクト本体	2.85 0.31 0.31	1.04	1.04	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		構造損傷	—	— —	—	—	制御建屋空調系の機能喪失。 ダンバの耐震評価は、構造損傷が即機能損傷となるため、機能損傷にフラジリティを記載。	—
O4: 制御建屋空調系	防火ダンバ	構造損傷	—	1.73 0.12 0.23	0.97	0.97	制御建屋空調系の機能喪失。	①工認ベース
		機能損傷	—	—	—	—	—	—

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (21/23)

	設 備	損傷モード	評価部位	基準 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (G) $\beta \times \beta \times \beta$	HLPF (G)			
Q4: 制御建屋空調系	換気系送風機制御盤	機能損傷	-	1.89	0.84	制御建屋空調系の機能喪失。		①工認ベース
				0.22				
				0.27				
				19.61				
				0.19				
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用送風ファン	機能損傷	-	0.21	10.27	制御建屋空調系の機能喪失。		①工認ベース
				2.15				
				0.09				
				0.15				
				22.62				
Q4: 制御建屋空調系	電動機取付ボルト	構造損傷	電動機取付ボルト	0.09	15.17	制御建屋空調系の機能喪失。		①工認ベース
				0.17				
				5.90				
				0.09				
				0.17				
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用送風ファンケーシング	構造損傷	基礎（取付）ボルト	3.48	3.95	制御建屋空調系の機能喪失。		①工認ベース
				0.09				
				0.17				
				0.17				
				1.24				
Q4: 制御建屋空調系	中央制御室非常用送風ファンユニット	機能損傷	-	0.22	0.55	制御建屋空調系の機能喪失。		②PWR標準ベース
				0.27				
				2.94				
				0.27				
				0.32				
Q4: 制御建屋空調系	補助送風機換気空調盤	構造損傷	鋼本体フレーム	1.24	1.13	制御建屋空調系の機能喪失。		①工認ベース
				0.22				
				0.27				
				2.94				
				0.27				
Q4: 制御建屋空調系	補助送風機換気空調盤	機能損傷	鋼本体フレーム	0.32	1.13	制御建屋空調系の機能喪失。		①工認ベース
				1.24				
				0.22				
				0.27				
				2.94				
Q4: 制御建屋空調系	再熱コイル	構造損傷	コイル	0.21	1.44	制御建屋空調系の機能喪失。		②PWR標準ベース
				2.70				
				0.19				
				0.19				
				3.15				
Q7: 換気空調盤	換気空調盤	機能損傷	-	0.22	1.40	換気空調盤により制御される空調系が機能喪失する。		①工認ベース
				0.27				
				12.97				
				0.19				
				0.21				
Q7: 換気空調盤	換気空調盤	機能損傷	ボルト	2.80	6.79	換気空調盤により制御される空調系が機能喪失する。		①工認ベース
				0.10				
				0.10				
				1.83				
				0.23				
Q7: 制御用空気系	制御用空気圧縮機	機能損傷	-	2.01	2.01	制御用空気圧縮機の機能喪失。		①工認ベース
				0.10				
				0.10				
				1.83				
				0.23				
Q7: 制御用空気系	制御用空気ヘッダ仕力計	機能損傷	-	0.99	0.99	制御用空気系ヘッダ圧縮失敗による制御用空気の喪失を想定。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を考慮とする。		①工認ベース
				1.83				
				0.23				
				1.83				
				0.23				
Q7: 制御用空気系	制御用空気ヘッダ仕力計	機能損傷	-	-	-	制御用空気系ヘッダ圧縮失敗による制御用空気の喪失を想定。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べ十分高いため、機能損傷を考慮とする。		-
				-				
				-				
				-				
				-				

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (22/23)

	設 備	故障モード	評価部位	基準 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (μ)	Max (σ)	HLPF (G)		
QT: 計器用空気系		構造損傷	胴板	5.84 0.04 0.17	3.92	空気のための構造損傷により計器用空気系の機能喪失に至る。		①工認ベース
QT: 計器用空気系		機能損傷	—	2.29 0.22 0.27	1.02	コンプレッサの機能喪失。		①工認ベース
QT: 計器用空気系	計器用空気圧縮機制御盤	構造損傷	ボルト	19.92 0.19 0.21	10.43	コンプレッサの機能喪失。		①工認ベース
QT: 計器用空気系	計器用空気系配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	1.06	計器用空気系配管が損傷し、計器用空気系機能喪失に至る。		①工認ベース
QT: 計器用空気系	計器用補助空気そう	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	1.06	計器用補助空気そうの構造損傷により計器用空気系の機能喪失に至る。		①工認ベース
QT: 計器用空気系	補助リレーラック	機能損傷	—	2.09 0.22 0.27	1.33	計器用空気系の機能喪失に至る。		①工認ベース
QR: 再循環切替		構造損傷	ボルト	9.90 0.19 0.21	5.18	計器用空気系の機能喪失に至る。		①工認ベース
QR: 再循環切替	格納容器再循環サンプスクリーン	構造損傷	基礎ボルト	8.56 0.08 0.23	5.29	格納容器再循環サンプスクリーンが損傷し、再循環機能喪失に至る。		①工認ベース
QR: 再循環切替	格納容器サンプB	構造損傷	—	3.37 0.35 0.15	1.47	格納容器サンプBが損傷し、再循環機能喪失に至る。		—
QR: 再循環切替	格納容器サンプ配管	構造損傷	配管本体	2.71 0.27 0.31	1.06	格納容器サンプ配管が損傷し、再循環機能喪失に至る。		①工認ベース
QR: 再循環切替	燃料取替用水タンク水位計	機能損傷	—	3.79 0.11 0.17	2.38	燃料取替用水の水位低の検知に失敗し、EOCs再循環切替に失敗する(高圧再循環、低圧再循環、内部スプレ再循環不 能)。		①工認ベース
		構造損傷	—	— — —	—	燃料取替用水の水位低の検知に失敗し、EOCs再循環切替に失敗する(高圧再循環、低圧再循環、内部スプレ再循環不 能)。構造損傷であるボルトの耐力は、総応力損傷に比べて十分高いため、機能損傷を代表とする。		—
QR: 再循環切替	電動弁コントロールセンタ	機能損傷	—	5.19 0.13 0.23	2.86	電動弁コントロールセンタの腐蝕により、再循環機能が喪失する。		②PWR標準ベース
		構造損傷	溶接部	18.40 0.09 0.17	11.98	電動弁コントロールセンタの腐蝕により、再循環機能が喪失する。		②PWR標準ベース
QR: 再循環切替	補助リレーラック	機能損傷	—	2.99 0.22 0.27	1.33	補助リレーラックの腐蝕により、再循環機能が喪失する。		①工認ベース
		構造損傷	ボルト	9.90 0.19 0.21	5.18	補助リレーラックの腐蝕により、再循環機能が喪失する。		①工認ベース

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (23/23)

	説 備	損傷モード	評価部位	高圧 1 号機			影 響	フラジリティの 参照元
				Median (①)	HQPF (②)	HQPF (③)		
				β_1 β_0				
OU: 加圧器圧力制御系	加圧器安全弁	機能損傷	-	123.98		66.87	加圧器安全弁の機能喪失。	①工認ベース
				0.19				
				0.19				
				4.12		1.85		
OU: 加圧器圧力制御系	加圧器送がし弁	機能損傷	-	0.25			加圧器送がし弁の機能喪失。	①工認ベース
				0.25				
				1.58				
				0.19		0.78		
OV: 主蒸気圧力制御系	主蒸気大気放出弁	機能損傷	-	0.25			主蒸気大気放出弁の機能喪失 (2次系冷却) には主蒸気大気放出弁又は主蒸気安全弁の動作が必要。	①工認ベース
				0.25				
				1.58				
				0.19		0.78		
OS: 主蒸気安全弁	主蒸気安全弁	機能損傷	-	0.25			主蒸気安全弁の機能喪失。 (2次系冷却) には主蒸気大気放出弁又は主蒸気安全弁の動作が必要。	①工認ベース
				0.25				
				2.80		1.68		
				0.13				
OZ: 主蒸気隔離	主蒸気隔離弁 (電磁弁を含む)	機能損傷	弁本体	0.18			主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。	①工認ベース
				0.18				
				2.71		1.52		
				0.12				
OZ: 主蒸気隔離	蒸気ライン圧力計	構造損傷	-	0.23			主蒸気隔離弁の自動閉止機能の喪失。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べて十分に高いため機能損傷を代表とする。	-
				-		-		
				-		-		
				-		-		
OZ: 主蒸気隔離	蒸気流量計	機能損傷	-	2.78		1.53	主蒸気隔離弁の自動閉止機能の喪失。	①工認ベース
				0.13				
				0.23				
				-		-		
O1: 蓄圧注入系	アキュムレータ	構造損傷	銅板	-		-	主蒸気隔離弁の自動閉止機能の喪失。 構造損傷であるボルトの耐力は、機能損傷に比べて十分に高いため、機能損傷を代表とする。	-
				-		-		
				-		-		
				-		-		
O1: 蓄圧注入系	蓄圧注入系配管	構造損傷	配管本体	3.64		1.85	アキュムレータの損傷により蓄圧注入に失敗する。	①工認ベース
				0.19				
				0.20				
				4.76		1.74		
O1: 蓄圧注入系	蓄圧注入系配管	構造損傷	配管本体	0.31			蓄圧注入系配管が腐蝕し、蓄圧注入機能喪失に至る。	①工認ベース
				0.31				

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.b-1 表 主要活断層モデル(A)のロジックツリーの分岐ごとの諸元

F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層

震源断層	断層長さ (km)	傾斜角 (°)	アスペリティ	Xeq (km)	M 松田 (1975)	M 武村 (1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回／年)
F O - A ～ F O - B 断層	35.3	90	近傍上端	17.9	7.4	7.5	7.2	B	8.92E-05
			近傍下端	20.5					
			遠方上端	23.2					
			遠方下端	24.7					
			考慮せず	21.0					
		75	近傍上端	16.3	7.4	7.5	7.3		
			近傍下端	18.3					
			遠方上端	21.8					
			遠方下端	22.9					
			考慮せず	19.2					
F O - A ～ F O - B ～ 熊川断層	63.4	90	近傍上端	20.2	7.8	8.0	7.7	B	4.96E-05
			近傍下端	22.6					
			遠方上端	25.6					
			遠方下端	26.8					
			Asp 一塊	19.7					
			Asp 一塊横長	19.5					
			考慮せず	23.5					
		75	近傍上端	18.6	7.8	8.0	7.7		
			近傍下端	20.6					
			遠方上端	24.3					
			遠方下端	25.1					
			Asp 一塊	17.1					
			Asp 一塊横長	16.9					
			考慮せず	21.8					

上林川断層

震源断層	断層長さ (km)	傾斜角 (°)	アスペリティ	Xeq (km)	M 松田(1975)	M 武村(1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回/年)
上林川断層	39.5	90	近傍上端	19.9	7.5	7.6	7.3	B	7.97E-05
			近傍下端	22.7					
			遠方上端	26.7					
			遠方下端	28.1					
			考慮せず	24.8					

第 1.2.1.b-2 表 主要活断層モデル(B)のロジックツリーの分岐ごとの諸元

No	断層名	断層長さ (km)	Xeq (km)	M 松田(1975)	M 武村(1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回/年)
1	熊川断層	23	31.3	7.1	7.2	6.8	B	1.37E-04
2	郷村断層	34	50.9	7.4	7.5	7.2	B	9.26E-05
3	山田断層	33	38.6	7.4	7.5	7.1	B	9.54E-05
4	三方断層	27	44.5	7.2	7.3	7.1	B	1.17E-04
5	大陸棚外縁～ B～野坂断層	49	47.5	7.7	7.8	7.4	B	6.42E-05
6	花折断層	58	51.4	7.8	7.9	7.6	B	5.43E-05
7	琵琶湖西岸断層系	60	52.0	7.8	7.9	7.6	A	5.04E-04
8	濃尾地震断層系	80	109.0	8.0	8.1	7.8	B	3.93E-05
9	敦賀断層	23	51.2	7.1	7.2	6.9	B	1.37E-04
10	三峠断層	26	36.7	7.2	7.3	7.0	B	1.21E-04
11	和布～千飯崎沖～ 甲楽城断層	60	71.5	7.8	7.9	7.8	B	5.25E-05
12	有馬-高槻構造線	45	77.6	7.6	7.7	7.4	B	6.99E-05
13	F _{Ga3} 東部断層	29	60.5	7.3	7.4	7.0	B	1.09E-04

第 1.2.1.c-1-1 表 考慮する不確かさ要因の例

評価方法		偶然的な不確かさ (β_R)	認識論的な不確かさ (β_U)
建物 構築物	現実的耐力	・ 構造材料定数 ・ 損傷限界時ひずみ	・ 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	・ 構造材料定数 ・ 地盤材料定数	・ 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 1.2.1.c-1-2 表 損傷限界点の現実的な値（地震 P S A 学会標準）

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

第 1.2.1.c-1-3 表 地盤物性値（高浜サイト）

地層 E.L. (m)	地盤せん断波 速度 V_s (m/s)	密度 ρ (t/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)
-70 以浅	2,200	2.7	0.32	1.31×10^4	3.46×10^4
-70 以深	2,560	2.7	0.31	1.77×10^4	4.64×10^4

第 1.2.1.c-1-4 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(%)
外部しゃへい建屋 (O/S)	コンクリート : Fc=20.6(N/mm ²) (Fc=210kgf/cm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345 相当) 部材 : 9, 34, 35, 36 以外	2.15 × 10 ⁴	8.96 × 10 ³	5
	コンクリート : Fc=30(N/mm ²) 鉄筋 : SD345 部材 : 9	2.44 × 10 ⁴	10.2 × 10 ³	5
	コンクリート : Fc=30(N/mm ²) 鉄筋 : SD345 部材 : 34, 35, 36	2.44 × 10 ⁴	10.2 × 10 ³	2
	鉄骨 : SN490, SS400 部材 : 34, 35, 36	2.05 × 10 ⁵	7.90 × 10 ⁴	
内部コンクリート (I/C)	コンクリート : Fc=20.6(N/mm ²) (Fc=210kgf/cm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345 相当)	2.15 × 10 ⁴	8.96 × 10 ³	5
原子炉格納容器 (C/V)	ASTM A516 Gr.70 A300 (SGV480 相当)	1.96 × 10 ⁵	7.55 × 10 ⁴	1
蒸気発生器(S/G)	SQV2B 部材 : 25, 30 以外	1.85 × 10 ⁵	7.12 × 10 ⁴	水平 : 3 上下 : 1
	SQV2A 部材 : 25	1.80 × 10 ⁵	6.92 × 10 ⁴	水平 : 3 上下 : 1
	SFVQ1A 部材 : 30	1.77 × 10 ⁵	6.81 × 10 ⁴	水平 : 3 上下 : 1

第 1.2.1.c-1-5 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 (%)
補助建屋(RC 造) 中間建屋(RC 造) 制御建屋(RC 造) ディーゼル建屋 (RC 造)	コンクリート : $F_c=17.7$ (N/mm ²) ($F_c=180\text{kgf/cm}^2$) 鉄 筋 : SD35 (SD345 相当)	2.05×10^4	8.54×10^3	5
補助建屋(S 造) 燃料取扱建屋(S 造) ディーゼル建屋 (S 造)	鉄 骨 : SS41 (SS400 相当)	2.05×10^5	7.90×10^4	2

第 1.2.1.c-1-6 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 : $1.4 \times$ 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 σ_y	平均値 : $1.1 \times$ 規格降伏点 変動係数 : 0.0 (考慮しない)
地盤材料定数	地盤のせん断波速度 V_s	平均値 : 設計値 変動係数 : 0.10

第1.2.1.c-1-7表 解析モデル諸元（原子炉建屋）

構造物	質点番号	質 量 (t)	部材番号	方 向	せん断断面積 (m ²)	断面 2 次モーメント (m ⁴)
外部しゃへい建屋 (O/S)	①	5956.3	1	EW,NS	190.0	81600.0
	②	3052.0	2	〃	74.3	34640.0
	③	〃	3	〃	〃	〃
	④	3052.0	4	〃	〃	〃
	⑤	2775.5	5	〃	74.3	34640.0
	⑥	2499.0	6	〃	61.0	28700.0
	⑦	2425.5	7	〃	〃	〃
	⑧	1438.8	8	〃	〃	〃
	⑨	1205.6	9	〃	61.0	28700.0
	③4	792.9	34	〃	7.206※	1000000.0
	③5	356.3	35	〃	8.342※	〃
	③6	59.4	36	〃	4.045※	1000000.0
原子炉格納容器 (C/V)	⑩	234.93	10	〃	2.30	835.0
	⑪	334.43	11	〃	〃	〃
	⑫	408.58	12	〃	〃	〃
	⑬	301.94	13	〃	〃	〃
	⑭	288.12	14	〃	〃	〃
	⑮	818.30	15	〃	〃	〃
	⑯	205.80	16	〃	2.30	835.0
	⑰	144.06	17	〃	1.15	421.0
内部コンクリート (I/C)	⑱	6850.2	19	EW,NS	240.0	37230.0 44080.0
	⑳	7454.1	20	EW,NS	220.0	10150.0 19650.0
	㉑	3458.0	21	EW,NS	126.7	10070.0 18170.0
蒸気発生器 (S/G)	㉒	140.9	25	EW,NS	10.60	54.34
	㉓	13.6	26	〃	1.40	3.98
	㉔	342.5	27	〃	1.40	3.98
	㉕	35.3	28	〃	1.35	3.84
	㉖	204.6	29	〃	1.35	3.84
	㉗	192.4	30	〃	1.85	6.98
	㉘	33.3	31	〃	2.00	9.59
	㉙	275.2	32	EW,NS	2.00	9.59
	㉚	78.2	—	—	—	—
基礎	㉛	1.0	22	EW,NS	剛梁	
	㉜	32240.0	23	EW,NS	剛梁	
	㉝	1.0	—	—	—	—
水平部材			△1	EW,NS	剛ばね	

基礎の回転慣性質量 $4.153 \times 10^6 (\text{t} \cdot \text{m}^2)$

※部：等価せん断剛性 ($\times 10^6 \text{kN/m}$)を示す。

第 1.2.1.c-1-8 表 地盤ばね定数と減衰係数（原子炉建屋）

		方向	ばね定数	減衰定数 (%)	減衰係数
水平 K_S		EW	$1.44 \times 10^9(\text{kN/m})$	27.09	$8.69 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		27.34	$8.69 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
回転 K_R		EW	$635 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	5.887	$0.830 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		6.004	$0.839 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
側面 (水平)	K_{H1}	EW	$0.197 \times 10^9(\text{kN/m})$	108.2	$4.73 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		109.0	$4.73 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
	K_{H2}	EW	$0.312 \times 10^9(\text{kN/m})$	108.2	$7.50 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		109.0	$7.49 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
	K_{H3}	EW	$0.230 \times 10^9(\text{kN/m})$	108.2	$5.52 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		109.0	$5.52 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
	K_{H4}	EW	$0.115 \times 10^9(\text{kN/m})$	108.2	$2.76 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
		NS		109.0	$2.76 \times 10^6(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
側面 (回転)	$K_{\phi 1}$	EW	$74.7 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	34.68	$0.575 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		35.11	$0.577 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
	$K_{\phi 2}$	EW	$118 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	34.68	$0.910 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		35.11	$0.913 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
	$K_{\phi 3}$	EW	$86.8 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	34.68	$0.668 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		35.11	$0.670 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
	$K_{\phi 4}$	EW	$43.4 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	34.68	$0.334 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
		NS		35.11	$0.335 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$

第1.2.1.c-1-9表 ばね定数（原子炉建屋）

	部材 番号	水平方向ばね($\times 10^6 \text{kN/m}$)		回転方向ばね($\times 10^6 \text{kN} \cdot \text{m/rad}$)	
		EW 方向	NS 方向	EW 方向	NS 方向
S/G サポート	K1	8.58	22.7	—	—
	K2	9.64	5.01	—	—
	K3	—	—	40.5	29.6

第 1.2.1.c-1-10 表 解析モデル諸元（原子炉補助建屋 質点）

部位	質点 番号	高さ E.L. (m)	質量 (t)	回転慣性 質量 (t・m ²)	重心座標	
					X (m)	Y (m)
補助建屋 (A/B)	①	24.0	14,554	7,707,100	22.83	33.76
	②	32.3	10,871	5,982,100	21.88	33.49
	③	40.8	1,698	626,710	19.33	27.20
	④	40.8	628	30,353	5.50	39.90
中間建屋 (I/B) 制御建屋 (C/B) ディーゼル 建屋 (D/G)	⑤	11.1	2,971	659,650	-6.27	-10.32
	⑥	17.0	2,671	621,050	-5.87	-10.28
	⑦	24.0	5,747	4,159,600	12.48	-10.11
	⑧	32.3	3,166	2,136,000	17.96	-9.57
	⑨	11.1	4,468	2,961,800	52.84	-11.31
	⑩	17.0	3,330	1,311,600	39.71	-10.22
	⑪	17.0	681	68,210	78.14	-11.60
燃料取扱 建屋 (FH/B)	⑫	40.8	351	71,401	59.40	42.94
	⑬	44.75	266	60,991	62.07	51.78
	⑭	53.25	629	99,381	58.29	51.83

第 1.2.1.c-1-11 表 解析モデル諸元（原子炉補助建屋 鉛直部材）

鉛直 部材 番号	ばね値			剛心座標	
	vK_x $\times 10^6$ (kN/m)	vK_y $\times 10^6$ (kN/m)	vK_θ $\times 10^6$ (kN・m/rad)	X (m)	Y (m)
1	315.8	351.4	209,900	28.00	40.76
2	120.5	152.0	105,300	16.25	36.27
3	0.802	0.978	396	19.84	29.26
4	12.5	12.6	1,123	5.68	40.11
5	69.1	41.1	23,490	-6.96	-9.54
6	75.9	41.9	26,990	-7.14	-10.23
7	67.0	32.4	22,100	-5.68	-9.70
8	48.0	10.3	19,840	2.95	-8.70
9	96.7	26.4	39,510	51.55	-12.06
10	40.0	27.1	39,190	25.22	-12.42
11	3.43	0.266	86.2	88.42	-20.40
12	1.49	0.581	229.3	73.34	51.00
13	2.41	1.38	651.4	58.87	50.86
14	0.777	0.369	180.7	58.87	51.43
15	24.2	25.0	34,030	27.33	-13.09

