

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

確率論的リスク評価について
(外部事象 地震PRA)

平成26年9月

東京電力株式会社

目 次

1. 事故シーケンスグループ等の抽出における PRA の実施範囲と評価対象
2. 「PRA の説明における参照事項」に基づく構成について
3. レベル 1PRA
 - 3.1 内部事象 PRA
 - 3.1.1 出力運転時 PRA
 - 3.1.1.a 対象プラント
 - 3.1.1.b 起回事象
 - 3.1.1.c 成功基準
 - 3.1.1.d 事故シーケンス
 - 3.1.1.e システム信頼性
 - 3.1.1.f 信頼性パラメータ
 - 3.1.1.g 人的過誤
 - 3.1.1.h 炉心損傷頻度
 - 3.1.2 停止時 PRA
 - 3.1.2.a 対象プラント
 - 3.1.2.b 起回事象
 - 3.1.2.c 成功基準
 - 3.1.2.d 事故シーケンス
 - 3.1.2.e システム信頼性
 - 3.1.2.f 信頼性パラメータ
 - 3.1.2.g 人的過誤
 - 3.1.2.h 炉心損傷頻度

3.2 外部事象 PRA

3.2.1 地震 PRA

3.2.1.a 対象プラントと対象シナリオ

3.2.1.b 地震ハザード

3.2.1.c 建屋・機器の脆弱性

3.2.1.d 事故シーケンス

今回のご説明範囲

3.2.2 津波 PRA

3.2.2.a 対象プラントと対象シナリオ

3.2.2.b 津波ハザード

3.2.2.c 建屋・機器の脆弱性

3.2.2.d 事故シーケンス

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

4.1.1 出力運転時 PRA

4.1.1.a プラントの構成・特性

4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度

4.1.1.c 格納容器破損モード

4.1.1.d 事故シーケンス

4.1.1.e 事故進展解析

4.1.1.f 格納容器破損頻度

4.1.1.g 不確かさ解析及び感度解析

4.2 外部事象 PRA

4.2.1 地震 PRA

3.2.1 地震 PRA

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

3.2.1. a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル 1PRA で収集したプラントの基本的な情報（設計情報、運転・保守管理情報等）に加え、地震レベル 1PRA を実施するために、プラントの耐震設計や機器配置といった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 3.2.1. a-1 表に示す。

(2) PRA において考慮する緩和機能(系統)の概要

PRA において考慮する緩和機能（系統）は、3.1 内部事象 PRA 3.1.1 出力運転時 PRA での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

内部事象 PRA に対する地震 PRA の特徴は以下のとおり。

- ・ 常用系の耐震クラスが低い給水系、復水系及び PCS は緩和系として期待しない。
- ・ また、地震動に対する現実的耐力が極端に小さい給水建屋、純水タンク及びろ過水タンクについてフラジリティ評価を実施していないため、地震時には使用不可能と想定する。そのため純水補給水系（MUWP）による復水貯蔵槽（CSP）への補給に期待しない。
- ・ 地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とし、外部電源喪失時の外部電源復旧に期待しない。
- ・ 複数基同時被災の影響を考慮し、隣接号機からの電源融通（高圧電源融通）に期待しない。
- ・ 事故シーケンス評価における起因事象に関しては、複数の建屋・構築物、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時損傷することによる様々な起因事象を合理的に処理するために、成功基準の観点からグループ化を行った上で、プラントへの影響が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成している。

(4) プラントウォークダウン

机上検討において十分確認ができないプラント情報を取得すること、及び地震時の

事故シーケンスの妥当性の確認することを目的として、地震 PRA の観点からリスク上重要な建屋・構築物、機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点にて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が無いことの確認を実施している。

- ・耐震安全性の確認
- ・地震による二次的影響の確認

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

評価対象機器選定フローを第 3.2.1. a-2 図に、評価結果例を第 3.2.1. a-3 図に示す。評価対象機器選定フローにより抽出した機器等に対し、耐震安全性の確認、二次的影響の確認等を実施したが、フラジリティ評価や事故シーケンス評価において新たに考慮すべき項目が無いことを確認した。

(5) 今回実施した地震 PRA の前提条件等について

今回実施した地震 PRA について、主な留意点を以下に示す。

a. 評価の前提条件について

- ・評価地震動範囲は120gal～3900gal（解放基盤表面上の加速度）とする。
- ・津波が建屋、機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみ評価する。

b. 地震の影響について

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

c. 地震ハザードについて

- ・地震PRA評価で使用した地震ハザードは、今回の原子炉設置変更許可申請で使用しているものである。

②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

地震時の事故シナリオの選定にあたっては、重要な建屋・構築物、機器（例：原子炉建屋、原子炉圧力容器など）の損傷により炉心損傷に直結する事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的な影響（地震起因の火災、溢水、津波の影響を除いた周辺設備の損傷による間接的な影響（例：斜面崩壊、クレーン落下など））による事故シナリオも広範囲に抽出した。

なお、地震 PRA の評価地震動範囲は、原子炉自動停止となる信号の設定点（水平地震動に対するスクラム設定値）を目安に 120gal¹以上とした。

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、安全機能を有する建屋・構築物、機器の損傷が直接炉心損傷事故に繋

¹ 解放基盤表面上の加速度。目安としているスクラム信号の設定点 120gal は、建屋内に設置されている地震加速度計での値のため、保守的な評価となっている。

がる事故シナリオと合わせて事故シナリオの明確化を行った。スクリーニング結果を第 3.2.1. a-2 表に示す。事故シナリオのスクリーニングについては、これまでに決定論的に評価されている情報, 又は運用面での対策・対応に関する情報に基づき判断している。

スクリーニングの結果から, 事故シーケンス評価の対象となる起因事象を第 3.2.1. a-4 図に示すフローを用いて, 以下の通り抽出した。

- ・ 建屋・構築物の損傷（原子炉建屋（R/B））
- ・ 建屋・構築物の損傷（原子炉圧力容器・格納容器（RPV・PCV））
- ・ 格納容器バイパス事象
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
- ・ 計測・制御系喪失
- ・ 直流電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却系喪失
- ・ 交流電源喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 過渡事象

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建屋・構築物, 機器を抽出し, 地震 PRA で対象となる建屋・機器リストを作成した。第 3.2.1. a-3 表に建屋・機器リストを示す。

3.2.1.b. 確率論的地震ハザード

設置変更許可申請書の「基準地震動の超過確率参照」で示している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 PSA 学会標準の方法に基づき評価を行う。

なお、敷地内における地震動の伝播特性の違いを考慮し、1～4号機が位置する荒浜側と5～7号機が位置する大湊側のそれぞれを対象とする。

②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

サイトから30km程度の範囲内の活断層は、地質調査結果による見解に基づく基準地震動の策定上の評価に準じてモデル化を行った。サイトから30km程度以遠の活断層については、地震調査研究推進本部(2012)に基づいてモデル化を行った。また、敷地に影響が大きい活断層については、ロジックツリーにおいて連動を考慮した。

日本海東縁部の特定震源モデルについては、地震調査研究推進本部(2009)に基づいてモデル化を行った。また、津波評価で考慮している地震についても考慮した。

第3.2.1.b-1図～第3.2.1.b-4図に敷地周辺の活断層及び設定したモデルの図を、第3.2.1.b-1表～第3.2.1.b-3表に震源モデルの諸元を示す

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、垣見・他(2003)の領域区分を参照して、サイトから半径150km以内の領域を対象とした。敷地に近い領域については、地震動特性を踏まえ、海域と陸域で領域分けを行った。さらに、基準地震動策定における地質調査の内容を考慮して、敷地から半径30km以内の領域を設定する。

各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定することを基本とし、ロジックツリーにおいて島崎(2009)の知見を考慮した。

第3.2.1.b-5図に設定した領域区分の図を示す。

(2) 地震動伝播モデルの設定

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

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデルおよび地震動伝播モデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼ

す要因を選定した。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層の連動については、詳細なロジックツリーに展開し評価した。作成したロジックツリーを第3.2.1.b-6図～第3.2.1.b-8図に、ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方を第3.2.1.b-4表に示す。

③確率論的地震ハザード評価結果

(1)地震ハザード曲線

上記により評価した平均地震ハザード曲線を第3.2.1.b-9図及び第3.2.1.b-10図に、主要活断層ごとのハザード曲線を第3.2.1.b-11図及び第3.2.1.b-12図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第3.2.1.b-13図及び第3.2.1.b-14図に示す。

(2)一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルとの比較を第3.2.1.b-15図及び第3.2.1.b-16図に示す。基準地震動の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、 10^{-4} ～ 10^{-5} 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとのハザード曲線を第3.2.1.b-17図及び第3.2.1.b-18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、平均値評価による 10^{-4} 、 10^{-5} の一様ハザードスペクトル形状を比較し、相似形になることを確認した上で、それらを包絡するスペクトルを目標スペクトルとして模擬地震波を作成する。経時特性を基準地震動の策定と同様にNoda et al. (2002)に基づき地震規模 $M=8.1$ 、等価震源距離 $X_{eq}=25\text{km}$ として設定した。模擬波を第3.2.1.b-19図及び第3.2.1.b-20図に示す。

3.2.1.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 3.2.1.a-3 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋とした。原子炉建屋の概略平面図および概略断面図をそれぞれ第 3.2.1.c-1-1 図および第 3.2.1.c-1-2 図に示す。コントロール建屋の概略平面図および概略断面図をそれぞれ第 3.2.1.c-1-3 図および第 3.2.1.c-1-4 図に示す。タービン建屋の概略平面図および概略断面図をそれぞれ第 3.2.1.c-1-5 図および第 3.2.1.c-1-6 図に示す。廃棄物処理建屋の概略平面図および概略断面図をそれぞれ第 3.2.1.c-1-7 図および第 3.2.1.c-1-8 図に示す。

(2) 損傷モードおよび部位の設定

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および部位として、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 PSA 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

(1) 考慮する不確実さ要因

現実的耐力および現実的応答の偶然的な不確実さ（以下、 β_R という）と認識論的な不確実さ（以下、 β_U という）については、地震 PSA 学会標準に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第 3.2.1.c-1-1 表に示す。

(2) 損傷評価の指標

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

④フラジリティ評価における耐力情報

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

⑤フラジリティ評価における応答情報

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

が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

(1) 入力地震動

入力地震動は第 3.2.1. b-19, 20 図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 2000cm/s^2)

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

柏崎刈羽サイトの地盤物性値を第 3.2.1. c-1-3 表に示す。原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋および廃棄物処理建屋の物性値をそれぞれ第 3.2.1. c-1-4 表、第 3.2.1. c-1-5 表、第 3.2.1. c-1-6 表および第 3.2.1. c-1-7 表に示す。応答解析に用いる現実的な物性値は、地震 PSA 学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第 3.2.1. c-1-8 表に示す。

原子炉建屋の解析モデルおよび解析モデル諸元を第 3.2.1. c-1-9 図および第 3.2.1. c-1-9(1)～(5)表に示す。コントロール建屋の解析モデルおよび解析モデル諸元を第 3.2.1. c-1-10 図および第 3.2.1. c-1-10(1)～(4)表に示す。タービン建屋の解析モデルおよび解析モデル諸元を第 3.2.1. c-1-11(1)～(3)図および第 3.2.1. c-1-11(1)～(8)表に示す。廃棄物処理建屋の解析モデルおよび解析モデル諸元を第 3.2.1. c-1-12(1), (2)図および第 3.2.1. c-1-12(1)～(5)表に示す。

(3) 現実的応答

現実的応答は地震 PSA 学会標準に準拠して対数正規分布を仮定し、その中央値は物性値に中央値を与えた応答解析結果により算出した。また、対数標準偏差は、地震 PSA 学会標準に基づき、最大応答せん断ひずみとして 0.2 を与えた。

⑥ 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線と HCLPF (低い損傷確率(5%損傷確率)であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定できる地震加速度)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 2000cm/s^2 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。

原子炉建屋、コントロール建屋およびタービン建屋のフラジリティ曲線を第 3.2.1. c-1-13 図、第 3.2.1. c-1-14 図および第 3.2.1. c-1-15 図に示す。また、HCLPF について第 3.2.1. a-3 表の建屋・機器リストに示す。なお、廃棄物処理建屋については、入力レベル 2000cm/s^2 においても損傷確率が極めて小さかったことからフラジリティ曲線を算出していない。

3.2.1.c-2. 建屋・構築物の損傷に係わる基礎地盤のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋・構築物の損傷に係わる基礎地盤のフラジリティ評価の対象は、第 3.2.1.a-3 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋基礎地盤とした。原子炉建屋基礎地盤の断面図を第 3.2.1.c-2-1 図に示す。

(2) 損傷モードおよび部位の設定

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および部位として、原子炉建屋基礎地盤のすべり破壊を選定した。

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 PSA 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

(1) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力および現実的応答の偶然的な不確かさ（以下、 β_R という）と認識論的不確かさ（以下、 β_U という）については、地震 PSA 学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第 3.2.1.c-2-1 表に示す。

第 3.2.1.c-2-1 表 考慮する不確かさ要因の例

評価項目	偶然的な不確かさ β_R	認識論的不確かさ β_U
地盤モデルおよび地盤応答の評価	地盤材料定数	解析モデル 動的地盤定数の評価法 解析手法 など

地震 PSA 学会標準 解説 74 表 2 をベースに作成

(2) 損傷評価の指標

地震 PSA 学会標準に従い、建屋基礎地盤のフラジリティ評価では、すべり安全率の小さなすべり線上の土塊及び不安定な岩塊を選定し、すべり安全率を指標として評価を行う。ここでは、基準地震動 S_s を対象として実施した基礎地盤安定性評価の結果（K6/7 申請書 添付六）に基づいて、最小すべり安全率を算定したすべり線の評価対象として選定している。

④フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力に相当する地盤強度は、試験結果に基づき設定した。ばらつきについては、LHS 法（Latin Hypercube Sampling, ラテン方格法）によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット 30 ケースを用いることで評価した。ばらつきを考慮する地盤物性を第 3.2.1.c-2-2 表、主要な地盤物性値を第 3.2.1.c-2-3 表に示す。

第 3.2.1. c-2-2 表 ばらつきを考慮する地盤物性

地層 物性	西山層	F 系 断層	V, L 系 断層	古安田 層	番神 砂層
せん断剛性	○	○	○	○	○
強度	○	○	—	○	○

V, L系断層はすべり線上に存在しないため強度物性を必要としない。

○：ばらつきを考慮する， —：ばらつきを考慮しない(確定値として扱う)

第 3.2.1. c-2-3 表 主要地盤物性値

		西山層	F 系断層	古安田層
せん断剛性 G0 (N/mm ²)	平均値	394-1.63・Z	340	175
	標準偏差	58.1	7.00	19.6 (17.5)
ピーク せん断強度 (N/mm ²)	平均値	1.37-0.00504・Z	0.286+0.191・P	0.238+0.407・P
	標準偏差	0.240	0.0428	0.0563
残留 せん断強度 (N/mm ²)	平均値	0.673-0.00201・Z	0.219+0.251・P	0.224+0.312・P
	標準偏差	0.194	0.0451	0.0337
引張強度 (N/mm ²)	平均値	0.335-0.00157・Z	見込まない	見込まない
	標準偏差	0.119	見込まない	見込まない

注：Zは、標高(m)を示す。

注：Pは、地下水位を考慮した圧密圧力(N/mm²)を示す。

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、地震応答解析を実施することにより評価を行った。地震応答解析は、等価線形法による有限要素解析手法を用い、水平・鉛直動を同時入力している。

(1)入力地震動

入力地震動は第 3.2.1. b-19, 20 図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。

(2)現実的な物性値と応答解析モデル

現実的応答については、試験結果に基づき設定した物性値を用いて、地震応答解析を実施することにより評価した。地震応答解析は、等価線形法による有限要素解析手法を用い、水平・鉛直動を同時入力している。

地盤のせん断剛性については、ばらつきを考慮した値を設定し、地震応答解析を実施することにより評価を行った。ばらつきは、LHS 法によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット 30 ケースを用いることで評価する。地盤物性値を第

3.2.1.c-2-2 表に示す。

応答解析モデルは、基礎地盤安定性評価の結果（K6/7 申請書 添付六）に記載の地盤モデルを用いた。基礎地盤の解析モデルを第 3.2.1.c-2-3 図に示す。

⑥基礎地盤のフラジリティ評価結果

フラジリティ評価は、現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）を適用した。

模擬地震波と平均物性値を用いた地震応答解析を実施することで、すべり安全率が 1.0 となる限界加速度を算定する。地盤物性値のばらつきを評価するにあたっては、LHS 法によってサンプリングしたデータセット 30 ケースを設定する。データセット 30 ケースを用いて、限界加速度に相当する模擬地震波を入力条件とした地震応答解析を行い、すべり安全率の算定を行いフラジリティ曲線を算出する。HCLPF は信頼度 95%フラジリティ曲線を基に算出した。

原子炉建屋基礎地盤のフラジリティ曲線を第 3.2.1.c-2-4 図に示す。

最終的な HCLPF、中央値については、二次元基礎地盤安定解析では考慮していない奥行き方向の側面抵抗効果を考慮して、上述の手法により得られた値に対して係数 1.5 を乗じている。奥行き方向の側面抵抗効果とは、二次元解析では期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を考慮するものであり、7号炉、6号炉、5号炉を対象とした既往バックチェック^{*1}において、検討対象とした解析断面に対する効果を確認している。F2 断層沿いのすべりを想定する安全率 1.6 のケース（第 3.2.1.c-2-2 図）に対して、奥行き方向の側面抵抗を考慮する場合、すべり安全率は 3.3（約 2.1 倍）となる。

信頼度 50%での 50%損傷確率および HCLPF について第 3.2.1.a-3 表の建屋・機器リストに示す（HCLPF：1.33G，中央値：1.83G， β_R ：0.043， β_U ：0.15）。

なお、原子炉建屋基礎地盤のような平坦な地盤の安定性を検討する場合、地盤の支持力と変形（沈下）を指標とした評価が一般的であること、地震 PSA 学会標準ではより現実的な耐力の評価手法として許容すべり量の評価について言及していることなどから、すべり安全率を指標としたフラジリティ評価結果については保守性が含まれており、基礎地盤についての現実的な耐性が PRA の結果に現れているものではないと考える。（添付資料 1）

* 1：柏崎刈羽原子力発電所 7 号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書（改訂 1）（平成 21 年 1 月）

3.2.1.c-3. 機器のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価対象は、第3.2.1.a-3表に記載されたものとする。

損傷モードは、評価対象機器の要求機能に応じ、構造損傷と機能損傷に分類し適切に設定する。

機器のフラジリティ評価対象のうち、タンク・熱交換器等の静的機器は、要求機能の喪失につながる延性破壊や脆性破壊等の構造損傷の観点からフラジリティ評価を実施する。また、電気盤類およびポンプ・弁等の動的機器は、事故シーケンス評価上の要求機能に応じて構造損傷、動的機能限界や電氣的機能限界等の機能損傷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、構造損傷に関する評価では、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／発生値）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。前述の各部位および各評価応力の種類の中から、耐震性評価上厳しいものに着目しフラジリティ評価を実施する。

②フラジリティ評価方法の選択

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（以下、「応答解析に基づく方法」という。）」、「現実的耐力と応答係数による方法（以下、「原研法に基づく方法」という。）」および「耐力係数と応答係数による方法（以下、「安全係数法」という。）」の中から「安全係数法」を選択した。

「安全係数法」は後述の通り、設計地震応答解析結果、耐力係数および応答係数により評価する。

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

応答係数は、既工認等で実績のある機器の決定論的評価である応答解析結果に基づき評価しているが、決定論的評価は保守性を有する線形範囲の評価を行っている。また、この応答解析に含まれる余裕や不確実さを地震PSA学会標準等のフラジリティ評価で実績のある既往知見に基づき設定している。

したがって、「安全係数法」は線形範囲において「応答解析に基づく方法」と比較して遜色のない精度で現実的な応答を求めることができる。

以上より、米国での評価実績もあり、既往の応答評価結果がそのまま使用できる「安全係数法」を用いることとする。

評価手法は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

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

$$A = Am \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで、

Am : 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な不確か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 : 認識論的な不確か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 Am , ε_R , ε_U からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様に算定する。

$$Am = F \cdot A_d \quad \dots \text{式 (1)}$$

ここで、

F : 安全係数（裕度）

A_d : 基準地震動の最大加速度

式 (1) の安全係数（裕度）は、式 (2) のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、式 (3) 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（耐力に関する係数）に分離して評価する。

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

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

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

$$\therefore F = F_C \cdot F_{RE} \cdot F_{RS} \quad \dots \text{式 (3)}$$

ここで、

F_C : 耐力係数

F_{RE} : 機器応答係数

F_{RS} : 建屋応答係数

耐力係数 F_C 、機器応答係数 F_{RE} および建屋応答係数 F_{RS} は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確かさ要因を評価したものであり、全て対数正規分布する確率量と仮定する。不確かさ要因の例を第 3.2.1.c-3-1 表に示す。

第 3.2.1.c-3-1 表 現実的な耐力および現実的な応答の不確かさ要因の例

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)
機器配管系	現実的な耐力	・ 機能試験データの統計的精度	・ 構造材料定数 ・ 機能試験データの統計的精度
	現実的な応答	・ 減衰定数 ・ モード合成法	・ 床応答スペクトル ・ 減衰定数 ・ 解析モデルの評価法

$$F_C = F_S \cdot F_\mu$$

ここで、

F_S : 強度係数

F_μ : 塑性エネルギー吸収係数

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

ここで、

F_{SA} : スペクトル形状係数

F_D : 減衰係数

F_M : モデル化係数

F_{MC} : モード合成係数

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

ここで、

F_1 : 解放基盤表面の地震動に関する係数

F_2 : 建屋への入力地震動に関する係数

F_3 : 建屋の地震応答に関する係数

建屋の応答係数について、第 3.2.1. c-3-2 表の値を使用する。

④フラジリティ評価における耐力情報

評価部位、損傷モード（評価応力の種類）は、評価対象において耐震性評価上厳しいものを選定した。耐力値は、評価部位に使用されている部材の、JSME 発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005 年版) (JSME S NC1-2005)に記載されている許容値等を適用した。確率分布は、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。

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（評価応力の種類）は、評価対象において耐震性評価上厳しいものを選定した。応答値は、地震動によってその部位にかかる応力等の地震応答の計算値を設定した。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。

⑥機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第 3.2.1. a-3 表に示す。

機器フラジリティの評価対象は、評価対象の特徴を踏まえ、「大型機器」、「静的機器」、「動的機器」、「電気盤・計装」および「配管」の 5 グループに分類した。また、グループごとに代表機器を抽出し、その評価の具体例を以下に示す。各グループの代表機器は FV 重要度を参照し抽出した。

(1) 大型機器 (RPV ペDESTAL)

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・評価対象機器 : RPV ペDESTAL
- ・設置位置 : 原子炉建屋
- ・耐震クラス : S
- ・固有振動数 : 14.5Hz

- ・基準地震動 S_s に対する発生応力
- ・評価対象部位 : たてリブ
- ・評価応力 : 組合せ応力

第 3.2.1. c-3-3 表に, RPV ペDESTAL のたてリブの耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-3 表を基にフラジリティを算出した。

第 3.2.1. c-3-3 表 RPV ペDESTAL のたてリブの耐震性評価結果

評価部位	材料	評価応力	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
たてリブ	SPV490	組合せ 応力	373	427	1.14

a. 耐力係数 F_C の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

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

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

ここで,

σ_C : 限界応力の中央値

σ_T : 地震時応力

σ_N : 通常運転時応力

たてリブの材質は SPV490 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 年版) (JSME S NC1-2005) 第 I 編付録図表 Part5 の設計降伏点 $S_y=490$ [MPa] (評価温度: 常温 (-30~40°C)) を採用する。規格値に含まれている余裕 (S_y 値の 1.17 倍) を考慮して限界応力の中央値とする。

$$\sigma_C = 1.17 \times S_y = 1.17 \times 490 = 573 \text{ [MPa]}$$

なお, 通常運転時応力は, 耐震性評価において地震時応力を分離して評価していないため 0 [MPa] とする。

$$\sigma_N = 0 \text{ [MPa]}$$

以上より, 強度係数 F_S は, 以下の通りとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.17 \times S_y}{\sigma_T} = \frac{573}{373} = 1.54$$

不確かさは, 限界応力の中央値 $1.17 \times S_y$ に対して, 規格値 S_y が 99% 信頼下限に相当すると考え, 全てを認識論的不確かさ β_U として評価する。

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

以上より，本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_S = 1.54, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.07$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

本係数は，塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

本評価対象は鋼材の支持構造物であり，支持機能を喪失するまでの塑性変形を許容できると考える。また強度係数 F_S の評価において，限界応力の中央値を S_y にて算定しているため，本係数を考慮する。

本係数は，建物・構築物の変形能力による地震エネルギー吸収能力などに応じた低減係数である構造特性係数 D_s と逆数の関係にあることから，次式により評価する。

$$F_\mu = \frac{1}{D_s}$$

なお，「鋼板コンクリート構造物耐震設計技術指針 建物・構築物編 (JEAG4618-2005)」を参考に RPV ペDESTAL の構造特性係数 $D_s=0.45$ とした。不確かさは，地震 PSA 学会標準に示された BWR 型プラント原子炉建屋のフラジリティ評価結果を用いた。

以上より，本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = \frac{1}{D_s} = \frac{1}{0.45} = 2.22, \quad \beta_R = \beta_U = 0.10$$

b. 機器応答係数 F_{RE} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

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

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

本評価対象は，時刻歴応答解析により評価しており，床応答スペクトルを用いないことから，本係数は考慮しない。

以上より，本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本係数は、設計で用いられる減衰定数に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1. c-3-2 図に示す。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数による応答値}}{\text{減衰定数の中央値による応答値}}$$

ただし、本評価対象の設計用減衰定数および減衰定数の中央値は同一（5.0%）と考え、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(c) モデル化係数 F_M の評価

本係数は、機器の解析モデル化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。

$$F_M = \frac{\text{設計解析モデルによる応答加速度}}{\text{現実的解析モデルによる応答加速度}}$$

ただし、本評価対象の解析モデル化は妥当であり、解析モデルから得られる応答は中央値に相当すると考える。

また、本評価対象は柔な機器であり、耐震性評価は多質点系モデルを用いて行われていることから、不確実さは Kennedy の研究結果^(*1)を用いた。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_M = 1.00, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析のモード合成に含まれる裕度を評価するものである。

本評価対象は、時刻歴応答解析により評価しており、モード合成を行っていないため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

c. 建屋応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は第 3.2.1. c-3-2 表に示す建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本係数は、基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。本評価では、解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。第 3.2.1. c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお、スペクトル形状係数は、基準とする地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を、次式により評価する。

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

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

サブ応答係数 F_1 は、本評価対象を含む原子炉圧力容器系連成地震応答解析の固有周期に対応した値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 0.63, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

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

中央値は、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから 1.00 とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_3 \text{ と共通})$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤－建屋連成系モデルに関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび一般的に建屋の非線形化により、線形時よりも応答加速度が低減される傾向があることから、1.00 とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_2 \text{ と共通})$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-4 表に示す。これらの結果より、RPV ペデスタルのフラジリティ加速度の中央値 Am ，その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1. c-3-4 図に示す。

$$\begin{aligned}
 Am &= 2.65 \text{ [G]} \\
 \beta_R &= 0.22, \quad \beta_U = 0.24 \\
 HCLPF &= Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\} \\
 &= 2.65 \times \exp\{-1.65 \times (0.22 + 0.24)\} \\
 &= 1.24 \text{ [G]}
 \end{aligned}$$

第 3.2.1. c-3-4 表 RPV ペデスタル 安全係数評価結果の一覧

F _S	F _μ	F _{SA}	F _D	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	Median	HCLPF
β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	
β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	
1.54	2.22	1.00	1.00	1.00	1.00	0.63	1.00	2.65	1.24	
0.00	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20	0.22		
0.07	0.10	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.15	0.24		

なお、RPV ペデスタルは決定論的評価において、実際には交番荷重である地震荷重を、静的に最大荷重が負荷されている状態を想定して評価していることから、上記のフラジリティ評価結果も保守性を有しており、現実的な耐性が PRA の結果に現れているものではないと考える。(添付資料 1)

(2) 静的機器（原子炉補機冷却水系熱交換器）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・評価対象機器：原子炉補機冷却水系熱交換器
- ・設置位置：タービン建屋 T.M.S.L. 4.9m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：20Hz 以上
- ・基準地震動 S_s に対する発生応力
- ・評価対象部位：耐震強化サポート
- ・評価応力：組合せ応力

第 3.2.1. c-3-5 表に、原子炉補機冷却水系熱交換器の耐震強化サポートの耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-5 表を基にフラジリティを算出した。

第 3. 2. 1. c-3-5 表 原子炉補機冷却水系熱交換器の耐震強化サポートの耐震性評価
結果

評価部位	材料	評価応力	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
耐震強化 サポート	SPV490	組合せ 応力	334	420	1. 25

a. 耐力係数 F_C の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

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

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

ここで、

σ_C : 限界応力の中央値

σ_T : 地震時応力

σ_N : 通常運転時応力

耐震強化サポートの材質は SPV490 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 年版) (JSME S NC1-2005) 第 I 編付録図表 Part5 の設計引張強さ $Su=600.5$ [MPa] (評価温度: 50°C) を採用する。規格値に含まれている余裕 (Su 値の 1.17 倍) を考慮して限界応力の中央値とする。

$$\sigma_C = 1.17 \times Su = 1.17 \times 600.5 = 702 \text{ [MPa]}$$

なお、通常運転時応力は、耐震性評価において地震時応力を分離して評価していないため 0 [MPa] とする。

$$\sigma_N = 0 \text{ [MPa]}$$

以上より、強度係数 F_S は、以下の通りとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.17 \times Su}{\sigma_T} = \frac{702}{334} = 2.10$$

不確かさは、限界応力の中央値 $1.17 \times Su$ に対して、規格値 Su が 99%信頼下限に相当すると考え、全てを認識論的不確かさ β_U として評価した。

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

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_S = 2.10, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.07$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_{μ} の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

本評価対象は鋼材の支持構造物であり、支持機能を喪失するまでの塑性変形を許容できると考えるが、強度係数 F_S の評価において、限界応力の中央値を弾塑性範囲までを一括考慮している S_u にて算定しているため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{\mu} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

b. 機器応答係数 F_{RE} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

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

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

ただし、本評価対象は剛であり、床応答スペクトルを用いないことから、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本係数は、設計で用いられる減衰定数に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1. c-3-2 図に示す。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数による応答値}}{\text{減衰定数の中央値による応答値}}$$

ただし、本評価対象は剛であり、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(c) モデル化係数 F_M の評価

本係数は、機器の解析モデル化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。

$$F_M = \frac{\text{設計解析モデルによる応答加速度}}{\text{現実的解析モデルによる応答加速度}}$$

ただし、評価対象の解析モデル化は妥当であり、解析モデルから得られる応答は中央値に相当すると考える。

本評価対象は剛であり、現実的な応答は1次の振動モードが支配的で、解析モデルから得られる応答の不確かさは小さいと考え、不確かさは考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_M = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析のモード合成に含まれる裕度を評価するものである。

本評価対象は剛であり、モーダル解析による評価では無いことから本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

c. 建屋応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は第 3.2.1. c-3-2 表に示す建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本係数は、基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。本評価では、解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。第 3.2.1. c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお、スペクトル形状係数は、基準とする地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を、次式により評価する。

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

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

本評価対象は、タービン建屋に設置される剛な機器であることから、サブ応答係数 F_1 はタービン建屋の一次固有周期に対応した値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_1 = 0.70, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

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

中央値は、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから 1.00 とする。

不確かさは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_3 \text{ と共通})$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤－建屋連成系モデルに関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび一般的に建屋の非線形化により、線形時よりも応答加速度が低減される傾向があることから、1.00 とする。

不確かさは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_2 \text{ と共通})$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-6 表に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水系熱交換器のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1. c-3-5 図に示す。

$$\begin{aligned} A_m &= 1.81 \quad [\text{G}] \\ \beta_R &= 0.20, \quad \beta_U = 0.17 \\ \text{HCLPF} &= A_m \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\} \\ &= 1.81 \times \exp\{-1.65 \times (0.20 + 0.17)\} \\ &= 0.98 \quad [\text{G}] \end{aligned}$$

第 3.2.1. c-3-6 表 原子炉補機冷却水系熱交換器 安全係数評価結果の一覧

F _S	F _μ	F _{SA}	F _D	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	Median	HCLPF
β _R	β _R	β _R	β _R	β _R	β _R	β _R	β _R	β _R	β _R	
β _U	β _U	β _U	β _U	β _U	β _U	β _U	β _U	β _U	β _U	
2.10	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.70	1.00		1.81	0.98
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20		0.20	
0.07	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15		0.17	

(3) 動的機器（残留熱除去系電動弁）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・評価対象機器：残留熱除去系電動弁
- ・設置位置：原子炉建屋 T.M.S.L. 1.2m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：4.44Hz（1次）
- ・基準地震動 S_s に対する応答加速度：
 - 水平方向 6.0G
 - 鉛直方向 3.7G
- ・機能維持確認済加速度：
 - 水平方向 10.0G^(*2)
 - 鉛直方向 10.0G^(*2)

水平方向と鉛直方向の応答加速度に対して動的機能維持評価を行うが、ここでは HCLPF が小さい水平方向についての評価を示す。

a. 耐力係数 F_C の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

本係数は、応答加速度に対する試験加速度の持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

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

弁のように、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（機能維持確認済加速度など）に基づきフラジリティ評価を行う。本対象機器においては構造強度評価のフラジリティと比較し、HCLPF が低い動的機能維持評価を代表とする。

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、試験加速度が 5%の損傷確率、95%の信頼度の加速度に相当すると考え、地震 PSA 学会標準を参考に試験加速度を 1/0.9 倍した値が現実的耐

力の中央値に相当すると考える。

不確実さは損傷加速度中央値と機能維持確認済加速度の関係より求める。損傷加速度中央値と機能維持確認済加速度の関係は以下の通りである。

$$\text{損傷加速度中央値} = \text{機能維持確認済加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

なお、偶然的な不確実さ β_R と認識論的な不確実さ β_U は等しいとして評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{\text{機能維持確認済加速度} / 0.9}{\text{応答加速度}} = \frac{10.0 / 0.9}{6.0} = 1.85$$

$$\begin{aligned} \beta_R = \beta_U &= \frac{1}{1.65 \times 2} \ln \left(\frac{\text{機能維持確認済加速度} / 0.9}{\text{機能維持確認済加速度}} \right) \\ &= \frac{1}{1.65 \times 2} \ln \left(\frac{1.27 / 0.9}{1.27} \right) = 0.03 \end{aligned}$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

動的機器において、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定出来ないため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

b. 機器応答係数 F_{RE} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

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

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

拡幅前後の応答スペクトルの比率（拡幅後／拡幅前）は、サイト・プラントによらず有意な差はないと考えられる為、代表プラントで評価した値を共通値として用いる。

代表プラントでの応答加速度比は、機器の主要周期帯である 0.05～0.1 秒に対して 1.1～1.4 であり、この知見からスペクトル形状係数の中央値を算定する。

不確実さは、応答スペクトル比率の最小値と最大値がそれぞれ中央値に対して -95% 下限値と +95% 上限値に相当するものとみなし算定する。なお、不確実さ

は各機器に対して一般値として適用する為、全てを認識論的不確実さ β_U とする。

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

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

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.24, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.07$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本係数は、設計で用いられる減衰定数に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1. c-3-2 図に示す。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数による応答値}}{\text{減衰定数の中央値による応答値}}$$

評価対象の配管系は“スナッパおよび架構レストレイント支持主体の配管系で、支持具（スナッパ又は架構レストレイント）の数が4個以上のもの”（配管区分：I）に該当する保温材なしの配管系に接続される弁であり、設計用減衰定数 2.0%，振動試験データから求められる減衰定数の中央値 6.1%とから、次に示す Newmark の応答倍率式^(*3)を用いて評価する。

$$\text{応答値} = 3.21 - 0.68 \ln(h)$$

ここで、

$$h : \text{減衰定数 (\%)}$$

不確実さについては、設計用減衰定数が振動試験による減衰データの下限值として用いられている為、設計用減衰定数による応答値を減衰定数の中央値による応答の 99%上限値と考え算定する。また、偶然的な不確実さ β_R と認識論的不確実さ β_U が等しいとして評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \ln(2.0)}{3.21 - 0.68 \ln(6.1)} = 1.38$$

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln\left(\frac{3.21 - 0.68 \ln(2.0)}{3.21 - 0.68 \ln(6.1)}\right) = 0.10$$

(c) モデル化係数 F_M の評価

本係数は、機器の解析モデル化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。

$$F_M = \frac{\text{設計解析モデルによる応答加速度}}{\text{現実的解析モデルによる応答加速度}}$$

ただし、評価対象の解析モデル化は妥当であり、解析モデルから得られる応答は中央値に相当すると考える。

また、本評価対象は柔な機器であり、耐震性評価は多質点系モデルを用いて行われていることから、不確実さは Kennedy の研究結果^(*1)を用いた。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_M = 1.00, \beta_R = 0.00, \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析のモード合成に含まれる裕度を評価するものである。

中央値および不確実さは地震 PSA 学会標準を参考にする。なお、不確実さは解析手法が本質的に持つものである為、全て偶然的な不確実さ β_R とする。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.03, \beta_R = 0.13, \beta_U = 0.00$$

c. 建屋応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は第 3.2.1.c-3-2 表に示す建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本係数は、基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。本評価では、解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。第 3.2.1.c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお、スペクトル形状係数は、基準とする地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を、次式により評価する。

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

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

本評価対象は、原子炉建屋に設置される柔な弁であることから、サブ応答係数 F_1 は弁の固有周期が属する周期帯に対応した値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 0.65, \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

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

中央値は、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから 1.00 とする。

不確かさは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \beta_R = 0.20, \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_3 \text{ と共通})$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤－建屋連成系モデルに関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび一般的に建屋の非線形化により、線形時よりも応答加速度が低減される傾向があることから、1.00 とする。

不確かさは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \beta_R = 0.20, \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_2 \text{ と共通})$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-7 表に示す。これらの結果より、残留熱除去系電動弁のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1. c-3-6 図に示す。

$$A_m = 2.61 \quad [\text{G}]$$

$$\beta_R = 0.26, \beta_U = 0.25$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\} \\ &= 2.61 \times \exp\{-1.65 \times (0.26 + 0.25)\} \\ &= 1.13 \quad [\text{G}] \end{aligned}$$

第 3. 2. 1. c-3-7 表 残留熱除去系電動弁 安全係数評価結果の一覧

F _S	F _μ	F _{SA}	F _D	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	Median	HCLPF	
β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R		
β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U		
1.85	1.00	1.24	1.38	1.00	1.03	0.65	1.00	2.61		1.13	
0.03	0.00	0.00	0.10	0.00	0.13	0.00	0.20	0.26			
0.03	0.00	0.07	0.10	0.15	0.00	0.00	0.15	0.25			

(4) 電気・計装品（直立盤）

評価対象機器の諸元および耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：安全保護系盤 区分 I
- ・設置位置：コントロール建屋 T. M. S. L. 17. 3m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：20Hz 以上
- ・基準地震動 S_s に対する応答加速度：
 - 水平方向 1. 29G
 - 鉛直方向 0. 90G
- ・機能確認済加速度：
 - 水平方向 5. 88G (*4)
 - 鉛直方向 G (*5)

水平方向と鉛直方向の入力加速度に対して機能評価を実施しているが、ここでは HCLPF 値が小さい鉛直方向についての評価結果を示す。

a. 耐力係数 F_C の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

本係数は、応答加速度に対する試験加速度の持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

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

構造強度のみでなく電氣的機能維持が必要な電気・計装品については、試験加速度（機能確認済加速度など）に基づきフラジリティ評価を行う。本評価対象においては、構造損傷におけるフラジリティ評価結果と機能損傷におけるフラジリティ評価結果を比較し、HCLPF 値が低い機能損傷におけるフラ

ジリティ評価結果を代表とする。

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

[β 設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

$$HCLPF = Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$$

ここで、 Am ：フラジリティ加速度の中央値

上式より、

$$Am = HCLPF \times \exp\{1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$$

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

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

従って、“損傷加速度のHCLPF＝試験加速度”とし、不確かさ β_R および β_U を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定できる。

なお、既往の電気品の試験結果^(*6)より、電気品の誤動作に関する不確かさは、 $\beta_R=0.10$ 、 $\beta_U=0.20$ 程度と考えられる。

従って、直立盤の損傷加速度中央値は、 β 設定法に基づき以下の通りとなる。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp\{1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\} \\ &= 2.00 \times \exp\{1.65 \times (0.10 + 0.20)\} \\ &= 3.28G \end{aligned}$$

以上より、本係数および不確かさは以下の値となる。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{3.28}{0.90} = 3.64$$

$$\beta_R = 0.10, \quad \beta_U = 0.20$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_u

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

電気・計装品については、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。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{\mu} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

b. 機器の応答係数 F_{RE}

(a) スペクトル形状係数 F_{SA}

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

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

ただし、本評価対象は剛であり、床応答スペクトルを用いないことから本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(b) 設計用減衰定数に関する減衰係数 F_D

本係数は、機器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。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1.c-3-2 図に示す。

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

ただし、本評価対象は剛であるため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(c) 機器のモデル化に関する係数 F_M

本係数は、機器の解析モデル化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。

$$F_M = \frac{\text{設計解析モデルによる応答加速度}}{\text{現実的解析モデルによる応答加速度}}$$

ただし、本評価対象の機能損傷による評価は試験加速度値を採用しており、解析モデル等を構築した評価では無いことから本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_M = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{MC}

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析の

モード合成に含まれる裕度を評価するものである。

本評価対象は剛であり、モーダル解析による評価では無いことから本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

c. 建屋応答係数 F_{RS}

建屋応答に関する各係数は第 3.2.1. c-3-2 表に示す建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本係数は、基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。本評価では、解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。第 3.2.1. c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお、スペクトル形状係数は、基準とする地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を、次式により評価する。

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

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

本評価対象は、コントロール建屋に設置される剛な機器であることから、サブ応答係数 F_1 はコントロール建屋の一次固有周期に対応した値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_1 = 0.84, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

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

中央値は、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから 1.00 とする。

不確かさは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_R = 0.10, \quad \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_3 \text{ と共通})$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤—建屋連成系モデルに関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび鉛直方向の建屋の非線形応答は考慮しないことから、1.00とする。

不確かさは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \beta_R = 0.10, \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_2 \text{ と共通})$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、直立盤の fragility 加速度の中央値 Am 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

また、fragility 曲線を第 3.2.1. c-3-7 図に示す。

$$Am = 3.77[G]$$

$$\beta_R = 0.14, \beta_U = 0.25$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\} \\ &= 3.77 \times \exp\{-1.65 \times (0.14 + 0.25)\} \\ &= 1.98[G] \end{aligned}$$

第 3.2.1. c-3-8 表 直立盤（鉛直方向）安全係数評価結果の一覧（機能損傷）

F_S	F_μ	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	Median	HCLPF
β_R										
β_U										
3.64	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.84	1.00		3.77	1.98
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.10		0.14	
0.20	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15		0.25	

なお、直立盤の fragility 評価に用いている機能確認済加速度は完全に機能喪失する状態までを検証した結果ではないことから、現実的な直立盤の機能喪失状態が PRA の結果に現れているものではないと考える。（添付資料 1）

(5)配管（原子炉補機冷却水系配管）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・評価対象機器：原子炉補機冷却水系配管
- ・設置位置：タービン建屋および連絡トレンチ T. M. S. L. -3.5m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：5.88Hz（1次）
- ・基準地震動 S_s に対する発生応力
- ・評価対象部位：配管本体
- ・評価応力：1次応力

第 3.2.1. c-3-9 表に、原子炉補機冷却水系配管の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-9 表を基にフラジリティを算出した。

第 3.2.1. c-3-9 表 原子炉補機冷却水系配管の耐震性評価結果

評価部位	材料	評価応力	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
配管本体	SM400C	1次応力	260	344	1.32

a. 耐力係数 F_C の評価

(a) 強度係数 F_S の評価

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

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

ここで、

σ_C ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時応力

σ_N ：通常運転時応力

本評価対象の材質は SM400C 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年版)(JSME S NC1-2005)第 I 編付録図表 Part5 の設計引張強さ $S_u=383$ [MPa] (評価温度:70℃) を採用する。規格値に含まれている余裕(S_u 値の 1.17 倍)を考慮して限界応力の中央値とする。

$$\sigma_C = 1.17 \times S_u = 1.17 \times 383 = 448 \text{ [MPa]}$$

なお、通常運転時応力は、耐震性評価において地震時応力を分離して評価していないため 0 [MPa] とする。

$$\sigma_N = 0 \text{ [MPa]}$$

以上より、強度係数 F_S は、以下の通りとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.17 \times Su}{\sigma_T} = \frac{448}{260} = 1.72$$

不確実さは、限界応力の中央値 $1.17 \times Su$ に対して、規格値 Su が 99%信頼下限に相当すると考え、全てを認識論的不確実さ β_U として評価する。

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

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_S = 1.72, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.07$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

本評価対象は鋼材の配管であり、バウンダリ機能を喪失するまでの塑性変形を許容できると考えるが、強度係数 F_S の評価において、限界応力の中央値を弾塑性範囲までを一括考慮している Su にて算定しているため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

b. 機器応答係数 F_{RE} の評価

(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価

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

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

拡幅前後の応答スペクトルの比率（拡幅後／拡幅前）は、サイト・プラントによらず有意な差はないと考えられる為、代表プラントで評価した値を共通値として用いる。

代表プラントでの応答加速度比は、機器の主要周期帯である 0.05～0.1 秒に対して 1.1～1.4 であり、この知見からスペクトル形状係数の中央値を算定する。

不確実さは、応答スペクトル比率の最小値と最大値がそれぞれ中央値に対して -95%下限値と +95%上限値に相当するものとみなし算定する。なお、不確実さは各機器に対して一般値として適用する為、全てを認識論的不確実さ β_U とする。

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

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

以上より，本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_{SA} = 1.24, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.07$$

(b) 減衰係数 F_D の評価

本係数は，設計で用いられる減衰定数に含まれる裕度を評価するものであり，次式により評価する。なお，減衰係数の概念図を第 3.2.1.c-3-2 図に示す。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数による応答値}}{\text{減衰定数の中央値による応答値}}$$

評価対象の配管系は“スナッパおよび架構レストレイント支持主体の配管系で，支持具（スナッパ又は架構レストレイント）の数が4個以上のもの”（配管区分：I）に該当する保温材なしの配管系であり，設計用減衰定数 2.0%，試験データから求められる減衰定数の中央値 6.1%とから，次に示す Newmark の応答倍率式^(*3)を用いて評価する。

$$\text{応答値} = 3.21 - 0.68 \ln(h)$$

ここで，

h : 減衰定数 (%)

不確かさについては，設計用減衰定数が振動試験による減衰データの下限值として用いられている為，設計用減衰定数による応答値を減衰定数の中央値による応答の 99%上限値と考え算定する。また，偶然的な不確かさ β_R と認識論的な不確かさ β_U が等しいとして評価する。

以上より，本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \ln(2.0)}{3.21 - 0.68 \ln(6.1)} = 1.38$$

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln\left(\frac{3.21 - 0.68 \ln(2.0)}{3.21 - 0.68 \ln(6.1)}\right) = 0.10$$

(c) モデル化係数 F_M の評価

本係数は，機器の解析モデル化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。

$$F_M = \frac{\text{設計解析モデルによる応答加速度}}{\text{現実的解析モデルによる応答加速度}}$$

評価対象の解析モデル化は妥当であり，解析モデルから得られる応答は

中央値に相当すると考える。

また、本評価対象は柔な機器であり、耐震性評価は多質点系モデルを用いて行われていることから、不確実さは Kennedy の研究結果^(*1)を用いた。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_M = 1.00, \beta_R = 0.00, \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成係数 F_{MC} の評価

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析のモード合成に含まれる裕度を評価するものである

中央値および不確実さは地震 PSA 学会標準を参考にする。なお、不確実さは解析手法が本質的に持つものである為、全て偶然的な不確実さ β_R とする。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.03, \beta_R = 0.13, \beta_U = 0.00$$

c. 建屋応答係数 F_{RS} の評価

建屋応答に関する各係数は第 3.2.1.c-3-2 表に示す建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価

本係数は、基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。本評価では、解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。第 3.2.1.c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお、スペクトル形状係数は、基準とする地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を、次式により評価する。

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

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

本評価対象は、タービン建屋および連絡トレンチに設置される柔な配管であることから、サブ応答係数 F_1 は配管の固有周期が属する周期帯に対応した値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 0.69, \beta_R = \beta_U = 0.00$$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価

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

中央値は、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから 1.00 とする。

不確かさは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \beta_R = 0.20, \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_3 \text{ と共通})$$

(c) 建屋の地震応答に関する係数 F_3 の評価

本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤－建屋連成系モデルに関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび一般的に建屋の非線形化により、線形時よりも応答加速度が低減される傾向があることから、1.00 とする。

不確かさは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F_2 および建屋の地震応答に関する係数 F_3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \beta_R = 0.20, \beta_U = 0.15 \quad (\beta_R \text{ と } \beta_U \text{ は } F_2 \text{ と共通})$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-10 表に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水系配管のフラジリティ加速度の中央値 Am 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

$$Am = 2.58 \text{ [G]}$$

$$\beta_R = 0.26, \beta_U = 0.25$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\} \\ &= 2.58 \times \exp\{-1.65 \times (0.26 + 0.25)\} \\ &= 1.11 \text{ [G]} \end{aligned}$$

第 3.2.1. c-3-10 表 原子炉補機冷却水系配管 安全係数評価結果の一覧

F_S	F_μ	F_{SA}	F_D	F_M	F_{MC}	F_1	F_2	F_3	Median	HCLPF
β_R										
β_U										
1.72	1.00	1.24	1.38	1.00	1.03	0.69	1.00	1.00	2.58	1.11
0.00	0.00	0.00	0.10	0.00	0.13	0.00	0.20	0.20	0.26	
0.07	0.00	0.07	0.10	0.15	0.00	0.00	0.15	0.15	0.25	

* 1 : R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies” ,
Nuclear Engineering and Design 79(1984)

* 2 : 米国リミトルク社の弁駆動部(電動式)試験結果

* 3 : N. M. Newmark and W. J. Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear
Power Plants” , NUREG/CR-0098

* 4 : 「原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その1 (横形ポンプ, 電気品)」, 平成 17
年 7 月, 独立行政法人 原子力安全基盤機構

* 5 : 既往の社内試験結果

* 6 : G. S. Holman and C. K. Chou, “Components Fragility Research Program, Phase 1 Components
Prioritization” , NUREG/CR-4899

3.2.1.d. 事故シーケンス

① 起回事象

(1) 評価対象とした起回事象のリスト，説明及び発生頻度

3.2.1.a. ②の地震時特有の要因による分類を踏まえた地震PRAにおける起回事象の扱いは以下のとおりである。また，起回事象の発生頻度を第3.2.1.d-1表に示す。

a. 建屋・構築物の損傷 (R/B)

原子炉建屋が損傷すると建屋全体の崩壊の可能性があるが，同時に建屋内の格納容器 (RCCV) 又は原子炉圧力容器などの機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。原子炉建屋損傷が発生した場合に緩和系の機能に期待できる可能性を厳密に考慮することは困難なため，保守的に全損を仮定し，原子炉停止及び炉心冷却が不可能になるものとして直接炉心損傷に至る起回事象として整理した。

b. 建屋・構築物の損傷 (RPV・PCV)

格納容器が損傷すると，格納容器内の機器又は原子炉圧力容器などの構築物が大規模な損傷を受けて，原子炉停止及び炉心冷却ができなくなり炉心損傷に至る事象。格納容器の耐圧機能が劣化することによって格納容器が過圧破損して炉心損傷に至る事象，あるいは格納容器が損傷することにより長期的にみてサプレッションプール水が利用できなくなり炉心損傷に至る事象が考えられる。

また，原子炉圧力容器が損傷すると，原子炉の制御が不可能となり，ECCSによる炉心冷却効果が期待できず，直接炉心損傷に至る事象が考えられる。

これらのことから，格納容器又は原子炉圧力容器の損傷が発生した場合に緩和系の機能に期待できる可能性を厳密に評価することは難しいため，保守的に直接炉心損傷に至る起回事象として整理した。

c. 格納容器バイパス事象

格納容器バイパス事象は，インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA) 及びバイパス破断に細分化される。ISLOCAは，格納容器バウンダリ内外の高圧設計配管と低圧設計配管のインターフェイスの隔離機能が喪失することによって，格納容器外の低圧配管，弁などに一次冷却系の高圧負荷がかかり配管，弁などの損傷が生じ，格納容器外への冷却材流出を引き起こす事象である。

また，バイパス破断は，常時開などの隔離弁に接続している配管の格納容器外での破損と，隔離弁の閉失敗が同時に発生する事象であり，原子炉冷却材が格納容器外へ流出する事象である。

格納容器バイパス発生時は，破損箇所の隔離に失敗し，高温・高圧の蒸気や溢

水が格納容器外（原子炉建屋）に流出することにより、原子炉建屋内の他の機器（電気品、計装品等）への悪影響が避けられないため、緩和系には期待せず保守的に炉心損傷に至る起因事象として整理した。

d. 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失

地震動によって格納容器内にある一次系配管又はそのサポート部が損傷し、原子炉冷却材喪失を引き起こす事象である。

内的事象レベル1PRAでは、原子炉冷却材喪失を大・中・小LOCAに分類しているものの、地震PRAでは、同一の地震動による複数の配管損傷の相関性を考慮すると、事故シナリオを詳細に分析すること（緩和系にどの程度期待できるか判断すること）が困難なため破断の規模による分類が厳密には難しいこと、相関をもつ配管を同定し、損傷の相関係数を全ての配管に対して適切に算定することは現状の評価技術では困難であることから、格納容器内の一次系配管の大規模な破断によりECCS性能を上回る大規模な原子炉冷却材喪失（Excessive-LOCA）が発生するものと想定し、直接炉心損傷に至る起因事象として代表させた。格納容器内の一次系配管に用いる脆弱性は、主蒸気系、給水系、CUW系、SLC系及びECCS系（RHR、RCIC及びHPCF）の配管の中からHCLPFが最も小さい系の配管の脆弱性により代表した。

e. 計測・制御系喪失

計測・制御系が損傷した場合、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性があること、プラント挙動に対する影響が現在の知見では明確ではないことから、保守的に直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。

f. 直流電源喪失

直流電源が損傷した場合、ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるため、直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。安全系に関係する直流電源系は3系統あるが、同種系統間での地震による損傷は完全相関を仮定している。

g. 原子炉補機冷却系喪失（全交流電源喪失（RCW・RSW損傷））

原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却水系（RCW）、原子炉補機冷却海水系（RSW））が損傷した場合、炉心冷却に必要な緩和系（高圧炉心注水系（HPCF）、残留熱除去系（RHR）、非常用ディーゼル発電設備（D/G））の冷却機能が喪失する。さらに地震により外部電源喪失が発生している場合には、全交流電源喪失に至る。

本評価においては、原子炉補機冷却系と外部電源が同時に損傷した場合について

て、起因事象「全交流電源喪失（RCW・RSW損傷）」として整理し、原子炉補機冷却系のみが損傷、外部電源が健全な場合は、その影響を起因事象「過渡事象」に対応するイベントツリーで期待している緩和系のサポート系の中でその影響を考慮することとした。原子炉補機冷却系は3系統あるが、同種系統間での地震による損傷は完全相関を仮定している。

h. 交流電源喪失（全交流電源喪失（D/G損傷））

本評価においては、交流電源と外部電源が同時に損傷した場合について、起因事象「全交流電源喪失（D/G損傷）」として整理し、交流電源のみが損傷、外部電源が健全な場合は、その影響を起因事象「過渡事象」に対応するイベントツリーで期待している緩和系のサポート系の中でその影響を考慮することとした。D/Gは3系統あるが、同種系統間での地震による損傷は完全相関を仮定している。

i. 外部電源喪失

外部電源設備が地震動により損傷し、プラントへの外部からの電源供給が途絶える事象である。プラントへの外乱を発生させる過渡事象であり、地震耐力が小さく広範囲な緩和系の機能喪失を発生させるため、独立した起因事象とした。

j. 過渡事象

内的事象レベル1PRAでは、過渡事象を外部電源喪失、手動停止および給復水系による除熱機能（PCS）が使用可能か否かで分類している。

これに対し地震PRAでは、外部電源喪失は上述の通り、独立した起因事象として整理した。また、上述a.～i.の起因事象が発生しない場合にも、地震動を検知した原子炉停止信号（地震加速度大）により原子炉停止に至ることから何らかの過渡事象は発生するものとした。この際、給復水系に関連する設備は耐震クラスが低いため期待せず、過渡事象としては給復水系が使用不可能な過渡事象としてひとまとめで取り扱っている。手動停止については、地震発生とは無関係な起因事象であるため対象外とした。

g. およびh. で述べたとおり、外部電源が健全であり、原子炉補機冷却系または非常用交流電源が損傷している場合も過渡事象の中でその影響を考慮している。

(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3.2.1.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り扱う。具体的には、階層イベントツリーでは、ある起因事象の発生確率を、（上位のヘディングで設定した起因事象が発生しない確率）×（当該起因事象の発生確率）として算出す

る。すなわち、下位のヘディングで設定した起因事象の発生確率は、上位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なる。

階層イベントツリーは、起因事象が発生した時の炉心損傷への影響が大きい順に並べ、これらをヘディングとしており、それらの発生確率は、それぞれ対象とする建屋・構築物、機器などを設定し、そのフラジリティを評価することで算出する。

②成功基準

(1)成功基準の一覧

直接炉心損傷に至るとした起因事象については緩和手段がないため成功基準は設定していない。本評価では、全交流電源喪失時についても、緩和手段がないため成功基準を設定していない。これら以外の起因事象（外部電源喪失、過渡事象）については、起因事象の発生原因（内的要因か地震要因か）が成功基準の設定に直接関係しないと考えられることから、内の事象レベル1PRAをベースに成功基準を設定した。

使命時間については、内の事象レベル1PRAでは24時間と設定しているのに対し、地震PRAでは72時間を設定した。これは、地震PRAでは、設計基準地震動を越える大規模な地震によって耐震クラスの高い設備の機能喪失が生じる事故シーケンスを対象とするため、機能喪失した設備の修復、及びサイト内、サイト外からの支援に時間を要することが想定され、これらの修復、支援が可能となるまでの時間、すなわち緩和系が所要の安全機能を果たすために必要な運転時間として設定したものである。

③事故シーケンス

(1)イベントツリー

第3.2.1.d-1 図に示した起因事象の階層イベントツリーと炉心損傷直結事象以外の起因事象に対して、緩和系の状態を表すイベントツリーを作成した。

イベントツリーの展開方法には小イベントツリー／大フォールトツリー法を用い、事故シーケンスの定量化手法にはフォールトツリー結合法を用いた。これにより、サポート系とフロントライン系間などの従属関係がフォールトツリー内で明示的に表現され、従属関係が適切に取り扱われる。

第3.2.1.d-2図～第3.2.1.d-5図に過渡事象、外部電源喪失、全交流電源喪失（D/G損傷）、全交流電源喪失（RCW・RSW損傷）のイベントツリーを示す。

④システム信頼性

(1)評価対象としたシステム

評価対象システムの各系統の情報や依存性については内の事象レベル1PRA と

同等であるが、それぞれについて地震における故障の分析を行い、起因事象に係るフォールトツリー及び緩和系に係るフォールトツリーを作成した。フォールトツリーのモデル化にあたっては、内の事象レベル1PRAのフォールトツリーをベースとし、既に考慮されている機器故障、人的過誤などに加えて、地震による動的機器や電氣的機器の損傷を基事象としてフォールトツリーに追加している。さらに地震時特有の建屋・構築物、大型機器の損傷も基事象としてフォールトツリーに追加している。評価対象システムの一覧を第3.2.1. d-2 表に示す。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