注) 網掛け : RC 部材

第 1.2.1.c-1-12 表 解析モデル諸元（原子炉補助建屋 水平部材）

水平 部材 番号	ばね値			剛心座標	
	HK_x $\times 10^6$ (kN/m)	HK_y $\times 10^6$ (kN/m)	HK_θ $\times 10^6$ (kN・m/rad)	X (m)	Y (m)
	12.8	53.0	8,000	20.0	0.0
	30.7	73.8	5,540	18.0	0.0
	0.235	0.260	0	43.0	41.2
	54.8	2.66	5,090	12.5	-6.3
	44.4	2.20	3,980	12.5	-7.9
	6.04	2.51	222	68.0	-10.5
	25.6	61.5	4,610	51.0	-7.0
	15.4	36.9	2,770	51.0	-7.0
	51.2	28.9	2,310	-7.5	0.0
	11.7	15.8	910	-7.5	0.0

注) 網掛け : RC 部材

第 1.2.1.c-1-13 表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	σy
RC 部	ヤング係数 E	○	—	—	—
	せん断弾性係数 G	○	—	—	—
	減衰定数 h	—	○	—	—
	復元力特性 Q- γ	○	—	—	○
	復元力特性 M- ϕ	○	—	—	○
地盤ばね	ばね値	—	—	○	—
	減衰	○	—	○	—

第 1.2.1.c-1-14 表 2 点推定法による解析ケース

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

第 1.2.1.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（地震P S A学会標準）
地盤の初期せん断剛性 G_0 （地盤のせん断波速度 V_s ）	平均値：P S 検層結果に基づき設定 変動係数：0.1（地震P S A学会標準）

第 1.2.1.c-3-1 表 現実的耐力及び現実的応答の不確かさ要因の整理

評価方法		偶然的不確かさ (β_R)	認識論的不確かさ (β_U)
機器配管系	現実的耐力	・機能試験データの統計的精度	・試験データの統計的精度
	現実的応答	・水平・上下地震荷重組み合わせ方法 ・モード合成法	・床応答スペクトル ・解析モデルの評価法

第 1.2.1.c-3-2 表 建屋応答係数

建 屋	方 向	種 別	係 数			
			F_{SS}	F_d	F_M	F_{SR}
原子炉建屋 (O/S)	水平 (EW, NS)	中央値	1.50	0.99	1.00	1.49
		β_R	-	0.08	0.00	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.12	0.99	1.00	1.11
		β_R	-	0.08	0.00	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉建屋 (I/C)	水平 (NS)	中央値	1.04	0.99	1.03	1.06
		β_R	-	0.07	0.01	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.04	0.99	1.03	1.06
		β_R	-	0.07	0.01	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.05	1.00	1.02	1.07
		β_R	-	0.04	0.03	0.05
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉補助 建屋 (A/B)	水平 (NS)	中央値	1.05	0.99	1.04	1.08
		β_R	-	0.08	0.01	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平 (EW)	中央値	1.05	0.99	1.02	1.06
		β_R	-	0.08	0.01	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.05	0.99	1.04	1.08
		β_R	-	0.04	0.01	0.04
		β_U	-	-	0.15	0.15

第 1.2.1.d-1 表 起因事象の条件付発生確率

起因事象	加速度レベル(G)				
	0.2～0.5	0.5～0.8	0.8～1.1	1.1～1.3	1.3～1.5
格納容器バイパス	—	—	2.42E-02	1.49E-01	3.17E-01
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	3.45E-04	6.32E-02	3.52E-01	6.39E-01
原子炉建屋損傷	—	—	—	—	1.10E-03
原子炉格納容器損傷	—	—	1.24E-02	8.42E-02	1.86E-01
原子炉補助建屋損傷	—	—	—	—	2.62E-04
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	—	—	1.87E-03	2.73E-02	6.32E-02
複数の信号系損傷	—	—	1.63E-04	3.95E-02	1.76E-01
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	—	—	—	—	2.68E-02
大破断LOCA	—	2.51E-04	8.64E-02	3.81E-01	6.50E-01
中破断LOCA	—	—	1.26E-03	4.11E-02	9.96E-02
小破断LOCA	—	3.57E-03	8.82E-02	3.05E-01	5.04E-01
2次冷却系の破断	—	—	—	1.97E-02	7.61E-02
主給水流量喪失	1.0				

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(1/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	加速度 区分3	①外部電源喪失(地震) + 蒸気発生器の構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②外部電源喪失(地震) + 蒸気発生器の構造損傷(地震)
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	加速度 区分3	①外部電源喪失(地震) + 1次冷却材ポンプの構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②外部電源喪失(地震) + 1次冷却材ポンプの構造損傷(地震)
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	加速度 区分5	①外部電源喪失(地震) + 原子炉建屋の構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②原子炉建屋の構造損傷(地震)
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷	加速度 区分3	①外部電源喪失(地震) + 原子炉格納容器の構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②外部電源喪失(地震) + 原子炉格納容器の構造損傷(地震)
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷	加速度 区分5	①外部電源喪失(地震) + 原子炉補助建屋の構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②原子炉補助建屋の構造損傷(地震)
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	-	-
		-	-

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(2/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	加速度 区分3	①外部電源喪失(地震) + 炉心支持構造物の構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②外部電源喪失(地震) + 炉内構造物の構造損傷(地震)
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	加速度 区分4	①外部電源喪失(地震) + 原子炉盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分4	②外部電源喪失(地震) + タービン発電機盤の機能損傷(地震)
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	起回事象+原子炉トリップ失敗	加速度 区分5	①外部電源喪失(地震) + 燃料集合体の構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②外部電源喪失(地震) + 制御棒クラスタの構造損傷(地震)
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧注入失敗	加速度 区分3	①加圧器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + 海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②加圧器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + ディーゼル発電機室冷却ファン空調盤の機能損傷(地震)
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	加速度 区分3	①加圧器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + Cアキュムレータ 閉塞(ランダム)
		加速度 区分3	②加圧器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + Bアキュムレータ 閉塞(ランダム)
	大破断LOCA+低圧再循環失敗	加速度 区分3	①加圧器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + 補助建屋換気空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②加圧器の構造損傷(地震) + 外部電源喪失(地震) + 中央制御室非常用循環ファン空調盤の機能損傷(地震)

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(3/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
中破断LOCA	中破断LOCA+ 蓄圧注入失敗	-	-
		-	-
	中破断LOCA+ 高圧注入失敗	加速度 区分4	①余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +ディーゼル発電機室冷却ファン空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分4	②余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震)
	中破断LOCA+ 低圧再循環失敗	加速度 区分3	①余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +補助建屋換気空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +中央制御室非常用循環ファン空調盤の機能損傷(地震)
	中破断LOCA+ 高圧再循環失敗	加速度 区分3	①余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクトの構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +充てん/高圧注入ポンプ入口ヘッダ非常用補給水弁(LCV-115D/E) 開操作失敗 共通原因 故障(ランダム)
	中破断LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗	加速度 区分5	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +格納容器圧力計の機能損傷(地震)
		加速度 区分5	②余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +格納容器圧力計の機能損傷(地震)
	中破断LOCA+ 格納容器スプレイ再循環失敗	加速度 区分3	①余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +A,B,C,D内部スプレポンプ入口弁(格納容器再循環サンプ側)(6408A/B)開操作失敗 共通原因 故障(ランダム)
		加速度 区分3	②余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +A,B内部スプレクーラ冷却水出口弁(5261A/B) 開操作失敗 共通原因故障(ランダム)

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(4/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
小破断LOCA	小破断LOCA+補助給水失敗	加速度 区分4	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +復水タンクの構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +主蒸気安全弁の機能損傷(地震) +主蒸気逃がし弁の機能損傷(地震)
	小破断LOCA+高圧注入失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +ディーゼル発電機室冷却ファン空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震)
	小破断LOCA+低圧再循環失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +中央制御室非常用循環ファン空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +バッテリー室換気空調盤の機能損傷(地震)
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクトの構造損傷(地震)
		加速度 区分2	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +充てん/高圧注入ポンプ入口ヘッダ非常用補給水弁(LCV-115D/E) 閉操作失敗 共通原因故障(ランダム)
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +3Bディーゼル発電機 待機除外(試験)(ランダム) +内部スプレポンプB 待機除外(試験)(ランダム)
		加速度 区分3	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +3Aディーゼル発電機 待機除外(試験)(ランダム) +内部スプレポンプC 待機除外(試験)(ランダム)
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	加速度 区分2	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +A,B,C,D内部スプレポンプ 起動操作失敗 共通原因故障(ランダム)
		加速度 区分2	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +A,B,C,D内部スプレポンプ入口弁(燃料取替用水側)(6400A/B) 閉操作失敗 共通原因故障(ランダム)

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(5/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
2次冷却系の破断	2次冷却系破断＋補助給水失敗	加速度 区分4	①蒸気発生器の構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋中間建屋換気空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分4	②蒸気発生器の構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震)
	2次冷却系破断＋主蒸気隔離失敗	加速度 区分4	①蒸気発生器の構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋蓄電池の構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②蒸気発生器の構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋蓄電池の構造損傷(地震)
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	加速度 区分2	①海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震)
	原子炉補機冷却機能喪失 ＋加圧器安全弁／逃がし弁LOCA	加速度 区分2	①海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震) ＋加圧器安全弁A 閉失敗(ランダム)
		加速度 区分2	②海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震) ＋加圧器安全弁B 閉失敗(ランダム)
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	加速度 区分2	①海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震) ＋タービン動補助給水ポンプ 待機除外(試験)(ランダム)
		加速度 区分2	②海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震) ＋タービン動補助給水ポンプ 起動失敗(ランダム)

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(6/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	加速度 区分2	①外部電源喪失(地震) +バッテリー室換気空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②外部電源喪失(地震) +バッテリー室換気空調盤の機能損傷(地震)
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	加速度 区分3	①外部電源喪失(地震) +補助建屋換気空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②外部電源喪失(地震) +海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤の機能損傷(地震)
ATWS	起回事象+原子炉トリップ失敗	加速度 区分3	①原子炉トリップ遮断器盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②原子炉トリップ遮断器盤の構造損傷(地震) +補助建屋換気空調盤の機能損傷(地震)
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	加速度 区分2	①主給水流量喪失 +バッテリー室換気空調盤の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②主給水流量喪失 +バッテリー室換気空調盤の機能損傷(地震)

第 1.2.1.d-3 表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧注入失敗	7.8E-07	1.1E-06	6.0%
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	1.7E-10		
	大破断LOCA+低圧再循環失敗	2.8E-07		
中破断LOCA	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	ε	4.4E-08	0.2%
	中破断LOCA+高圧注入失敗	4.0E-08		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	ε		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	ε		
	中破断LOCA+低圧再循環失敗	4.5E-09		
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	ε		
小破断LOCA	小破断LOCA+補助給水失敗	2.4E-08	7.5E-07	4.2%
	小破断LOCA+高圧注入失敗	4.6E-07		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.4E-10		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	6.3E-10		
	小破断LOCA+低圧再循環失敗	2.7E-07		
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	5.1E-10		
2次冷却系の 破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.7E-08	1.8E-08	0.1%
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	2.7E-10		
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	1.8E-07	1.8E-07	1.0%
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-06	1.4E-05	77.3%
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.2E-05		
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	1.5E-07	1.6E-07	0.9%
	原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	7.1E-10		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	9.4E-10		
ATWS	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.1E-10	1.1E-10	0.1%未満
直接炉心損傷 に至る事象	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	9.9E-07	9.9E-07	5.6%
	原子炉建屋損傷	3.8E-10	3.8E-10	0.1%未満
	原子炉格納容器損傷	2.4E-07	2.4E-07	1.3%
	原子炉補助建屋損傷	2.6E-11	2.6E-11	0.1%未満
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	ε	ε	—
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	3.5E-08	3.5E-08	0.2%
	複数の信号系損傷	3.8E-08	3.8E-08	0.2%
	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	2.1E-09	2.1E-09	0.1%未満
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	5.2E-07	5.2E-07	2.9%
合 計		1.8E-05		100.0%

ε : 1E-11未満

第 1.2.1.d-4 表 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果

加速度区分	地震平均発生頻度 (／年)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
区分 1 (0.2G～0.5G)	1.1×10^{-3}	2.2×10^{-7}	1%
区分 2 (0.5G～0.8G)	5.6×10^{-5}	8.0×10^{-6}	45%
区分 3 (0.8G～1.1G)	8.2×10^{-6}	7.3×10^{-6}	41%
区分 4 (1.1G～1.3G)	1.5×10^{-6}	1.5×10^{-6}	9%
区分 5 (1.3G～1.5G)	6.8×10^{-7}	6.8×10^{-7}	4%
全炉心損傷頻度		1.8×10^{-5}	100%

第 1.2.1.d-5 表 全炉心損傷頻度に対する F V 重要度評価結果

建屋・機器	全炉心損傷頻度：1.8E-05（／炉年）			
	中央値	HCLPF	F V 重要度	建屋・機器の損傷が影響を 与える事故シーケンス
	(G)	(G)		
1.海水ポンプモータ 冷却水・潤滑水指示計盤 (機能損傷)	1.24	0.55	0.09	すべての事故シーケンス
2.ディーゼル発電機室冷却 ファン空調盤 (機能損傷)	1.24	0.55	0.08	すべての事故シーケンス
3.バッテリー室換気空調盤 (機能損傷)	1.24	0.55	0.08	すべての事故シーケンス
4.チラーユニット制御盤 (機能損傷)	1.24	0.55	0.08	すべての事故シーケンス
5.中央制御室非常用循環 ファン空調盤 (機能損傷)	1.24	0.55	0.08	すべての事故シーケンス
6.補助建屋換気空調盤 (機能損傷)	1.24	0.55	0.08	すべての事故シーケンス
7.中間建屋換気空調盤 (機能損傷)	1.24	0.55	0.08	すべての事故シーケンス

注. (1) 中央値及びHCLPFはいずれも機器リストの値である。

(2) F V 重要度の評価範囲は、加速度区分 0.2G～1.5G とした。

(3) F V 重要度が 0.08 以上の S S C のみ記載した。

第 1.2.1.d-6 表 炉心損傷頻度の寄与割合が高い事故シーケンスに対する F V 重要度評価結果

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (／炉年)	全炉心損傷頻度に 対する寄与割合	FV重要度上位の機器	HCLPF (G)	FV重要度
2次冷却系からの除熱機能喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-06	7.2%	バッテリー室換気空調盤	0.55	0.96
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	1.2E-05	70.1%	ディーゼル発電機室冷却ファン空調盤	0.55	0.13
				海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤	0.55	0.13
				補助建屋換気空調盤	0.55	0.12
				チラーユニット制御盤	0.55	0.12
				中央制御室非常用循環ファン空調盤	0.55	0.12
				中間建屋換気空調盤	0.55	0.12

注) 事故シーケンス別炉心損傷頻度が1E-6を越える事故シーケンスを全炉心損傷頻度に対する寄与割合が高い事故シーケンスとして整理。

第 1.2.1.d-7 表 不確実さ解析結果

不確実さ	全炉心損傷頻度 (／炉年)
95%上限値	4.0E-05
平均値	1.8E-05
中央値	1.5E-05
5%下限値	3.2E-06
エラーファクター	3.5
点推定値	1.8E-05

第 1.2.1.d-8 表 高浜サイト地震ハザードデータ

重力加速度 (G)	信頼度区間										
	平均	min～10%	10～20%	20～30%	30～40%	40～50%	50～60%	60～70%	70～80%	80～90%	90～max%
0.01	2.38E-01	1.61E-01	1.62E-01	1.64E-01	1.65E-01	1.67E-01	3.00E-01	3.03E-01	3.13E-01	3.22E-01	3.25E-01
0.02	9.49E-02	6.22E-02	6.26E-02	6.62E-02	6.99E-02	7.03E-02	1.19E-01	1.20E-01	1.24E-01	1.27E-01	1.28E-01
0.03	5.30E-02	3.29E-02	3.32E-02	3.64E-02	3.97E-02	4.00E-02	6.58E-02	6.63E-02	6.95E-02	7.27E-02	7.31E-02
0.04	3.37E-02	1.99E-02	2.02E-02	2.27E-02	2.52E-02	2.56E-02	4.18E-02	4.22E-02	4.47E-02	4.72E-02	4.76E-02
0.05	2.31E-02	1.30E-02	1.34E-02	1.52E-02	1.71E-02	1.74E-02	2.87E-02	2.91E-02	3.10E-02	3.29E-02	3.32E-02
0.06	1.67E-02	8.99E-03	9.34E-03	1.07E-02	1.21E-02	1.25E-02	2.07E-02	2.12E-02	2.25E-02	2.39E-02	2.43E-02
0.07	1.24E-02	6.46E-03	6.83E-03	7.85E-03	8.89E-03	9.25E-03	1.55E-02	1.60E-02	1.70E-02	1.80E-02	1.84E-02
0.08	9.54E-03	4.79E-03	5.18E-03	5.92E-03	6.69E-03	7.05E-03	1.20E-02	1.24E-02	1.31E-02	1.39E-02	1.43E-02
0.09	7.48E-03	3.64E-03	4.03E-03	4.57E-03	5.13E-03	5.51E-03	9.39E-03	9.81E-03	1.04E-02	1.09E-02	1.13E-02
0.10	5.97E-03	2.83E-03	3.20E-03	3.61E-03	4.00E-03	4.39E-03	7.50E-03	7.90E-03	8.31E-03	8.70E-03	9.11E-03
0.12	3.97E-03	1.79E-03	2.12E-03	2.37E-03	2.56E-03	2.92E-03	4.98E-03	5.33E-03	5.57E-03	5.80E-03	6.15E-03
0.14	2.76E-03	1.19E-03	1.44E-03	1.62E-03	1.77E-03	2.05E-03	3.45E-03	3.71E-03	3.89E-03	4.07E-03	4.34E-03
0.16	1.99E-03	8.30E-04	1.01E-03	1.15E-03	1.29E-03	1.50E-03	2.45E-03	2.65E-03	2.80E-03	2.95E-03	3.17E-03
0.18	1.47E-03	5.98E-04	7.24E-04	8.27E-04	9.64E-04	1.14E-03	1.79E-03	1.94E-03	2.06E-03	2.19E-03	2.38E-03
0.20	1.11E-03	4.40E-04	5.35E-04	6.15E-04	7.36E-04	8.78E-04	1.34E-03	1.46E-03	1.56E-03	1.67E-03	1.83E-03
0.25	5.94E-04	2.23E-04	2.76E-04	3.23E-04	4.02E-04	4.96E-04	6.88E-04	7.65E-04	8.29E-04	8.99E-04	1.00E-03
0.31	3.44E-04	1.24E-04	1.59E-04	1.90E-04	2.37E-04	3.00E-04	3.85E-04	4.35E-04	4.77E-04	5.22E-04	5.91E-04
0.36	2.11E-04	7.27E-05	9.86E-05	1.20E-04	1.48E-04	1.87E-04	2.30E-04	2.63E-04	2.91E-04	3.20E-04	3.66E-04
0.41	1.36E-04	4.55E-05	6.53E-05	8.11E-05	9.94E-05	1.23E-04	1.47E-04	1.68E-04	1.87E-04	2.07E-04	2.39E-04
0.46	9.07E-05	2.82E-05	4.36E-05	5.56E-05	6.78E-05	8.19E-05	9.64E-05	1.10E-04	1.23E-04	1.38E-04	1.61E-04
0.51	6.24E-05	1.76E-05	2.92E-05	3.85E-05	4.73E-05	5.63E-05	6.56E-05	7.46E-05	8.37E-05	9.45E-05	1.12E-04
0.61	3.19E-05	7.54E-06	1.39E-05	1.94E-05	2.43E-05	2.89E-05	3.32E-05	3.76E-05	4.25E-05	4.89E-05	6.08E-05
0.71	1.76E-05	3.35E-06	6.80E-06	9.91E-06	1.27E-05	1.53E-05	1.77E-05	2.04E-05	2.36E-05	2.81E-05	3.69E-05
0.82	1.02E-05	1.46E-06	3.36E-06	5.11E-06	6.67E-06	8.21E-06	9.71E-06	1.15E-05	1.39E-05	1.73E-05	2.48E-05
0.92	6.24E-06	5.88E-07	1.65E-06	2.64E-06	3.57E-06	4.47E-06	5.45E-06	6.76E-06	8.51E-06	1.11E-05	1.75E-05
1.02	4.00E-06	2.22E-07	8.43E-07	1.40E-06	1.96E-06	2.51E-06	3.19E-06	4.12E-06	5.46E-06	7.41E-06	1.30E-05
1.22	1.81E-06	1.52E-08	2.07E-07	3.95E-07	6.07E-07	8.07E-07	1.14E-06	1.60E-06	2.35E-06	3.47E-06	7.33E-06
1.43	8.73E-07	4.24E-11	3.73E-08	9.52E-08	1.72E-07	2.40E-07	3.96E-07	6.39E-07	1.05E-06	1.71E-06	4.34E-06

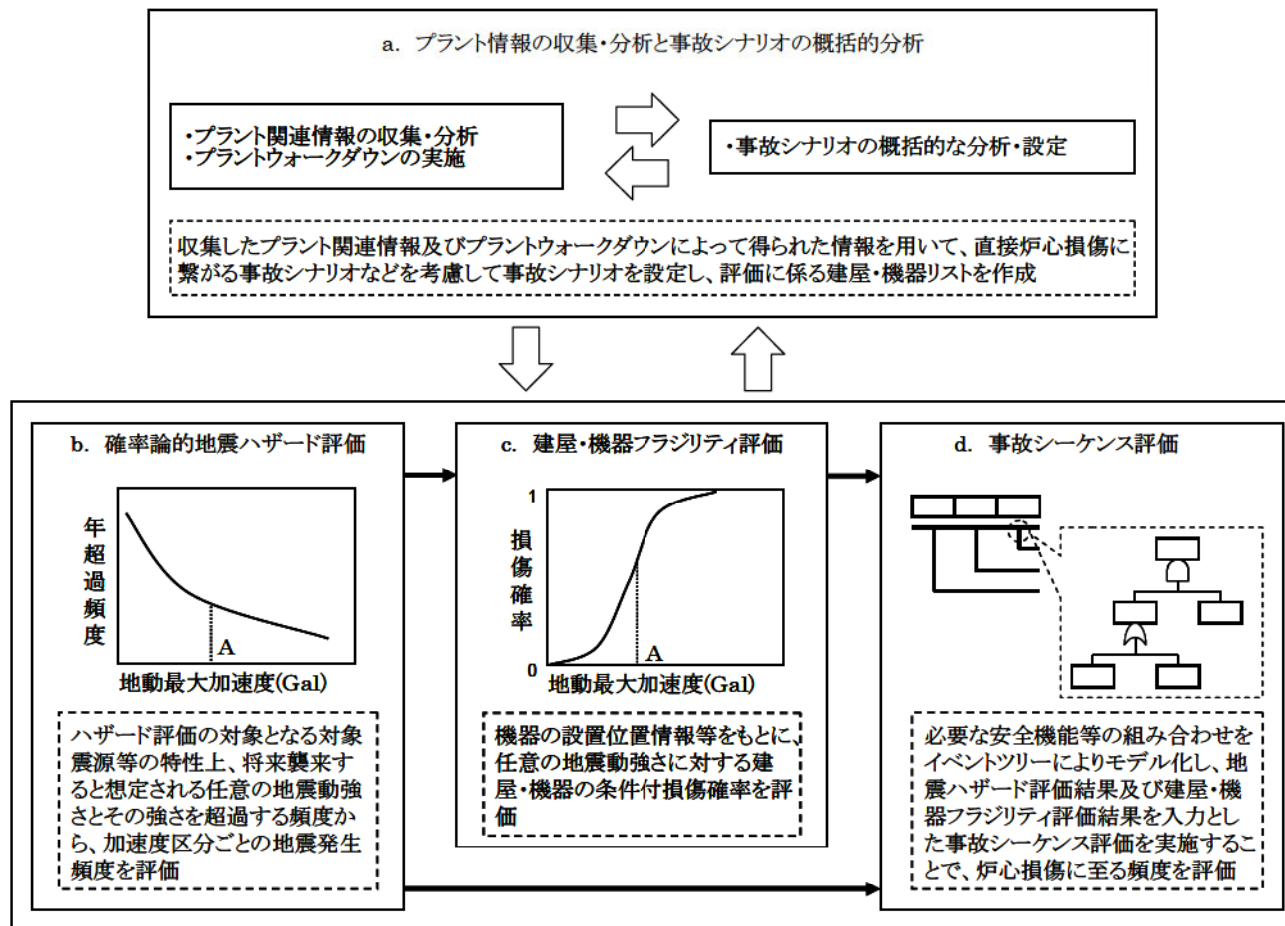
第 1.2.1.d-9 表 全炉心損傷頻度の不確実さと地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度の不確実さの比較