相関性が考えられる全ての構造物、系統、又は機器に対する本評価モデルにおける相関性の取扱いは、同一系統での同種の機器間において損傷の完全相関（完全従属）を仮定する方法を採用した。

(3) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

本評価では、システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤

地震発生後の運転員操作に対する人間信頼性解析手法には、内の事象レベル1PRAで採用しているTHERP手法（NUREG/CR-1278）を採用する。中央制御室および現場操作に対する人間信頼性解析における仮定は以下のとおり。

(i) 地震発生後の中央制御室操作

地震発生後の混乱に伴う高ストレス状態は、運転員操作の阻害要因となることから、地震発生後の比較的短時間（地震発生後数時間以内）での運転員操作の定量化においては、地震発生後の混乱に伴う高ストレス状態を仮定する。

具体的には、行動形成因子（PSF）項目の一つである「ストレス要因」について、高ストレス（）を仮定する。対象となる運転操作の例としては、ECCSの自動起動失敗時の手動起動によるバックアップ操作、高圧注水系成功時の炉水位制御操作、及びスクラム失敗時（ATWS時）の運転員操作等がある。

(ii) 地震発生後の運転員操作（現場操作）

本評価では、AM策で実施した各対策については評価対象外としているため、地震発生後のAM策に係る現場操作は期待していない。

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、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き発生確率を乗じて算出した。計算コードは、内部事象と同様のコード(Safety Watcher)を用いた。

(2) 炉心損傷頻度結果

前述のとおりの手順でモデルを定量化した結果、全炉心損傷頻度結果は 1.3×10^{-5} (／炉年) となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-3表、第3.2.1.d-6図に示す。

起因事象別の結果では、地震による交流電源喪失(外部電源喪失、全交流電源喪失(RCW・RSW損傷)、全交流電源喪失(D/G損傷))による炉心損傷頻度が全体の約4割を占めており、特に電源と緩和系のサポート系設備である原子炉補機冷却系の損傷によって安全機能の喪失に至るシナリオが重要となっている。第3.2.1.d-4表に炉心損傷頻度の寄与が大きい事故シーケンスを示す。

また、炉心損傷シーケンス別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-5表、第3.2.1.d-7図に示す。建屋・構築物(R/B)損傷シーケンス(RBR)の寄与が最も大きく、次いで電源喪失シーケンス(TB)、崩壊熱除去失敗シーケンス(TW)が続いているが、各炉心損傷シーケンスに対する分析結果を第3.2.1.d-6表に示す。

さらに、加速度区分別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-7表、第3.2.1.d-8図に示す。低加速度領域(～450gal付近)は、地震により起因事象又は緩和系に係る機器等が損傷しにくいため、炉心損傷頻度は加速度の増加とともに低下している。更に加速度が大きくなると、炉心損傷頻度は増加し評価代表点1400gal、1450galの付近で最大となっている。この領域ではRCW・RSWなどの緩和系の損傷による影響が大きく、これよりも大きな加速度領域では建屋・構築物(R/B)の損傷が支配的な事故シーケンスとなっている。

なお、建屋・構築物(R/B)の損傷、計測・制御系喪失などの炉心損傷直結事象については、事象進展の特定、詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため、保守的に炉心損傷直結事象として整理しているなど、地震に対するプラントの現実的な耐性がPRAの結果に現れているものではない。これら炉心損傷直結事象の現実的シナリオ等について考慮した結果を添付資料1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

重要度解析では、炉心損傷頻度に有意な寄与を持つ機器故障、人的過誤等を対象に、各基事象の全地震動強さにわたる炉心損傷頻度の積分値に対するFussell-Vesely指標（FV重要度）を算出した。

（参考）Fussell-Vesely指標（FV指標）

FV指標は、頂上事象の発生を仮定したときに、評価対象機器の機能喪失が寄与している条件付確率を表すもので次式で定義される。

$$FV_i = \frac{P_i(top)}{P(top)} = 1 - \frac{P(top / A_i = 0)}{P(top)}$$

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

$P(top / A_i = 0)$: 機器 A_i の機能喪失確率（事象 A_i の発生確率）が0の場合の頂上事象の発生確率

$P(top)$: 頂上事象の発生確率

地震で損傷する建屋・構築物、機器のFussell-Vesely（FV）重要度評価結果を第3.2.1.d-8表に示す。FV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。

RCW熱交換器及びRCW配管といった電源や緩和系のサポート機器のFV重要度が高い結果となっているが、これらは炉心損傷頻度への寄与割合が大きい、全交流電源喪失（RCW・RSW）や過渡事象に係る機器である。また、損傷後の影響緩和が困難である炉心損傷直結事象の内、炉心損傷頻度への寄与度が高い、建屋・構築物の損傷（原子炉建屋）に対する原子炉建屋基礎すべり線についても、FV重要度が高い結果となっている。

b. 不確実さ解析

不確実さ解析では、地震ハザード、建屋・構築物、機器のフラジリティ及びランダム故障に含まれる不確実さ要因を対象として、不確実さの伝播解析を実施し、全炉心損傷頻度の分布及び分布を表すパラメータ（平均値、5%確率値、50%確率値（中央値）、95%確率値）を評価した。第3.2.1.d-9図に評価結果を示す。

c. 感度解析

(a) 評価条件

本評価では、同種の機器間に耐力、応答の完全相関を仮定（以下、ベースケース）しているが、この解析上の仮定が炉心損傷頻度に与える影響の感度を確認するため、損傷の完全独立を仮定した場合の感度解析（以下、感度解析ケース）を実施した。

損傷の完全独立の仮定は、リスク上重要な建屋・構築物、機器を対象にするものとし、具体的には7号機の地震PRA評価結果からFV重要度値が0.01以上の機器を対象として選定した。ただし、原子炉建屋基礎地盤すべり線やRPVペデスタルといったベースケースにおいて損傷の完全相関を仮定していないものは対象から除外するとともに、格納容器内配管については、以下の理由から対象から除外した。

格納容器内配管の完全独立を仮定した場合、まず個々の配管の地震による損傷の程度（ギロチン、き裂など）に応じた冷却材漏えい規模を同定もしくは仮定して、成功基準を設定する必要がある。さらに、同一の地震動によって複数の配管が重畳する組み合わせを考慮し、配管損傷の規模に応じて起回事象を適切に分類する必要がある。これらの工学的判断は、事象が複雑であり判断基準が不明瞭であるため判断の正当性・妥当性を確認することが技術的に困難なため、格納容器内配管については対象から除外することとした。

第3.2.1.d-9表に損傷の完全独立を想定する機器を示す。

(b) 評価結果

ベースケースでの炉心損傷頻度 1.3×10^{-5} （/炉年）に対し、感度解析ケースの炉心損傷頻度は 9.5×10^{-6} （/炉年）となり、約2割低減する結果となった。起回事象別の評価結果を第3.2.1.d-10図に、地震加速度別の評価結果を第3.2.1.d-11図に示す。

第3.2.1.d-10図からは、原子炉補機冷却系関連設備（RCW熱交換器、RCW配管、非常用取水路）について同種機器間で損傷の完全独立を仮定したことにより起回事象発生頻度が低減、「全交流電源喪失（RCW・RSW）損傷」の炉心損傷頻度が低減していることが分かる。

また、第3.2.1.d-11図からは、375gal～1625galの加速度区間で炉心損傷頻度が低減していることが分かる。これは375gal以下の加速度区間ではランダム要因故障が支配的であるため、地震要因損傷の影響が小さいこと、1625gal以上の加速度区間では「建屋・構築物の損傷（R/B）」シーケンスが支配的であるため、地震要因損傷の相関の影響が小さいことによる。

第 3.2.1. a-1 表 地震 PRA 実施のために収集した情報源 (1/2)

評価作業	主な情報源
プラントの設計・運転管理に関する情報の把握	1) 原子炉設置許可申請書 2) 配管計装線図 3) 電気系統図(所内単線結線図等) 4) プラント機器配置図 5) 系統設計仕様書 6) 機器設計仕様書 7) 各種運転手順書 8) 内の事象レベル1PRAに関連する報告書 9) ストレステストに関する報告書 10) 耐震バックチェックに関する報告書
地震ハザード評価	1) 原子炉設置許可申請書 2) 気象庁地震カタログ 3) 文献調査結果 (次ページ参照) 4) 地質調査結果
建屋・機器フラジリティ評価	1) 文献調査結果 (次ページ参照)
事故シーケンスの定量化	1) 上記プラントの設計・運転管理に関する情報1)～10)

第 3. 2. 1. a-1 表 地震 PRA 実施のために収集した情報源 (2/2)

	参考文献
地震ハザード評価	<p>1) 地震調査研究推進本部(2012)：今後の地震動ハザード評価に関する検討～2011年・2012年における検討結果～</p> <p>2) 地震調査研究推進本部(2009)：「全国を概観した地震動予測地図」報告書 2009年版</p> <p>3) 垣見俊弘，松田時彦，相田勇，衣笠善博 (2003)：日本列島と周辺海域の地震地体構造区分，地震，第2輯，第55巻</p> <p>4) 宇佐美龍夫，石井寿，今村隆正，武村雅之，松浦律子 (2013)：日本被害地震総覧 599-2012，東京大学出版会</p> <p>5) 気象庁：地震年報 2011年版，地震・火山月報ほか</p> <p>6) 宇津徳治 (1982)：日本付近のM6.0以上の地震および被害地震の表：1885年～1980年，東京大学地震研究所彙報，第57巻</p> <p>7) 宇津徳治 (1985)：日本付近のM6.0以上の地震および被害地震の表：1885年～1980年（訂正と追加），東京大学地震研究所彙報，第60巻</p> <p>8) Utsu, T. (1969)：Aftershocks and earthquake statistics(I), Journal of Faculty of Science, Hokkaido University, Series VII, Vol.3</p> <p>9) 島崎邦彦 (2009)：地震と活断層：その関係を捉え直す，科学，Vol.79, No.2</p> <p>10) Noda, S., K.Yashiro, K.Takahashi, M.Takemura, S.Ohno, M.Todo and T.Watanabe (2002)：RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis, Oct,16-18, Istanbul</p>
建屋・機器フラジリティ評価	<p>1) R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)</p> <p>2) 米国リミトルク社の弁駆動部(電動式)試験結果</p> <p>3) N. M. Newmark and W. J. Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-0098</p> <p>4) 「原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その1(横形ポンプ，電気品)」，平成17年7月，独立行政法人 原子力安全基盤機構</p> <p>5) 既往の社内試験結果</p> <p>6) G. S. Holman and C. K. Chou, “Components Fragility Research Program, Phase 1 Components Prioritization”, NUREG/CR-4899</p>

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆地震による安全機能への間接的影響		
安全機能を有する建屋・構築物，機器以外の屋内設備損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器，格納容器への影響	<p>天井クレーンは，地震時に落下しないよう落下防止装置を有する構造となっている。また，待機時においては原子炉圧力容器又は格納容器の直上に位置させない運用となっており，仮に転倒・落下した場合にも原子炉の上には落下しないように距離がとられている。</p> <p>※新潟県中越沖地震時に，6号機天井クレーンの車軸部の破損が発生したが，その際にも落下防止装置は健全であり安全機能に影響はなかった。</p>	工学的判断によりスクリーニングアウト
耐震重要度 B，C クラスの損傷に伴う S クラス機器の損傷	<p>S クラスに属するものは，下位の分類に属するものの破損によって波及的影響が生じないことは設計段階で要求されており，耐震設計において建屋内又は建屋外における下位クラスの施設の損傷，転倒，落下等による耐震重要施設への影響がないことを確認している。また，プラントウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の1つとし，問題ないことを確認している。</p>	工学的判断によりスクリーニングアウト
主タービンの軸受けなどの損傷に伴うタービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<p>タービンミサイルの影響は，原子炉設置許可申請書において評価・審査されており，申請書添付八の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針への適合性」において，安全上重要な構築物，系統及び機器がタービンミサイルによって影響を受ける可能性は極めて低い（仮想的ミサイルの発生を想定しても，タービン建屋を飛び出さない，または飛び出したとしても原子炉建屋（SFP）に到達する確率は 1×10^{-7}/年以下である）ことが確認されている。</p>	工学的判断によりスクリーニングアウト

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆地震による安全機能への間接的影響		
安全機能を有する建屋・構築物，機器以外の屋外設備損傷による間接的影響		
排気筒転倒による建屋への影響	排気筒は，解放基盤表面で 2000gal 相当の地震動において損傷しないことを確認しており，各建屋の耐力と比較しても，排気筒の耐力は非常に大きいことを確認している*。	工学的判断によりスクリーニングアウト
斜面崩壊による原子炉建屋・周辺構造物への影響	安全上重要な施設の近傍には，地震時に想定し得る斜面の崩壊等により施設の安全機能に影響を及ぼすような斜面がないことを確認している。	工学的判断によりスクリーニングアウト
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源への影響	外部電源のフラジリティは，最も耐力の低いセラミックインシュレータで代表させており，送電網まわりの影響を包絡していると判断。	地震 PRA 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	冷却水枯渇影響に対し復水貯蔵槽への補給水源として必要なものとして，ろ過水タンク，純水タンクを抽出。	地震 PRA で考慮

*: 2000gal 以上の加速度領域においては，原子炉建屋基礎地盤すべり線が炉心損傷要因として支配的であり，かつ条件付炉心損傷確率がほぼ 1 となっているため，結果への影響が小さい。

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆人的過誤による影響		
施設の計画, 設計, 材料選定, 製作, 組立, 完成検査までのミス	原子炉施設の安全性, 信頼性及び点検保守上の要求を満足するため, 設計, 製作, 据付等の各段階において適切な品質保証活動が実施されている。 また, 万が一, これらのミスがあったとしても, 多重性を備えた設備の全てに同様のミスが発生する可能性は小さい。	工学的判断によりスクリーニングアウト
地震後の運転員による操作において, 地震による高ストレスを受けた条件下で引き起こされる操作失敗	地震後の混乱に伴う高ストレス状態は運転員操作の阻害要因となりえる。	地震 PRA で考慮 (地震後の比較的短時間での運転員操作に対する人的過誤確率の設定にて考慮)
変圧器等碍子類の損傷による停電に伴うバックアップ操作支障	地震要因による設備の損傷状態は様々であり, 地震後の初期段階で機器そのものの復旧に期待することは現実的ではないと考えられる。 また, 複数基同時被災の影響並びに損傷の相関性を考慮すると, 他号機においても同様な事象が発生している可能性がある。	損傷機器の復旧や他号機からの電源融通には期待しない。
地盤液状化等による構内通行支障	地震発生後, 原子力発電所構内の道路に陥没, 段差, 亀裂等の損傷が発生し, 構内通行に支障が出る可能性があるが, 本評価では現場操作に期待していないため, 構内通行支障による影響はない。	工学的判断によりスクリーニングアウト
二次部材損傷による操作員等従業員への影響	施設内の損壊物や地震動による飛来物が操作員等を傷付け, 操作を妨げる可能性があるが, 中央制御室付近において, 運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にはないものと考えられる。	工学的判断によりスクリーニングアウト

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆余震による炉心損傷への影響		
<p>本震直後の余震による炉心損傷への影響</p>	<p>原子炉建屋（耐震壁）については、加振試験等において繰り返しの力に対して復元力が維持されることが確認されている。</p> <p>動的機器については、設計条件を大きく超える加速度を入力した加振試験において1試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振し、最終的な機能維持が確認された最大加速度を現実的耐力値として採用していることから、余震による地震動の繰り返しの影響を含めた耐力評価結果となっている。</p> <p>配管系については、終局強度試験において基準地震動に対する許容応力度の10倍以上の応力強さにおいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じないこと等が確認され、破損に対して非常に大きな安全裕度を保有しており、余震による地震動の影響は小さいと考えられる。</p> <p>上記の通り余震の影響は小さいと判断できる建屋・機器はあるが、評価方法の詳細および評価例などに関する情報が非常に少ないため、余震による炉心損傷への影響評価方法を系統的に示すには至っていない。</p>	<p>今回の評価では評価技術の成熟度から余震の影響評価は困難であると判断し、余震影響は考慮しないものとする。</p>

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆経年変化による炉心損傷への影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	建屋については経年変化による強度低下の可能性は小さいと考えられ、定期的な点検と保全を計画的に実施していることから経年劣化が構造物の耐震性に与える影響は小さいものと考えられる。 また、機器については維持・管理、リプレースなどの保全によって、耐震上、大きな影響が生じないよう管理・対処されていると考えられる。	左記分析結果を踏まえ、経年変化に係わる事故シナリオはスクリーニングアウトする。

第 3. 2. 1. a-3 表 建屋機器リストとフラジリティ評価(1/4)

	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β_r	β_u	HCLPF(G)
建屋・構築物 (原子炉建屋)	原子炉建屋(R/B)	-	-	3.13	0.32	0.15	1.44
	原子炉建屋基礎地盤すべり線	-	-	1.83	0.04	0.15	1.33
建屋・構築物 (格納容器・圧力容器)	ダイヤフラムフロア	工認評価部位 No.4	構造損傷	6.28	0.14	0.21	3.52
	原子炉遮へい壁	開口集中部	構造損傷	3.50	0.20	0.22	1.75
	RPV本体	胴板	構造損傷	389.74	0.22	0.24	182.45
	RPV支持スカート	スカート	構造損傷	9.62	0.22	0.24	4.50
	RPVベDESTAL	たてリブ	構造損傷	2.65	0.22	0.24	1.24
	原子炉圧力容器スタビライザ	ロッド	構造損傷	3.65	0.22	0.24	1.71
	ブラケット類	RPVスタビライザブラケット	構造損傷	18.41	0.39	0.41	4.92
	下部鏡板	下部鏡版	構造損傷	31.98	0.22	0.24	14.97
	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	円筒構造物	構造損傷	5.76	0.20	0.22	2.88
	原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔	ケーシング付根	構造損傷	10.26	0.39	0.41	2.74
	ノズル	ノズル—セーフエンド	構造損傷	7.06	0.25	0.25	3.09
	CRDハウジングレストレントビーム	プレート	構造損傷	3.06	0.20	0.22	1.53
	RIPモータケーシング	ケーシング	構造損傷	3.14	0.20	0.21	1.60
	蒸気乾燥器	耐震ブロック	構造損傷	6.05	0.22	0.23	2.88
	格納容器パイパス	主蒸気隔離弁	弁駆動部	機能損傷	4.91	0.26	0.25
CUW吸込ライン隔離弁		弁駆動部	機能損傷	3.88	0.25	0.24	1.73
RCIC配管		配管本体	構造損傷	3.59	0.26	0.25	1.55
RCIC蒸気ライン隔離弁		弁駆動部	機能損傷	4.34	0.26	0.25	1.87
原子炉給水ライン隔離弁		弁駆動部	機能損傷	4.81	0.25	0.24	2.14
RHR配管		配管サポート	構造損傷	3.35	0.33	0.32	1.15
停止時冷却隔離弁		弁駆動部	機能損傷	2.61	0.26	0.25	1.13
原子炉冷却材圧力バウンダリ		主蒸気系配管	配管サポート	構造損傷	2.82	0.26	0.25
原子炉冷却材圧力バウンダリ	CUW系配管	配管本体	構造損傷	3.69	0.25	0.25	1.62
	給水系配管	配管サポート	構造損傷	4.24	0.32	0.31	1.50
	RCIC系配管	配管本体	構造損傷	3.59	0.26	0.25	1.55
	RHR系配管	配管サポート	構造損傷	3.35	0.33	0.32	1.15
	SLC系配管	配管本体	構造損傷	3.98	0.25	0.24	1.77
	HPCF系配管	配管本体	構造損傷	3.33	0.26	0.25	1.44
	計測・制御系	コントロール建屋(C/B)	-	-	2.87	0.18	0.15
ベンチ盤		盤全体	機能損傷	4.15	0.14	0.25	2.18
直立盤(制御盤・多重伝送盤)		盤全体	機能損傷	3.77	0.14	0.25	1.98
計装ラック		盤全体	機能損傷	5.25	0.22	0.21	2.58
バイタル交流電源装置		盤全体	機能損傷	3.91	0.14	0.25	2.05
交流120Vバイタル分電盤		盤全体	機能損傷	3.91	0.14	0.25	2.05

第3.2.1.a-3 表 建屋機器リストと fragility 評価(2/4)

	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β_r	β_u	HCLPF(G)	
直流電源	直流125V蓄電池	基礎ボルト	構造損傷	12.01	0.20	0.17	6.52	
	直流125V充電器盤	盤全体	機能損傷	4.04	0.14	0.25	2.12	
	直流125V主母線盤	盤全体	機能損傷	4.60	0.22	0.25	2.12	
	ケーブルトレイ	トレイサポート	構造損傷	6.00	0.24	0.24	2.72	
	電線管	電線管サポート	構造損傷	3.67	0.24	0.24	1.66	
原子炉補機冷却系	タービン建屋(T/B)	-	-	2.65	0.13	0.15	1.67	
	非常用取水路	隔壁	構造損傷	2.20	0.07	0.24	1.33	
	RCWポンプ	ポンプ	機能損傷	3.92	0.10	0.15	2.60	
	RCW熱交換器	耐震強化サポート	構造損傷	1.81	0.20	0.17	0.98	
	RCWサージタンク	基礎ボルト	構造損傷	4.87	0.20	0.17	2.64	
	RCW配管	配管本体	構造損傷	2.58	0.26	0.25	1.11	
	RCW弁	弁駆動部	機能損傷	3.62	0.26	0.25	1.56	
	RSWポンプ	モータ	機能損傷	2.75	0.20	0.15	1.54	
	RSWストレーナ	基礎ボルト	構造損傷	75.45	0.20	0.17	40.98	
	RSW配管	配管サポート	構造損傷	3.34	0.26	0.25	1.44	
	RSW弁	弁駆動部	機能損傷	5.44	0.26	0.25	2.34	
	交流電源(D/G)	6.9kVメタクラ	盤全体	機能損傷	4.18	0.22	0.25	1.92
		480Vパワーセンタ用動力変圧器	基礎ボルト	構造損傷	5.86	0.20	0.17	3.18
480Vパワーセンタ		盤全体	機能損傷	5.77	0.22	0.25	2.66	
480VMCC		盤全体	機能損傷	4.04	0.14	0.25	2.12	
非常用ディーゼル発電設備		ディーゼル機関本体	機能損傷	4.36	0.20	0.15	2.45	
燃料ディタンク		スカート	構造損傷	43.96	0.20	0.16	24.27	
DG空気だめ		胴板	構造損傷	94.76	0.20	0.17	51.46	
DG非常用送風機		電動機	機能損傷	2.90	0.20	0.15	1.63	
燃料移送ポンプ		ポンプ	機能損傷	2.70	0.10	0.15	1.79	
DGFO配管		配管サポート	構造損傷	3.00	0.25	0.25	1.31	
軽油配管トレンチ(軽油タンク~R/B)		隔壁および底版	構造損傷	4.23	0.17	0.24	2.17	
DGFO弁		弁駆動部	機能損傷	5.13	0.25	0.24	2.29	
軽油タンク		胴板	構造損傷	3.45	0.23	0.27	1.51	

第 3.2.1.a-3 表 建屋機器リストとフラジリティ評価(3/4)

	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β_r	β_u	HCLPF(G)
外部電源	外部電源設備全般	碍子	構造損傷, 機能損傷	0.91	0.24	0.22	0.43
スクラム	炉心シュラウド	下部胴	構造損傷	3.96	0.22	0.23	1.88
	シュラウドサポート	レグ	構造損傷	6.14	0.23	0.28	2.65
	炉心支持板	支持板P05	構造損傷	4.68	0.20	0.22	2.34
	上部格子板	グリッドプレート	構造損傷	2.82	0.20	0.22	1.41
	制御棒案内管	ボディ	構造損傷	12.62	0.25	0.35	4.69
	燃料支持金具	周辺燃料支持金具	構造損傷	16.41	0.20	0.22	8.21
	燃料集合体	燃料集合体	機能損傷	3.33	0.20	0.21	1.69
	水圧制御ユニット	部材(フレーム)	構造損傷	4.35	0.20	0.17	2.36
	CRD配管	配管サポート	構造損傷	3.12	0.25	0.24	1.39
	スクラム弁	スクラム弁	機能損傷	8.11	0.20	0.15	4.55
反応度制御	SLC配管	配管本体	構造損傷	3.98	0.25	0.24	1.77
	SLCポンプ	ポンプ	機能損傷	3.71	0.20	0.15	2.08
	SLC貯蔵タンク	基礎ボルト	構造損傷	1.82	0.20	0.17	0.99
	SLC弁	弁駆動部	機能損傷	7.66	0.25	0.24	3.41
SRV開・SRV再開鎖	逃がし安全弁(18弁)	弁駆動部	構造損傷	3.93	0.26	0.25	1.69
RCIC	RCIC配管	配管本体	構造損傷	3.59	0.26	0.25	1.55
	RCICポンプ	ポンプ	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63
	RCIC駆動タービン	タービン	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63
	給水隔離弁	弁駆動部	機能損傷	4.12	0.25	0.24	1.84
	RCIC弁	弁駆動部	機能損傷	4.34	0.26	0.25	1.87
	CSP	損傷確率極小のためスクリーニングアウト					
	CSP周り配管	配管サポート	構造損傷	2.40	0.25	0.25	1.05
	廃棄物処理建屋(RW/B)	損傷確率極小のためスクリーニングアウト					

第 3. 2. 1. a-3 表 建屋機器リストとフラジリティ評価 (4/4)

	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β_r	β_u	HCLPF(G)
HPCF	HPCF配管	配管本体	構造損傷	3.33	0.26	0.25	1.44
	HPCFポンプ	電動機	機能損傷	2.00	0.10	0.15	1.32
	HPCFポンプ室空調機	ファン	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63
	スパージャ	ヘッド	構造損傷	3.39	0.20	0.22	1.70
	HPCF弁	弁駆動部	機能損傷	2.44	0.18	0.24	1.22
	CSP	損傷確率極小のためスクリーニングアウト					
	CSP周り配管	配管サポート	構造損傷	2.40	0.25	0.25	1.05
	廃棄物処理建屋(RW/B)	損傷確率極小のためスクリーニングアウト					
減圧	逃がし安全弁(18弁)	弁駆動部	機能損傷	2.39	0.26	0.25	1.03
	SRV用アキュムレータ	胴板	構造損傷	5.67	0.20	0.16	3.13
	HPIN配管	配管サポート	構造損傷	2.61	0.25	0.25	1.14
	窒素ガス供給弁	弁駆動部	機能損傷	10.39	0.25	0.24	4.63
LPFL	RHR配管	配管サポート	構造損傷	3.35	0.33	0.32	1.15
	RHRポンプ	モータ	機能損傷	2.00	0.10	0.15	1.32
	RHR熱交換器	胴板	構造損傷	4.64	0.20	0.17	2.52
	RHRポンプ室空調機	ファン	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63
	RHR/LPFL共通弁	弁駆動部	機能損傷	2.61	0.26	0.25	1.13
RHR	RHR配管	配管サポート	構造損傷	3.35	0.33	0.32	1.15
	RHRポンプ	モータ	機能損傷	2.00	0.10	0.15	1.32
	RHR熱交換器	胴板	構造損傷	4.64	0.20	0.17	2.52
	RHRポンプ室空調機	ファン	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63
	RHR/LPFL共通弁	弁駆動部	機能損傷	2.61	0.26	0.25	1.13
	RHR弁	弁駆動部	機能損傷	2.61	0.26	0.25	1.13

第 3.2.1.b-1 表 震源モデルの諸元（活断層による地震，調査結果に基づく）

特定震源の名称	分類	地震規模 M	等価震源距離 Xeq (km)		平均活動間隔 (年)	発生確率モデル
			荒浜側	大湊側		
佐渡島棚東縁部断層	海域	6.8	55	53	5500	ポアソン
F-B 断層		7.0	13	13	1000	BPT
佐渡島南方断層		6.9	23	22	4700	ポアソン
F-D 断層		6.9	35	36	4700	ポアソン
高田沖断層		6.8	61	63	4100	ポアソン
親不知海脚西縁断層帯～魚津断層帯		7.5	94	96	8000	ポアソン
角田・弥彦断層	陸域	7.7	51	49	2450	ポアソン
気比ノ宮断層		7.1	21	20	2450	ポアソン
片貝断層		6.8	14	14	2450	ポアソン
悠久山断層		6.8	27	26	5800	ポアソン
半蔵金付近のリニアメント		6.8	25	25	2300	ポアソン
柏崎平野南東縁のリニアメント		6.8	15	16	2300	ポアソン
山本山断層		6.8	21	21	2300	ポアソン
水上断層		6.8	15	16	2300	ポアソン
上米山断層		6.8	17	18	2300	ポアソン
十日町盆地西縁断層		7.4	30	32	3300	ポアソン

注) 海域の断層による地震の M は 2007 年新潟県中越沖地震(M6.8)の知見を踏まえて設定した値を記載。

陸域の断層による地震の M は，松田（1975）に基づき設定。ただし，いずれも下限値は 6.8 としている。

第 3.2.1.b-2 表 震源モデルの諸元（活断層による地震，地震調査研究推進本部（2012）に基づく）

特定震源の名称	分類	地震規模 M	等価震源距離 X _{eq} (km)		平均活動間隔 (年)	発生確率モデル
			荒浜側	大湊側		
会津盆地西縁断層帯	陸域	7.4	102	101	8550	BPT
会津盆地東縁断層帯		7.7	123	123	7800	BPT
楡形山脈断層帯		6.9	99	97	3500	BPT
月岡断層帯		7.3	67	66	7500	BPT
関谷断層		7.5	113	113	3350	BPT
平井－櫛挽断層帯		7.1	144	145	7300	ポアソン
十日町断層帯東部		7.0	41	42	6000	ポアソン
糸魚川－静岡構造線断層帯 (北部・中部)		8.2	125	126	1000	BPT
呉羽山断層帯		7.3	150	151	4000	ポアソン
六日町断層帯 北部 (ケース 1)		7.1	32	32	5400	ポアソン
六日町断層帯 北部 (ケース 2)		7.1	28	28	3600	BPT
六日町断層帯 南部		7.3	43	44	6700	BPT
高田平野東縁断層帯		7.2	42	44	2300	ポアソン
高田平野西縁断層帯		7.3	52	53	3500	BPT
長野盆地西縁断層帯		7.8	74	76	1650	BPT

第 3.2.1.b-3 表 震源モデルの諸元（日本海東縁部の地震）

特定震源の名称		分類	地震規模 M	等価震源距離 Xeq (km)		平均活動間隔 (年)	発生確率モデル
				荒浜側	大湊側		
秋田県沖	東傾斜	海域	7.5	258	257	1000	ポアソン
	西傾斜		7.5	259	257	1000	ポアソン
山形県沖			7.7	169	167	1000	BPT
新潟県北部沖			7.5	117	116	1000	BPT
佐渡島北方沖	東傾斜		7.8	235	233	750	ポアソン
			7.8	199	197	750	ポアソン
			7.8	148	147	750	ポアソン
	西傾斜		7.8	235	234	750	ポアソン
			7.8	199	198	750	ポアソン
			7.8	149	147	750	ポアソン
佐渡島北方沖～北海道西方沖 (連動)		8.4	280	278	3900	ポアソン	
想定 D 断層による地震		8.0	74	75	25000	ポアソン	

第 3.2.1.b-4 表 ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方 (1 / 3)

(a) 陸域の主要な活断層 (長岡平野西縁断層帯)

項目	分岐	重み	重み付けの考え方
震源の 組み合わせ	3 セグメントの連動 (各発生 パターンの出現確率を考慮)	1/3	複数の連動パターンを考慮し、 重みは等配分とした。
	長岡平野西縁断層帯を 1 セグメントとして評価 (常に連動)	1/3	
	3 セグメントが単独で活動	1/3	
傾斜角	50°	1/2	調査結果と中越沖地震の知見 に基づき設定した。
	35°	1/2	
アスペリティ 位置	中央	1/3	複数の位置を設定し、重みは等 配分とした。
	至近	1/3	
	遠方	1/3	
距離減衰式の 補正係数	補正あり	1/2	中越沖地震の知見に基づき設 定した。
	補正なし	1/2	

第 3.2.1.b-4 表 ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方 (2 / 3)

(b) 海域の主要な活断層

項目	分岐	重み	重み付けの考え方
震源の 組み合わせ	①各セグメントが常に個別に活動	1/9	複数の連動パターンを考慮し、重みは等配分とした。
	②F-D, 高田沖は常に個別, F-B+佐渡島南方は連動	1/9	
	③F-D+高田沖は常に連動, F-B 断層, 佐渡島南方断層は常に個別に活動	1/9	
	④F-D, 高田沖は常に連動, F-B+佐渡島南方は連動	1/9	
	⑤F-D+高田沖は連動, その他は常に個別に活動	1/9	
	⑥F-D+高田沖は連動, F-B+佐渡島南方は連動	1/9	
	⑦高田沖+F-D+F-B は連動, 佐渡島南方は常に個別に活動	1/9	
	⑧高田沖+F-D+佐渡島南方は連動, F-B は常に個別に活動	1/9	
	⑨高田沖+F-D+F-B+佐渡島南方は連動	1/9	
地震規模	中越沖地震の知見を考慮	2/3	中越沖地震の知見に基づき設定した。
	松田式	1/3	
アスペリティ 位置	中央	1/3	複数の位置を設定し、重みは等配分とした。
	至近	1/3	
	遠方	1/3	
距離減衰式の 補正係数	補正あり	1/2	中越沖地震の知見に基づき設定した。
	補正なし	1/2	

第 3.2.1.b-4 表 ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方 (3 / 3)

(c) 領域震源

項目	分岐		重み	重み付けの考え方
半径 30km の区分	区分する		1/2	敷地周辺の地質調査範囲に基づき設定した。
	区分しない		1/2	
b 値	観測記録		1/2	過去に発生した地震と地震本部 (2012) に基づき設定した。
	0.9		1/2	
地震規模 (最大 M)	歴史地震	中央値	1/3	歴史地震と、島崎 (2009) に基づき設定し、重みはそれぞれの分岐で等配分とした。
		最小値	1/3	
		最大値	1/3	
	島崎 (2009)	M7.1	1/4	
		M7.4	1/4	

第 3.2.1. c-1-1 表 考慮する不確かさ要因の例

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

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

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

第 3.2.1. c-1-3 表 地盤物性値

地層 T.M.S.L. (m)	地盤せん断波 速度 V_s (m/s)	密度 ρ (kN/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)
+12.0	150	16.1	0.347	37.3	100
+8.0	200	16.1	0.308	65.7	172
+4.0	330	17.3	0.462	192	562
-6.0	490	17.0	0.451	416	1210
-33.0	530	16.6	0.446	475	1370
-90.0	590	17.3	0.432	613	1760
-136.0	650	19.3	0.424	833	2370
-155.0	720	19.9	0.416	1050	2980

第 3. 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 (%)
建屋部	コンクリート： Fc=52.6(N/mm ²) 鉄筋： SD35, SD40 (SD345,SD390相当)	3.21×10 ⁴	1.34×10 ⁴	5
基礎スラブ	コンクリート： Fc=47.9(N/mm ²) 鉄筋： SD35 (SD345相当)	2.98×10 ⁴	1.24×10 ⁴	5

第 3. 2. 1. c-1-5 表 物性値 (コントロール建屋)

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(%)
建屋部	コンクリート： Fc=52.6(N/mm ²) 鉄筋：SD35 (SD345相当)	3.21×10 ⁴	1.34×10 ⁴	5
基礎スラブ	コンクリート： Fc=47.9(N/mm ²) 鉄筋：SD35 (SD345相当)	2.98×10 ⁴	1.24×10 ⁴	5

第 3.2.1. c-1-6 表 物性値 (タービン建屋)

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 (%)
建屋部	コンクリート : Fc=52.6 (N/mm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345相当)	3.21×10 ⁴	1.34×10 ⁴	5
基礎スラブ	コンクリート : Fc=47.9 (N/mm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345相当)	2.98×10 ⁴	1.24×10 ⁴	5
鉄骨部	鉄骨 : SS41, SM41A, SM50A (SS400, SM400A, SM490A 相当)	2.05×10 ⁵	7.90×10 ⁴	2

第 3.2.1. c-1-7 表 物性値 (廃棄物処理建屋)

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 (%)
建屋部	コンクリート : Fc=52.6 (N/mm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345相当)	3.21×10 ⁴	1.34×10 ⁴	5
基礎スラブ	コンクリート : Fc=47.9 (N/mm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345相当)	2.98×10 ⁴	1.24×10 ⁴	5
鉄骨部	鉄骨 : SS41, SM41A, SM50A (SS400, SM400A, SM490A 相当)	2.05×10 ⁵	7.90×10 ⁴	2

第 3.2.1. c-1-8 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：1.63×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
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 3.2.1.c-1-9(1)表 解析モデル諸元 (原子炉建屋 水平 NS 方向)

部位	質点 番号	高さ T.M.S.L. (m)	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量I _G (×10 ⁵ kN・m ²)	部材 番号	せん断 断面積 A _s (m ²)	断面2次 モーメント I(m ⁴)
外壁部	1	49.7	39490	70.6	1	41.0	13700
	2	38.2	80520	410.9	2	83.0	51100
	3	31.7	84470	473.7	3	188.0	70600
	4	23.5	84770	293.2	4	132.5	69000
	5	18.1	55380	198.1	5	149.4	84700
	6	12.3	81140	289.3	6	180.5	105000
	7	4.8	80120	296.2	7	183.2	112800
	8	-1.7	81300	298.1	8	223.5	119000
	9	-8.2	342450	945.4	9	3373.4	900600
	10	-13.7	216040	581.5			
原子炉 格納容器 (RCCV)	11	31.7	91400	32.4	11	119.6	7200
	12	23.5	155040	371.7	12	113.0	23300
	13	18.1	102870	305.0	13	137.6	23500
	14	12.3	199270	408.9	14	139.2	23400
	15	4.8	124050	387.4	15	132.4	23600
	16	-1.7	136800	369.7	16	186.4	29600

第 3.2.1. c-1-9(2) 表 解析モデル諸元 (原子炉建屋 水平 EW 方向)

部位	質点 番号	高さ T.M.S.L. (m)	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量I _G (×10 ⁵ kN・m ²)	部材 番号	せん断 断面積 A _s (m ²)	断面2次 モーメント I(m ⁴)
外壁部	1	49.7	39490	147.1	1	54.7	30000
	2	38.2	80520	300.1	2	122.9	62600
	3	31.7	89570	299.1	3	172.7	87900
	4	23.5	67270	275.6	4	131.8	81900
	5	18.1	50210	210.8	5	166.7	92800
	6	12.3	78630	320.7	6	179.3	114600
	7	4.8	76690	316.8	7	211.5	124000
	8	-1.7	79240	324.6	8	259.5	131000
	9	-8.2	342450	1039.5	9	3373.4	998600
	10	-13.7	216040	644.3			
原子炉 格納容器 (RCCV)	11	31.7	86300	267.7	11	219.0	6700
	12	23.5	172540	474.6	12	222.8	23300
	13	18.1	108040	340.3	13	207.4	23100
	14	12.3	201780	453.1	14	152.1	23400
	15	4.8	127480	432.5	15	180.1	21200
	16	-1.7	138860	409.9	16	164.4	23800

第 3.2.1. c-1-9(3) 表 建屋のばね定数 (原子炉建屋 水平 EW 方向)

部材 番号	位置	剛性 (×10 ¹⁰ kN・m/rad)		減衰定数 (%)
K _θ	9-12	回転剛性	2.18	4.85

第 3.2.1. c-1-9(4)表 地盤ばね定数と減衰係数
(原子炉建屋 2000gal 規準化入力 NS 方向)

	ばね番号	ばね定数	減衰係数
側面 水平ばね	K1	4.63×10^5	2.90×10^5
	K3	1.23×10^6	7.70×10^5
	K5	6.62×10^6	1.52×10^6
	K7	3.61×10^6	7.73×10^5
側面 回転ばね	K2	3.59×10^8	7.11×10^7
	K4	9.53×10^8	1.89×10^8
	K6	5.24×10^9	3.37×10^8
	K8	2.82×10^9	1.70×10^8
底面水平ばね	K9	4.71×10^7	2.27×10^6
底面回転ばね	K10	4.12×10^{10}	5.01×10^8

注：ばね定数の単位は、kN/m（水平）、kN・m/rad（回転）

減衰係数の単位は、kN・s/m（水平）、kN・s・m/rad（回転）

第 3.2.1. c-1-9(5)表 地盤ばね定数と減衰係数
(原子炉建屋 2000gal 規準化入力 EW 方向)

	ばね番号	ばね定数	減衰係数
側面 水平ばね	K1	4.63×10^5	2.92×10^5
	K3	1.23×10^6	7.73×10^5
	K5	6.62×10^6	1.52×10^6
	K7	3.61×10^6	7.72×10^5
側面 回転ばね	K2	3.59×10^8	7.13×10^7
	K4	9.53×10^8	1.89×10^8
	K6	5.24×10^9	3.39×10^8
	K8	2.82×10^9	1.71×10^8
底面水平ばね	K9	4.69×10^7	2.25×10^6
底面回転ばね	K10	4.44×10^{10}	5.82×10^8

注：ばね定数の単位は、kN/m（水平）、kN・m/rad（回転）

減衰係数の単位は、kN・s/m（水平）、kN・s・m/rad（回転）

第 3.2.1. c-1-10(1)表 解析モデル諸元 (コントロール建屋 水平 NS 方向)

部位	質点 番号	高さ T.M.S.L. (m)	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量 I_G ($\times 10^6$ kN \cdot m 2)	部材 番号	せん断 断面積 A_s (m 2)	断面2次 モーメント I(m 4)
建屋部	1	24.1	68160	10.89	1	76.7	24000
	2	17.3	92410	14.80	2	112.1	27400
	3	12.3	103900	18.55	3	151.7	41700
	4	6.5	120780	22.62	4	156.8	53200
	5	1.0	65170	13.89	5	153.6	53200
基礎 スラブ	6	-2.7	124330	19.88	6	2478.0	364300
	7	-5.5	81650	12.01			

第 3.2.1. c-1-10(2)表 解析モデル諸元 (コントロール建屋 水平 EW 方向)

部位	質点 番号	高さ T.M.S.L. (m)	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量 I_G ($\times 10^6$ kN \cdot m 2)	部材 番号	せん断 断面積 A_s (m 2)	断面2次 モーメント I(m 4)
建屋部	1	24.1	68160	22.64	1	68.9	38100
	2	17.3	92410	30.06	2	129.8	61100
	3	12.3	103900	33.17	3	151.7	84100
	4	6.5	120780	37.43	4	204.1	109100
	5	1.0	65170	24.86	5	202.3	107800
基礎 スラブ	6	-2.7	124330	38.72	6	2478.0	718800
	7	-5.5	81650	23.70			

第 3.2.1. c-1-10(3)表 地盤ばね定数と減衰係数
(コントロール建屋 2000gal 規準化入力 NS 方向)

	ばね番号	ばね定数	減衰係数
側面 水平ばね	K1	9.16×10^5	5.33×10^5
	K3	6.14×10^5	3.57×10^5
	K5	2.64×10^5	1.54×10^5
側面 回転ばね	K2	5.22×10^8	9.11×10^7
	K4	3.50×10^8	6.10×10^7
	K6	1.51×10^8	2.63×10^7
底面 水平ばね	K7	4.31×10^7	1.81×10^6
底面 回転ばね	K8	2.37×10^{10}	2.82×10^8

注：ばね定数の単位は、kN/m（水平），kN・m/rad（回転）

減衰係数の単位は、kN・s/m（水平），kN・s・m/rad（回転）

第 3.2.1. c-1-10(4)表 地盤ばね定数と減衰係数
(コントロール建屋 2000gal 規準化入力 EW 方向)

	ばね番号	ばね定数	減衰係数
側面 水平ばね	K1	9.16×10^5	5.37×10^5
	K3	6.14×10^5	3.60×10^5
	K5	2.64×10^5	1.55×10^5
側面 回転ばね	K2	5.22×10^8	9.13×10^7
	K4	3.50×10^8	6.12×10^7
	K6	1.51×10^8	2.64×10^7
底面 水平ばね	K7	4.18×10^7	1.70×10^6
底面 回転ばね	K8	3.74×10^{10}	6.47×10^8

注：ばね定数の単位は、kN/m（水平），kN・m/rad（回転）

減衰係数の単位は、kN・s/m（水平），kN・s・m/rad（回転）

第 3.2.1.c-1-11(1)表 解析モデル諸元 (タービン建屋 水平 NS 方向)
質点重量および回転慣性重量

標高 T.M.S.L (m)	T/G架台	建 屋		
		(1)	(2)	
44.3		34230	20910	
		24615	6678	
(3)				
38.6		52320		
		11346		
30.9		(4)	(5)	(6)
		106960	41250	8290
		30626	75099	1373
25.8			(7)	(8)
			41390	23190
		441907	247039	
20.4	(19)	(9)	(10)	
	103470	186550	97680	
	-	347244	391079	
12.3	(20)	(11)	(12)	
	70210	171270	204800	
	-	603207	505631	
4.9		(13)	(14)	
		163700	206300	
		576543	741432	
-1.1		(15)	(16)	
		116250	148030	
		385264	1020902	
-5.1		(17)		
		494300		
		3783700		
-7.9		(18)		
		264930		
		1487022		

質点重量 (kN)

回転慣性重量 ($\times 10^2$ kN \cdot m 2)

第 3.2.1. c-1-11(2)表 解析モデル諸元 (タービン建屋 水平 NS 方向)
せん断断面積および断面二次モーメント

標高 T.M.S.L (m)	T/G架台	建 屋			
44.3		(1)	(2)		
		4.00	2.70		
		—			
38.6		(3)	—		
		5.80			
30.9		(4)	(5)		(6)
		204.1	95.4		1.1
			64644		—
25.8		84328	(7)		(8)
			120.5		4.5
	50284				
20.4	(19)	(9)	(10)		
	13.9	168.6	146.5		
	—	82226	72329		
12.3	(20)	(11)	(12)		
		248.0	282.0		
		148356	108286		
4.9	10.2	(13)	(14)		
		251.5	393.6		
		129870	178046		
-1.1	—	(15)	(16)		
		273.8	392.0		
		145704	171477		
-5.1	(17)				
	7954				
	—				
-7.9	(18)				

せん断断面積 (m ²)
断面二次モーメント (m ⁴)

第 3. 2. 1. c-1-11(3)表 解析モデル諸元 (タービン建屋 水平 EW 方向)
 質点重量および回転慣性重量

標高 T.M.S.L (m)	T/G架台	建 屋								
		(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)	
44.3		4430	13150	13130	13320	11110				
		167	6325	6315	6404	3187				
		(6)	(7)	(8)	(9)	(10)				
38.6		5660	12750	12490	11840	9580				
		353	6247	6119	5786	2824				
		(11)	(12)	(19)	(13)	(18)	(14)	(17)	(15)	(16)
30.9		11230	15770	2170	31100	19900	33180	19840	18760	4550
		1432	7786	0	9905	6051	10670	6031	5943	677
		(20)	(21)	(22)	(23)	(24)				
25.8		10920	16720	11480	12390	13070				
		716	8110	794	932	3805				
		(42)	(25)	(26)	(27)	(31)	(28)	(30)	(29)	
20.4		103470	15110	52710	47390	24990	51130	25800	67100	
		-	775	79287	24879	13818	27223	15573	91614	
		(43)	(32)	(33)	(35)	(34)				
12.3		70210	125510	75880	83770	90910				
		-	322609	147835	166321	190033				
		(36)	(37)							
4.9		289670	80330							
		1049331	163506							
		(38)	(39)							
-1.1		185020	79260							
		668411	105304							
		(40)								
-5.1		494300								
		5278312								
		(41)								
-7.9		264930								
		2079794								

質点重量 (kN)

回転慣性重量 ($\times 10^2$ kN \cdot m 2)

第 3. 2. 1. c-1-11(4)表 解析モデル諸元 (タービン建屋 水平 EW 方向)
せん断断面積および断面二次モーメント

標高 T.M.S.L (m)	T/G架台	建		屋						
		(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)	
44.3		1.30	0.72	0.06	0.72	0.09	0.72	0.09	0.72	0.09
		—	—		—		—		—	
38.6		(6)	(7)	—	(8)	—	(9)	—	(10)	—
		1.90	0.91		0.91		0.91		0.91	
30.9		(11)	(12)	(19)	(13)	(18)	(14)	(17)	(15)	(16)
		25.3	15.0	0.3	26.8	29.2	26.8	31.1	37.8	14.9
		7074		—		3772		3772		233
		(20)		(21)		(22)		(23)		(24)
25.8		42.9	222	9.6	452	26.9	294	28.2	1318	24.2
		25111		99		559		559		1436
20.4	(42)	(25)	(26)	(27)	(31)	(28)	(30)	(29)		
	25.3	61.4	62.8	45.9	37.6	11.9	19.3	107.4		
	-	38110	12036	2247	1022	157	372	27633		
12.3	(43)	(32)		(33)	(35)	(33)	(35)	(34)		
	11.4	175.5		67.3	111.4			117.1		
		69335		3640	14180			55072		
		(36)		(36)	(37)			(36)		
4.9	427.5			128.3						
	141670		13128							
-1.1	—	(38)			(39)					
		495.7		154.9						
		147630		11394						
-5.1		(40)								
		7954								
-7.9		—								
		(41)								

せん断断面積 (m ²)
断面二次モーメント (m ⁴)

第 3.2.1.c-1-11(5)表 建屋のばね定数 (タービン建屋 水平 NS 方向)

部材 番号	位置	剛性 ($\times 10^4$ kN/m)	減衰定数 (%)
K1	1 - 2	45.1	2
K2	4 - 5	0.0	4.85
K3	9 - 10	763.7	4.85
K4	11 - 12	904.0	4.85
K5	13 - 14	677.4	4.85
K6	15 - 16	477.3	4.85
K7	5 - 6	15.7	2
K8	7 - 8	27.6	4.85

第 3.2.1. c-1-11(6)表 建屋のばね定数 (タービン建屋 水平 EW 方向)

部材 番号	位置	剛性 ($\times 10^4$ kN/m)	減衰定数 (%)
K1	1 - 2	54.9	2
K2	6 - 7	141.5	4.85
K3	11 - 12	170.2	4.85
K4	25 - 26	1541.2	4.85
K5	11 - 19	0.0	4.85
K6	20 - 21	27.5	2
K7	36 - 37	156.4	4.85
K8	38 - 39	703.9	4.85
K9	2 - 3	36.3	2
K10	7 - 8	200.1	4.85
K11	12 - 13	421.0	4.85
K12	26 - 27	1154.8	4.85
K13	32 - 33	429.0	4.85
K14	18 - 19	0.0	4.85
K15	21 - 22	13.7	2
K16	26 - 31	764.9	4.85
K17	32 - 35	401.4	4.85
K18	3 - 4	36.3	2
K19	8 - 9	158.7	4.85
K20	13 - 14	618.8	4.85
K21	27 - 28	1082.3	4.85
K22	17 - 18	173.6	2
K23	22 - 23	0.0	4.85
K24	30 - 31	276.0	4.85
K25	36 - 37	174.8	4.85
K26	4 - 5	38.2	2
K27	9 - 10	199.0	4.85
K28	14 - 15	473.9	4.85
K29	28 - 29	745.3	4.85
K30	33 - 34	744.2	4.85
K31	16 - 17	0.0	4.85
K32	23 - 24	12.7	2
K33	29 - 30	881.0	4.85
K34	34 - 35	517.6	4.85

第 3.2.1. c-1-11(7)表 地盤ばね定数と減衰係数
(タービン建屋 2000gal 規準化入力 NS 方向)

		ばね定数	減衰係数
側面 水平ばね	K_{s1}	1.69×10^5	1.83×10^5
	K_{s2}	2.27×10^5	2.46×10^5
	K_{s3}	4.03×10^5	4.36×10^5
	K_{s4}	5.41×10^5	5.86×10^5
	K_{s5}	1.15×10^6	8.12×10^5
	K_{s6}	1.84×10^6	6.14×10^5
側面 回転ばね	K_{r1}	3.10×10^8	9.79×10^7
	K_{r2}	4.15×10^8	1.31×10^8
	K_{r3}	7.37×10^8	2.33×10^8
	K_{r4}	9.89×10^8	3.13×10^8
	K_{r5}	2.21×10^9	4.49×10^8
	K_{r6}	3.39×10^9	3.71×10^8
底面水平ばね	K_{s7}	7.38×10^7	5.56×10^6
底面回転ばね	K_{r7}	1.80×10^{11}	6.29×10^9

注：ばね定数の単位は、kN/m (水平)、kN・m/rad (回転)
減衰係数の単位は、kN・s/m (水平)、kN・s・m/rad (回転)

第 3.2.1. c-1-11(8)表 地盤ばね定数と減衰係数
(タービン建屋 2000gal 規準化入力 EW 方向)

		ばね定数	減衰係数
側面 水平ばね	K_{s1}	2.99×10^5	3.21×10^5
	K_{s2}	9.79×10^4	1.05×10^5
	K_{s3}	7.11×10^5	7.65×10^5
	K_{s4}	2.33×10^5	2.51×10^5
	K_{s5}	1.15×10^6	8.08×10^5
	K_{s6}	1.84×10^6	6.11×10^5
側面 回転ばね	K_{r1}	5.46×10^8	1.72×10^8
	K_{r2}	1.79×10^8	5.65×10^7
	K_{r3}	1.30×10^9	4.10×10^8
	K_{r4}	4.26×10^8	1.35×10^8
	K_{r5}	2.21×10^9	4.47×10^8
	K_{r6}	3.39×10^9	3.68×10^8
底面水平ばね	K_{s7}	7.53×10^7	5.78×10^6
底面回転ばね	K_{r7}	1.40×10^{11}	4.13×10^9

注：ばね定数の単位は、kN/m (水平)、kN・m/rad (回転)
減衰係数の単位は、kN・s/m (水平)、kN・s・m/rad (回転)

第 3. 2. 1. c-1-12(1)表 解析モデル諸元 (廃棄物処理建屋 水平 NS 方向)

T.M.S.L. (m)	建屋	
	(10)	(11)
44.3	24625	8404
	3.135	1.106
	(9)	
36.0	21947	
	2.661	
	(7)	
30.9	33804	
	4.025	
	(8)	
30.4		19937
		2.318
	(6)	
20.4	125574	
	15.37	
	(5)	
12.3	167723	
	19.33	
	(4)	
6.5	185669	
	21.67	
	(3)	
-1.1	209333	
	23.04	
	(2)	
-6.1	138303	
	15.72	
	(1)	
-8.6	76884	
	8.222	

重量(kN)
回転慣性重量 ($\times 10^6$ kN · m ²)

T.M.S.L. (m)	建屋	
	(10)	(11)
44.3	0.341	
	-	0.191
	(9)	
36.0	0.480	
	-	
	(7)	
30.9	36.49	-
	(8)	
	4990	35.78
20.4		4230
	(6)	
	192.27	
12.3	25540	
	(5)	
	271.01	
6.5	44580	
	(4)	
	305.20	
-1.1	49890	
	(3)	
	300.95	
-6.1	50620	
	(2)	
	2613.40	
-8.6	279100	
	(1)	

せん断断面積(m ²)
断面二次モーメント(m ⁴)

第 3.2.1. c-1-12(2)表 解析モデル諸元 (廃棄物処理建屋 水平 EW 方向)

T.M.S.L. (m)	建屋	
44.3	(10)	
	33029	
	0.4170	
36.0	(9)	
	21947	
	0.5875	
30.9	(7)	
	33804	
	1.322	
30.4	(8)	
	19937	
	0.2318	
20.4	(6)	
	125574	
	115.5	
12.3	(5)	
	167723	
	67.40	
6.5	(4)	
	185669	
	78.20	
-1.1	(3)	
	209333	
	86.11	
-6.1	(2)	
	138303	
	66.50	
-8.6	(1)	
	76884	
	34.16	

重量(kN)
回転慣性重量 ($\times 10^6$ kN \cdot m ²)

T.M.S.L. (m)	建屋	
44.3	(10)	
	0.4329	0.0252
	-	
(9)		
36.0	0.4305	
	-	
	(7)	
30.9	47.75	—
30.4	1775	(8)
		24.59
		541
20.4	(6)	
	184.81	
	82380	
12.3	(5)	
	330.09	
	163990	
6.5	(4)	
	381.66	
	214550	
-1.1	(3)	
	415.42	
	228710	
-6.1	(2)	
	2613.40	
	1160600	
-8.6	(1)	

せん断断面積(m ²)
断面二次モーメント(m ⁴)

第 3.2.1.c-1-12(3)表 建屋のばね定数 (廃棄物処理建屋 水平 NS 方向)

部材 番号	位置	剛性 ($\times 10^4$ kN/m)	減衰定数 (%)
K1	10 - 11	29.58	2

第 3.2.1.c-1-12(4)表 地盤ばね定数と減衰係数
(廃棄物処理建屋 2000gal 規準化入力 NS 方向)

		ばね定数	減衰係数
側面水平ばね	K_{s1}	2.18×10^6	4.10×10^5
側面回転ばね	K_{r1}	1.31×10^9	7.13×10^7
底面水平ばね	K_{s2}	4.57×10^7	2.04×10^6
底面回転ばね	K_{r2}	1.96×10^{10}	1.39×10^8

注：ばね定数の単位は、kN/m (水平)、kN・m/rad (回転)

減衰係数の単位は、kN・s/m (水平)、kN・s・m/rad (回転)

第 3.2.1.c-1-12(5)表 地盤ばね定数と減衰係数
(廃棄物処理建屋 2000gal 規準化入力 EW 方向)

		ばね定数	減衰係数
側面水平ばね	K_{s1}	2.18×10^6	4.08×10^5
側面回転ばね	K_{r1}	1.31×10^9	7.45×10^7
底面水平ばね	K_{s2}	4.19×10^7	1.71×10^6
底面回転ばね	K_{r2}	5.26×10^{10}	9.60×10^8

注：ばね定数の単位は、kN/m (水平)、kN・m/rad (回転)

減衰係数の単位は、kN・s/m (水平)、kN・s・m/rad (回転)

第 3.2.1. c-3-2 表 建屋の応答係数

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

※建屋のスペクトル形状係数は、対象設備に応じ個別に算定する

第 3. 2. 1. d-1 表 起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度 [／年]
建屋・構築物の損傷 (R/B)	3. 8E-6
建屋・構築物の損傷 (RPV・PCV)	8. 9E-7
格納容器バイパス	1. 2E-7
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	7. 8E-7
計測・制御系喪失	6. 9E-8
直流電源喪失	6. 0E-8
全交流電源喪失 (RCW・RSW 損傷)	3. 8E-6
全交流電源喪失 (D/G 損傷)	2. 7E-7
外部電源喪失	1. 0E-4
過渡事象	1. 5E-2

第 3.2.1. d-2 表 評価対象システム一覧

分類	
起因事象	建屋・構築物（原子炉建屋）
	建屋・構築物（原子炉压力容器・格納容器）
	格納容器バイパス
	原子炉冷却材圧力バウンダリ
	計測・制御系
	直流電源
	原子炉補機冷却系
	交流電源（D/G）
	外部電源
緩和系	スクラム系
	SLC
	S/R 弁開，S/R 再閉鎖
	HPCF
	RCIC
	ADS
	LPFL
	RHR

第 3.2.1. d-3 表 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 [炉年]	寄与割合
建屋・構築物の損傷 (R/B)	3.8E-6	28.3%
建屋・構築物の損傷 (RPV・PCV)	8.9E-7	6.6%
格納容器バイパス事象	1.2E-7	0.9%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	7.8E-7	5.8%
計測・制御系喪失	6.9E-8	0.5%
直流電源喪失	6.0E-8	0.5%
全交流電源喪失 (RCW・RSW損傷)	3.8E-6	28.8%
全交流電源喪失 (D/G 損傷)	2.7E-7	2.0%
外部電源喪失	1.7E-6	12.7%
過渡事象	1.9E-6	13.9%
合計	1.3E-5	100%

第 3.2.1. d-4 表 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与が大きい事故シーケンスの概要 (1/2)