不確実さ	全CDF(／炉年)	地震特有のシーケンス									
		複数の信号系損傷	全 C D F との 比	原子炉補助建屋損傷	全 C D F との 比	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	全 C D F との 比	原子炉建屋損傷	全 C D F との 比	原子炉格納容器損傷	全 C D F との 比
95%上限値	4.0E-05	1.7E-07	0.004	1.5E-10	0.001 未達	1.9E-06	0.046	2.0E-09	0.001 未達	1.0E-06	0.025
平均値	1.8E-05	4.0E-08	0.002	3.4E-11	0.001 未達	5.3E-07	0.030	4.7E-10	0.001 未達	2.5E-07	0.014
中央値	1.5E-05	1.4E-08	0.001 未達	3.0E-12	0.001 未達	2.9E-07	0.019	1.3E-10	0.001 未達	8.1E-08	0.005
5%下限値	3.2E-06	2.8E-10	0.001 未達	1.1E-15	0.001 未達	1.3E-08	0.004	3.2E-14	0.001 未達	1.2E-09	0.001 未達
エラーファクター	3.5	24.4	－	371.8	－	12.0	－	249.6	－	29.1	－
点推定値	1.8E-05	3.8E-08	0.002	2.6E-11	0.001 未達	5.2E-07	0.029	3.8E-10	0.001 未達	2.4E-07	0.013

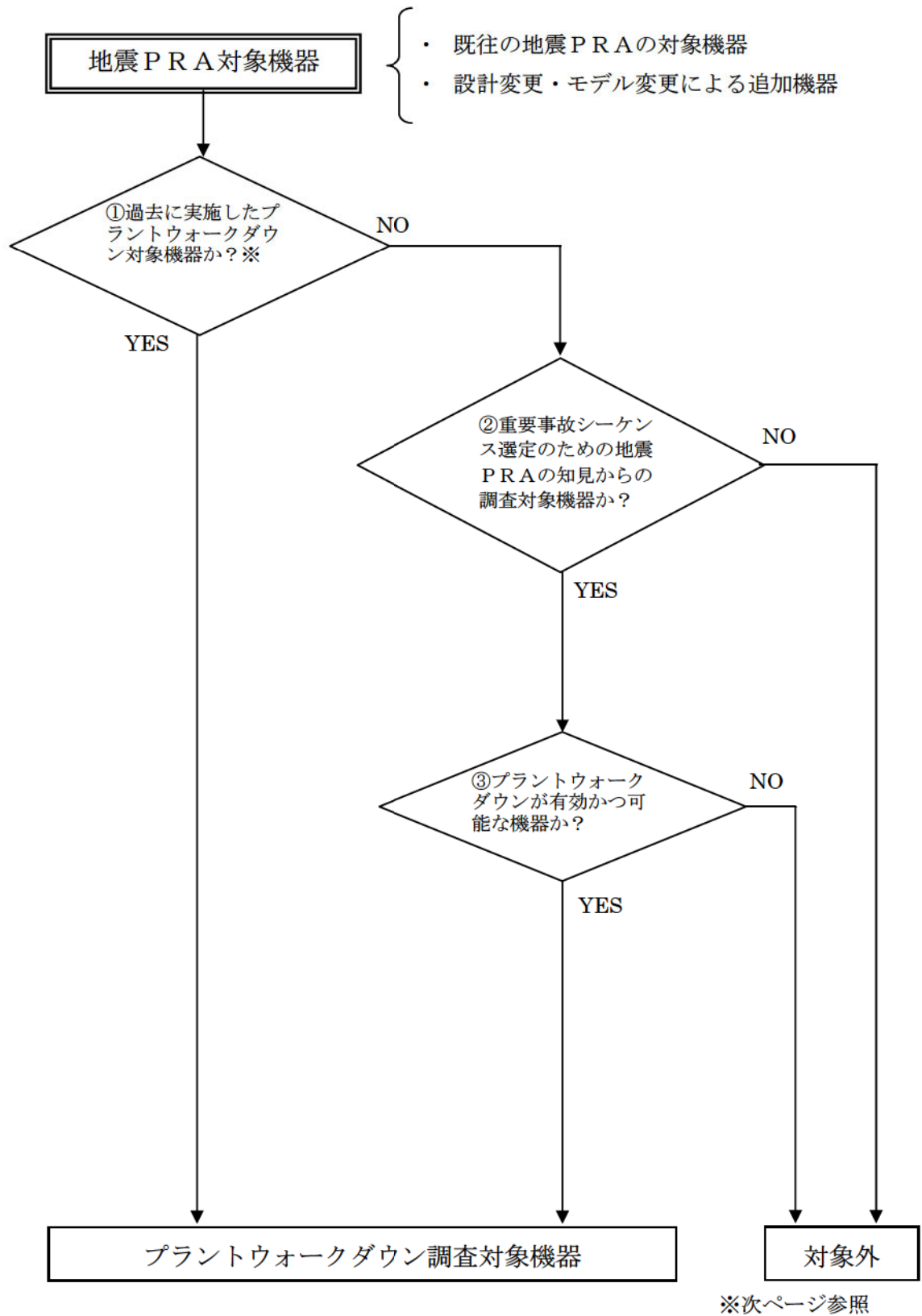
全CDFとの比:同じ不確実さパラメータ(95%上限値、平均値、中央値又は5%下限値)における、地震特有のシーケンスと全CDFとの比

第 1.2.1.d-10 表 相関性を考慮した感度解析結果

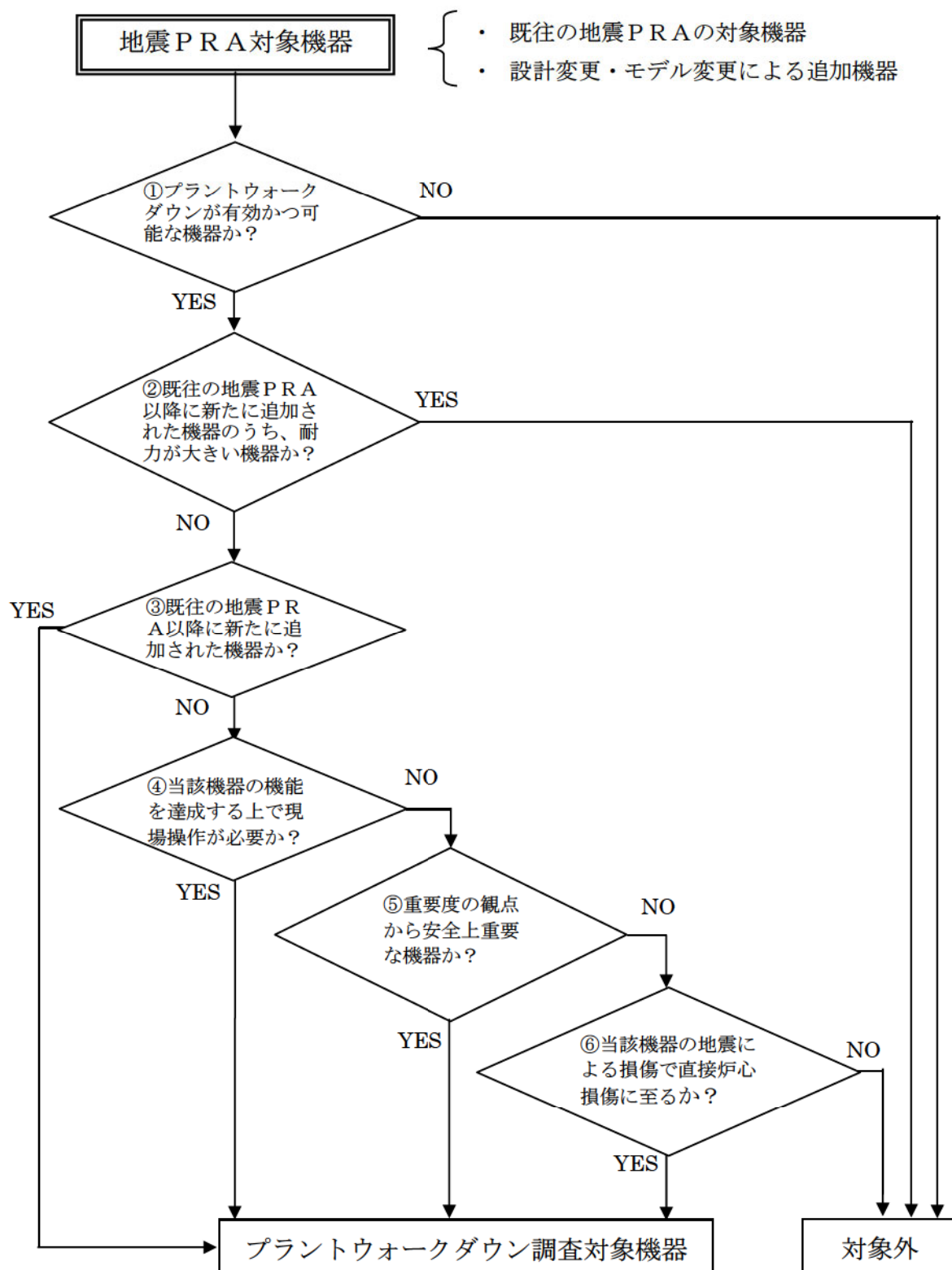
起因事象/影響緩和系	FV重要度の高い冗長機器		加速度 中央値 (G)	β_R	β_U	加速度区分(G)				
	機 器	損傷 モード				0.2～0.5	0.5～0.8	0.8～1.1	1.1～1.3	1.3～1.5
Q3：空調用冷水設備	チラーユニット制御盤（冗長2基）	機能	1.24	0.22	0.27	-	2.22E-02	1.90E-01	4.45E-01	6.19E-01
						-	4.92E-04	3.63E-02	1.98E-01	3.84E-01
QQ：海水系	海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤（冗長2基）	機能	1.24	0.22	0.27	-	2.22E-02	1.90E-01	4.45E-01	6.19E-01
						-	4.92E-04	3.63E-02	1.98E-01	3.84E-01
全炉心損傷頻度			合計	1.8E-05	2.2E-07	8.0E-06	7.3E-06	1.5E-06	6.8E-07	
				1.5E-05	2.2E-07	5.9E-06	6.5E-06	1.5E-06	6.8E-07	



第 1.2.1-1 図 地震 PRA の評価フロー



第 1.2.1.a-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー(1/2)



第 1.2.1.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)

高浜発電所 1 号機 プラントウォークダウンチェックシート

機器名称： メタルクラッドスイッチギア
 機器 I D： M/C 4-1A, M/C 4-1B 耐震クラス： S
 建屋： A/B 床 E L： E. L. 4. 0m 区画： E-001-013
 形状： 自立盤 支持タイプ： 溶接 通り芯： E-001-013
 二次的影響を考慮する設備： —
 アクセス性 (ルート)： —
 系統図番号： 1-3-1B 機器配置図番号： E-001-013

モデル化の前提条件 (リカバリー条件の概要) / ロジック
条件① 条件② ・ ・ ・

[チェック対象項目]

- A) 耐震安全性の確認 (二次的影響について) ☒
 B) リカバリー操作の確認 ☐
 C) モデル化の前提条件の確認 ☐

総合評価 (モデルへの反映方法、取り扱いについての記載)
・ 地震 P R A として特記事項なし。

実施日： 2015 年 2 月 2 日

実施者：

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (1/5)

A) 耐震安全性の確認

対象機器本体の評価

	Y	N	U	N/A
1. 対称機器の図面（外形図・耐震計算書等） と外見上相違点はない	☐	☐	☐	☒
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	☐	☐	☐	☒
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点はない	☐	☐	☐	☒
4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等） はない	☐	☐	☐	☒

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	☐	☐	☐	☒
2. 外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	☐	☐	☐	☒
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）	☐	☐	☐	☒

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	☒	☐	☐	☐
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)	☒	☐	☐	☐
3. 無筋のブロック壁が近傍にない	☒	☐	☐	☐
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	☒	☐	☐	☐
5. 周辺に仮置の火災源はない	☒	☐	☐	☐

二次的影響についての気づき事項を記載

・地震PRAとして特記事項なし。

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

第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (2/5)

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	☐	☐	☐	☒
2. 周辺設備からの被害を受けない	☐	☐	☐	☒
3. 可動部分のある器具は存在しない	☐	☐	☐	☒
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	☐	☐	☐	☒

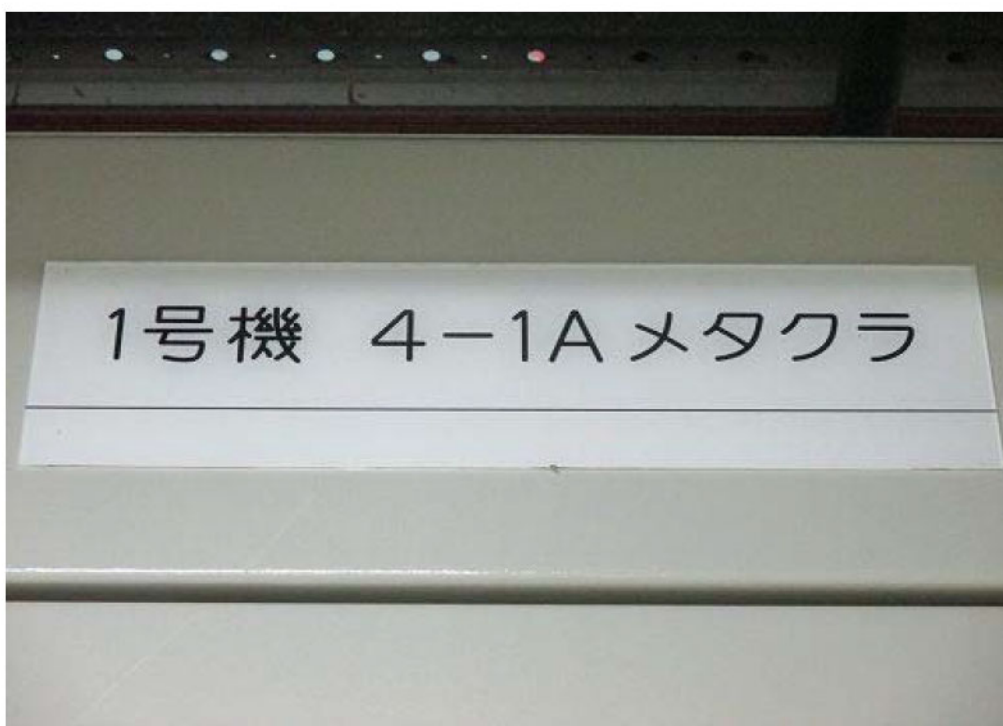
現場操作性

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

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	☐	☐	☐	☒
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	☐	☐	☐	☒
3. モデル化の前提条件②が適切である	☐	☐	☐	☒
4. モデル化の前提条件②が適切でない場合、モデルの変更を行う	☐	☐	☐	☒

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

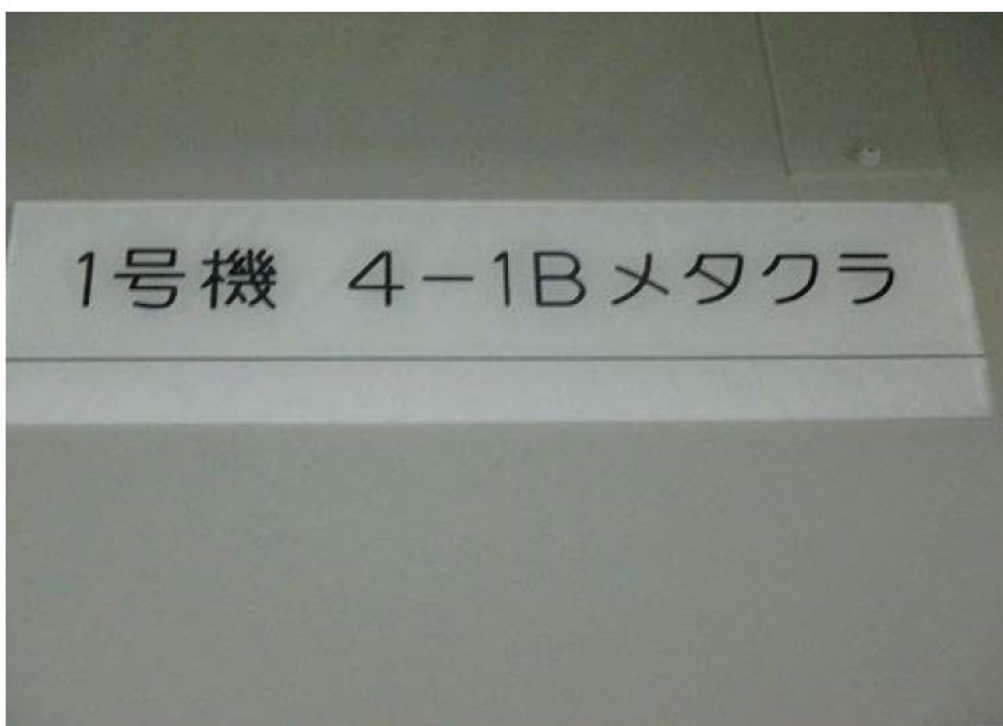


A メタルクラッドスイッチギア 銘板



A メタルクラッドスイッチギア 外観

第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (4/5)

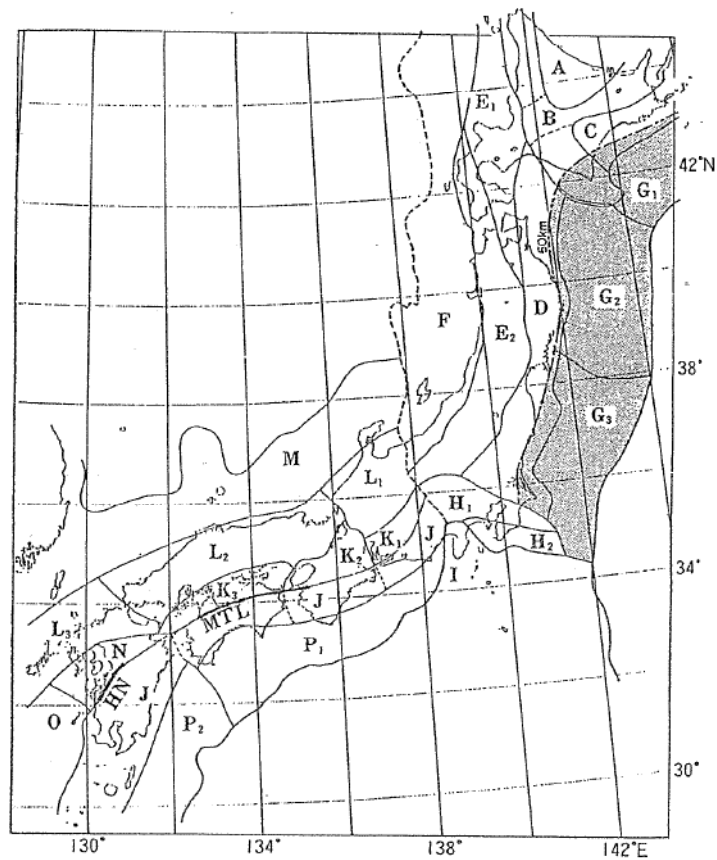


B メタルクラッドスイッチギア 銘板

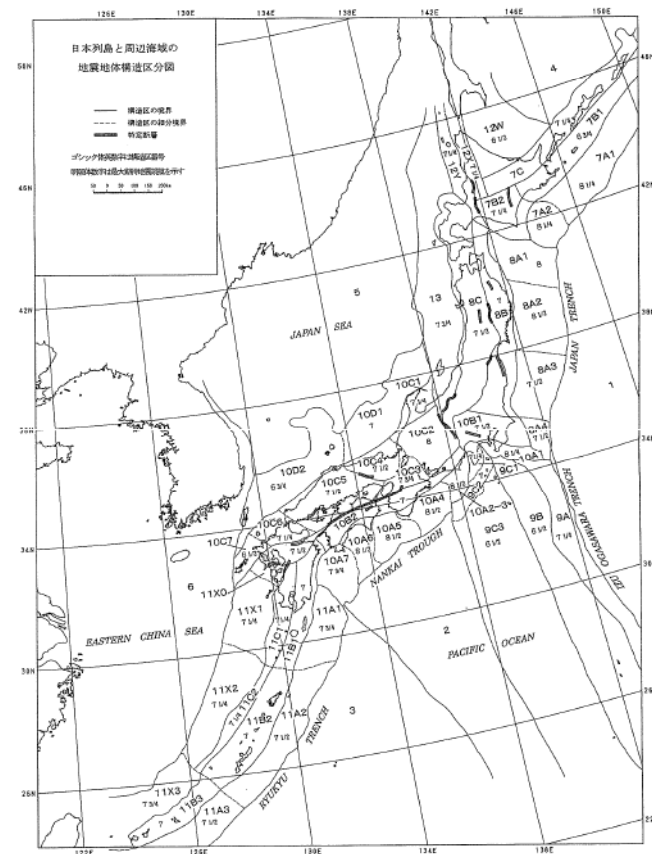


B メタルクラッドスイッチギア 外観

第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (5/5)