起因事象	主要な事故シーケンスの概要	左欄事故シーケンスによる炉心損傷頻度 (起因事象別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
建屋・構築物の損傷 (R/B)	<p>地震により「原子炉建屋基礎地盤すべり線」又は「原子炉建屋」が損傷すると建屋全体の崩壊の可能性があり、同時に建屋内の格納容器 (RCCV) 又は原子炉圧力容器などの機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。</p> <p>発生した場合の緩和系への影響を厳密に判断することが困難であるため、全損を仮定し、保守的に原子炉停止及び炉心冷却が不可能になるものと想定し直接炉心損傷に至るケース</p>	<p>3.8E-06 [/炉年] (3.8E-06 [/炉年])</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋基礎地盤すべり線の損傷
全交流電源喪失 (RCW・RSW 損傷)	<p>地震により外部電源と D/G のサポート系 (RCW・RSW) が機能喪失することで「全交流電源喪失」の起因事象となる。</p> <p>その後、事象初期の原子炉隔離時冷却系 (以下、RCIC) による原子炉注水に成功するものの、RCIC 運転継続に必要な直流電源及び水源を確保できないため注水継続に失敗し炉心損傷に至るケース</p>	<p>3.3E-06 [/炉年] (3.8E-06 [/炉年])</p>	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 (地震) + RCW 熱交換器の構造損傷 外部電源喪失 (地震) + RCW 配管の構造損傷

第 3.2.1. d-4 表 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与が大きい事故シーケンスの概要 (2/2)

起因事象	主要な事故シナリオ	左欄事故シーケンスによる炉心損傷頻度 (起因事象別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
外部電源喪失	地震により「外部電源喪失」の起因事象が発生するが非常用交流電源は健全であり電源は確保される。その後のスクラム, S/R 弁による圧力制御に成功し, HPCF による原子炉注水には成功するが, 残留熱除去系 (以下, RHR) による格納容器除熱失敗により炉心損傷に至るケース	1.4E-06 [炉年] (1.7E-06 [炉年])	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 (地震) + RHR 弁の機能損傷 ・ 外部電源喪失 (地震) + RHR 配管の構造損傷
過渡事象	地震により「過渡事象」が発生するものの, 外部電源は健全であり, スクラム, S/R 弁による圧力制御, HPCF による原子炉注水には成功するが, RHR による格納容器除熱失敗により炉心損傷に至るケース	1.1E-06 [炉年] (1.9E-06 [炉年])	<ul style="list-style-type: none"> ・ RSW ポンプの起動失敗 (ランダム要因)
建屋・構築物の損傷 (格納容器・圧力容器)	地震により原子炉格納容器又は原子炉圧力容器が損傷した場合の緩和系への影響を厳密に判断することが困難であるため, 保守的に原子炉停止及び炉心冷却が不可能になるものと想定し直接炉心損傷に至るケース	8.9E-07 [炉年] (8.9E-07 [炉年])	<ul style="list-style-type: none"> ・ RPV ペDESTALの損傷

第 3.2.1. d-5 表 炉心損傷シーケンス別炉心損傷頻度

炉心損傷シーケンス	炉心損傷頻度 [炉年]	寄与割合
建屋・構築物 (R/B) の損傷シーケンス (RBR)	3.8E-6	28.3%
電源喪失シーケンス (TB)	3.5E-6	26.5%
崩壊熱除去失敗シーケンス (TW)	3.3E-6	24.9%
建屋・構築物 (RPV・PCV) の損傷シーケンス (PCVR)	8.9E-7	6.6%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失シーケンス (LOCA)	8.2E-7	6.1%
電源喪失シーケンス (TBU)	3.7E-7	2.7%
未臨界確保失敗シーケンス (TC)	3.6E-7	2.7%
格納容器バイパスシーケンス (BYPASS)	1.2E-7	0.9%
計測・制御系喪失シーケンス (CI)	6.9E-8	0.5%
電源喪失シーケンス (TBD)	6.0E-8	0.5%
電源喪失シーケンス (TBP)	2.0E-8	0.2%
高圧注水失敗, 低圧注水失敗シーケンス (TQUV)	1.3E-8	0.1%
高圧注水失敗, 減圧失敗シーケンス (TQUX)	9.5E-9	0.1%
全炉心損傷頻度	1.3E-5	100%

第3.2.1.d-6 表 炉心損傷シーケンスに対する分析結果(1/3)

炉心損傷シーケンス	主要な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
建屋・構築物 (R/B) の損傷シーケンス (RBR)	原子炉建屋の損傷	3.8E-06 [／炉年] (3.8E-06 [／炉年])	・原子炉建屋基礎すべり線の損傷
電源喪失シーケンス (TB)	外部電源喪失+RCW・RSW 損傷 (全交流電源喪失)	3.3E-06 [／炉年] (3.5E-06 [／炉年])	・外部電源喪失 (地震) +RCW 熱交換器の構造損傷 ・外部電源喪失 (地震) +RCW 配管の構造損傷
崩壊熱除去失敗シーケンス (TW)	外部電源喪失+RHR による崩壊熱除去失敗	1.4E-06 [／炉年] (3.3E-06 [／炉年])	・外部電源喪失 (地震) +RHR 弁の機能損傷 ・外部電源喪失 (地震) +RHR 配管の構造損傷
建屋・構築物 (RPV・PCV) の損傷シーケンス (PCVR)	RPV 損傷	8.9E-07 [／炉年] (8.9E-07 [／炉年])	・RPV ペDESTALの構造損傷

第 3.2.1. d-6 表 炉心損傷シーケンスに対する分析結果 (2/3)

炉心損傷シーケンス	主な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失シーケンス (LOCA)	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	7.8E-07 [／炉年] (8.2E-07 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内配管の損傷
電源喪失シーケンス (TBU)	全交流電源喪失 (外部電源喪失+RCW・RSW 損傷) +RCIC 注水失敗	3.4E-07 [／炉年] (3.7E-07 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 (地震) + 復水貯蔵槽周り配管 (RCIC 水源) の構造損傷+RCW 熱交換器の構造損傷 外部電源喪失 (地震) + 復水貯蔵槽周り配管 (RCIC 水源) の構造損傷+非常用取水路の損傷
未臨界確保失敗シーケンス (TC)	全交流電源喪失 (外部電源喪失+RCW・RSW 損傷) +スクラム失敗	1.7E-07 [／炉年] (3.6E-07 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 (地震) + 上部格子板損傷+RCW 熱交換器の構造損傷 外部電源喪失 (地震) +CRD 配管構造損傷+RCW 熱交換器の構造損傷
格納容器バイパスシーケンス (BYPASS)	低耐震クラス配管破断+格納容器隔離弁損傷	1.2E-07 [／炉年] (1.2E-07 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材浄化系 (CUW 系) 配管の構造損傷+CUW 系隔離弁の機能損傷 停止時冷却隔離弁下流の低圧設計配管の構造損傷+停止時冷却隔離弁の機能損傷

第3.2.1.d-6 表 炉心損傷シーケンスに対する分析結果(3/3)

炉心損傷シーケンス	主な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
計測・制御系喪失シーケンス (CI)	計測・制御系の損傷	6.9E-08 [／炉年] (6.9E-08 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> ・コントロール建屋の損傷 ・直立盤の機能損傷
電源喪失シーケンス (TBD)	直流電源喪失	6.0E-08 [／炉年] (6.0E-08 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> ・電線管の構造損傷 ・直流 125V 主母線盤の機能損傷
電源喪失シーケンス (TBP)	全交流電源喪失（外部電源喪失+RCW・RSW 損傷）+S/R 弁再閉鎖失敗	1.9E-08 [／炉年] (2.0E-08 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失（地震）+RCW 熱交換器の構造損傷+S/R 弁のランダム故障 ・外部電源喪失（地震）+RCW 配管の構造損傷+S/R 弁のランダム故障
高圧注水失敗，低圧注水失敗シーケンス (TQUV)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	5.9E-09 [／炉年] (1.3E-08 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> ・RCW 熱交換器の構造損傷+RCIC ランダム故障 ・RCW 配管の構造損傷+RCIC ランダム故障
高圧注水失敗，減圧失敗シーケンス (TQUX)	過渡事象+高圧注水失敗+減圧失敗	5.4E-09 [／炉年] (9.5E-09 [／炉年])	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉減圧起動操作失敗+原子炉水位高誤信号（ランダム故障） ・原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位高誤信号（ランダム故障）

第 3.2.1. d-7 表 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果

加速度区分	地震発生頻度 [/年]	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合	累積寄与割合
1(120~175gal)	8.2E-03	3.5E-07	2.6%	2.6%
2(175~225gal)	3.2E-03	1.3E-07	1.0%	3.6%
3(225~275gal)	1.6E-03	6.8E-08	0.5%	4.1%
4(275~325gal)	9.0E-04	3.8E-08	0.3%	4.4%
5(325~375gal)	5.3E-04	2.3E-08	0.2%	4.6%
6(375~425gal)	3.3E-04	1.6E-08	0.1%	4.7%
7(425~475gal)	2.1E-04	1.3E-08	0.1%	4.8%
8(475~525gal)	1.4E-04	1.4E-08	0.1%	4.9%
9(525~575gal)	9.9E-05	1.9E-08	0.1%	5.0%
10(575~625gal)	7.0E-05	2.8E-08	0.2%	5.2%
11(625~675gal)	5.0E-05	4.1E-08	0.3%	5.5%
12(675~725gal)	3.7E-05	6.0E-08	0.4%	6.0%
13(725~775gal)	2.8E-05	8.7E-08	0.6%	6.6%
14(775~825gal)	2.1E-05	1.2E-07	0.9%	7.6%
15(825~875gal)	1.6E-05	1.6E-07	1.2%	8.8%
16(875~925gal)	1.2E-05	2.2E-07	1.6%	10.4%
17(925~975gal)	9.7E-06	2.7E-07	2.0%	12.4%
18(975~1025gal)	7.6E-06	3.3E-07	2.5%	14.9%
19(1025~1075gal)	6.0E-06	3.9E-07	2.9%	17.9%
20(1075~1125gal)	4.8E-06	4.5E-07	3.4%	21.3%
21(1125~1175gal)	3.8E-06	5.1E-07	3.8%	25.1%
22(1175~1225gal)	3.1E-06	5.7E-07	4.2%	29.4%
23(1225~1275gal)	2.5E-06	6.1E-07	4.6%	33.9%
24(1275~1325gal)	2.1E-06	6.5E-07	4.9%	38.8%
25(1325~1375gal)	1.7E-06	6.9E-07	5.1%	43.9%
26(1375~1425gal)	1.4E-06	7.0E-07	5.2%	49.2%
27(1425~1475gal)	1.2E-06	7.0E-07	5.2%	54.4%
28(1475~1525gal)	1.0E-06	6.8E-07	5.1%	59.5%
29(1525~1575gal)	8.4E-07	6.4E-07	4.8%	64.2%
30(1575~1625gal)	7.1E-07	5.9E-07	4.4%	68.6%
31(1625~1675gal)	6.1E-07	5.4E-07	4.0%	72.6%
32(1675~1725gal)	5.2E-07	4.8E-07	3.6%	76.2%
33(1725~1775gal)	4.4E-07	4.2E-07	3.1%	79.4%
34(1775~1825gal)	3.7E-07	3.7E-07	2.7%	82.1%
35(1825~1875gal)	3.2E-07	3.2E-07	2.4%	84.5%
36(1875~1925gal)	2.7E-07	2.7E-07	2.0%	86.5%
37(1925~1975gal)	2.3E-07	2.3E-07	1.8%	88.2%
38(1975~2100gal)	4.6E-07	4.6E-07	3.5%	91.7%
39(2100~2300gal)	4.8E-07	4.8E-07	3.6%	95.3%
40(2300~2500gal)	2.7E-07	2.7E-07	2.0%	97.3%
41(2500~2700gal)	1.6E-07	1.6E-07	1.2%	98.5%
42(2700~2900gal)	9.2E-08	9.2E-08	0.7%	99.2%
43(2900~3100gal)	5.3E-08	5.3E-08	0.4%	99.6%
44(3100~3300gal)	2.9E-08	2.9E-08	0.2%	99.8%
45(3300~3500gal)	1.8E-08	1.8E-08	0.1%	99.9%
46(3500~3700gal)	8.1E-09	8.1E-09	0.1%	100.0%
47(3700~3900gal)	2.8E-09	2.8E-09	0.0%	100.0%
全炉心損傷頻度		1.3E-05	100.0%	----

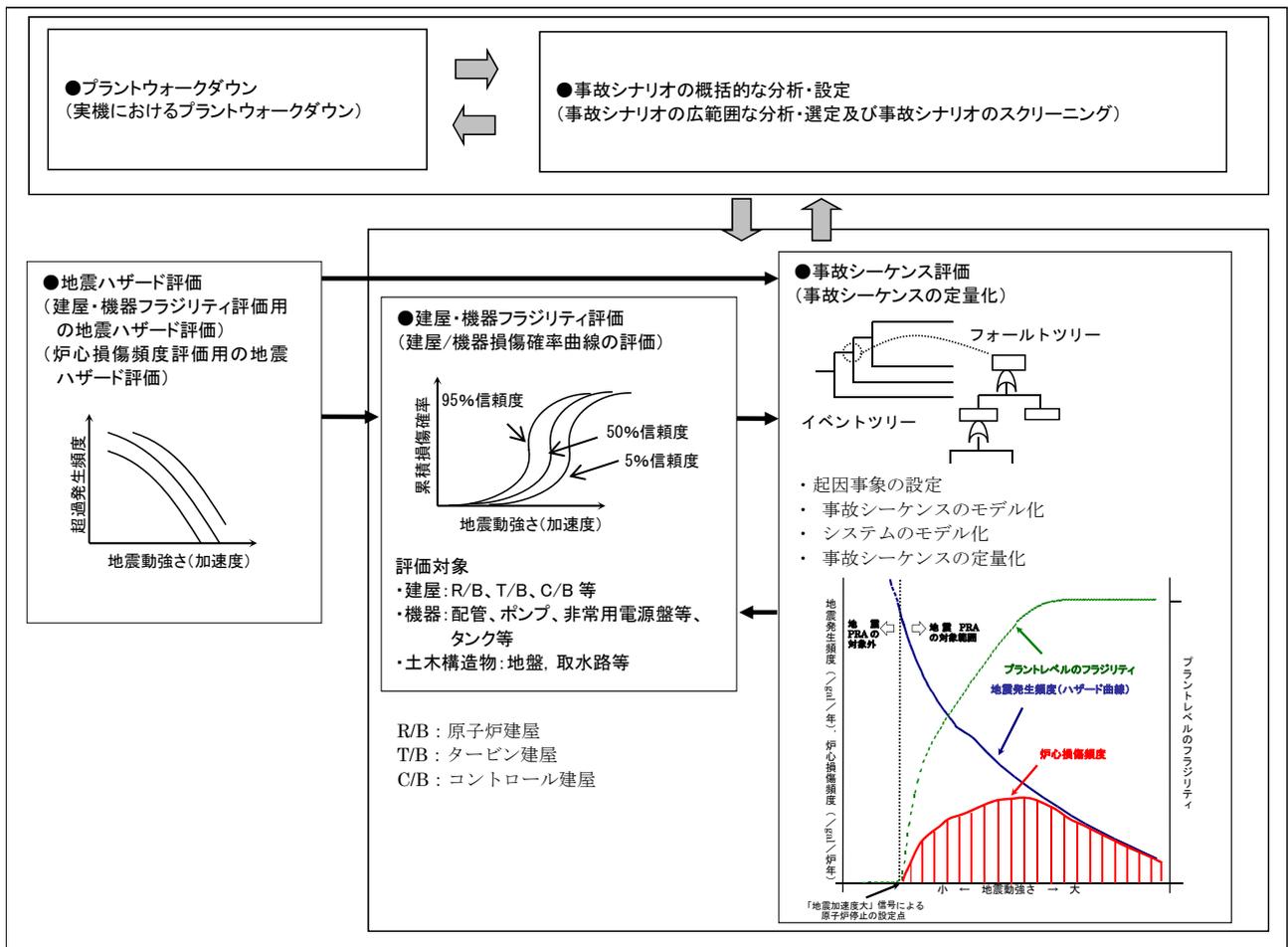
第 3. 2. 1. d-8 表 FV 重要度評価結果

建屋・機器	中央値 (G)	HCLPF (G)	FV 重要度	建屋・機器の損傷が影響を与える主 な事故シーケンス
1.RCW 熱交換器	1.81	0.98	1.7E-01	・ TB シーケンス ・ TBU シーケンス
2.RCW 配管	2.58	1.11	4.7E-02	・ TB シーケンス ・ TBU シーケンス
3.RHR 弁	2.61	1.13	4.3E-02	・ TW シーケンス
4.RHR/LPFL 共通弁	2.61	1.13	4.3E-02	・ TW シーケンス
5.格納容器内配管	3.35	1.15	4.0E-02	・ LOCA シーケンス
6.RHR 配管	3.35	1.15	4.0E-02	・ TW シーケンス
7.原子炉建屋基礎地盤 すべり線	1.83	1.33	3.2E-02	・ RBR シーケンス
8.非常用取水路	2.20	1.33	2.3E-02	・ TB シーケンス ・ TBU シーケンス
9.RPV ペデスタル	2.65	1.24	2.1E-02	・ PCVR シーケンス
10.セラミックインシュ レータ	0.91	0.43	1.7E-02	・ TB シーケンス ・ TW シーケンス

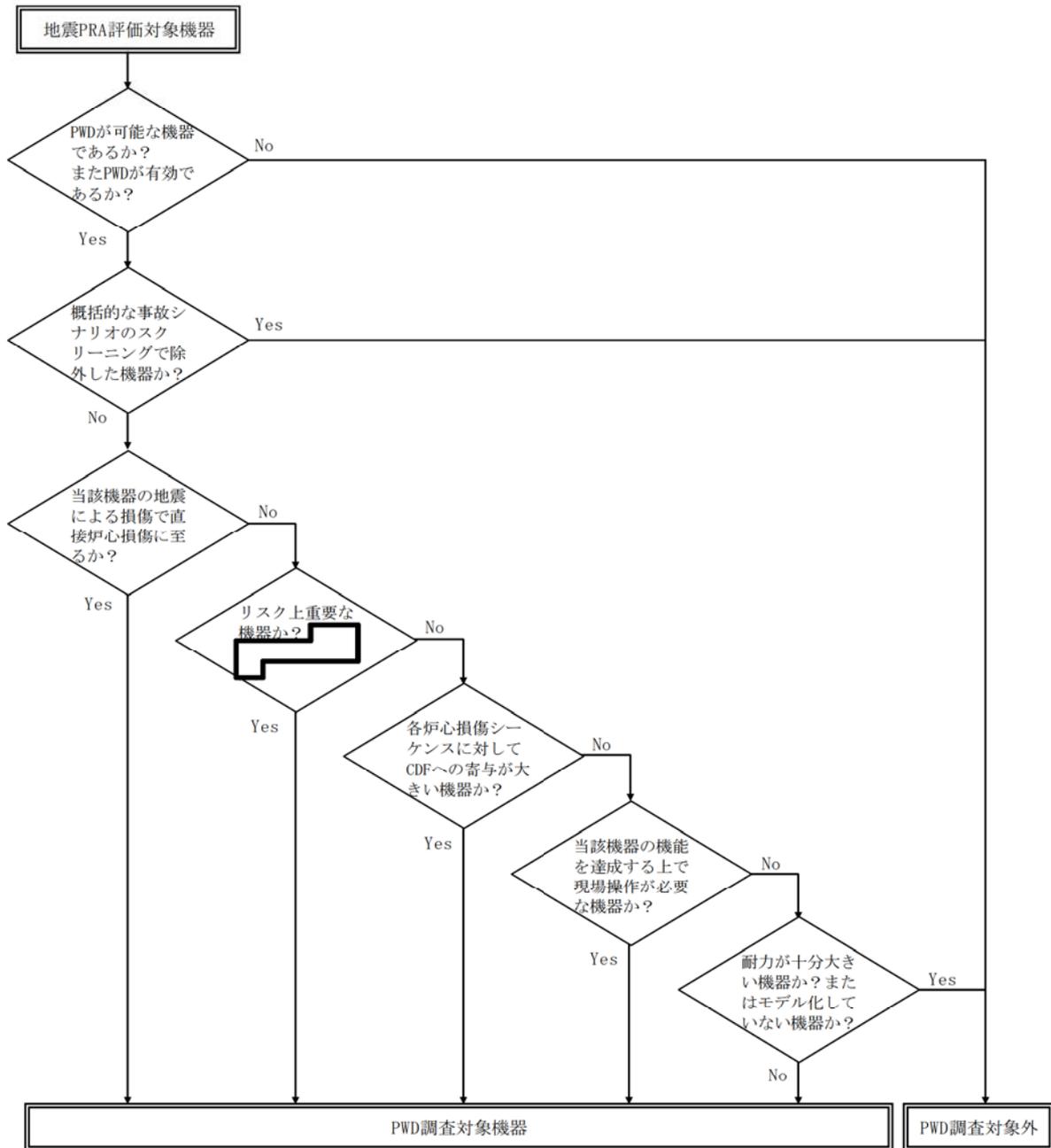
第 3.2.1. d-9 表 感度解析対象機器 (損傷の完全独立想定機器)

(KK7)

FV 重要度	対象機器
1. 7E-01	RCW 熱交換器
4. 7E-02	RCW 配管
4. 3E-02	RHR 弁
4. 3E-02	RHR/LPFL 共通弁
4. 0E-02	RHR 配管
2. 3E-02	非常用取水路
1. 6E-02	RHR ポンプ
1. 1E-02	DGFO 配管



第 3.2.1.a-1 図 地震 PRA 評価フロー



第 3. 2. 1. a-2 図 プラントウォークダウン調査対象機器 選定フロー

柏崎刈羽原子力発電所7号機 プラントワークダウン・チェックシート		Sheet No. KK7-041	実施日 平成26年 2月 27日	実施者 [Redacted]		
機器名称： RCW 配管(A) (配管サポート名称: AN-RCW-T504)	耐震クラス： S	機器 No.： 191				
建屋名： [Redacted]						
フロア： [Redacted]	区画： 機器配置図 Sh.11					
[チェック対象項目] (下記チェック欄にレ点を記入する)						
A) 耐震安全性の確認 <input checked="" type="checkbox"/>						
B) 現場操作の確認 <input type="checkbox"/>						
A) 耐震安全性の確認 (確認結果欄にレ点を記入する)						
No	点 検 項 目	確認結果				備考
		Y	N	U	N/A	
1	対象機器本体の評価	/	/	/	/	/
	a 対象機器の形状が図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違が無い	レ				
	b 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）は無い	レ				
	c 配管接合部と図面に外見上の相違点は無い	レ				
	d 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	レ				
2	アンカーボルト評価	/	/	/	/	/
	a アンカーボルトの形状が図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違が無い	レ				
	b アンカーボルトに外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	レ				
	c アンカーボルトの締め付け強度は適切に管理されている（ゆるみ止め対策がされている等）	レ				
	d アンカーボルト付近のコンクリート部に外見上亀裂がない	レ				
3	二次的影響について	/	/	/	/	/
	a 周辺の耐震クラスが低い機器、構築物等が倒壊又は損傷することで二次的影響を及ぼすことがない	レ				
	b 倒壊により被害を与える周辺の機器の耐震性は問題ない	レ				
	c クレーン、燃料交換機の落下、部材のコンクリート剥落、ブロック壁の倒壊など安全上重要な機器に影響を及ぼすことがない				レ	機器上部にクレーンが設置されていないことを確認。
	d 機器に接続されるケーブルが柔軟な構造をしている				レ	接続されるケーブルがないことを確認
	e Sクラス以外の周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はない	レ				
	f 周囲に仮置き火災源 ¹ はない	レ				

第 3.2.1. a-3 図 プラントワークダウン評価結果例 (1/4)

B) 現場操作の確認 (確認結果欄にレ点を記入する) (例 現場での起動が必要な設備, 現場での復旧作業において機能回復が見込める設備)					
点 検 項 目	確認結果				備考
	Y	N	U	N/A	
アクセス性	/	/	/	/	/
a 対象機器の識別が可能である				レ	
b 周辺設備又は周辺斜面からの被害を受けない				レ	
c 可動部分のある器具 ² は存在しない				レ	
d 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				レ	
現場操作性	/	/	/	/	/
a 現場での操作が可能である				レ	
b 操作のための場所が確保できる				レ	
c 機器の作動状態が確認できる				レ	

特記事項
・現場操作は不要であるため, 現場操作の確認についてはN/Aとする。

総合評価 (モデルへの反映方法, 取扱い等も含む)
・地震 PRA で評価している範囲において, 耐震安全性に問題はない。

¹ 燃え始める可能性がある設備又は仮置き可燃物

² 固定されていない点検用クレーン, 梯子, 可動式架台など, アクセス性を阻害する可能性のある器具

第 3.2.1. a-3 図 プラントウォークダウン評価結果例 (2/4)



RCW 配管 外観



RCW 配管 外観

第 3.2.1. a-3 図 プラントウォークダウン評価結果例 (3/4)

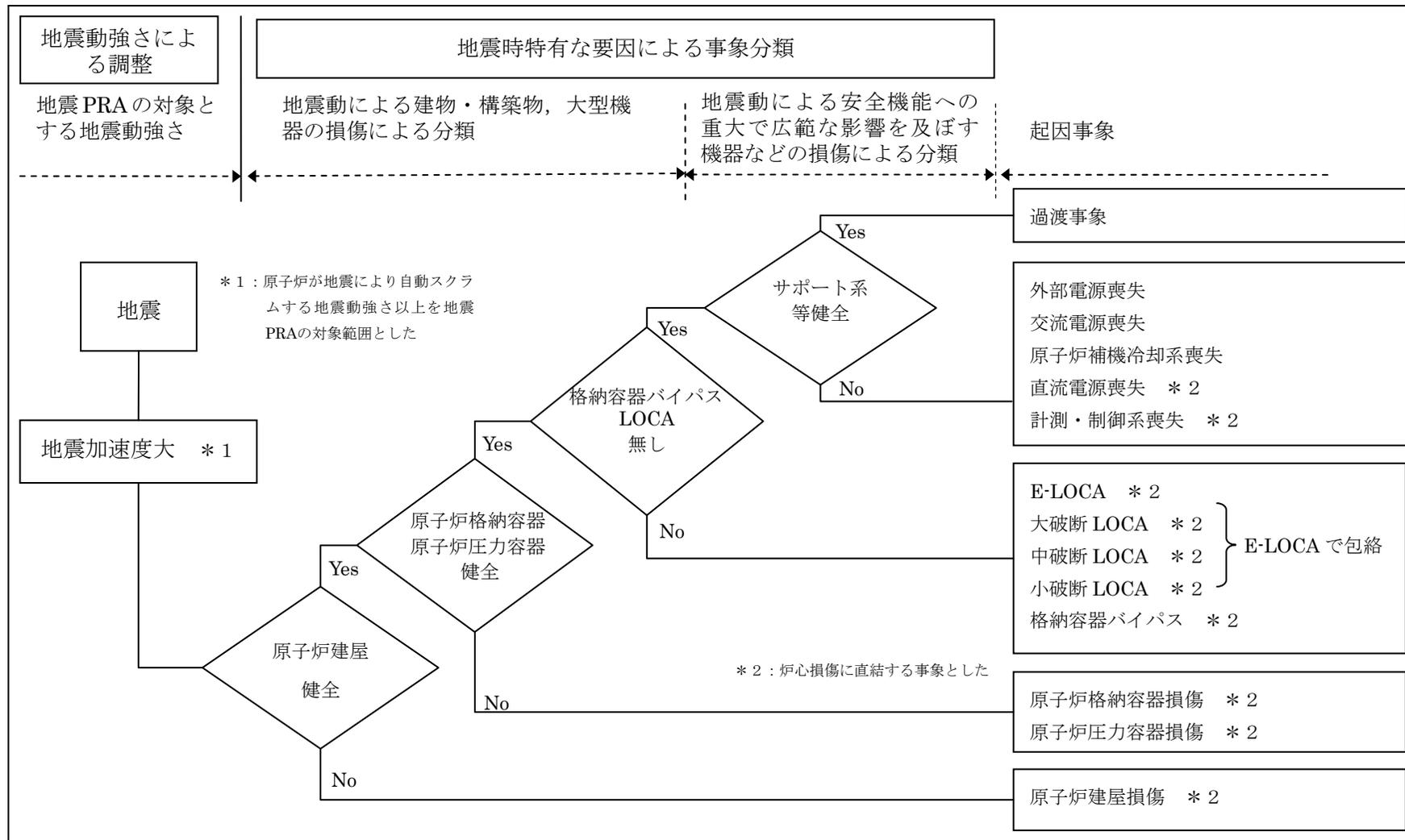


RCW 配管サポート 外観

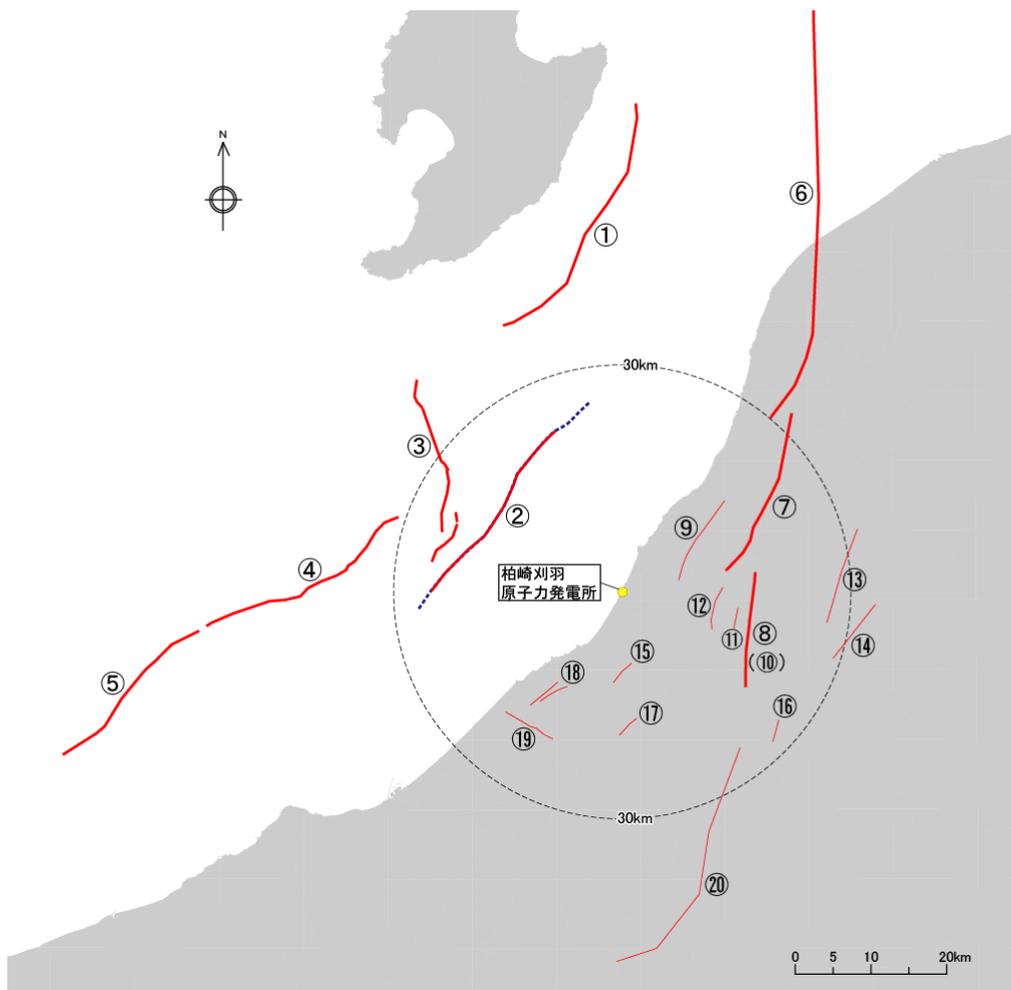


RCW 配管サポート 外観

第 3.2.1. a-3 図 プラントウォークダウン評価結果例 (4/4)