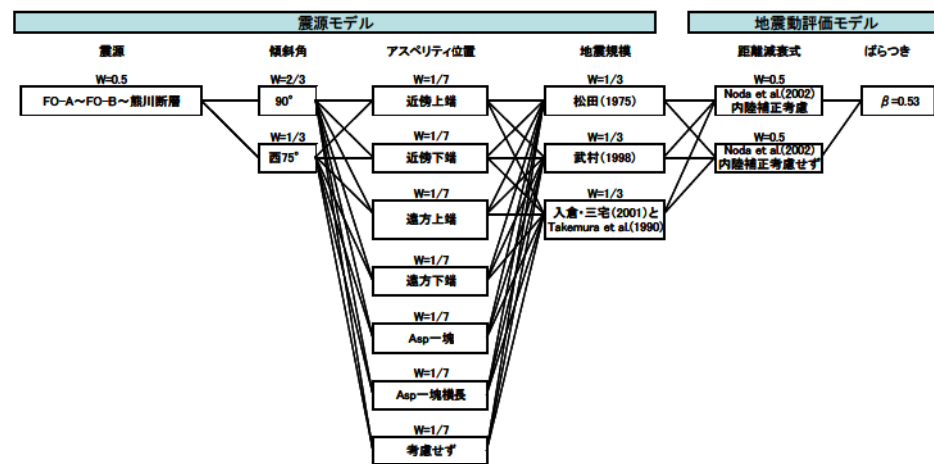
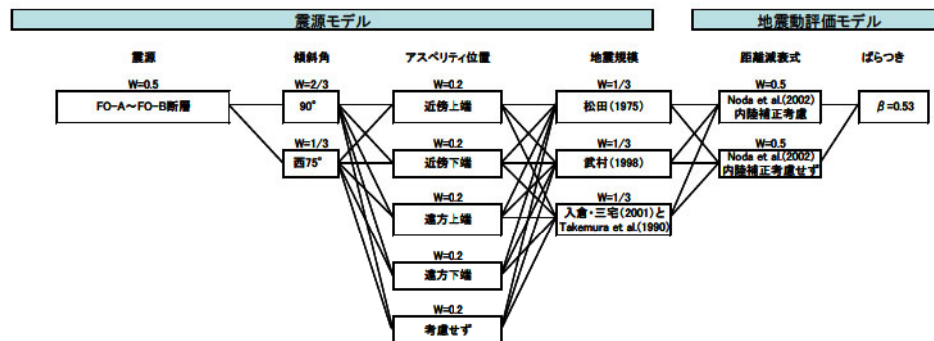


萩原(1991)による地震地体構造区分図

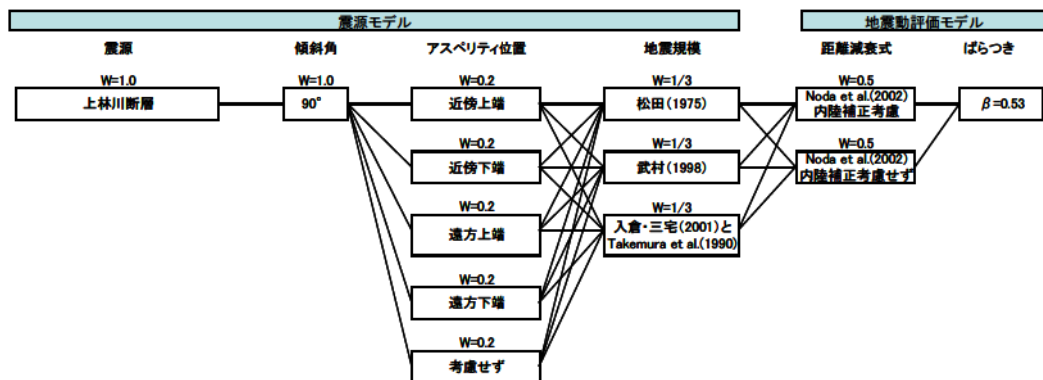


垣見他(2003)による地震地体構造区分図

第 1.2.1.b-2 図 萩原(1991)及び垣見他(2003)による領域区分

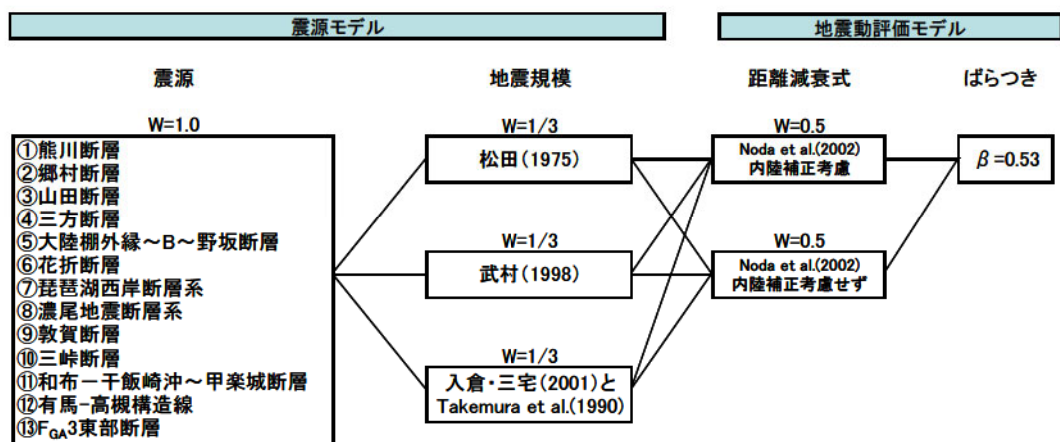


FO-A~FO-B~熊川断層

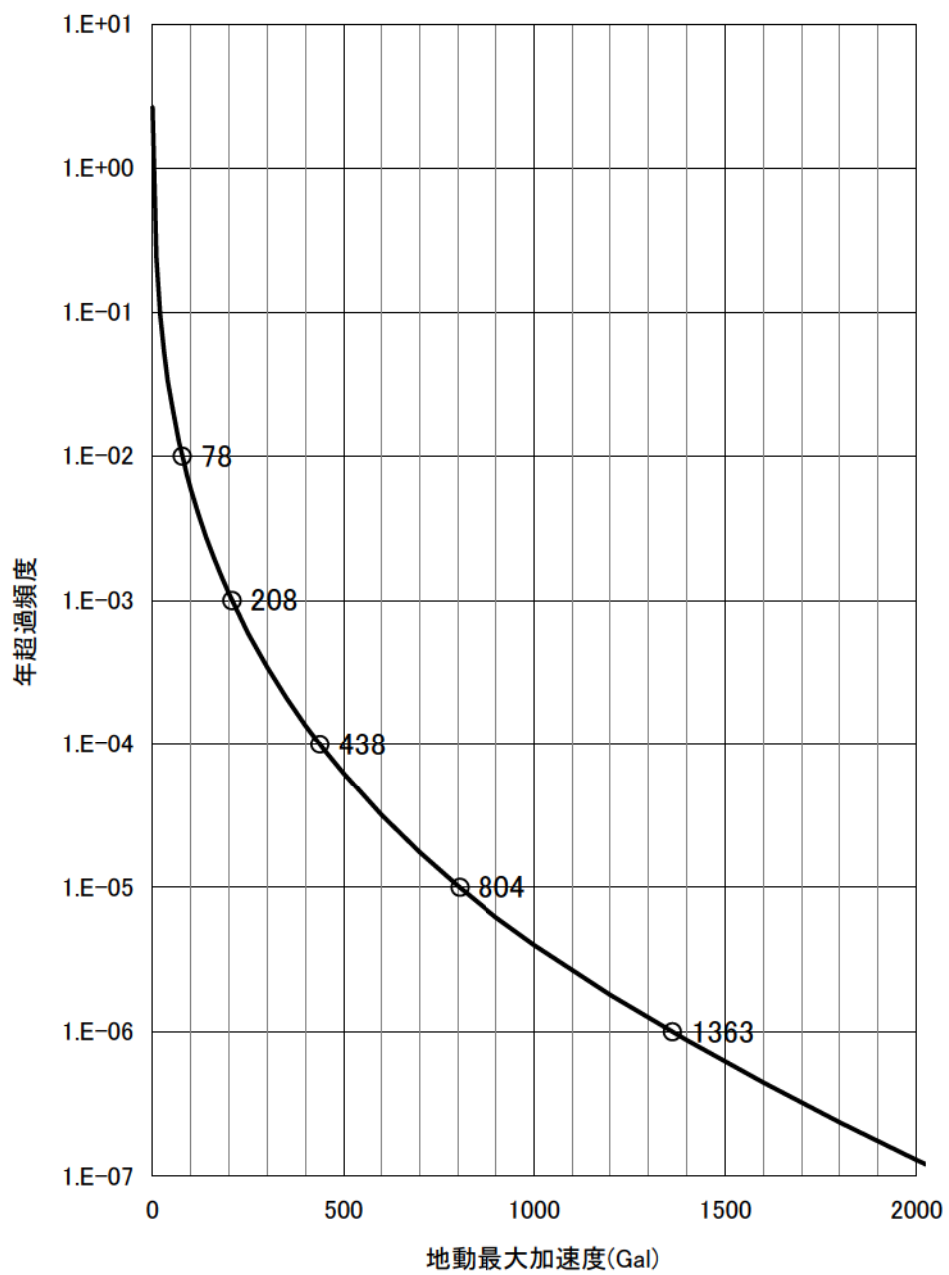


上林川断層

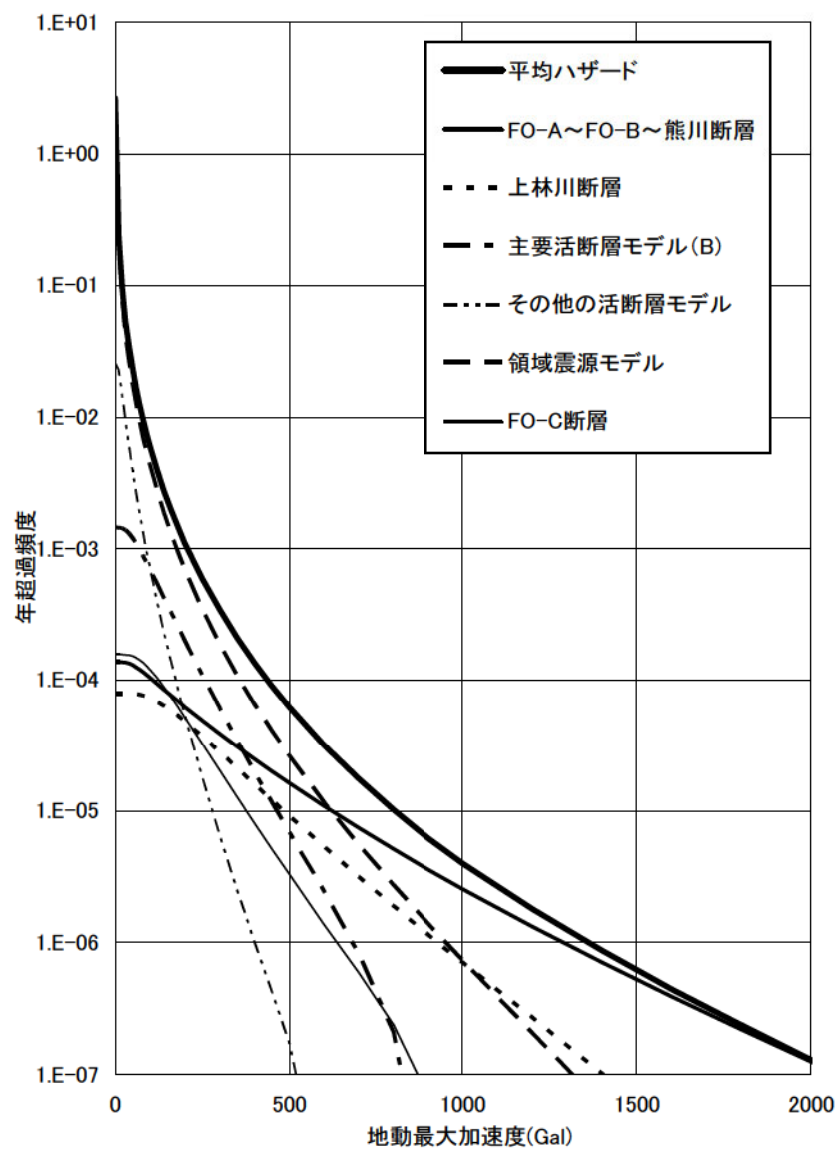
第 1.2.1.b-3 図 主要活断層モデル(A)のロジックツリー



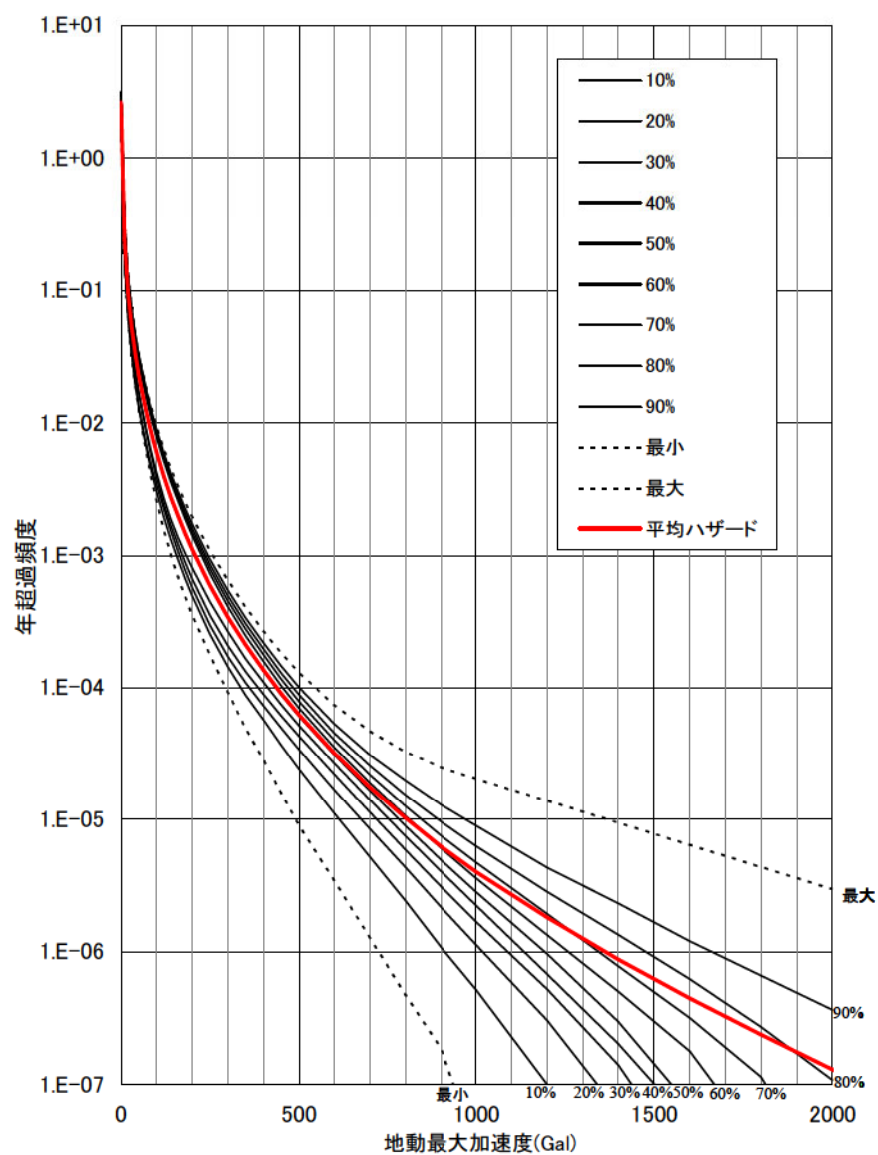
第 1.2.1.b-4 図 主要活断層モデル(B)のロジックツリー



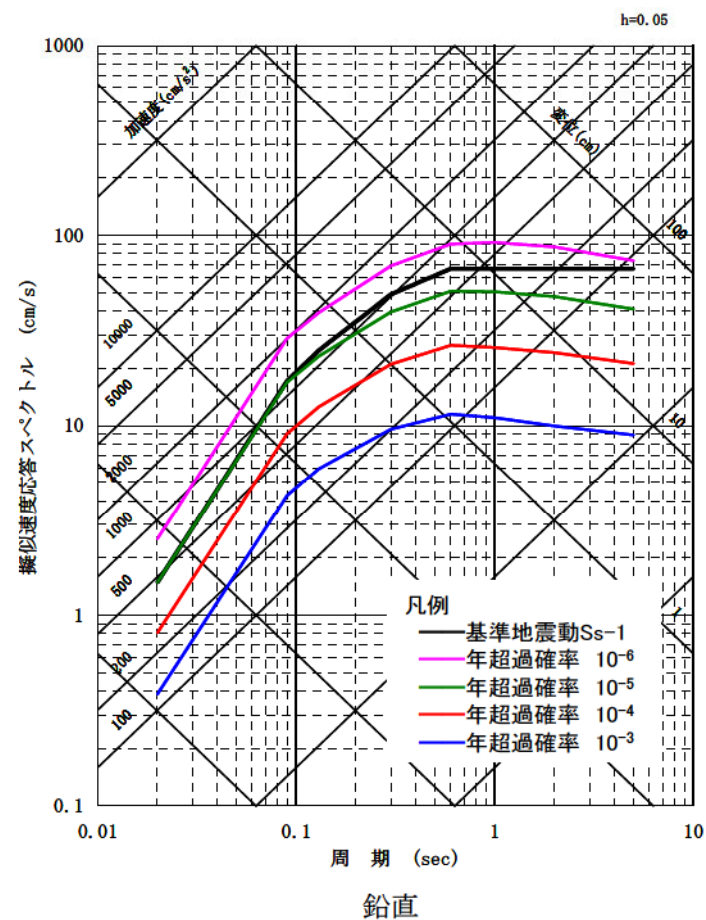
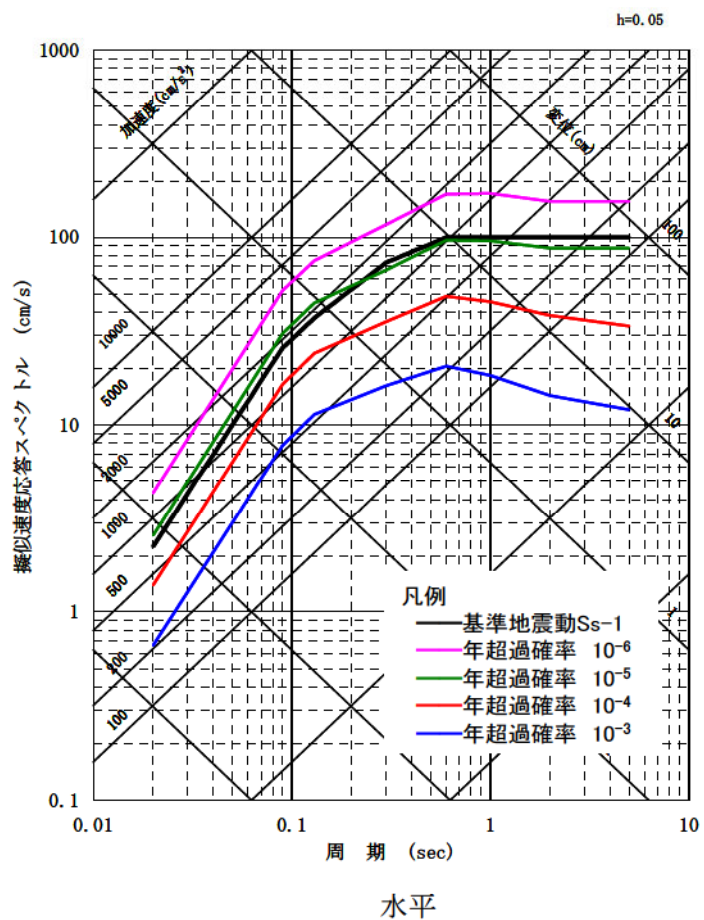
第 1.2.1.b-5 図 平均地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



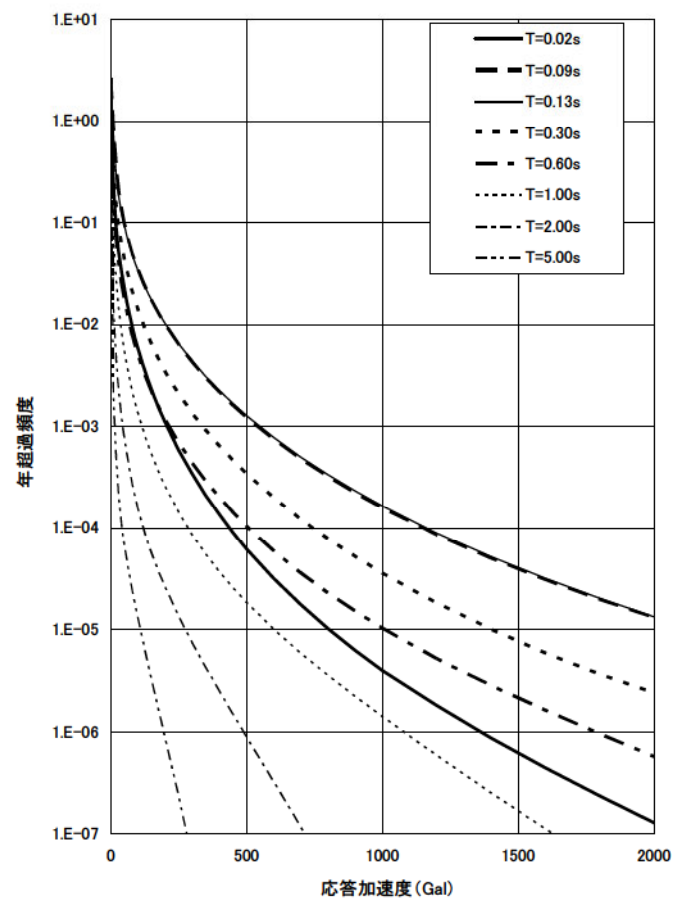
第 1.2.1.b-6 図 震源ごとの地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



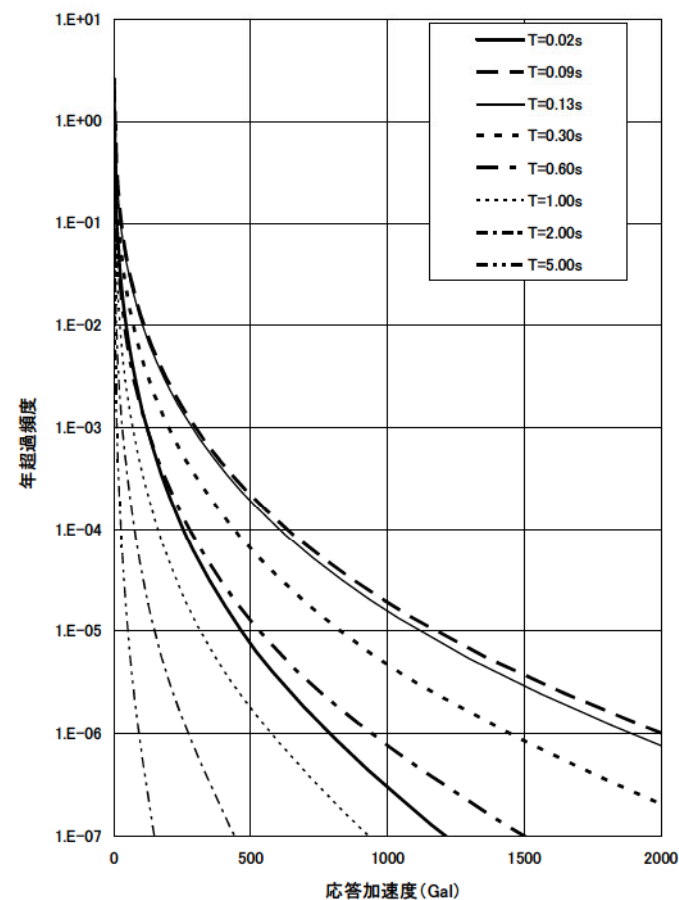
第 1.2.1.b-7 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



第 1.2.1.b-8 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss-1 の応答スペクトルの比較

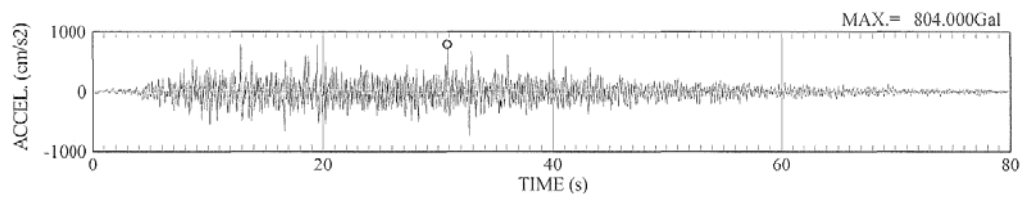


水平

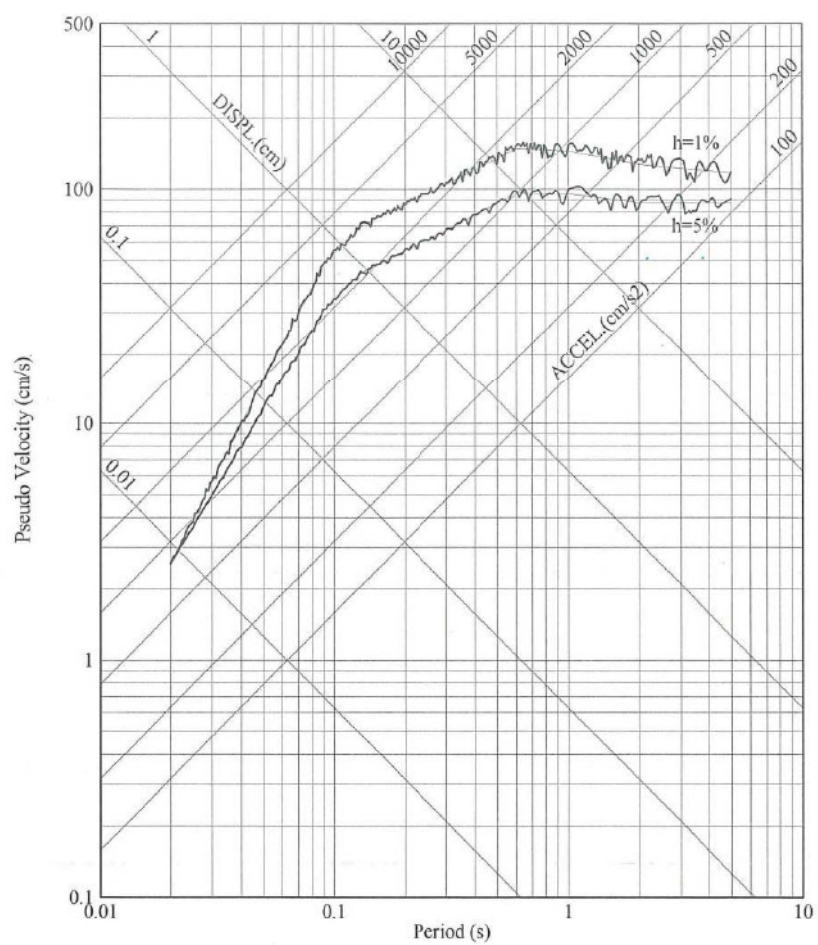


鉛直

第 1.2.1.b-9 図 周期ごとの平均地震ハザード曲線

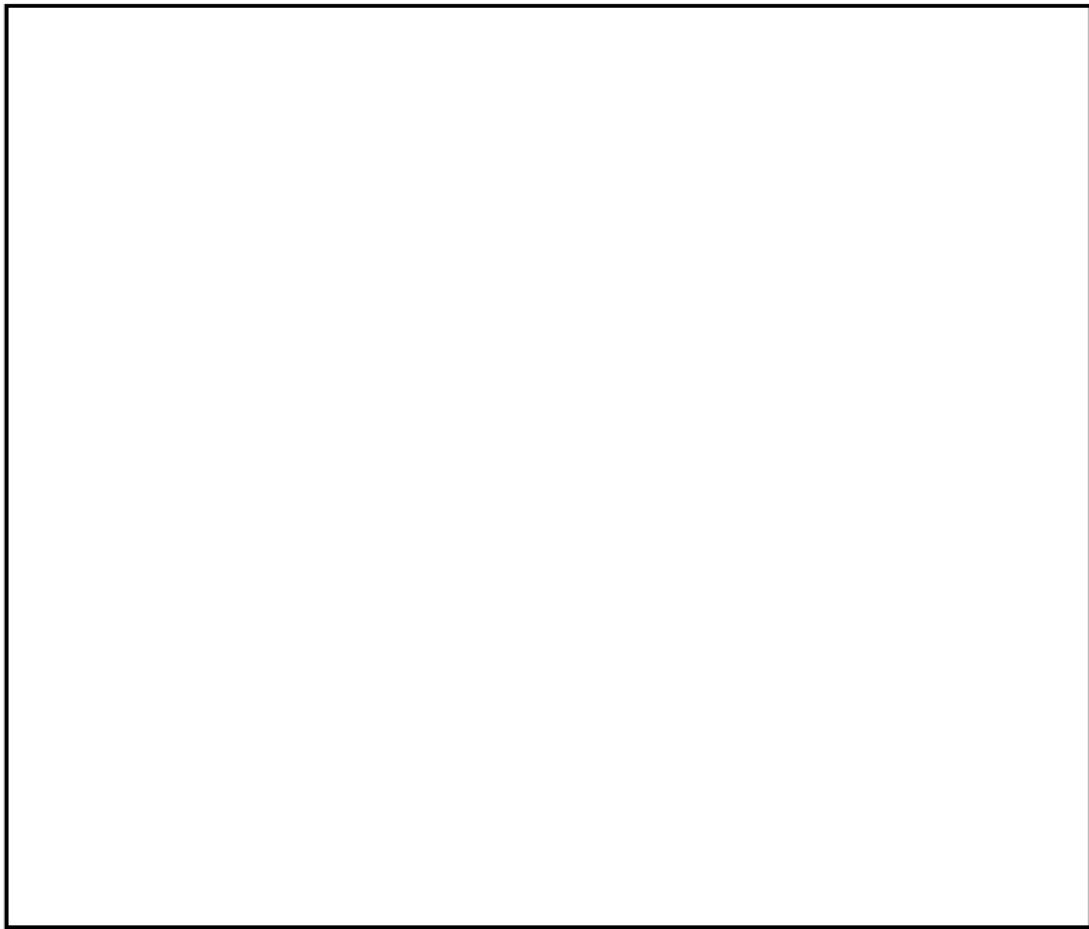


(1) 加速度時刻歴波形



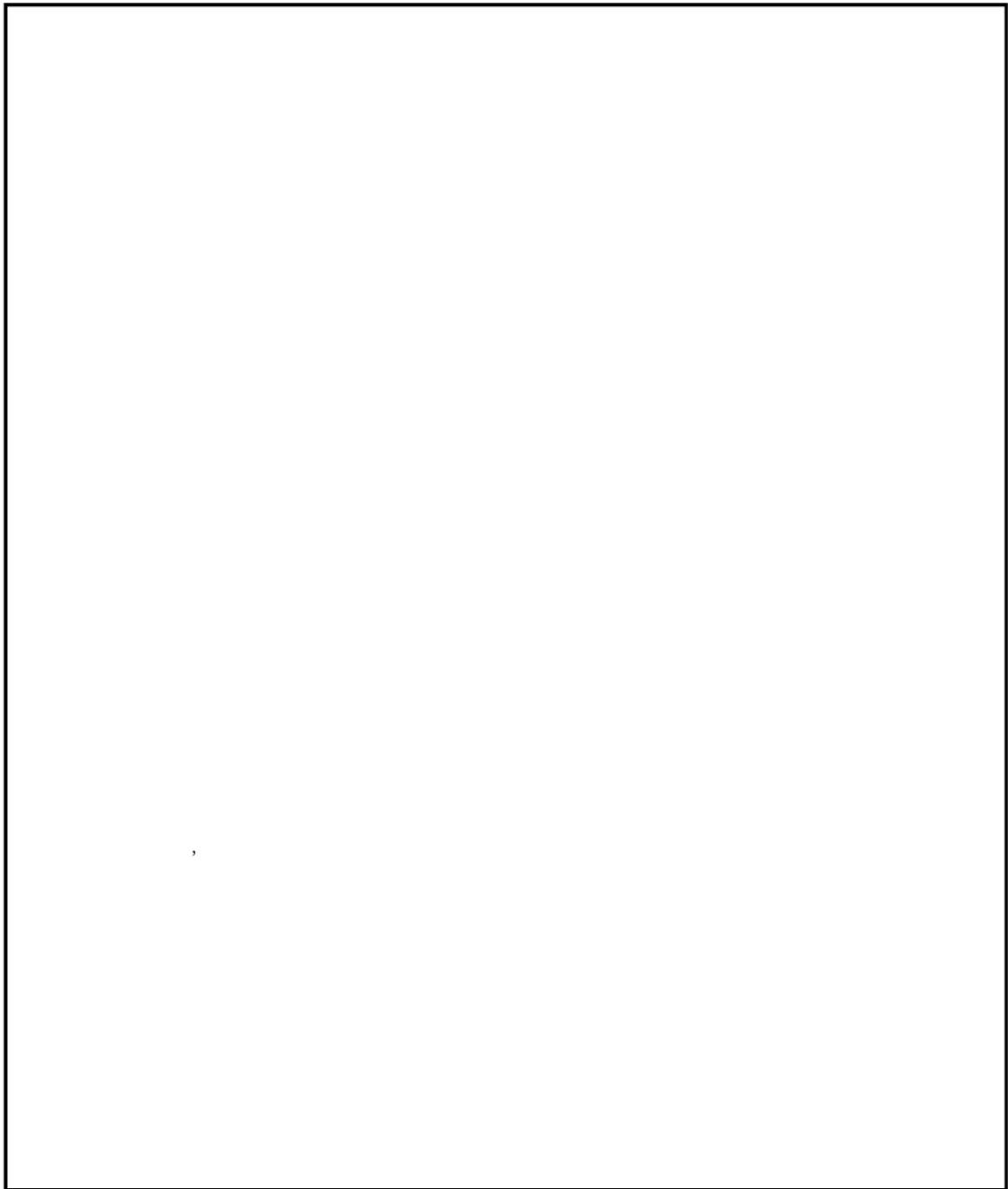
(2) 応答スペクトル

第 1.2.1.b-10 図 年超過確率 10^{-5} 一様ハザードスペクトル適合模擬地震動



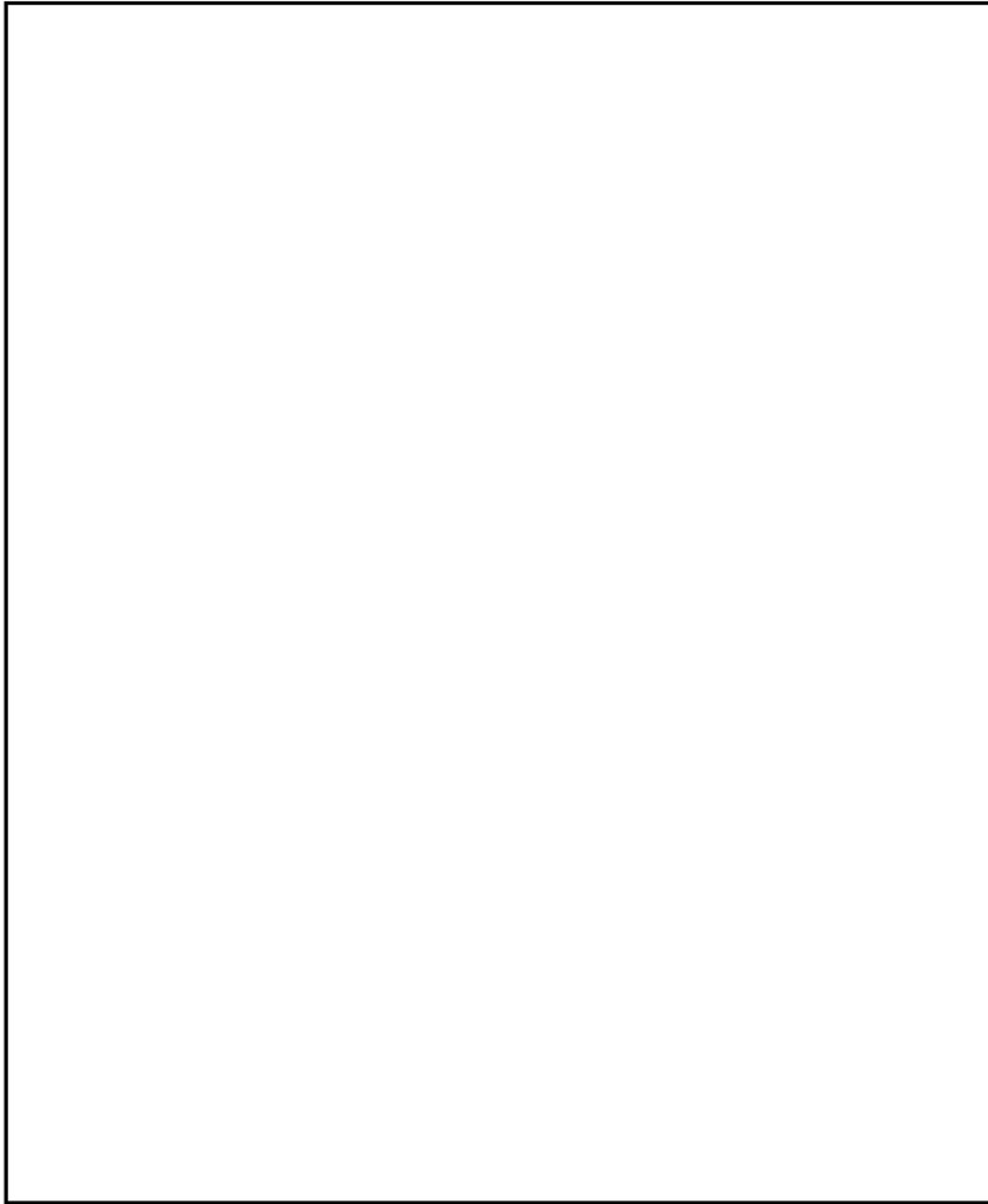
第 1.2.1.c-1-1 図 原子炉建屋の概略平面図(E.L.24.0m)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.2.1.c-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図 (A-A 断面)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



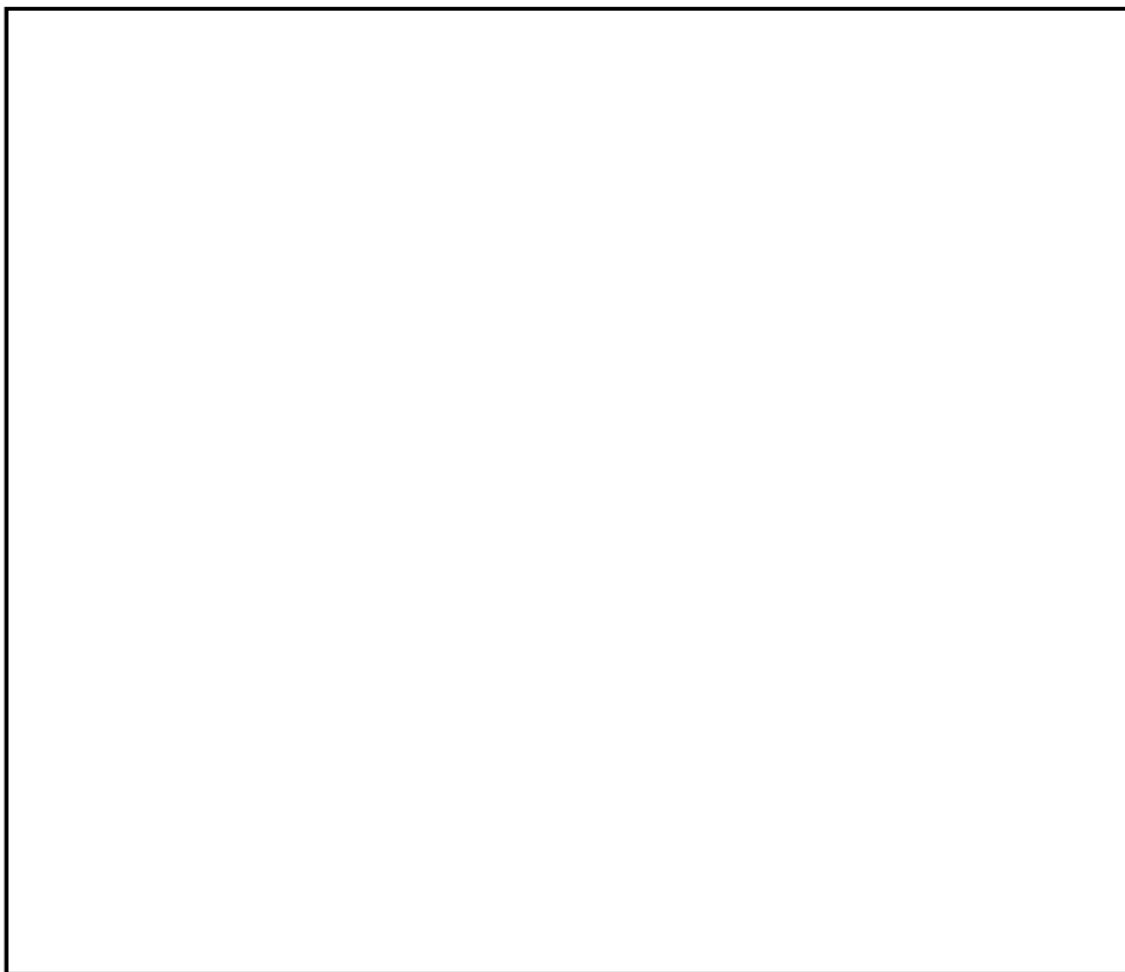
第 1.2.1.c-1-3 図 原子炉建屋の概略断面図 (B-B 断面)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



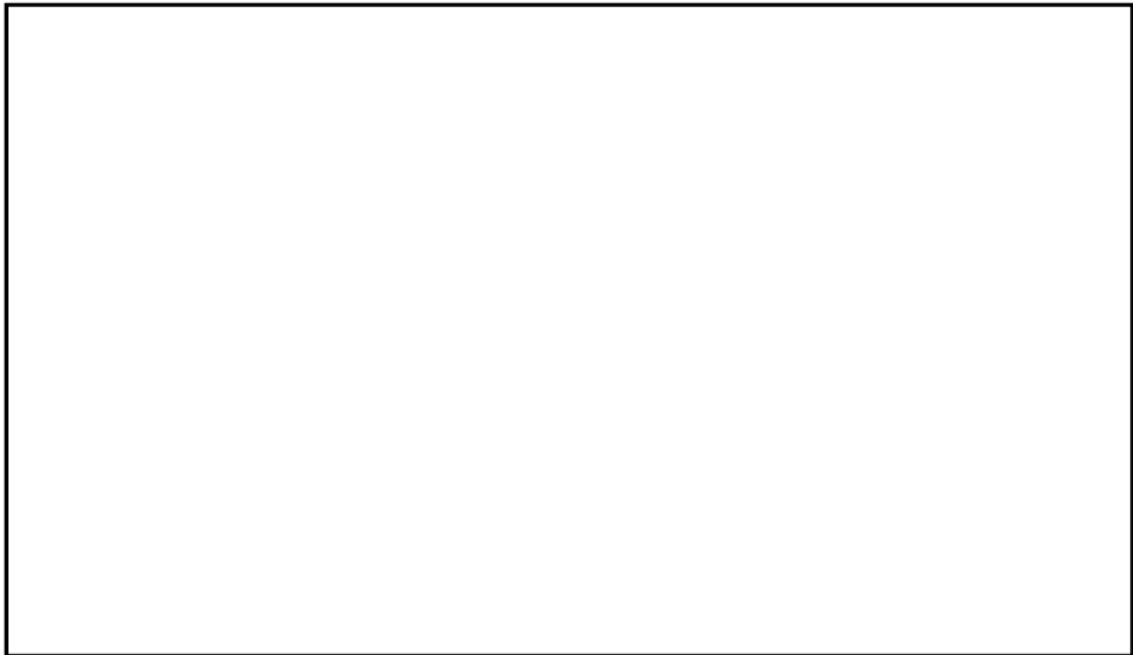
第 1.2.1.c-1-4 図 原子炉補助建屋の概略平面図(E.L.17.0m)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