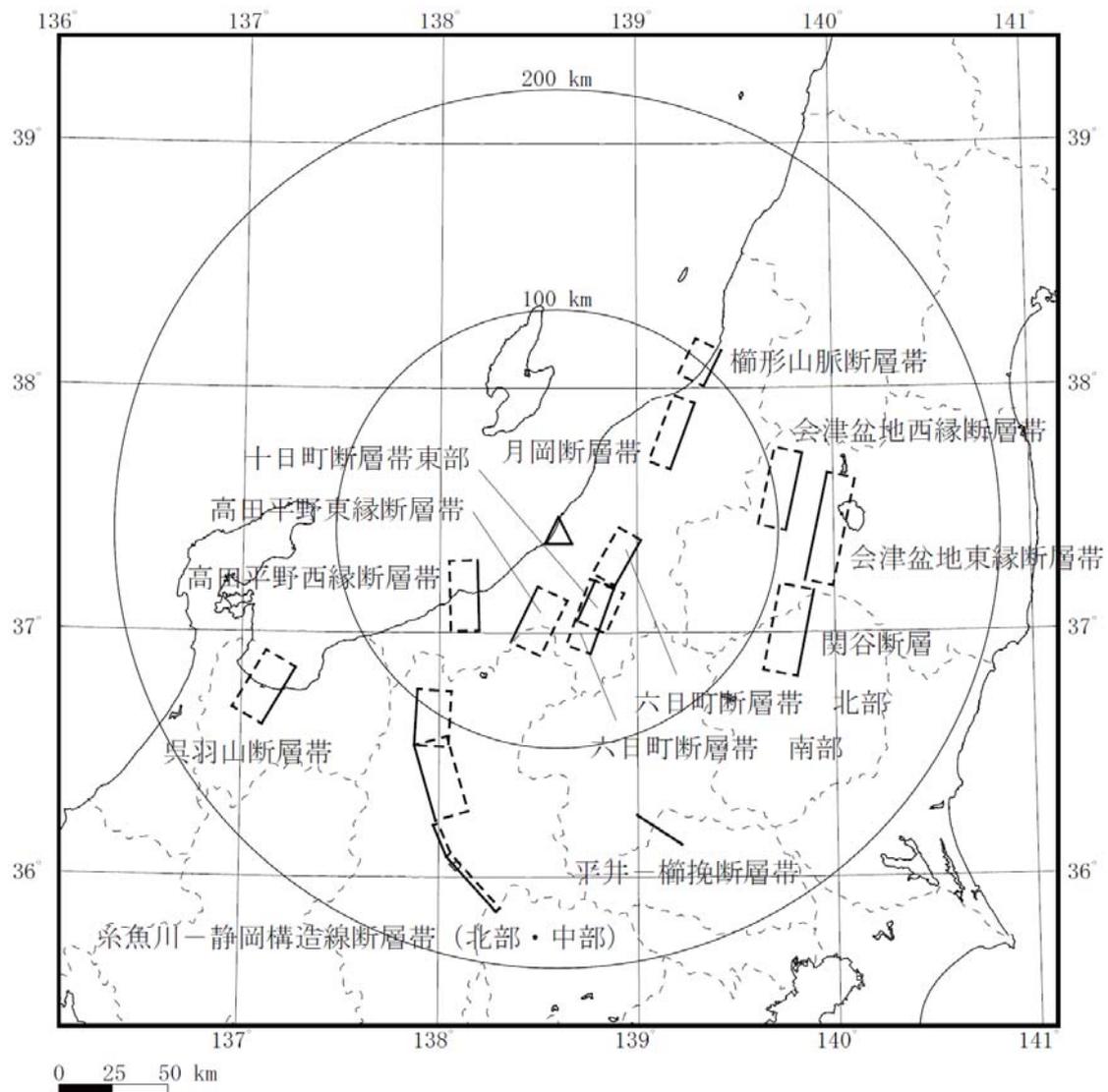
第3.2.1. a-4 図 起因事象の抽出フロー



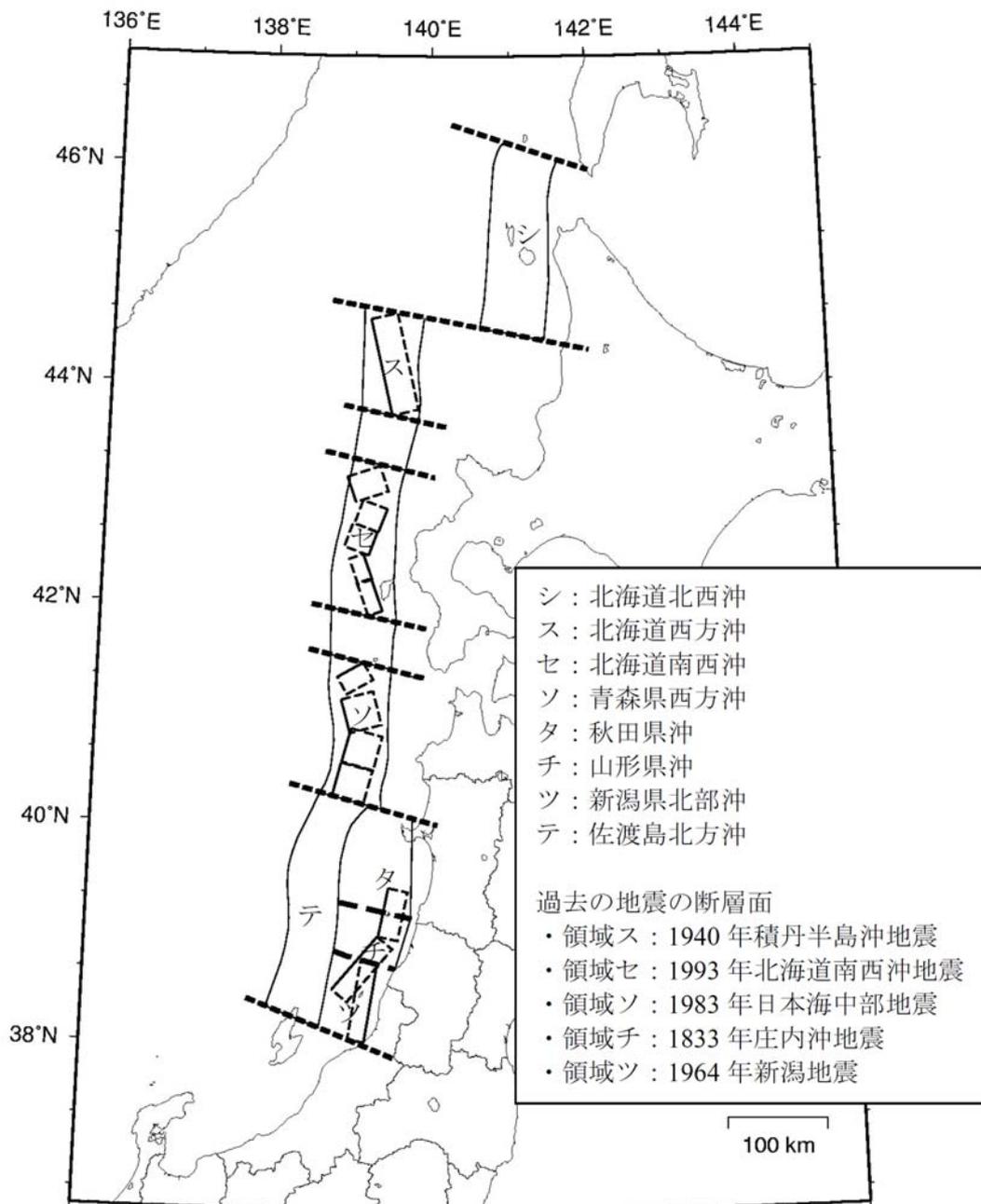
①	佐渡島棚東縁撓曲	⑪	親沢断層
②	F-B 褶曲群	⑫	渋海川向斜部のリニアメント
③	佐渡島南方断層	⑬	悠久山断層
④	F-D 褶曲群	⑭	半蔵金付近のリニアメント
⑤	高田沖褶曲群	⑮	柏崎平野東縁のリニアメント
⑥	角田・弥彦断層	⑯	山本山断層
⑦	気比ノ宮断層	⑰	水上断層
⑧	片貝断層	⑱	上米山断層
⑨	中央丘陵西縁部断層	⑲	雁海断層
⑩	上富岡断層	⑳	十日町盆地西縁断層

注) 背景色つきの断層は連動を考慮する。

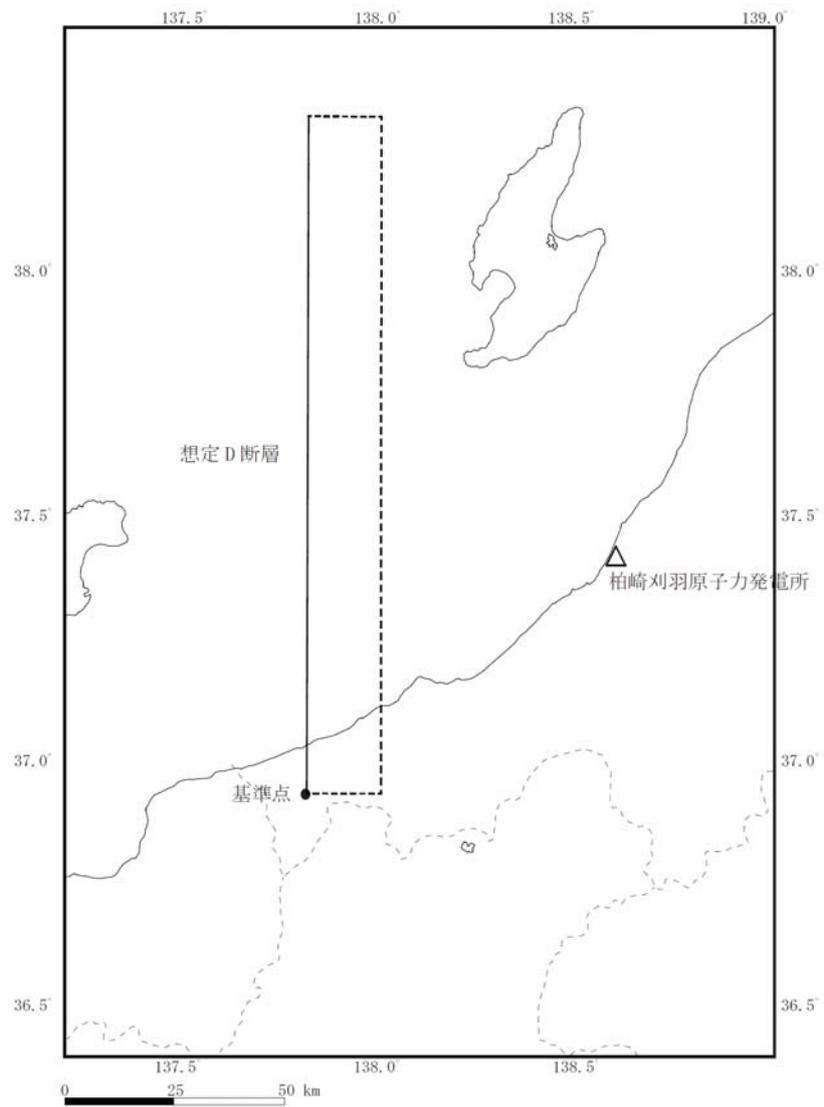
第 3.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層 (地質調査結果に基づく)



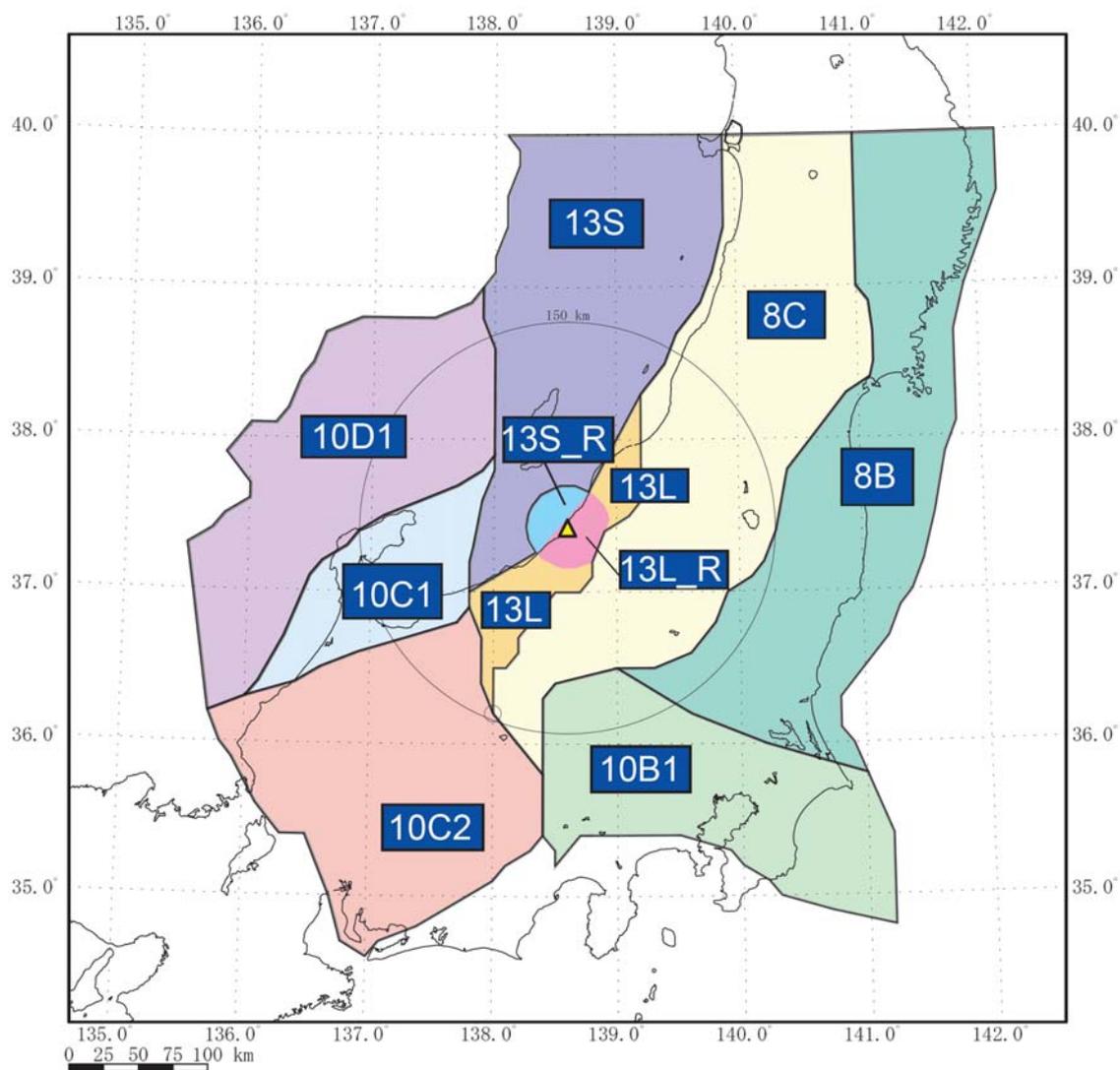
第 3.2.1.b-2 図 敷地周辺の主な活断層（地震調査研究推進本部（2012）に基づく）



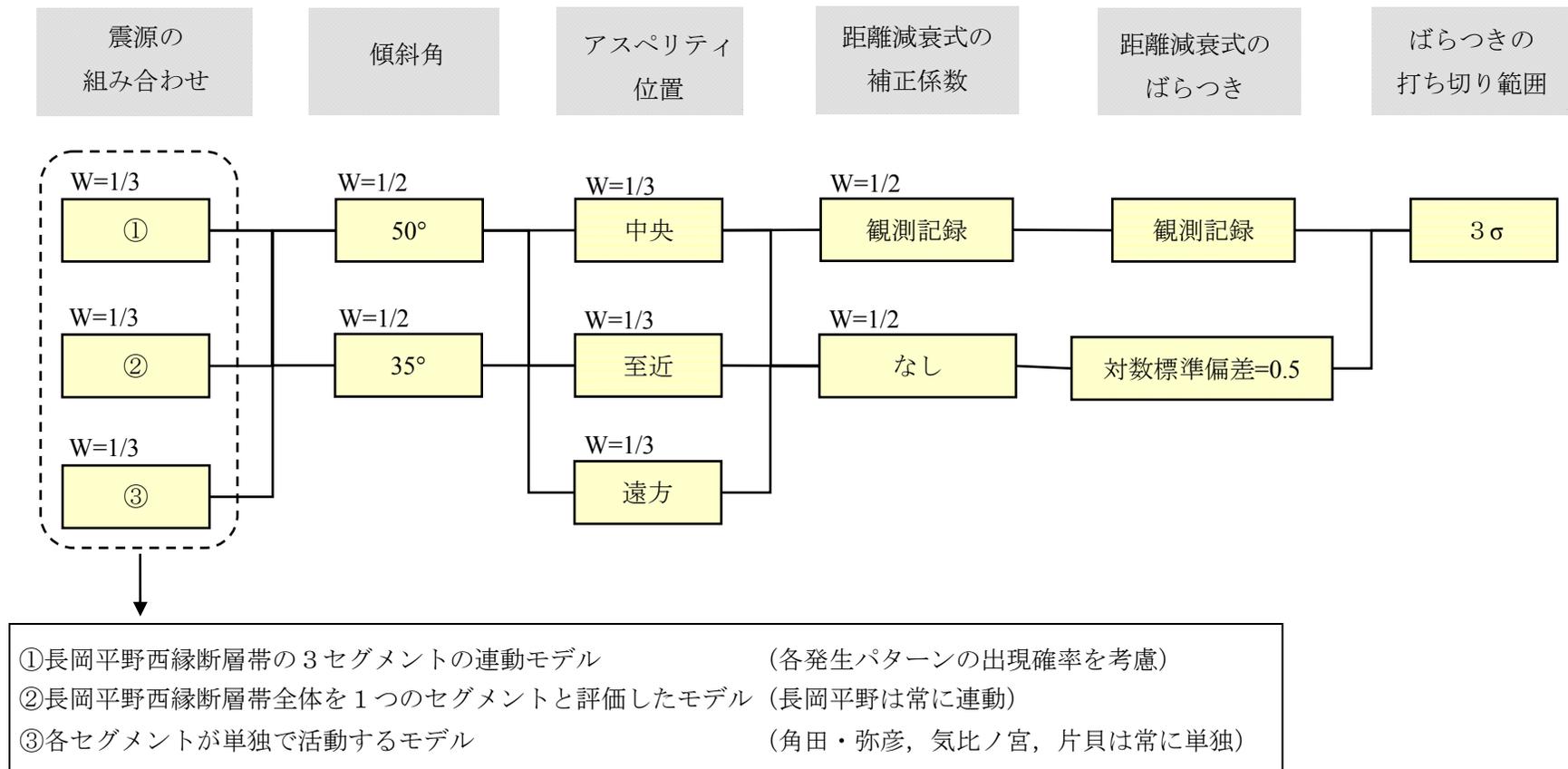
第 3.2.1.b-3 図 日本海東縁部の特定震源



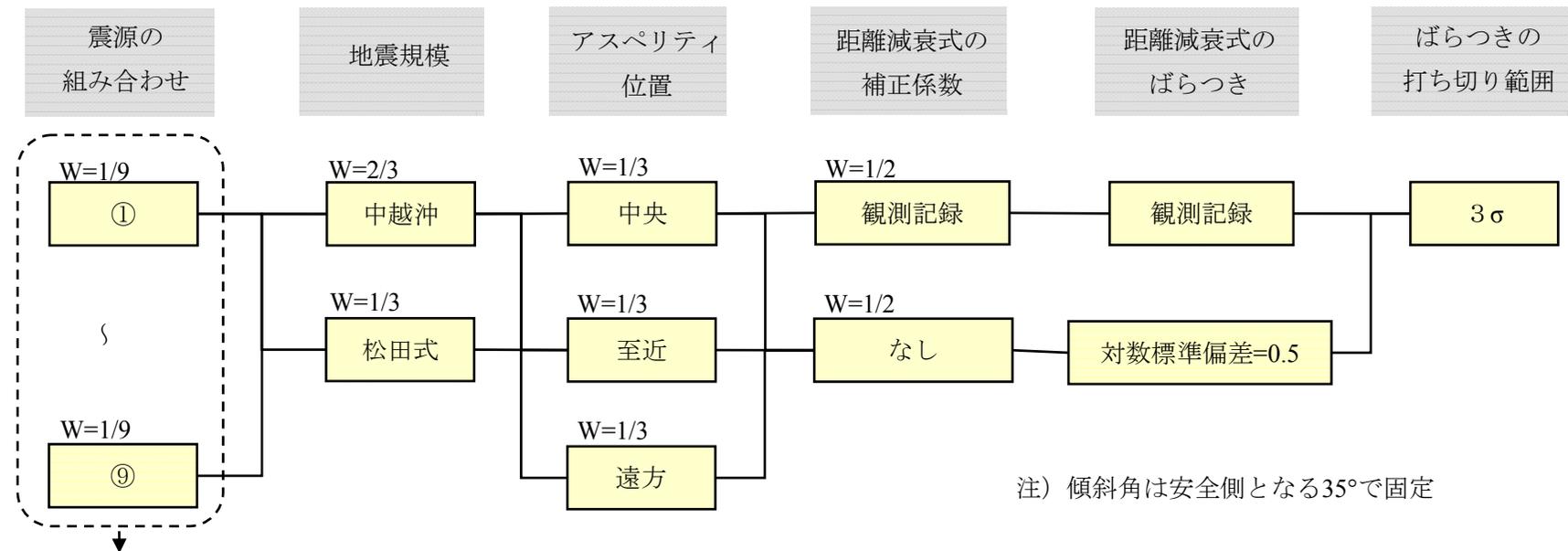
第 3.2.1.b-4 図 津波評価において考慮している特定震源



第 3.2.1.b-5 図 設定した領域区分



第 3.2.1.b-6 図 ロジックツリーを設定した陸域の主要な活断層



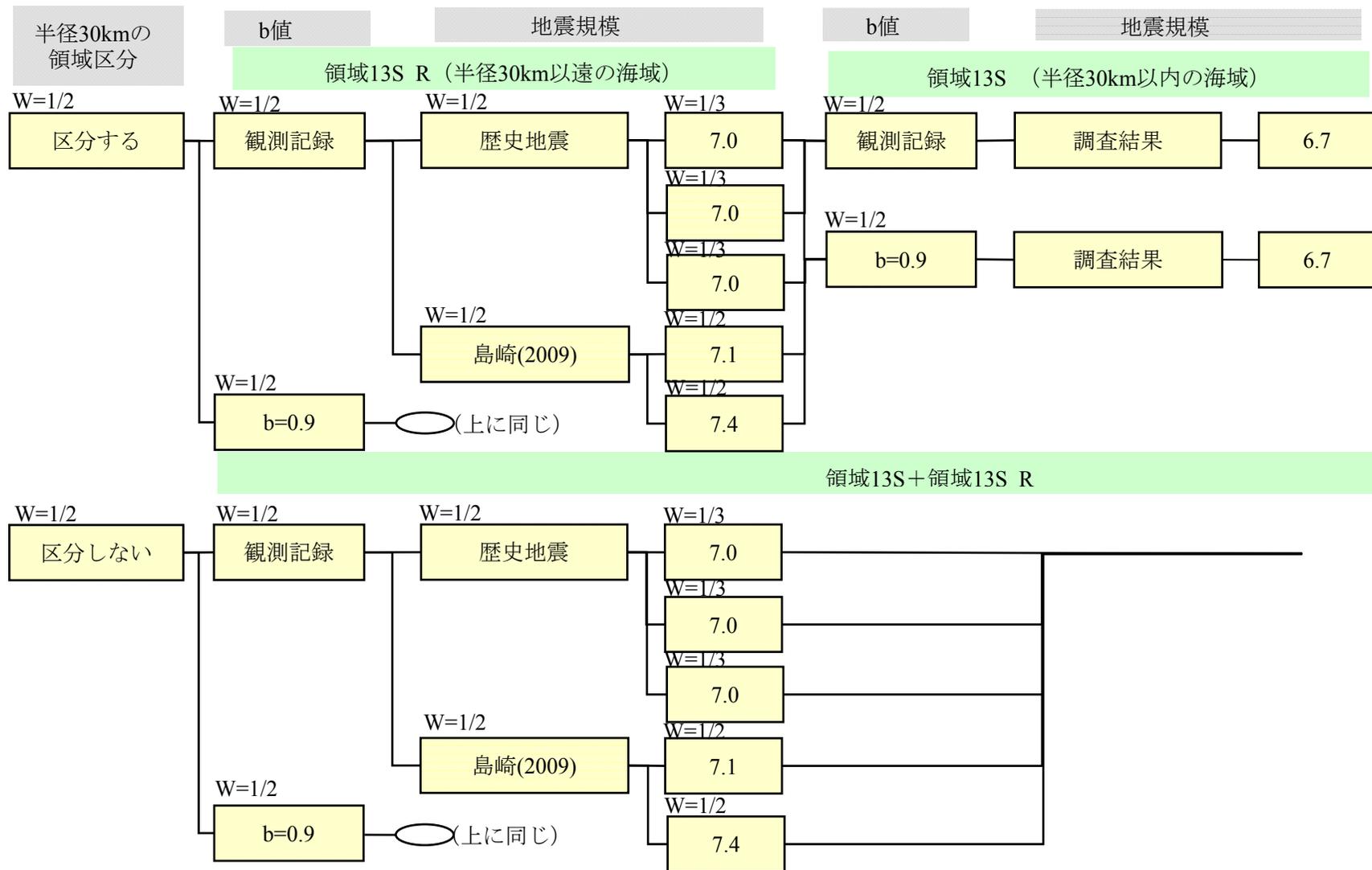
注) 傾斜角は安全側となる35°で固定

- ①F-B断層，佐渡島南方断層，F-D断層，高田沖断層の各セグメントが常に個別に活動
- ②F-D，高田沖は常に個別，F-B+佐渡島南方は連動
- ③F-D+高田沖は常に同時，F-B断層，佐渡島南方断層は常に個別に活動
- ④F-D，高田沖は常に同時，F-B+佐渡島南方は連動
- ⑤F-D+高田沖は連動，その他は常に個別に活動
- ⑥F-D+高田沖は連動，F-B+佐渡島南方は連動
- ⑦高田沖+F-D+F-Bは連動，佐渡島南方は常に個別に活動
- ⑧高田沖+F-D+佐渡島南方は連動，F-Bは常に個別に活動
- ⑨高田沖+F-D+F-B+佐渡島南方は連動

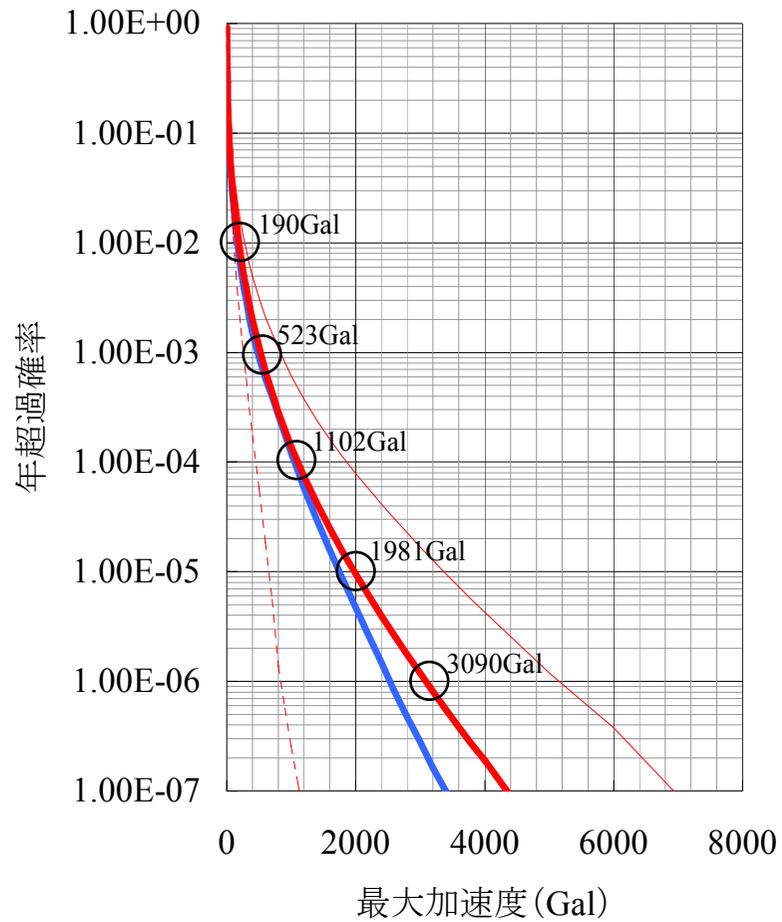
注1) 親不知海脚西縁断層帯～魚津断層帯はモデル⑦～⑨に対して連動する場合 (W=1/2) を考える。