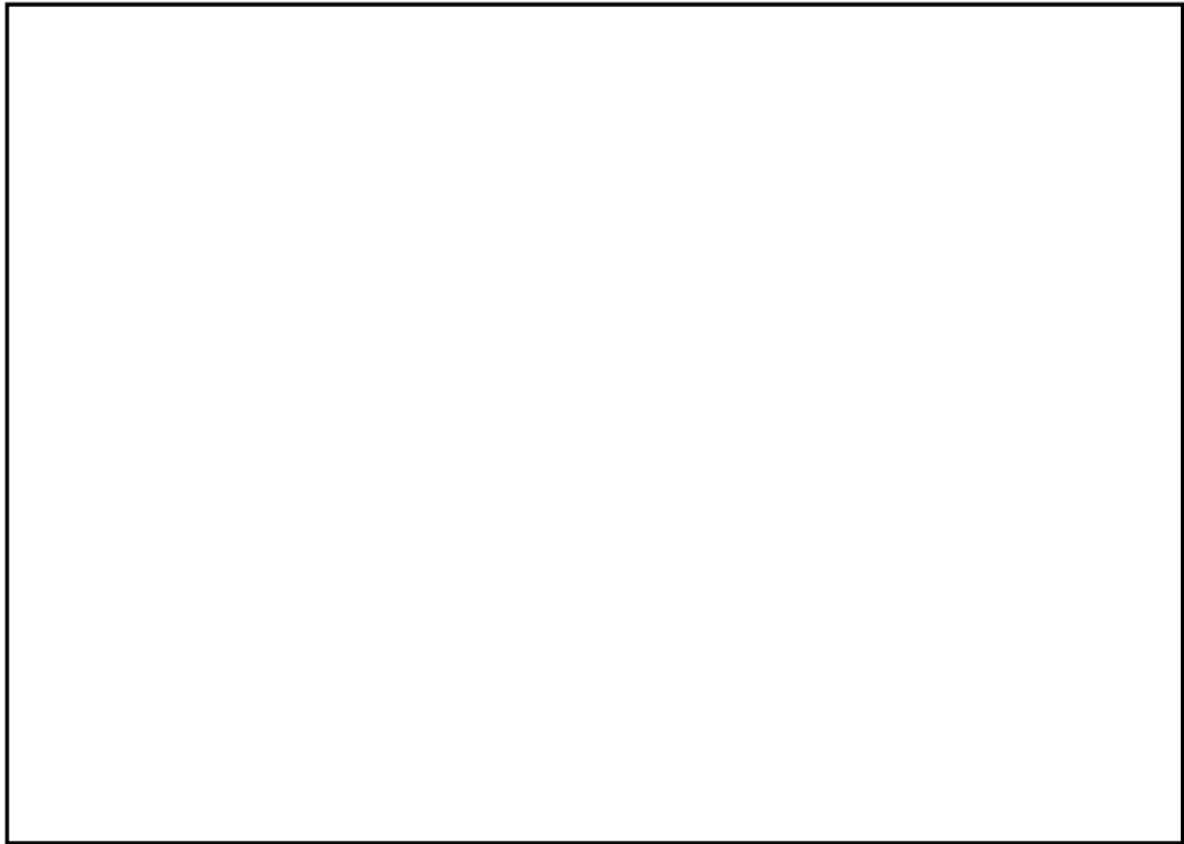
第 1.2.1.c-1-5 図 原子炉補助建屋の概略断面図 (A-A 断面)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



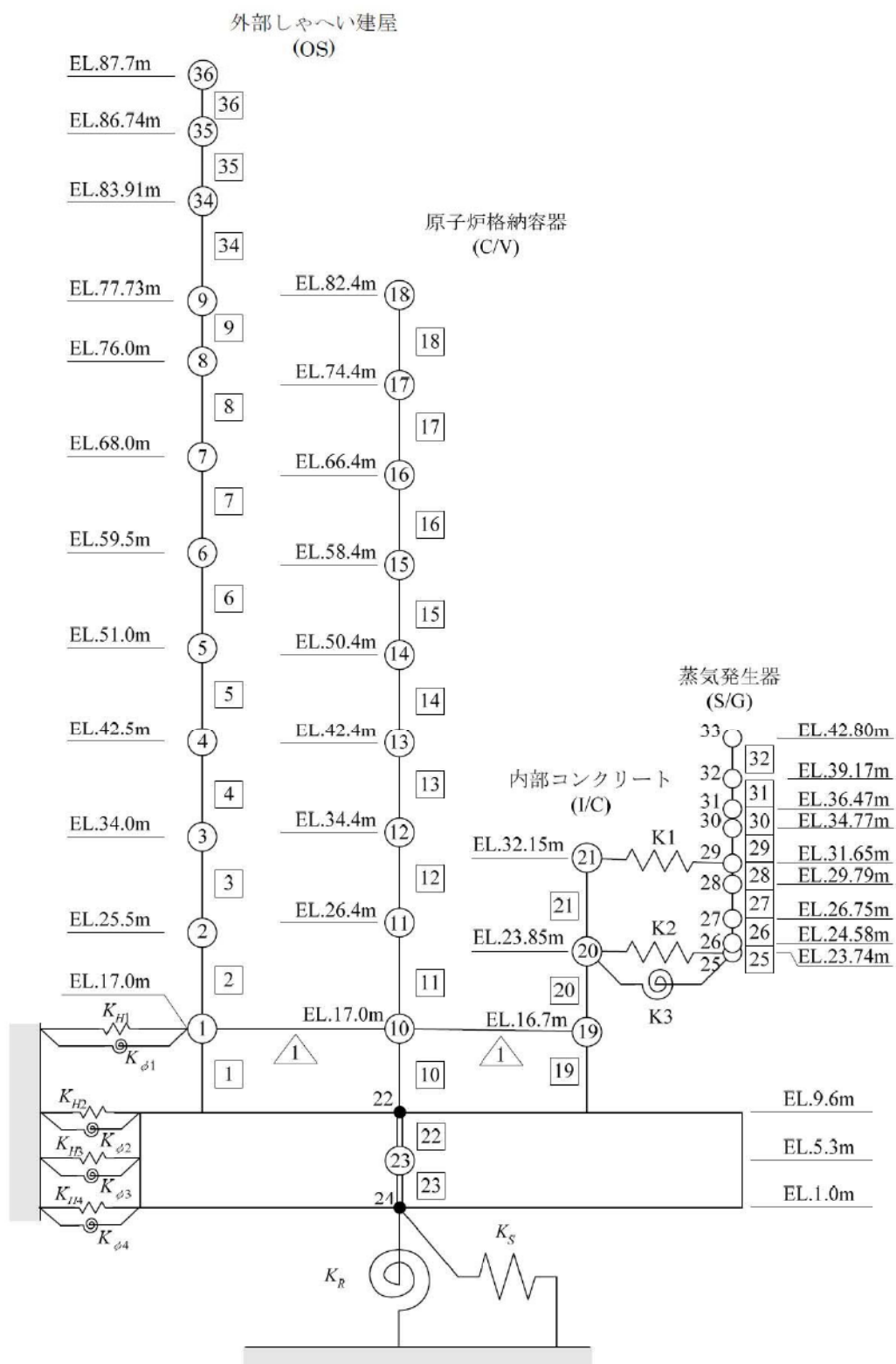
第 1.2.1.c-1-6 図 原子炉補助建屋の概略断面図 (B・B 断面)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

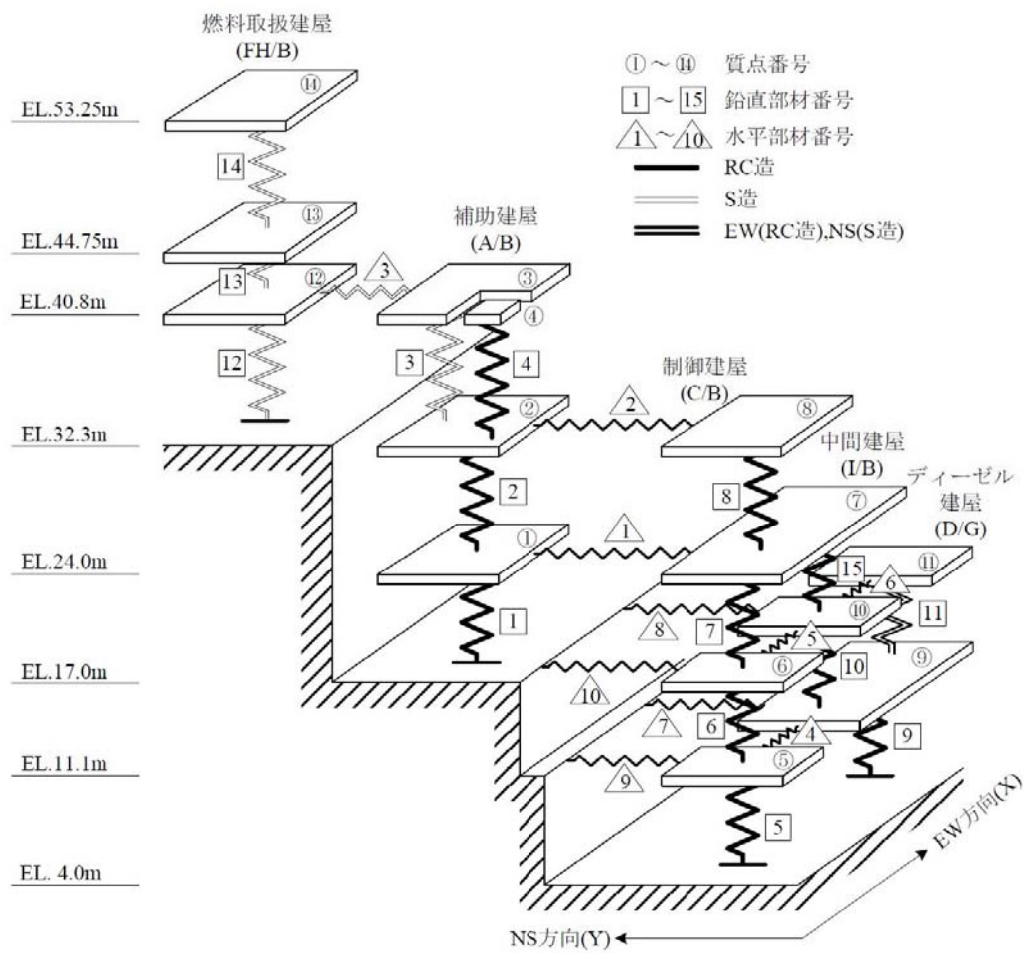


第 1.2.1.c-1-7 図 原子炉補助建屋の概略断面図 (C-C 断面)

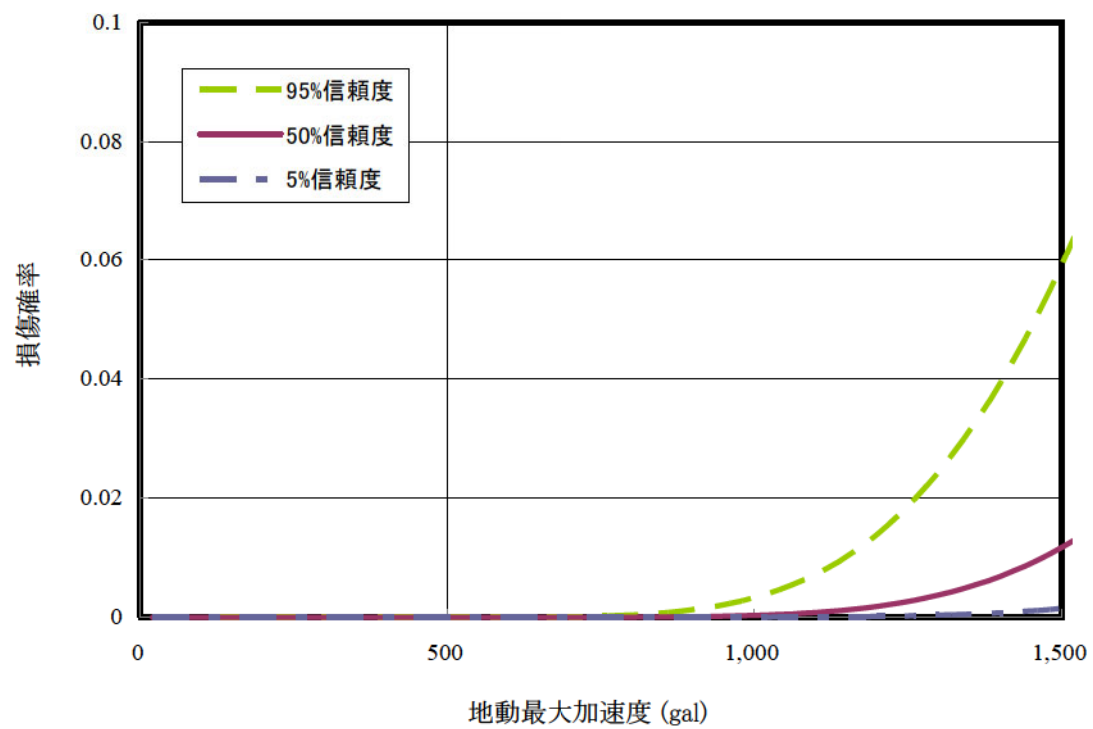
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



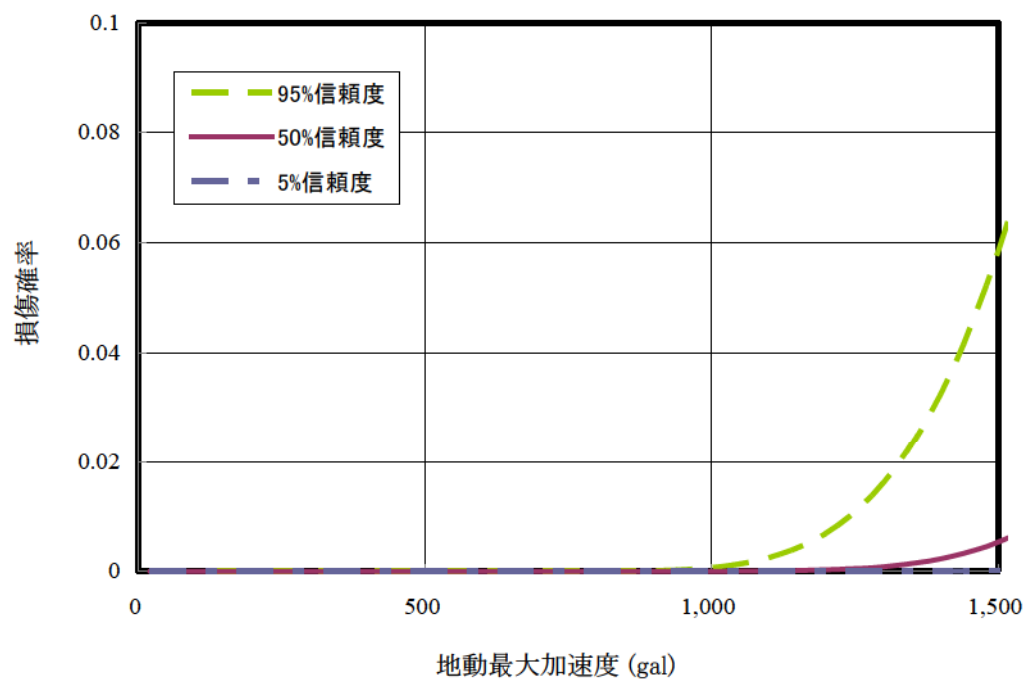
第 1.2.1.c-1-8 図 解析モデル (原子炉建屋)



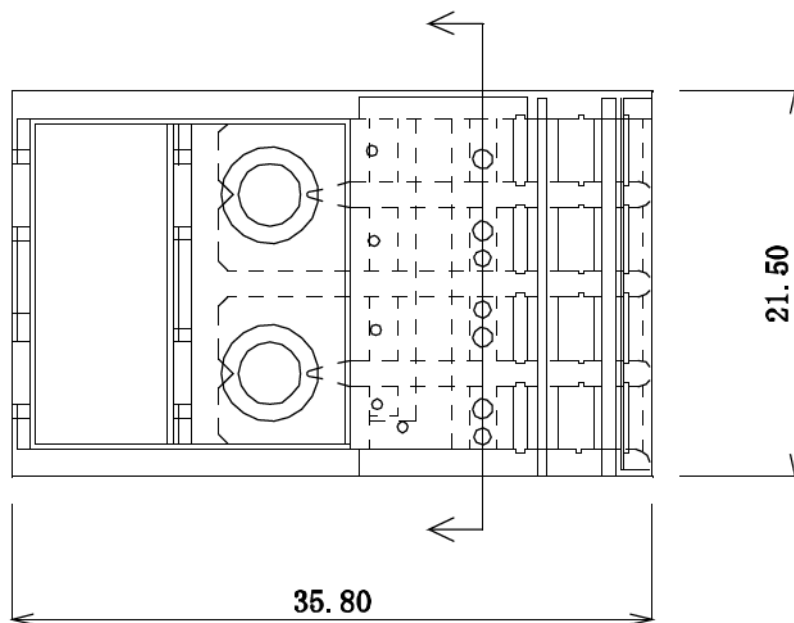
第 1.2.1.c-1-9 図 解析モデル（原子炉補助建屋）



第1.2.1.c-1-10図 建屋フラジリティ曲線（原子炉建屋 O／S EW方向）

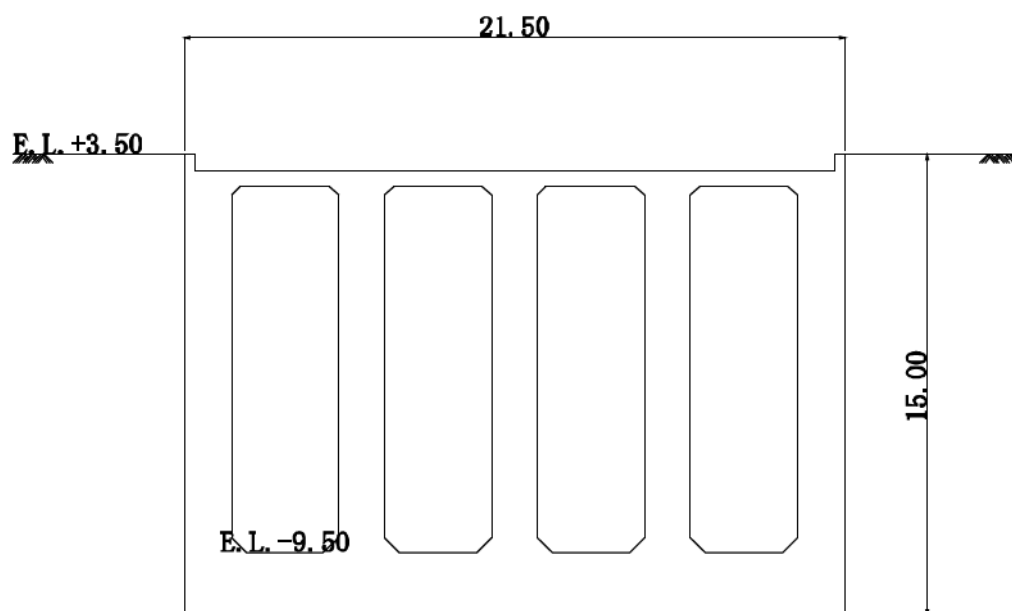


第1.2.1.c-1-11図 建屋フラジリティ曲線（原子炉補助建屋 A／B EW方向）



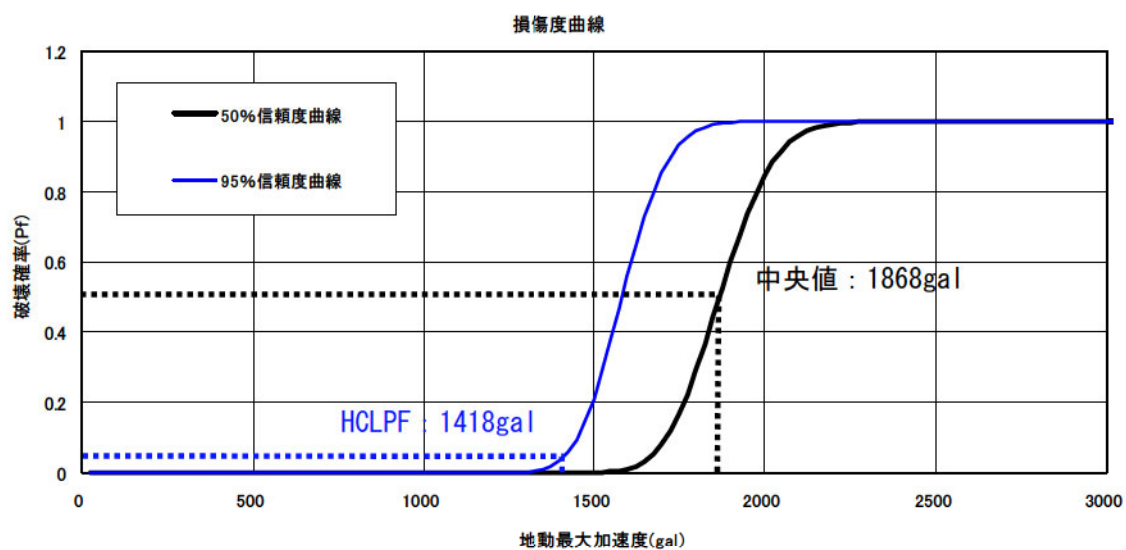
(単位：m)

第 1.2.1.c-2-1 図 海水ポンプ室平面図

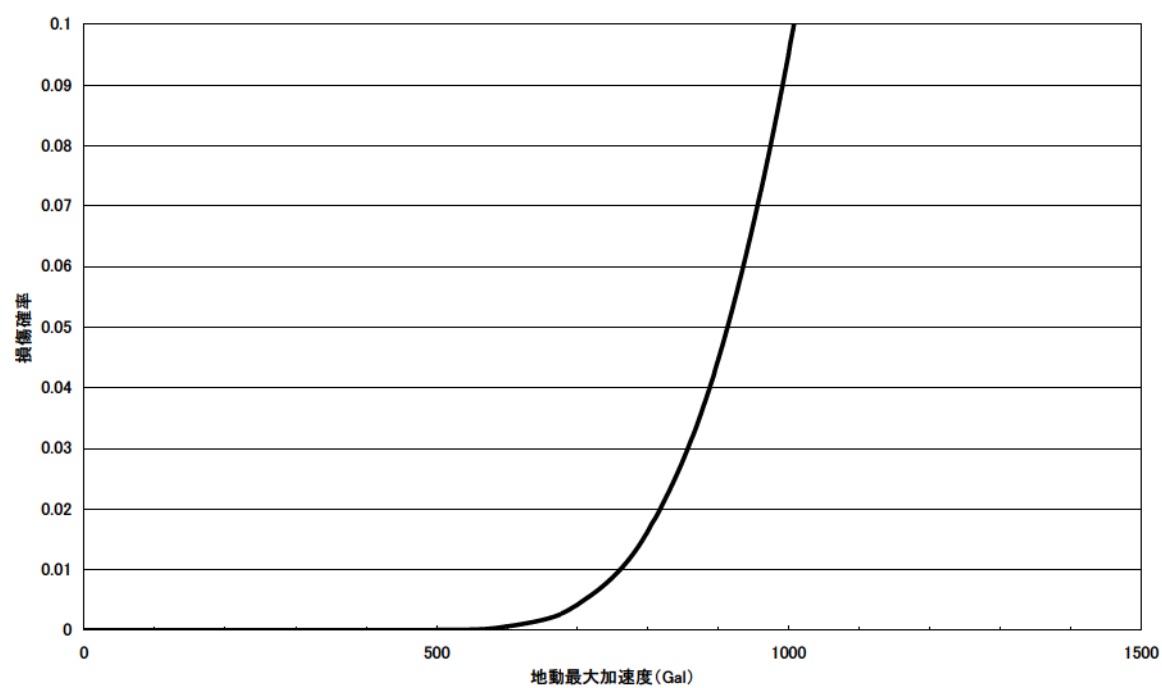


(単位：m)