注2) 佐渡海盆東縁断層については，活動を考慮するケース (W=1/10) と活動を考慮しないケース (W=9/10) を分岐として設定し，活動を考慮する場合には，周辺の断層と連動するケース (W=1/2) と連動しないケース (W=1/2) を分岐として設定する

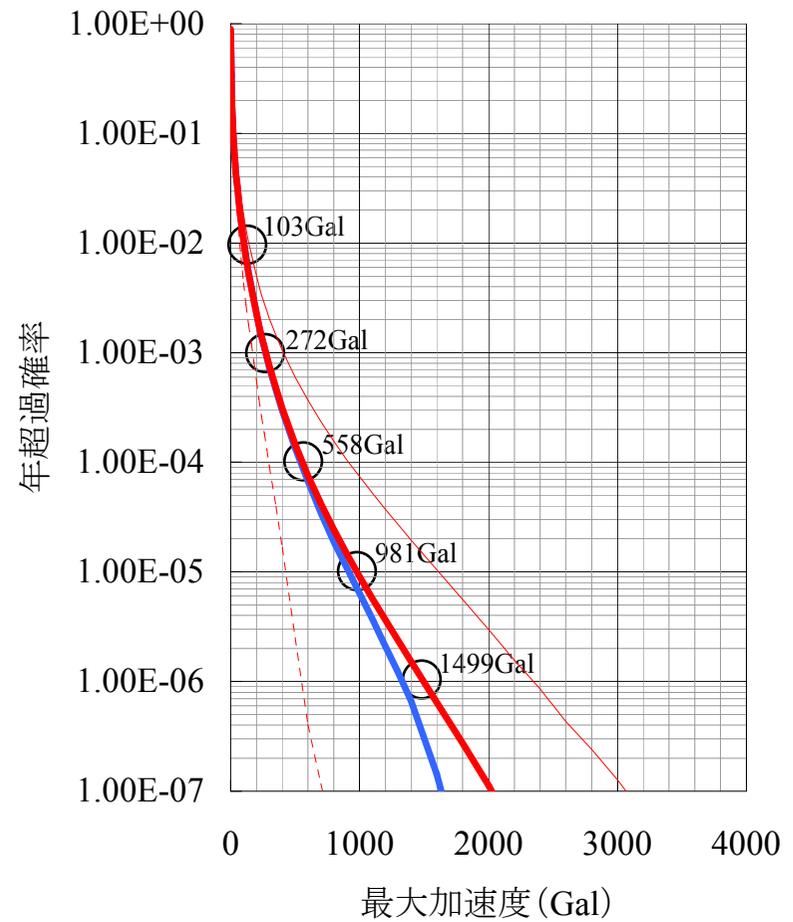
第 3.2.1.b-7 図 ロジックツリーを設定した海域の主要な活断層



第 3.2.1.b-8 図 ロジックツリーを設定した敷地周辺の領域震源

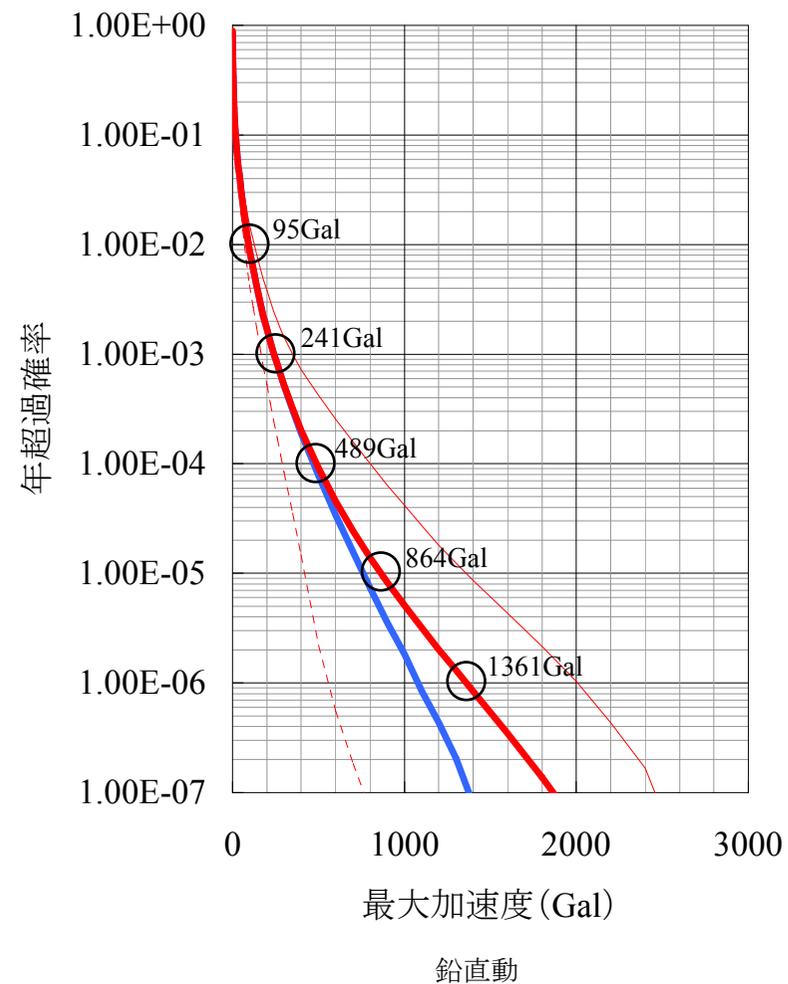
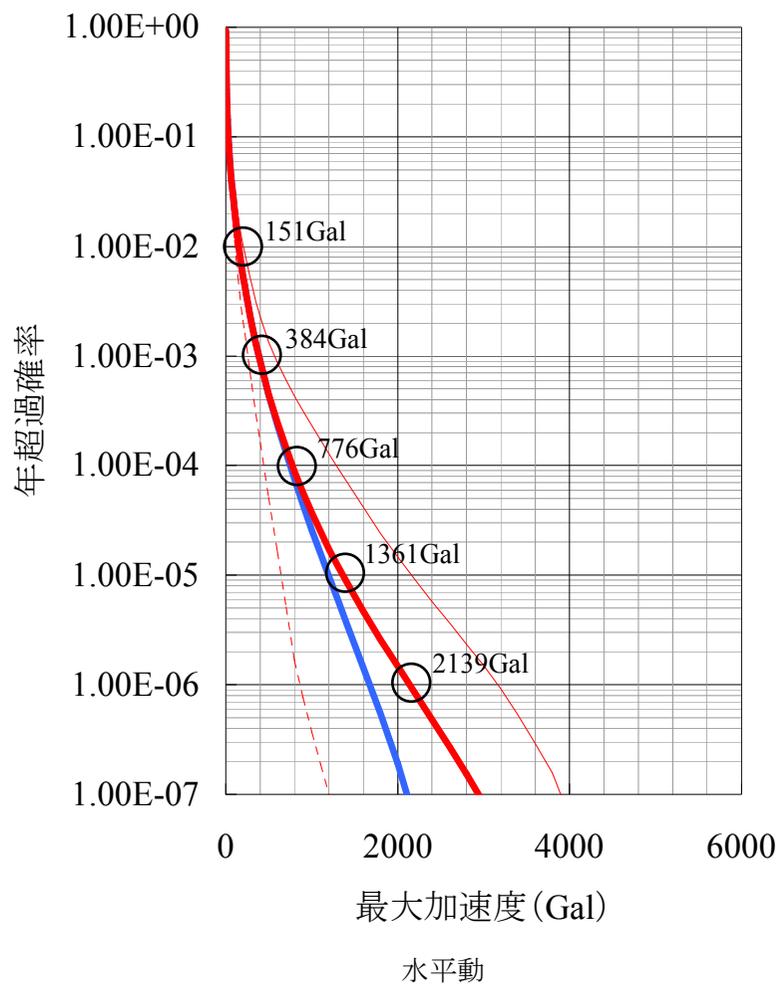


水平動

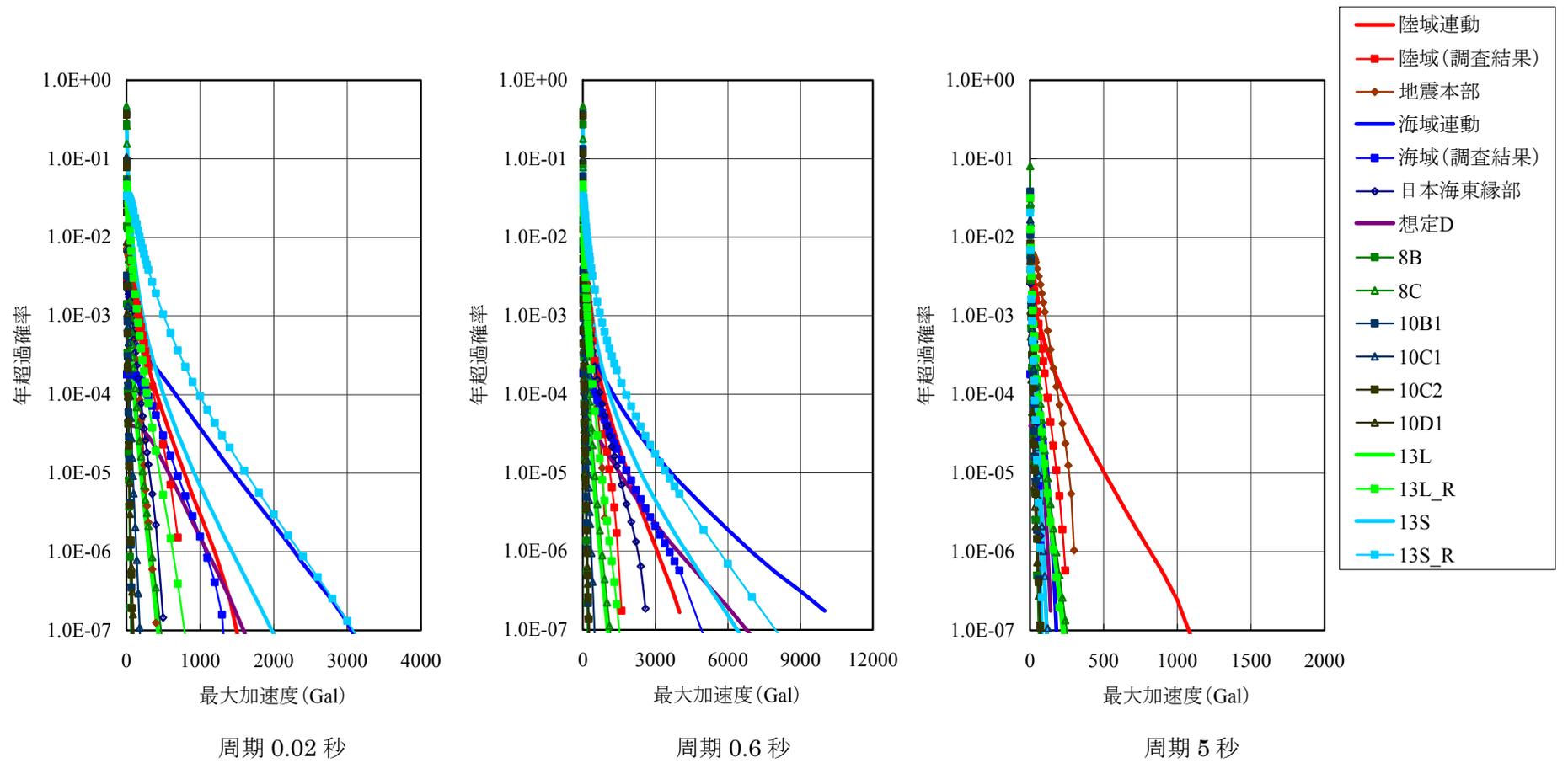


鉛直動

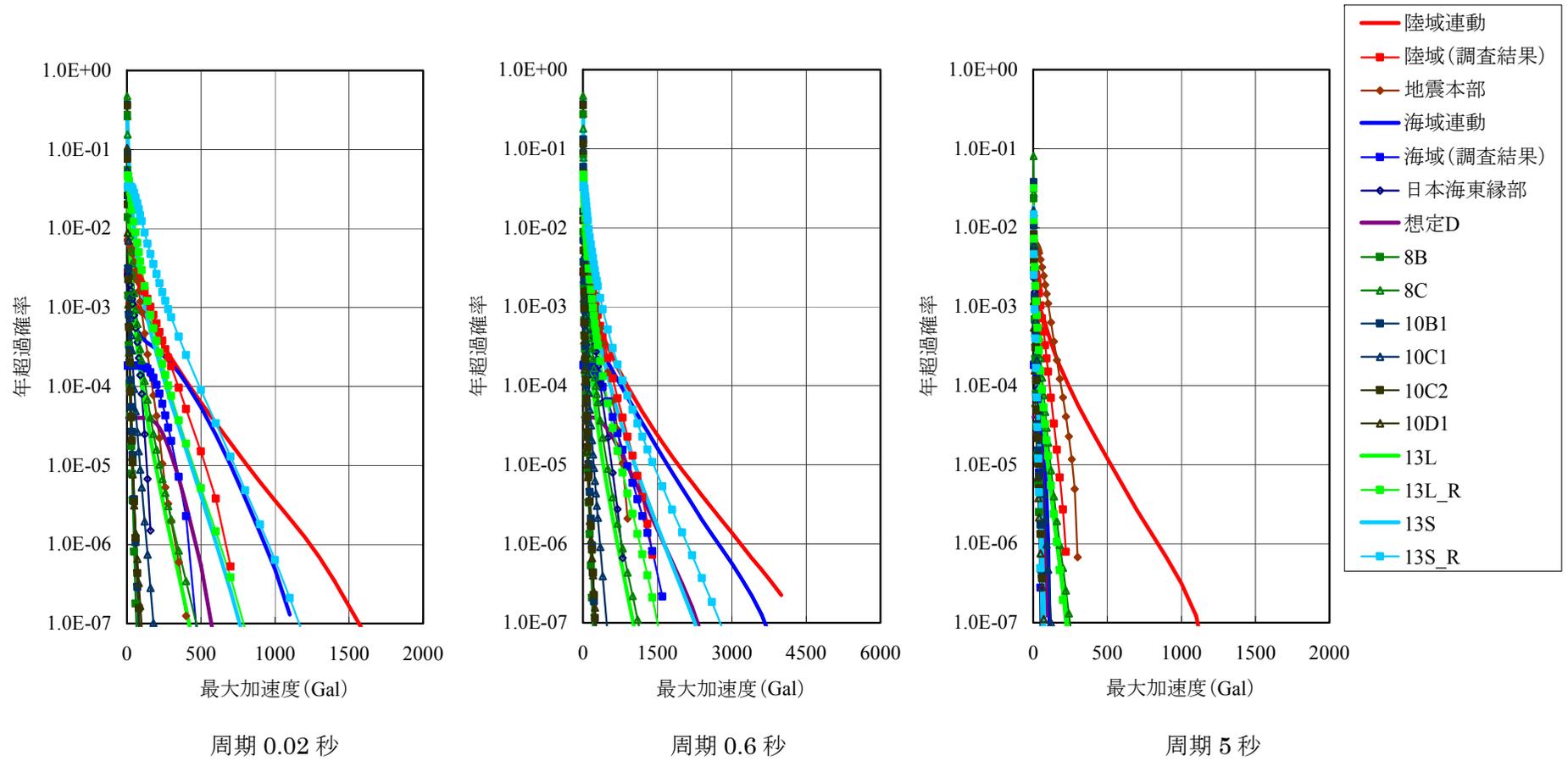
第 3.2.1.b-9 図 平均ハザード曲線 (周期 0.02 秒, 荒浜側)



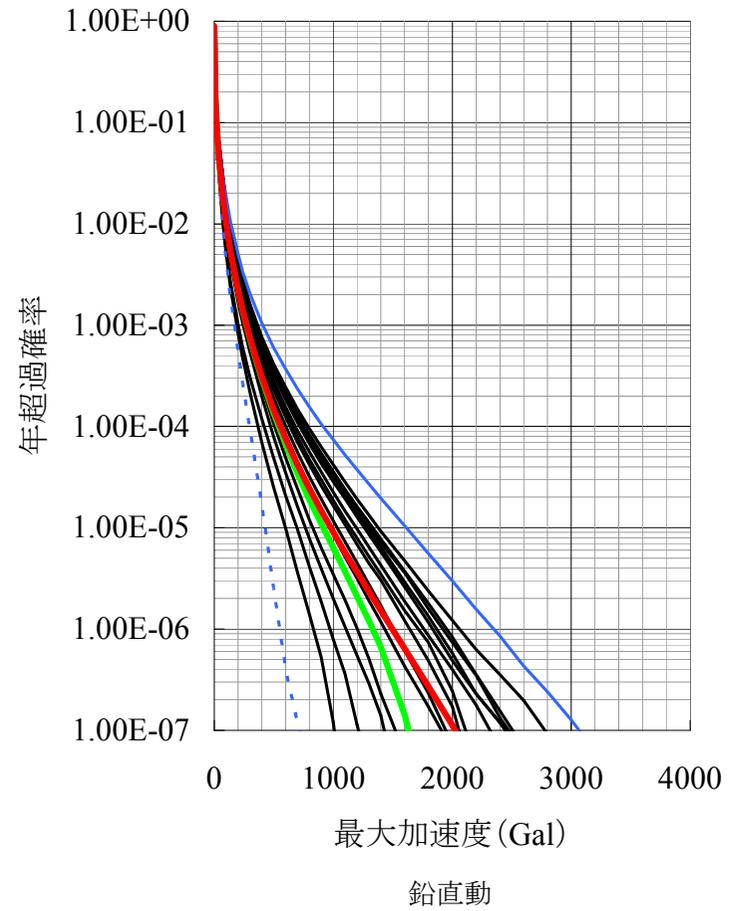
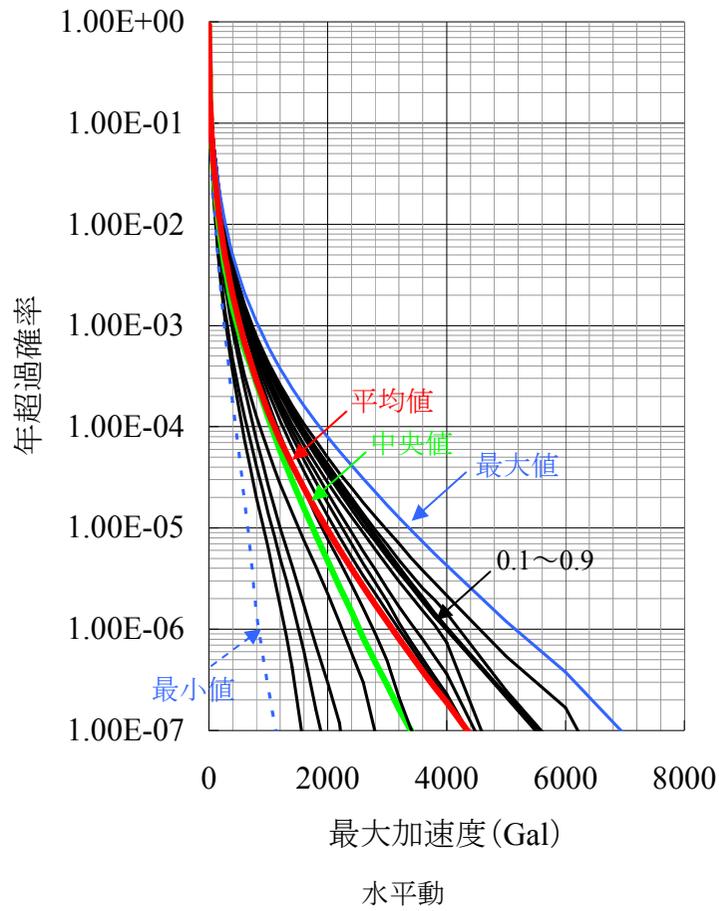
第 3.2.1.b-10 図 平均ハザード曲線 (周期 0.02 秒, 大湊側)



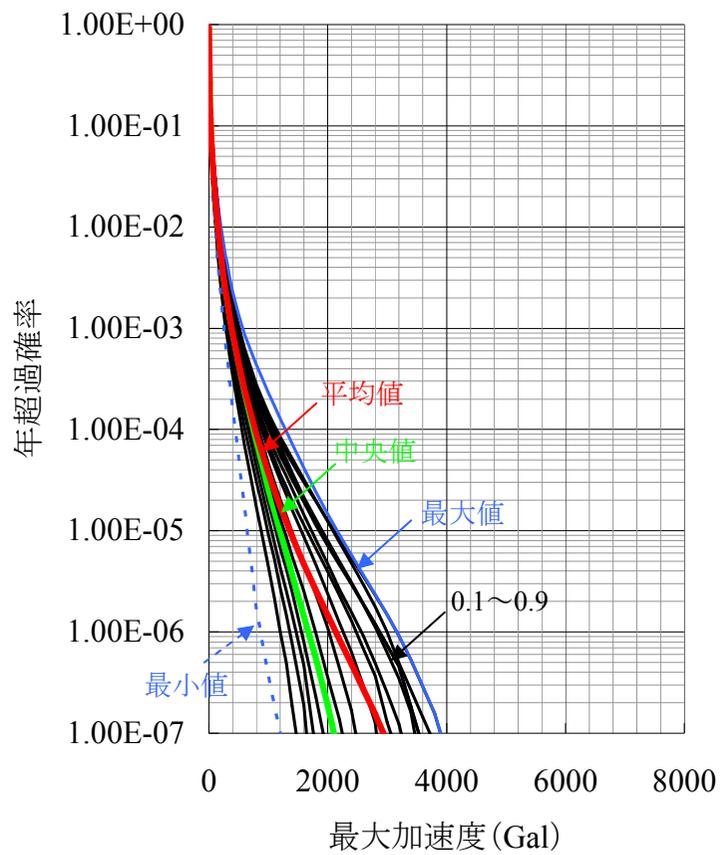
第 3.2.1.b-11 図 地震ごとのハザード曲線 (荒浜側, 水平動)



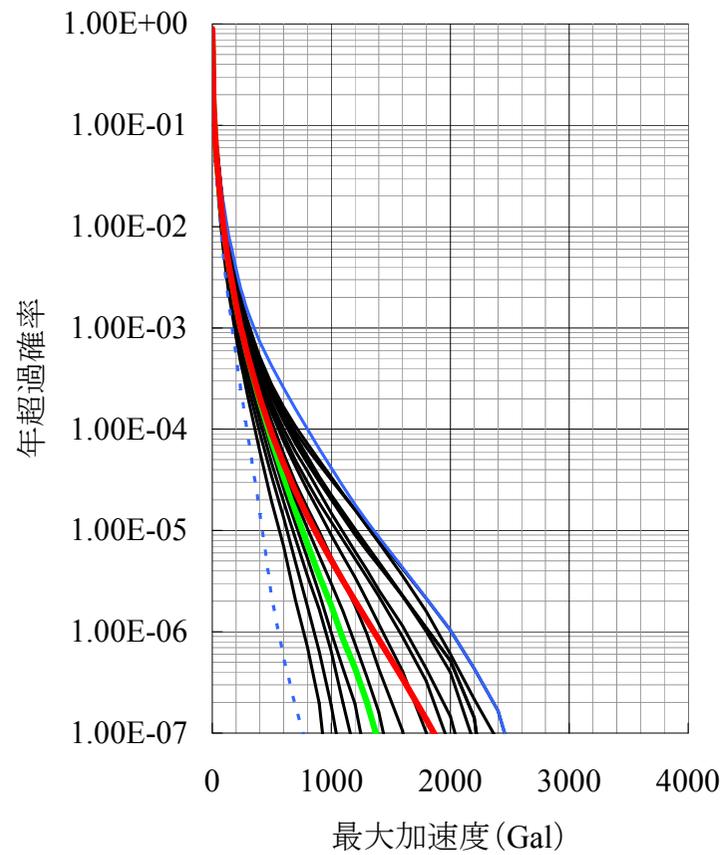
第 3.2.1.b-12 図 地震ごとのハザード曲線 (大湊側, 水平動)



第 3.2.1.b-13 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒, 荒浜側)

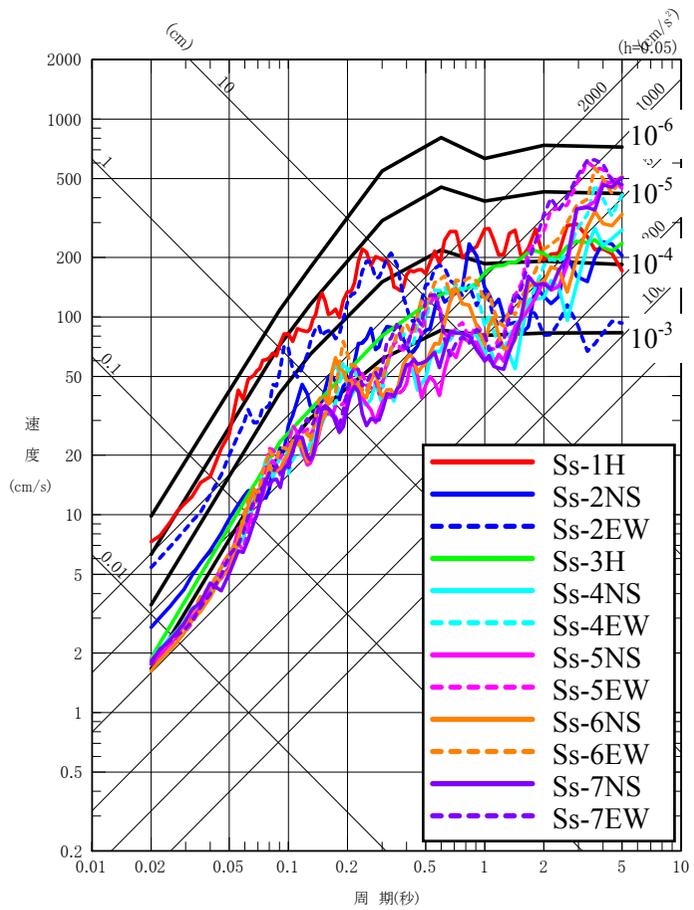


水平動

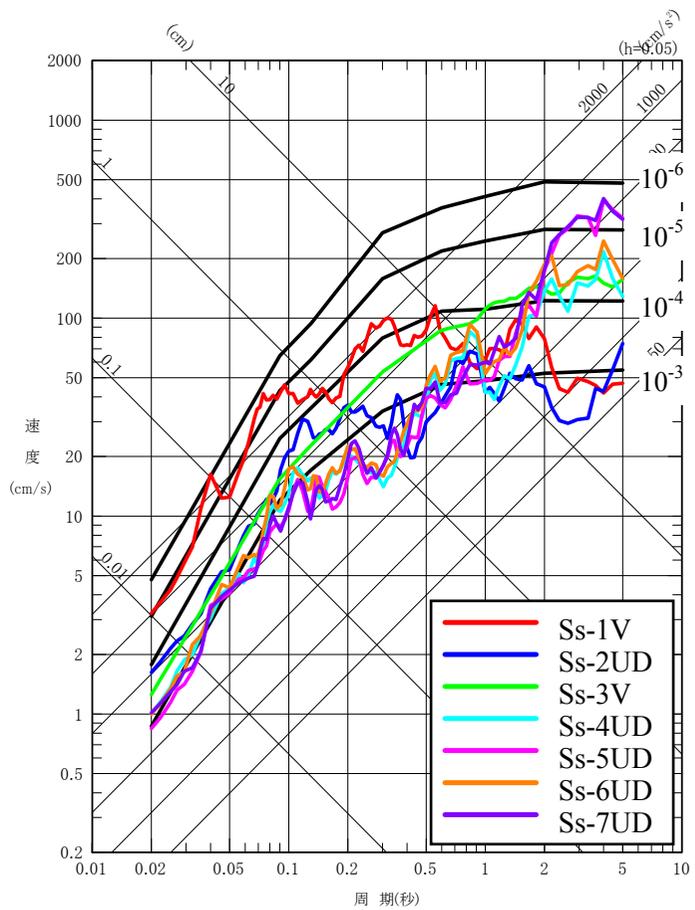


鉛直動

第 3.2.1.b-14 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒, 大湊側)