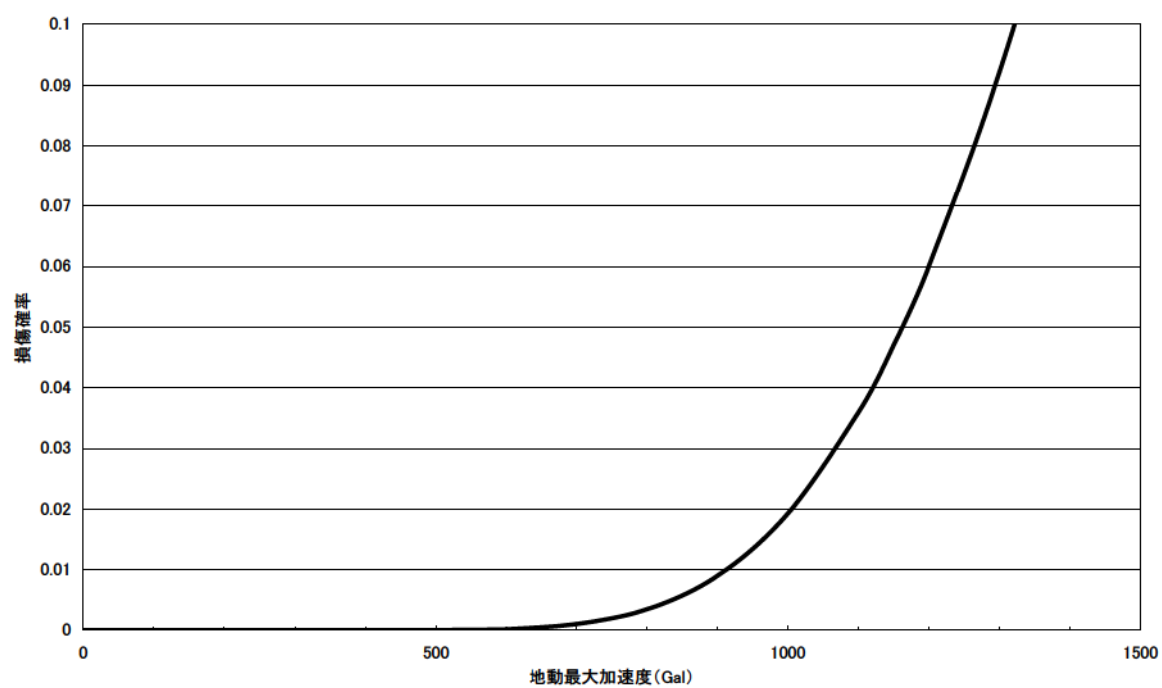
第 1.2.1.c-2-2 図 海水ポンプ室断面図



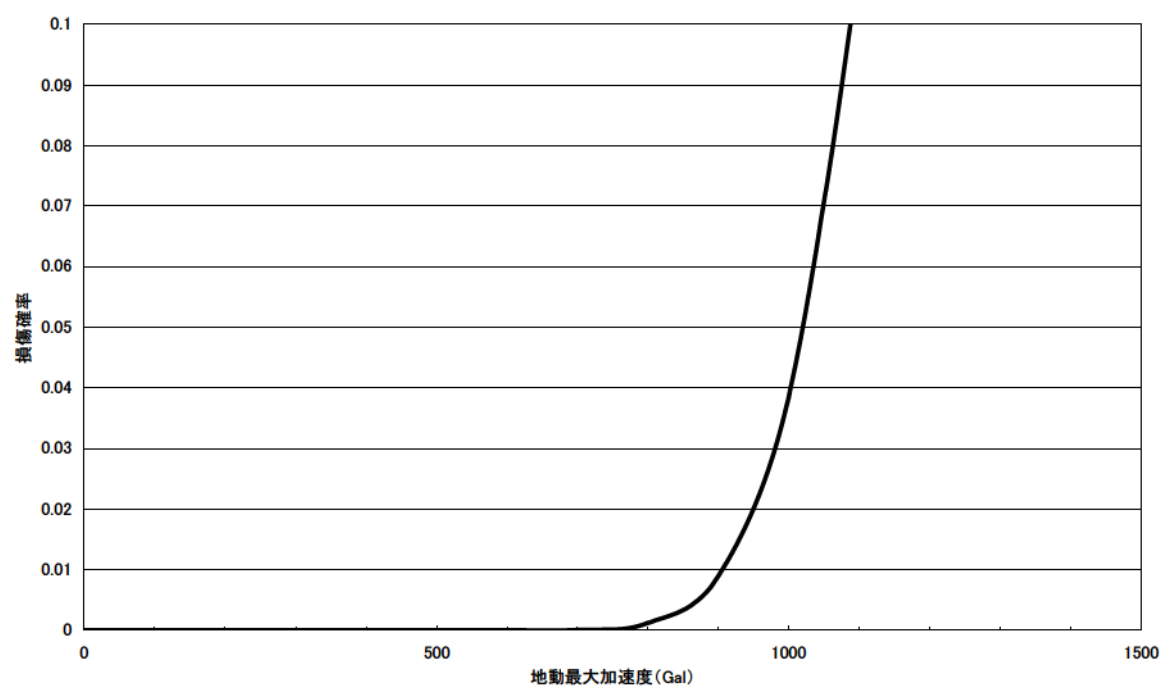
第 1.2.1.c-2-3 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線



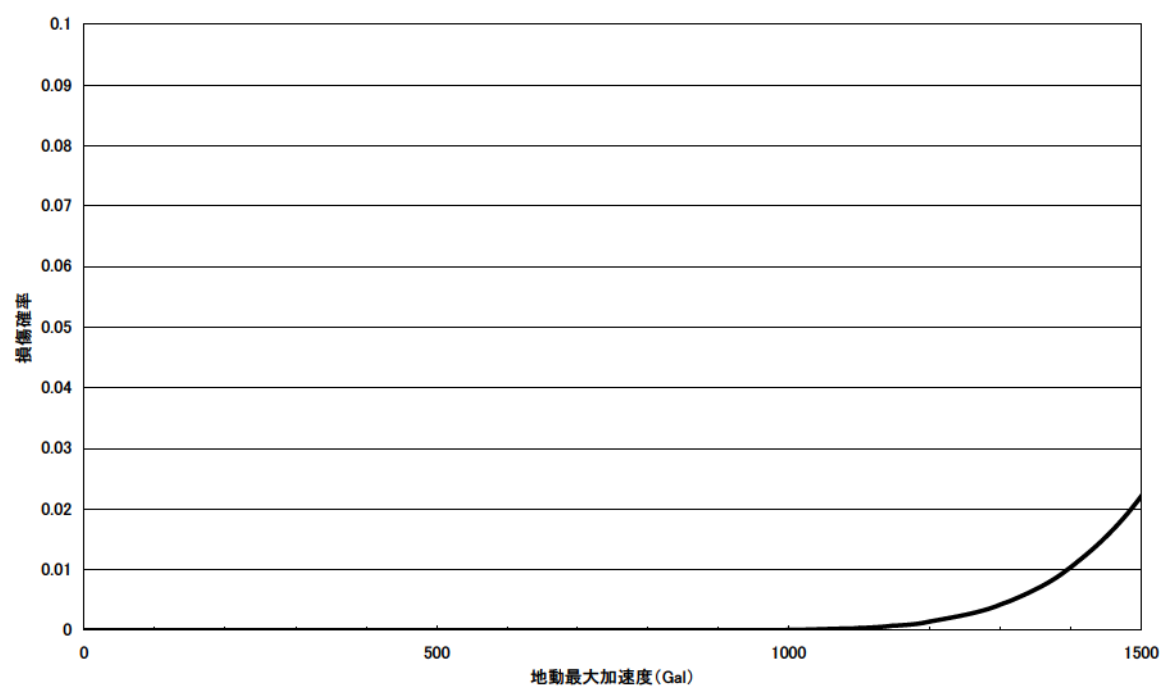
第1.2.1.c-3-1図 1次冷却材ポンプ 平均 fragility 曲線



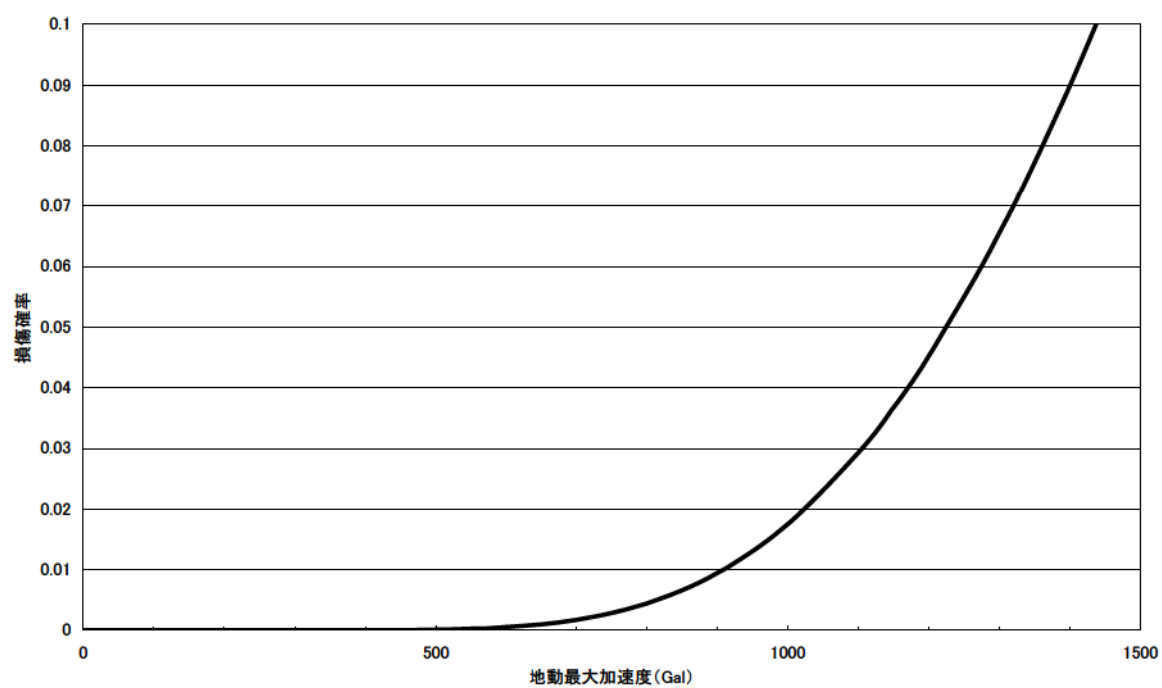
第1.2.1.c-3-2図 ほう酸注入タンク 平均フラジリティ曲線



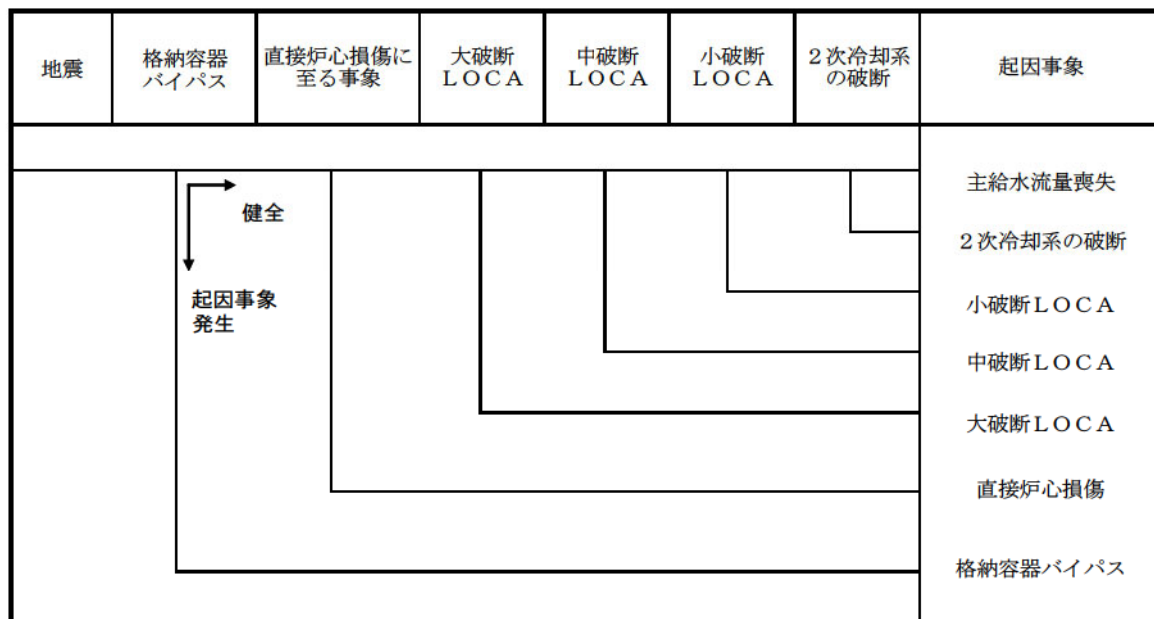
第1.2.1.c-3-3図 メタルクラッドスイッチギア 平均フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-4図 内燃機関 平均フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-5図 炉内計装引出管 平均フラジリティ曲線



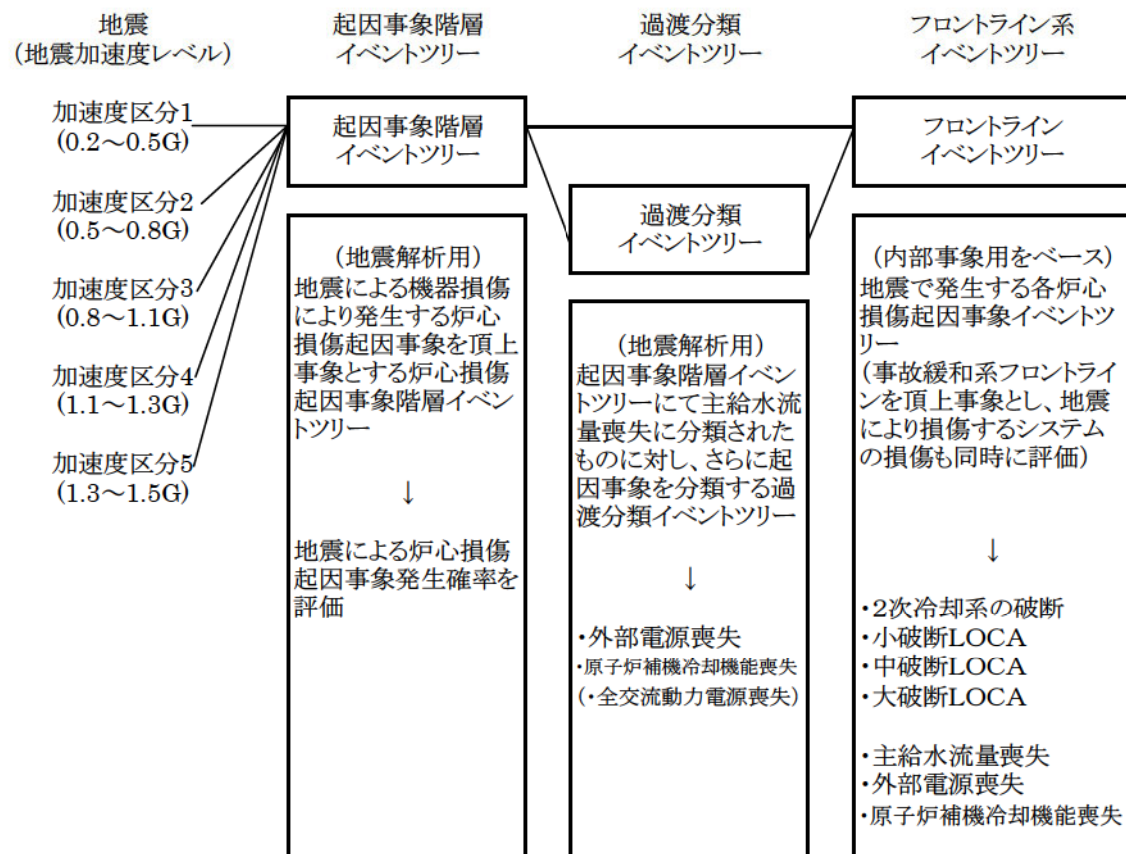
【直接炉心損傷】

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

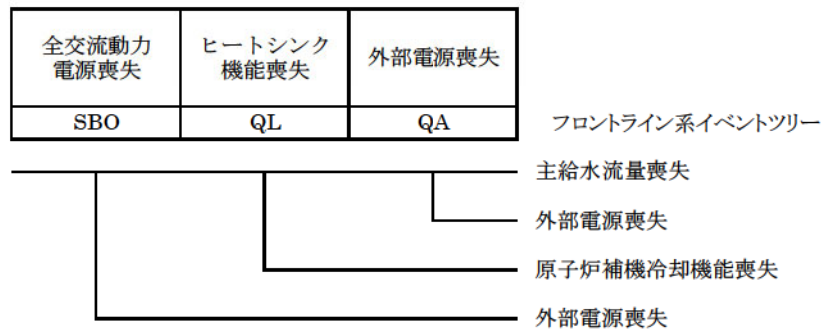
【格納容器バイパス】

- ・蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

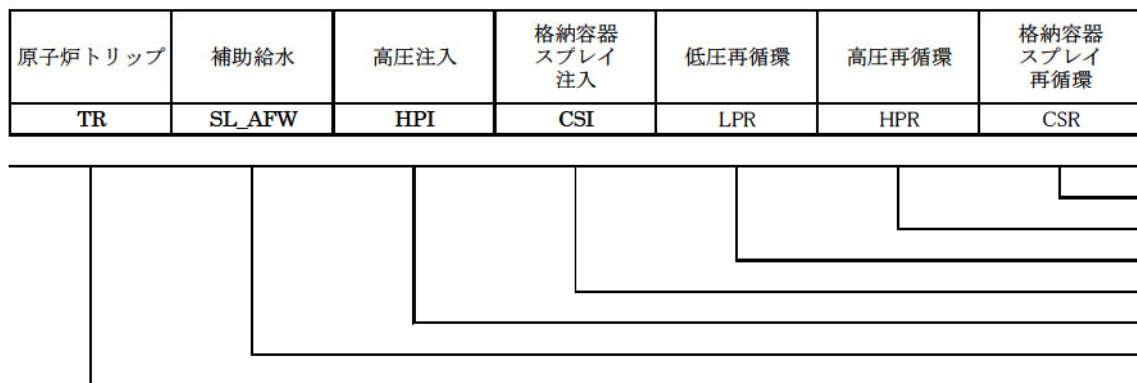
第 1.2.1.d-1 図 地震PRA階層イベントツリー



第 1.2.1.d-2 図 地震システム解析モデル (小イベントツリー)



第 1.2.1.d-3 図 過渡分類イベントツリー



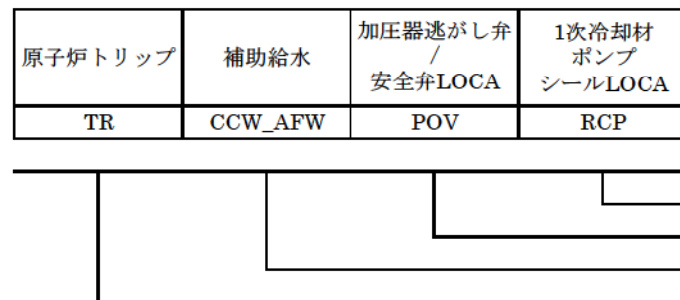
第 1.2.1.d-6 図 小破断 L O C A イベントツリー



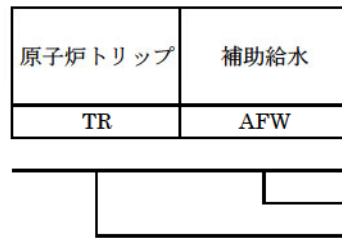
第 1.2.1.d-7 図 2 次冷却系の破断イベントツリー



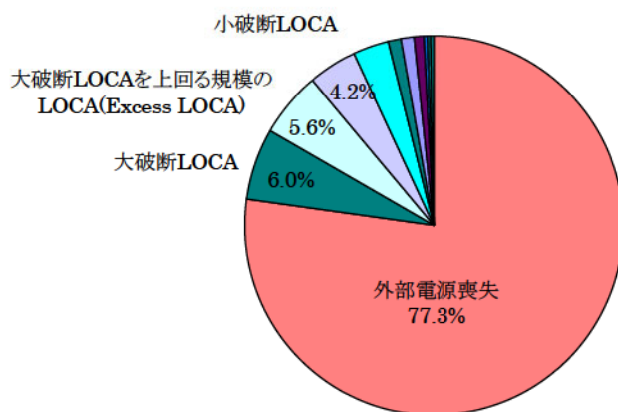
第 1.2.1.d-8 図 外部電源喪失イベントツリー



第 1.2.1.d-9 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

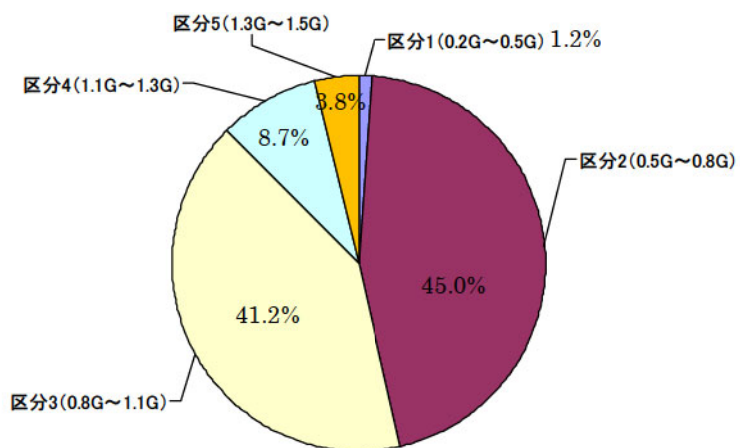


第 1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー



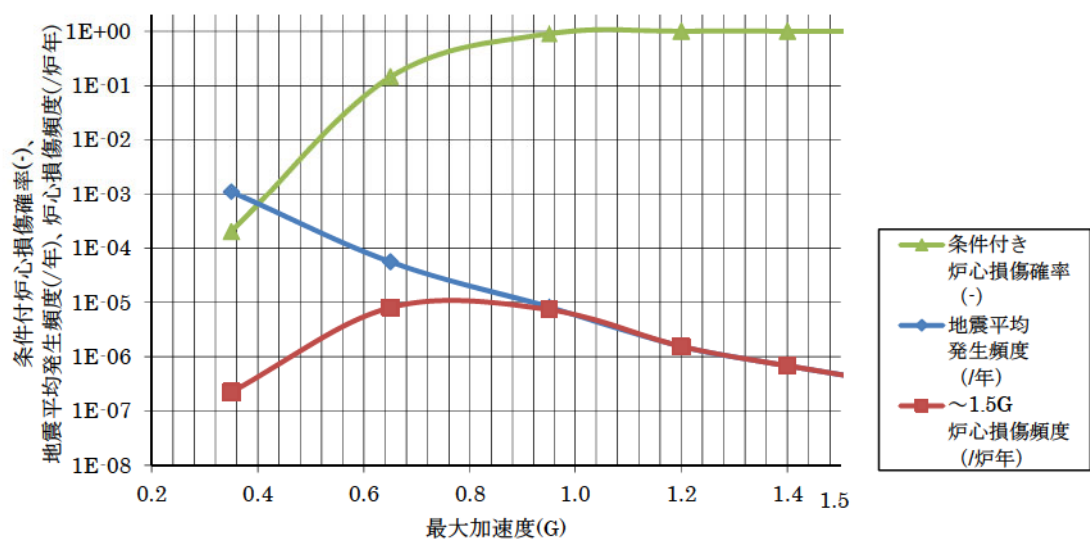
全炉心損傷頻度： $1.8\text{E-}5$ （／炉年）

第 1.2.1.d-11 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合

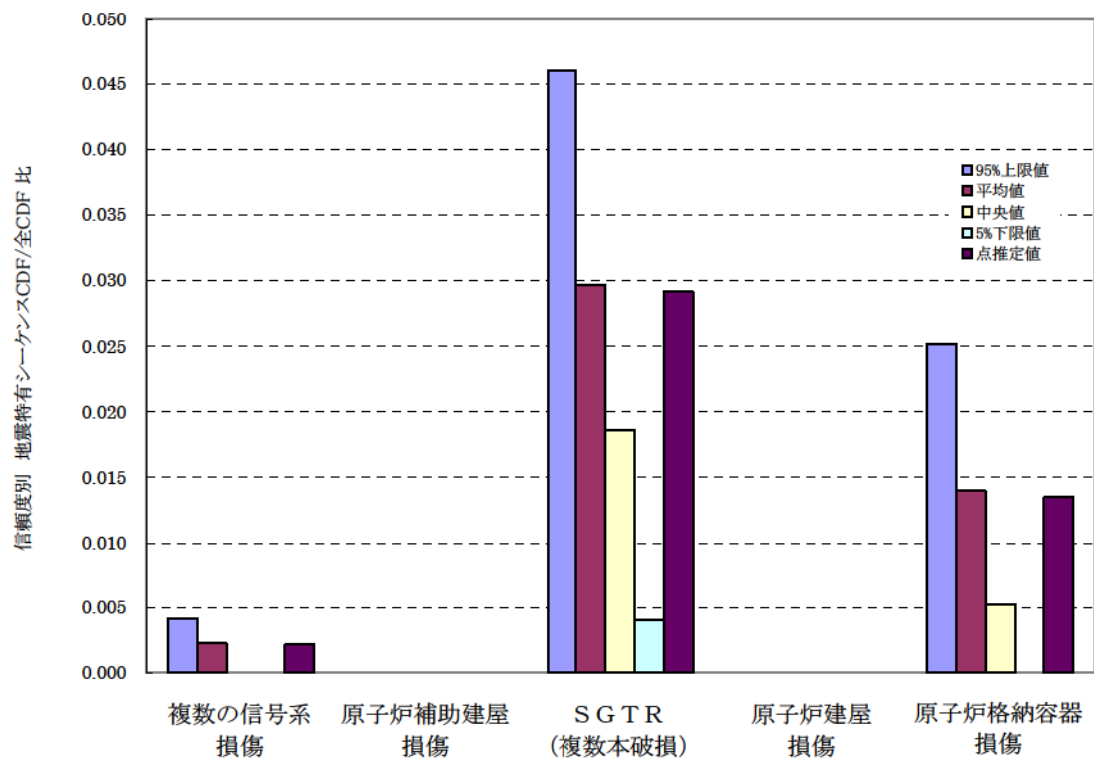


全炉心損傷頻度： $1.8\text{E-}5$ （／炉年）

第 1.2.1.d-12 図 加速度区分別炉心損傷頻度 寄与割合



第 1.2.1.d-13 図 加速度区分別条件付炉心損傷頻度



第 1.2.1.d-14 図 地震特有の事故シーケンスの不確実さ解析結果

1.2.2 津波 P R A

津波 P R A は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011（以下「津波 P R A 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「P R A の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 1.2.2-1 図に示す。また、本評価では平成 27 年 3 月 17 日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づく確率論的津波ハザードを使用している。なお、今回の津波 P R A では、津波単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

① 評価対象プラントについて

(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象 P R A」での記載と同様である。

また、第 1.2.2.a-1 図に津波 P R A の中で考慮する設備配置を記載したプラント概要図、第 1.2.2.a-1 表に評価に必要な情報及び主な情報源を示す。

(2) プラントウォークダウンについて

a. プラントウォークダウンの実施手順

津波 P R A では、機器の設置高さや建屋開口部の高さをもとに津波シナリオを想定しており、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認のために、プラントウォークダウン対象機器抽出の考え方や調査すべき要件をまとめたチェックシート等を含めた要領書を作成し、その要領書にしたがってプラントウォークダウンを実施した。プラントウォークダウンでは主に以下の観点について問題がないこ

とを確認した。

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

b. プラントウォークダウン調査対象機器の選定

津波 P R A 対象機器及び開口部からプラントウォークダウン調査対象機器を選定するフローを第 1.2.2.a-2 図に示す。津波 P R A の対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類し、このフローを使用してスクリーニングを行い、調査対象機器を選定した。

c. プラントウォークダウン結果

チェックシートに基づき、対象機器のチェックを行った。例として海水ポンプのチェックシート及び現場写真のサンプルを第 1.2.2.a-3 図及び第 1.2.2.a-4 図に示す。

プラントウォークダウンの結果（チェックシートの一覧）を第 1.2.2.a-2 表に示す。プラントウォークダウンの結果、津波 P R A 上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

(3) 今回実施した津波 P R A の前提条件等について

今回実施した津波 P R A について、主に留意すべき点について以下に示す。

a. 評価の前提条件

- (a) 地震が建屋、機器及び津波影響軽減機能に及ぼす影響は考慮せず、津波の影響のみ評価する。
- (b) 上記により、地震の重畳を考慮しないため各建屋開口部におけるシール部は健全であり、当該部からの浸水はないものと仮定する（なお、主要な開口部はプラントウォークダウン等で確認）。
- (c) 余震による荷重と津波による荷重の荷重組み合わせは

考慮しない。

- (d) 機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能損傷すると仮定する。
- (e) 建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、建屋外部の開口部から津波が流入した場合は、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水すると仮定する。
- (f) AM策や、緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。

b. 評価対象機器抽出の考え方及び方針

- (a) 内部事象レベル1 P R Aにおいて、当該系統及び機器が損傷することで炉心損傷に至るおそれのある系統及び設備を抽出しているため、それらすべてを検討対象とする。
- (b) (a)では対象外だったもののうち、津波により損傷することで起因事象が発生するもの（主給水系、循環水系等）や津波による影響として特有な設備（電気盤、建屋、取水構造物等）を機器配置図やプロットプラン等の図面により抽出する。
- (c) (a)、(b)で抽出した設備について、津波により損傷及び機能喪失するか又はその可能性が無視できるほど小さいかを検討し、損傷及び機能喪失する可能性のある設備をフラジリティ評価対象として選定する。
- (d) プラントウォークダウンにより、間接的被害を受ける可能性のある機器を追加し、機器リストを作成する。

② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

(1) 事故シナリオの概括的な分析及び設定

評価対象とすべき機器を選定するとともに、その影響（起因事象の発生、緩和設備への影響）を整理した。また、津波 P R

Aで対象とする起因事象を選定し、津波シナリオを作成した。

a. 機器の損傷及び機能喪失原因となる津波の影響

津波による損傷・機能喪失要因の対象となる建物・構築物、システム及び機器（以下「SSC※¹」という。）を整理したものを第 1.2.2.a-3 表に示す。

※ 1 : Structure, System and Component

機器の損傷・機能喪失要因について、以下の2つの観点から、今回の津波PRAでの脆弱性評価対象外となるものを選定した（第 1.2.2.a-4 表参照）。

(a) 津波PRA学会標準に準拠したスクリーニングが可能か否か。

(b) 重要事故シーケンス確認を目的とした津波PRAに対する有意な影響の有無。

まず、(a)の観点から検討した結果、以下の損傷・機能喪失要因については、津波PRA学会標準の記載に基づき、評価対象外とする。

・ 海底砂移動及び洗掘

海底砂移動については、津波により海底にある砂が移動させられる現象であり、海水取水口では、海底砂移動により、取水障害が発生し、海水ポンプ、循環水ポンプ等に影響する可能性がある。また、津波の遡上により運ばれた砂利が現場操作に影響する可能性もある。

洗掘については、激しい川の流れや波浪等により、堤防の表法面の土が削り取られる現象であり、防潮堤、防波堤、海水取水口等のコンクリート構築物の表面の土が削られ、破壊される可能性がある（ただし防潮堤及び防波堤は今回の評価対象外である。）。

海底砂移動及び洗掘による機器の損傷について評価するためには、現実的応答として津波高さに応じた砂の移動量及び海底での洗掘量とそれらの不確実さ並びに現実的耐力

としてポンプが損傷に至るピット内の砂の量及びピットが損傷に至る洗掘量とそれらの不確実さが必要となる。しかし、現状ではこれらのデータや、データを活用したフラジリティ評価手法が整備されておらず、現時点では評価が困難であると判断されるため、津波PRA学会標準 6.2 項の記載に準じて対象外とする。

(津波PRA学会標準 6.2 項抜粋)

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

スクリーニングで除外されない事故シナリオを、9.事故シーケンス評価の対象とするか、又は、留意事項として報告書に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。

次に、(b)の観点から検討した結果、「引き津波による水位低下」については、今回の目的のためには必須ではないと判断し評価対象外とする。

- ・ 引き津波による水位低下

「引き津波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、海水を水源とするポンプ（海水ポンプ及び循環水ポンプ）の取水障害が発生し、キャビテーションでポンプが機能喪失することとなる。その後の事象進展は、押し津波により海水ポンプ又は循環水ポンプが損傷して発生するシナリオと同じであり、事故シーケンス抽出の観点においては押し津波の評価で包絡できると考え、対象外とする。

なお、引き津波の場合、サイト内の他の設備及び機器が津波により損傷しておらず、また、引き津波の発生に気づきポンプを停止することができれば、水位が回復した後にポンプを再起動することも可能である。このため、事象発

生後のシナリオは、押し津波により海水ポンプや循環水ポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる。

b. 起因事象の選定

内部事象レベル 1 P R A で選定した起因事象について、津波の影響により直接的に発生するかどうかを検討し、津波により誘発される起因事象を選定した。選定の際の検討内容及び結果を第 1.2.2.a-5 表及び第 1.2.2.a-5 図に示す。起因事象として選定したのは以下の 5 事象である。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 直接炉心損傷に至る事象

c. 建屋及び機器リストの作成

重要事故シーケンス確認のための津波 P R A においては、下記の 3 つの前提条件を考慮して、同一建屋の同一フロアを一つの津波浸水区画（ある浸水口からの津波の流入によって、同時に浸水すると考えられる区画）として設定する。

- (a) 建屋内の壁、床及び扉等の止水対策を考慮しないものとする。したがって、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水する。
- (b) 地下階及び安全上重要な機器等が設置されている建屋外郭 E.L.+10.8m までの開口部については止水対策を考慮する。
- (c) 原子炉格納容器は密閉構造であることから、原子炉格納容器内には津波が流入しない。

また、津波によりプラントに影響を及ぼす代表的な機器を選定した主要機器のリストを第 1.2.2.a-6 表に示す。

d. 津波シナリオの作成

「起因事象を誘発させる機器の損傷高さ※²」と「緩和設備の損傷高さ※²」から津波高さごとにシナリオを区分した。第 1.2.2.a-7 表に津波シナリオ区分を示す。また、以下に各津波シナリオの特徴を記載する。なお、本評価での「水没」とは、海水が機器の設置高さに到達した時点をいう。

※2：「機器の設置高さ」と「浸水口高さ」を比較し、高い方を「機器の損傷高さ」という。

(a) 津波シナリオ区分 1（津波高さ 4.0m 以上～4.67m 未満）

本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」が発生する。

(b) 津波シナリオ区分 2（津波高さ 4.67m 以上～10.8m 未満）

本シナリオ区分では、海水ポンプの水没に伴う原子炉補機冷却機能の喪失により従属的にディーゼル発電機が機能喪失し非常用所内交流電源喪失が発生する。既に起因事象「外部電源喪失」が発生しているため全交流動力電源喪失に至る。

(c) 津波シナリオ区分 3（津波高さ 10.8m 以上）

本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が津波により水没し、プラントの制御ができなくなるため「直接炉心損傷に至る事象」となる。

1.2.2.b. 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価の方法

基準津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価

を行うに当たっては、津波 P R A 学会標準及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会 2011）」を参考に実施した。

② 確率論的津波ハザード評価に当たっての主要な仮定

津波発生モデルとしては、以下に記す波源を想定し、検討を実施した。

- ・ 日本海東縁部の断層による津波
- ・ 海域活断層による津波
- ・ 領域震源（背景的地震）による津波

その他、行政機関による波源として、日本海東縁部の断層（秋田県モデル）、若狭海丘列付近断層（福井県モデル）を考慮している。

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

各波源の位置を第 1.2.2.b-1 図、第 1.2.2.b-2 図、第 1.2.2.b-3 図及び第 1.2.2.b-4 図に、ロジックツリーを第 1.2.2.b-5 図、第 1.2.2.b-6 図及び第 1.2.2.b-7 図に示す。

③ 確率論的津波ハザード評価結果

津波 P R A で使用したハザード曲線を第 1.2.2.b-8 図に示す。

今回の津波 P R A では、機器の設置高さや事故シナリオを検討した結果、津波により海水ポンプの全台が機能喪失した場合必ず炉心損傷に至る事象となり、津波 P R A 結果への影響の大きさという観点から、評価地点として 1 号炉海水ポンプ室前地点を選定した。

1.2.2.c. 建屋・機器の脆弱性

(1) 評価対象と損傷モードの決定

津波 P R A 学会標準では、屋外及び屋内それぞれの評価対象物について考慮すべき損傷モードに関して記載されており、フ

ラジリティ評価対象の検討を行った。結果として動的及び電氣的な S S C に対する「被水及び没水」による機能損傷を評価対象とした（第 1.2.2.a-4 表参照）。

(2) フラジリティ評価について

前項の検討を受けて、動的及び電氣的な S S C に対する「被水及び没水」の損傷モードでは、津波水位が各機器の設置高さに到達した時点で、当該機器が確率 1.0 で損傷すると仮定した。結果、機器フラジリティは第 1.2.2.c-1 図に示すようにステップ状となる。また、対象機器の設置高さ若しくは建屋の津波浸水口高さのうち、高い方を「機器の損傷高さ」として不確実さを考慮していない。

1.2.2.d. 事故シーケンス

内部事象レベル 1 P R A のシステムモデルを基とし、内部事象レベル 1 P R A の評価条件の適用性及び津波 P R A 特有の評価条件の追加について検討した。

① 起回事象

(1) 評価対象とした起回事象について

前述のとおり、今回の津波 P R A で選定した起回事象は以下の 5 つである。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 直接炉心損傷に至る事象

各機器の損傷高さまで浸水した時点で、確率 1.0 で機能喪失すると評価していることから、起回事象発生頻度は第 1.2.2.d-1 表に示す津波発生頻度と同じである。

上述した「直接炉心損傷に至る事象」として津波シナリオ区分

3（津波高さ 10.8m 以上）で発生する「複数の信号系損傷」が津波固有の事象である。

(2) 階層イベントツリーについて

選定した起因事象を基に、津波により発生する起因事象の影響の大きさを考慮して階層化して評価を行う。以下の方針に基づき津波 P R A 階層イベントツリー（E T）を作成する。第 1.2.2.d-1 図に津波 P R A 階層 E T を示す。

・津波による起因事象発生時の影響の大きさを考慮して、津波 P R A 階層 E T のヘディングの順番を決定する。

- a. 建屋全体に津波が浸水して、重要な設備及び機器（制御及び保護機能で重要な電気盤等）が複数損傷した場合には直接炉心損傷となる。また、津波の影響により全交流動力電源喪失が発生した場合にも、直接炉心損傷に至ることから、これらを最も重大な影響を及ぼすものとして最初のヘディングに設定する。
- b. 原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合、外部電源及び補助給水に期待できる可能性がある一方、R C P シール L O C A の発生確率を 1.0 としており、E C C S 注水系や格納容器スプレイ系等複数の緩和設備が機能喪失するため、炉心損傷に至る。したがって、影響の大きさから直接炉心損傷に至る事象の次のヘディングに設定する。
- c. 外部電源喪失は、非常用所内交流電源系（ディーゼル発電機の運転）に失敗すれば全交流動力電源喪失となるが、成功した場合には補助給水系による 1 次冷却系の減温及び減圧により炉心損傷とならない。したがって、原子炉補機冷却機能喪失の次に設定する。
- d. 主給水流量喪失と過渡事象では必要とする緩和設備は同じである。しかしながら、主給水流量喪失では、

蒸気発生器による 1 次冷却系の冷却が喪失するため事象進展が厳しい。したがって、外部電源喪失の次に設定する。

- e. 過渡事象は、主給水流量喪失より事象進展が緩やかな自動トリップ事象をまとめて扱うこととし、本階層 E T の最後に設定する。

なお、外部電源喪失と同時に主給水流量喪失又は過渡事象が発生した場合は、事象進展に対する緩和設備が外部電源喪失の緩和設備で代表できることから、外部電源喪失を代表して評価する。

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象レベル 1 P R A と津波 P R A では相違がないため、内部事象レベル 1 P R A で設定した成功基準を用いる。なお、「直接炉心損傷に至る事象」については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。成功基準一覧を第 1.2.2.d-2 表に示す。

使命時間については内部事象レベル 1 P R A と同様に 24 時間を考慮し、津波で損傷した機器の修理は期待していない。また、機能喪失した場合に大きな影響を及ぼす可能性のある空調系の室温評価については、福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、7 日後までに室内の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て、該当設備のモデル化要否について以下のとおり検討した。

・ スプレ余熱除去ポンプ室冷却空調装置

評価対象となる起因事象では、スプレ余熱除去ポンプ室冷却空調装置による冷却を必要とする余熱除去ポンプ及び内部スプレポンプを緩和設備として期待しない。したがって、津波 P R

Aでは、スプレ余熱除去ポンプ室冷却空調装置のモデル化は不要である。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ室冷却空調装置

評価対象となる起因事象では、充てん／高圧注入ポンプ室冷却空調装置による冷却を必要とする充てん／高圧注入ポンプを緩和設備として期待しない。したがって、津波PRAでは、充てん／高圧注入ポンプ室冷却空調装置のモデル化は不要である。

- ・ 補助建屋送気装置及び補助建屋排気装置

評価対象となる起因事象において、補助建屋送気装置及び補助建屋排気装置は補助給水系（電動補助給水ポンプ）等の機能維持に必要となるが、内部事象PRAにおいて既にモデル化されているため、津波PRAとして新たなモデル化は不要である。

- ・ タービン動補助給水ポンプ室空調装置

評価対象となる起因事象において、タービン動補助給水ポンプ室空調装置はタービン動補助給水ポンプの機能維持に必要となるが、当該空調装置が津波により機能喪失する場合には当該機器も機能喪失しているためモデル化は不要である。

- ・ ディーゼル発電機室空調装置

評価対象となる起因事象において、ディーゼル発電機室空調装置はディーゼル発電機の機能維持に必要となるが、内部事象PRAにおいて既にモデル化されているため、津波PRAとして新たなモデル化は不要である。

- ・ 制御建屋空調装置

評価対象となる起因事象において、制御建屋空調装置は安全補機開閉器室等の冷却に必要となるが、当該空調装置が津波に

より機能喪失する場合には当該空調装置に期待する設備も機能喪失しているためモデル化は不要である。

- ・ バッテリー室空調装置

評価対象となる起因事象において、バッテリー室空調装置は蓄電池等の機能維持に必要となるが、当該空調装置が津波により機能喪失する場合にはそれらの設備も機能喪失しているためモデル化は不要である。

- ・ 1次系冷却水ポンプ室空調装置

評価対象となる起因事象において、1次系冷却水ポンプ室空調装置は1次系冷却水ポンプの機能維持に必要となるが、当該空調装置が津波により機能喪失する場合には当該機器も機能喪失しているためモデル化は不要である。

③ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

起因事象の発生要因は津波と内部事象では異なるが、起因事象発生後の緩和設備は内部事象と同様の設備に期待する。そのため、内部事象のE T（第1.2.2.d-2(a)～(e)図）を用いた。

④ システム信頼性解析

(1) 評価対象としたシステムとその説明

建屋及び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レベル1 P R Aと同等である。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

基本は内部事象レベル1 P R Aと同じ相関性を考慮する（第1.2.2.d-3 表参照）。原子炉補機冷却水系統等の冗長設備は基本的に同一フロア高さに設置されるため、機器が水没する場合は、冗

長設備すべてが水没し機能喪失するとした。

(3) システム信頼性評価結果

a. フォールトツリーの作成

津波シナリオを基に、津波による機器への影響をフォールトツリーでモデル化する。ここで、以下の前提条件に従いモデル化方法を検討した。

- ・ 建屋内の壁、床、扉等の止水対策を考慮しないものとしている。したがって、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水するものとする。
- ・ 同一建屋の同一フロアを 1 つの津波浸水区画としている。したがって、建屋外郭に浸水口が一つでもあれば、同フロアの津波浸水区画とそれ以下の高さにある浸水区画が同時に浸水する。

上記の前提条件から、本評価では津波シナリオで対象としているすべての機器の影響をモデル化するのではなく、以下の扱いで損傷した機器の影響及び依存関係の包絡性を考慮して、機器をカテゴリー化してモデル化した。

- ・ 同一区画に設置され設置高さが同じ機器は、機器の種類に関係なく同時に損傷するものとして評価する。
- ・ 津波により浸水した区画より下の区画に設置された機器は、機器の種類に関係なく損傷するものとして評価する。

以上を踏まえ、津波による影響をモデル化する機器は以下である。

- ・ 海水ポンプ
- ・ 主変圧器
- ・ 電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等）

ランダム故障については、内部事象レベル 1 P R A のモデルを活用し、津波による機能損傷を考慮したモデルを作成した。