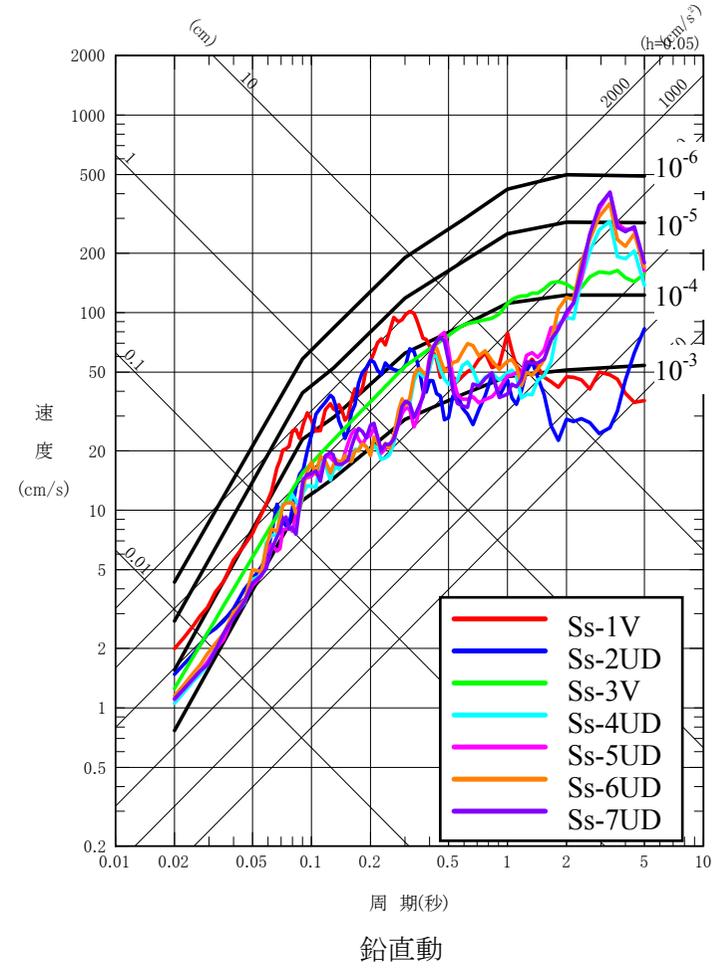
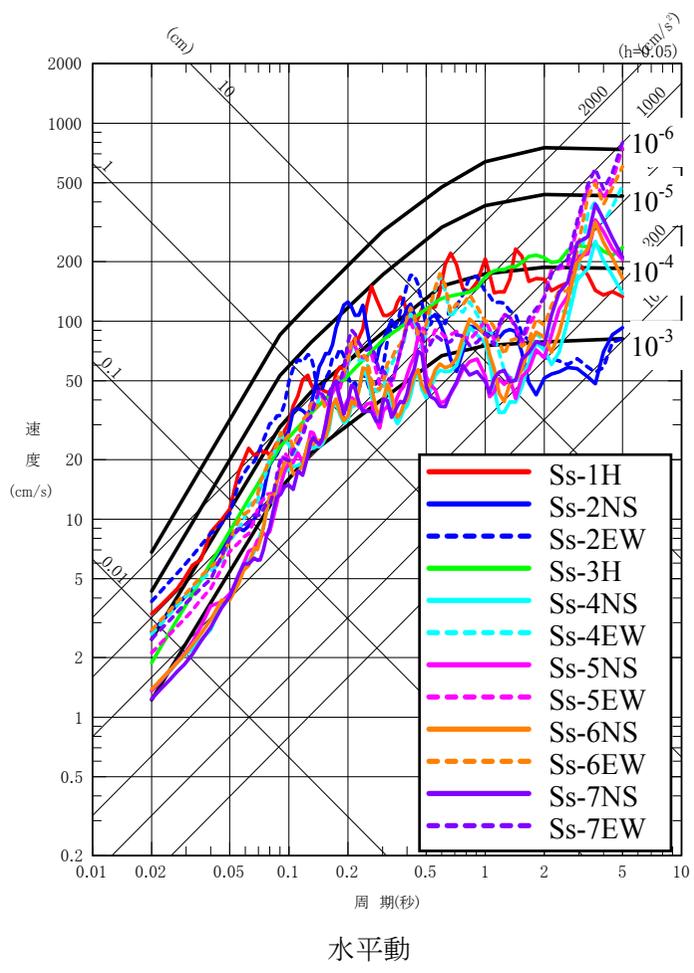


水平動

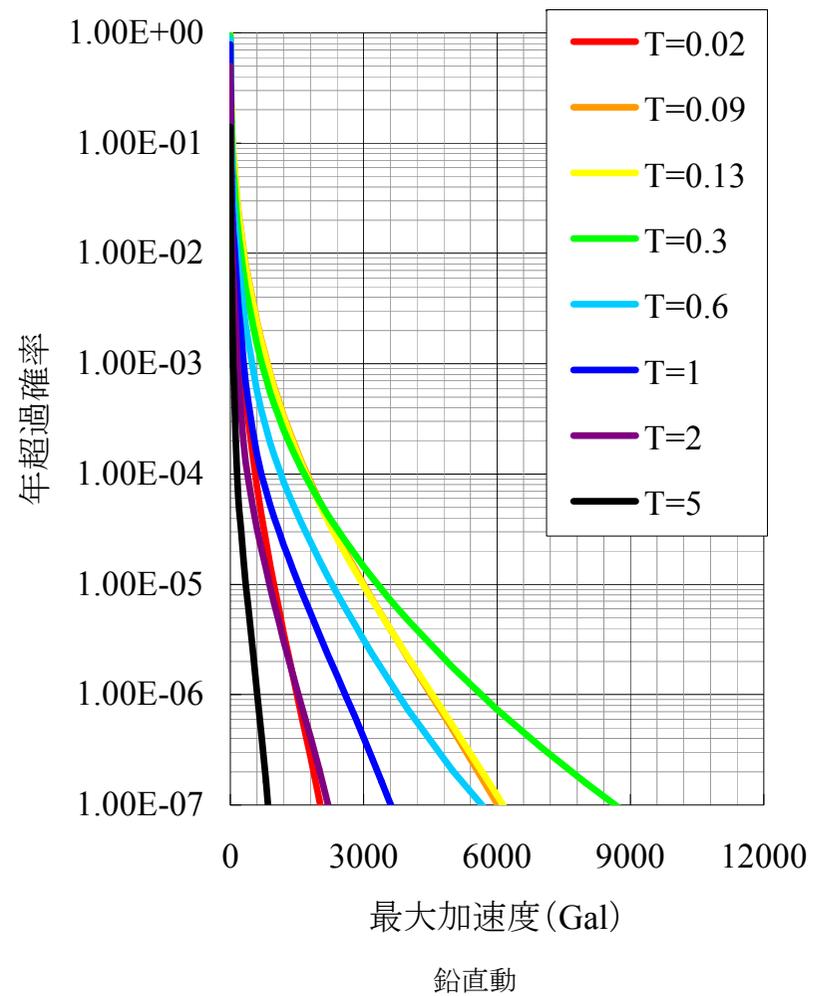
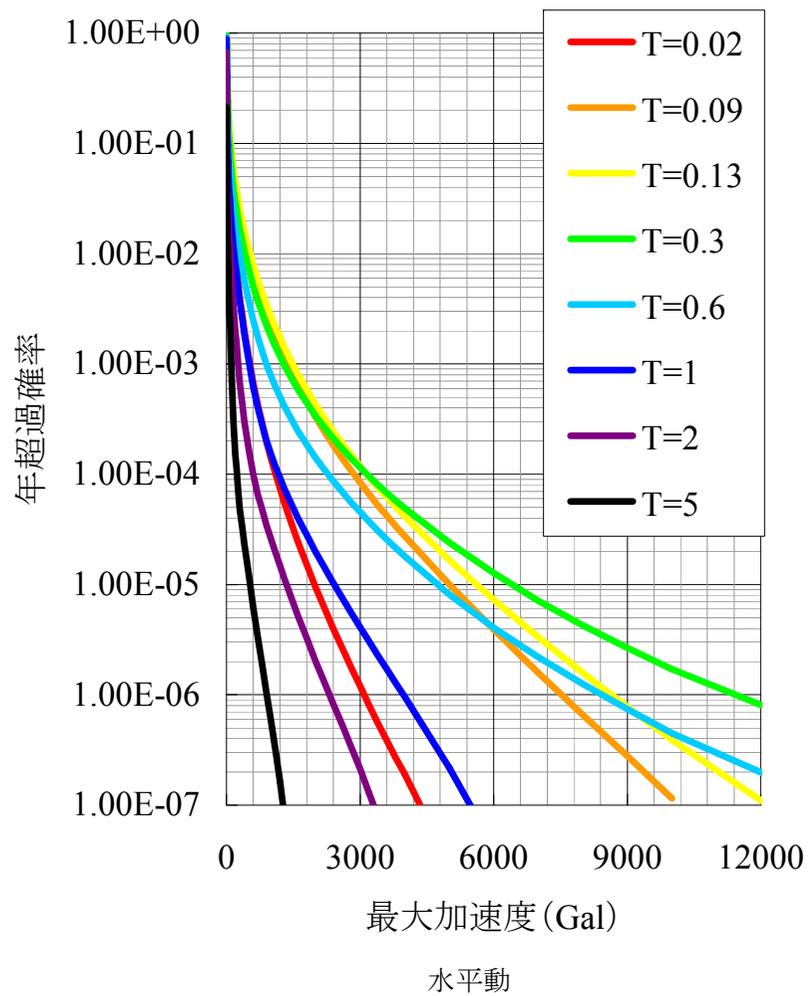


鉛直動

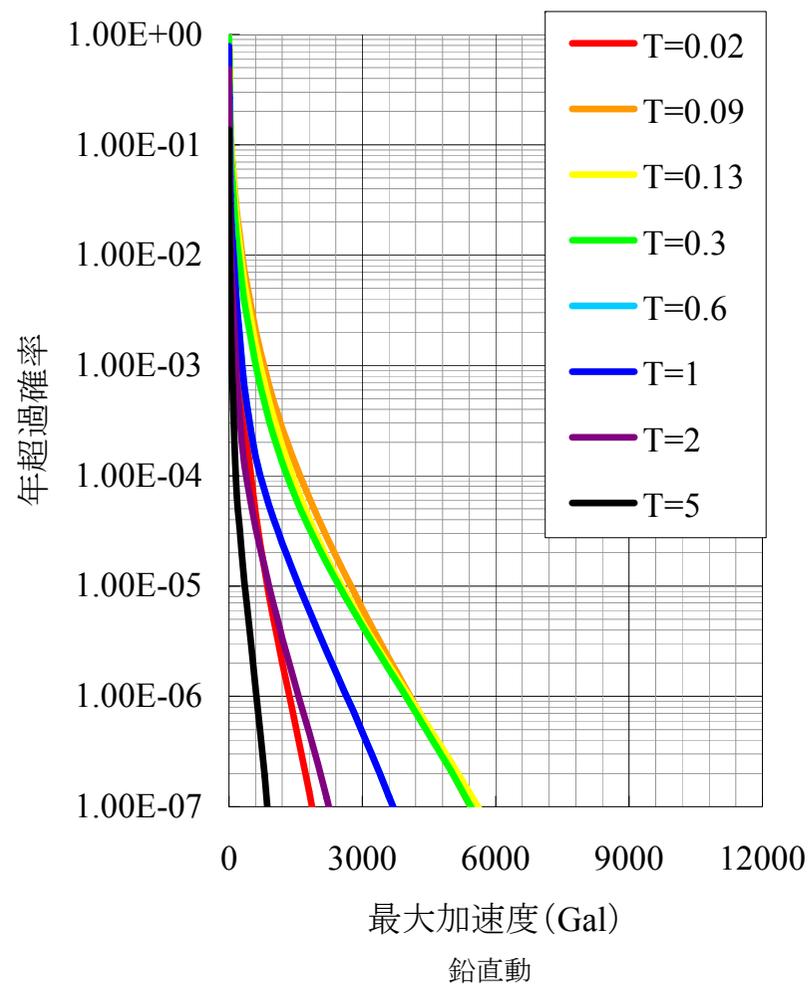
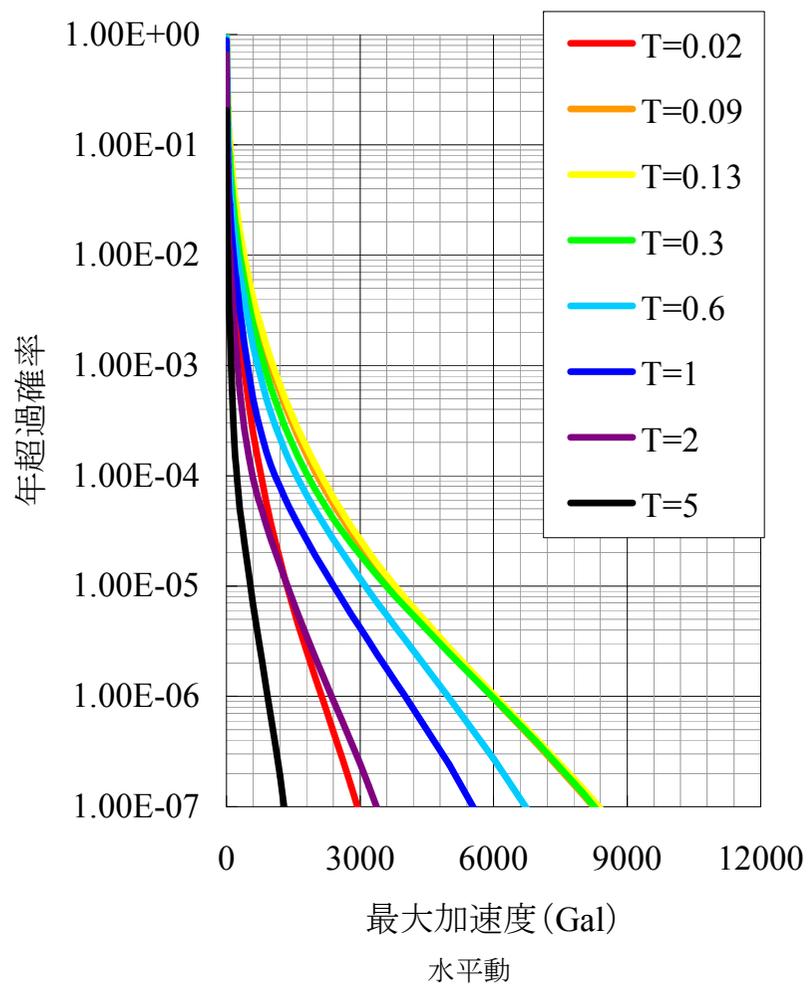
第 3.2.1.b-15 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss の応答スペクトルの比較 (荒浜側)



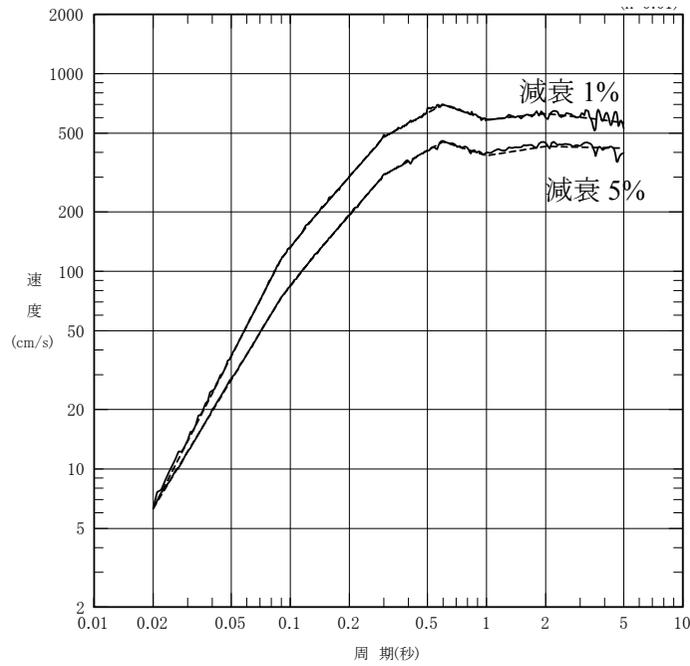
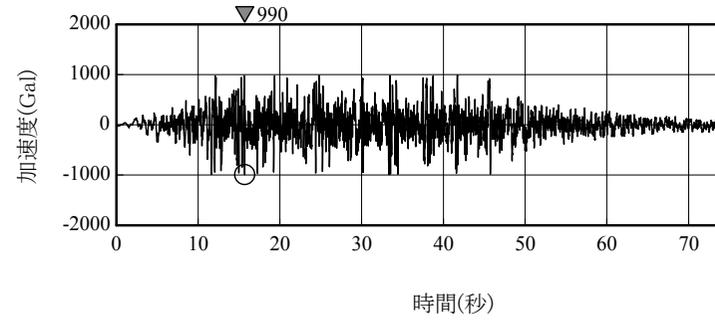
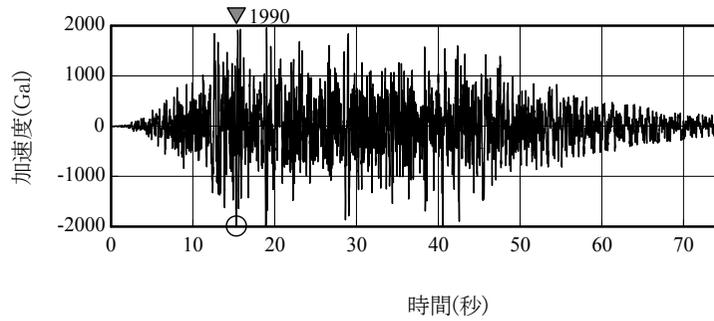
第 3.2.1.b-16 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss の応答スペクトルの比較 (大湊側)



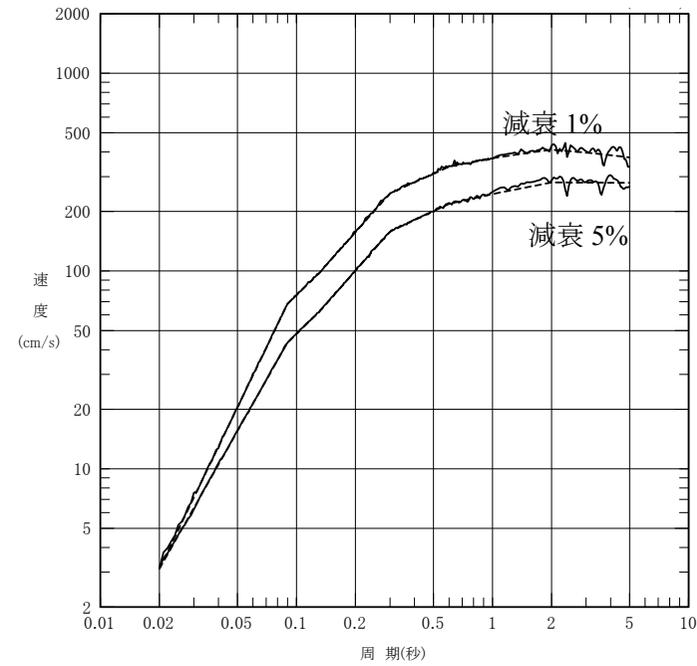
第 3.2.1.b-17 図 周期ごとの平均ハザード曲線 (荒浜側)



第 3.2.1.b-18 図 周期ごとの平均ハザード曲線 (大湊側)

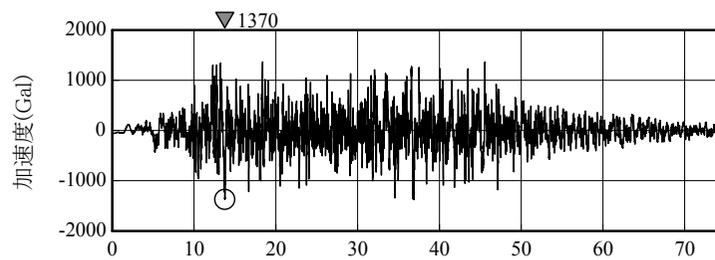


水平動

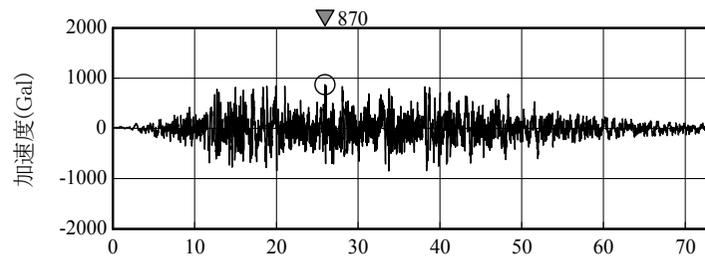


鉛直動

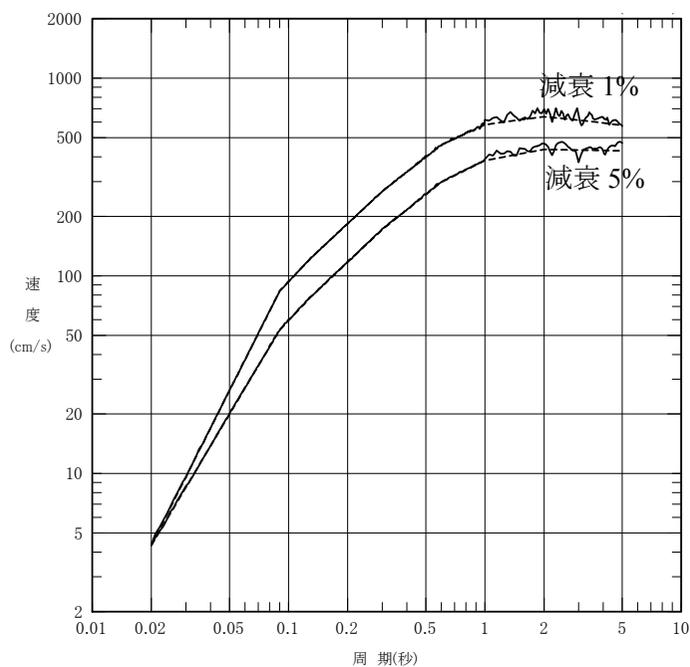
第 3.2.1.b-19 図 フラジリティ評価に用いる模擬地震波と目標応答スペクトルに対するフィッティング（荒浜側）



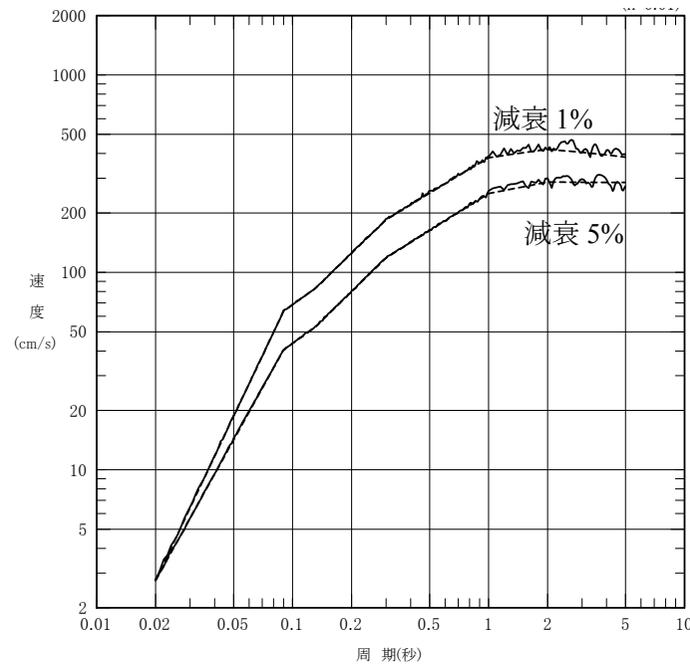
時間(秒)



時間(秒)

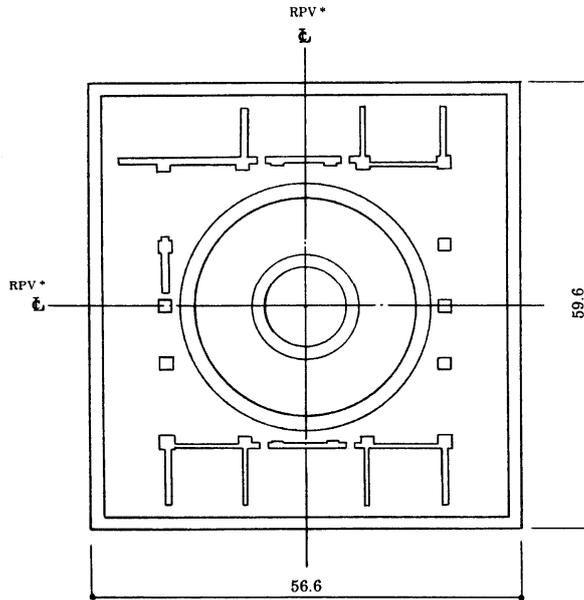


水平動



鉛直動

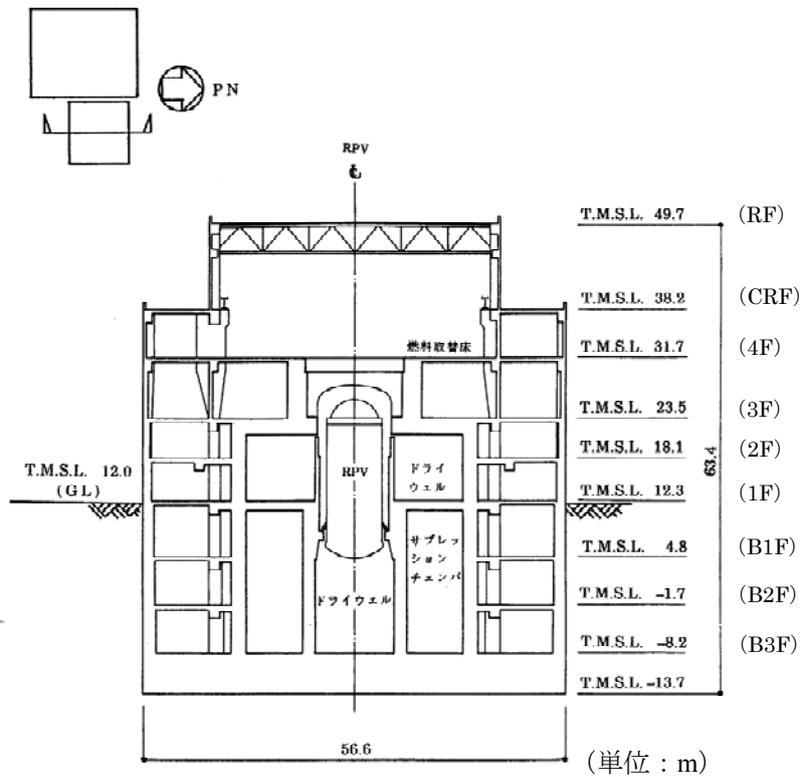
第 3.2.1.b-20 図 フラジリティ評価に用いる模擬地震波と目標応答スペクトルに対するフィッティング (大湊側)



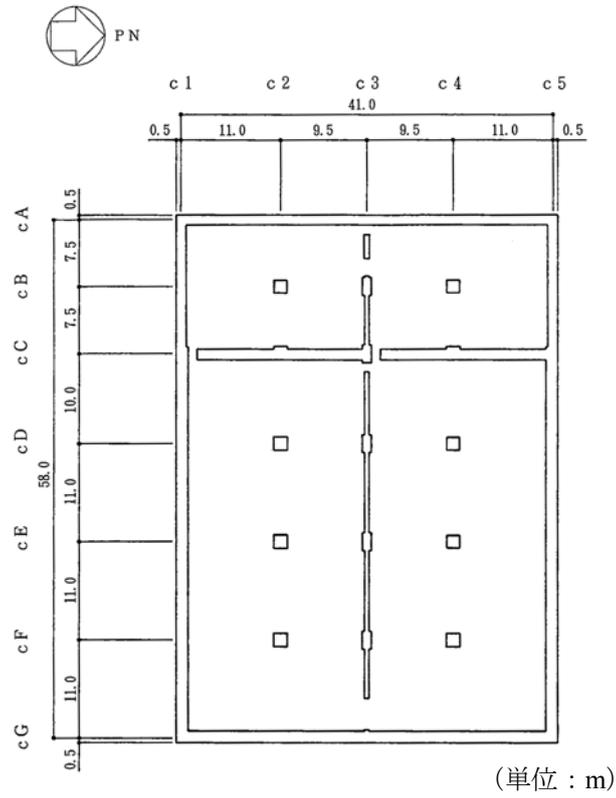
(単位：m)

注記・：原子炉圧力容器(以下、「RPV」と略す。)

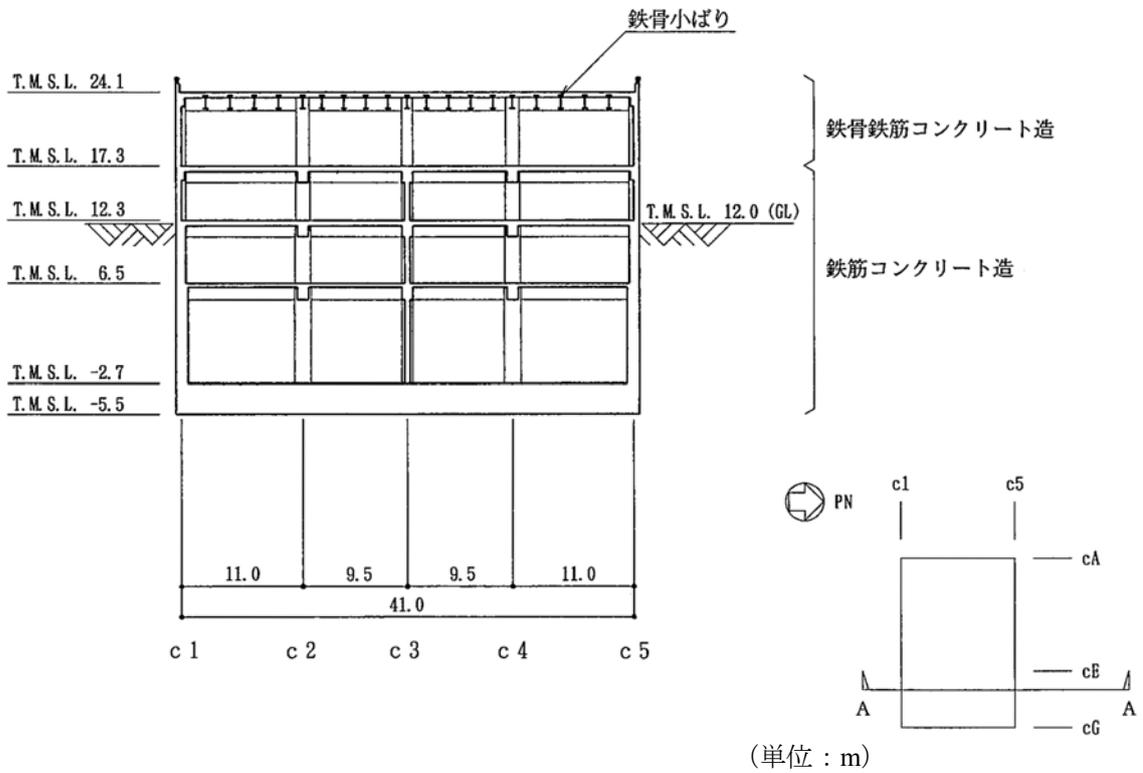
第 3. 2. 1. c-1-1 図 原子炉建屋の概略平面図 (地下 3 階)



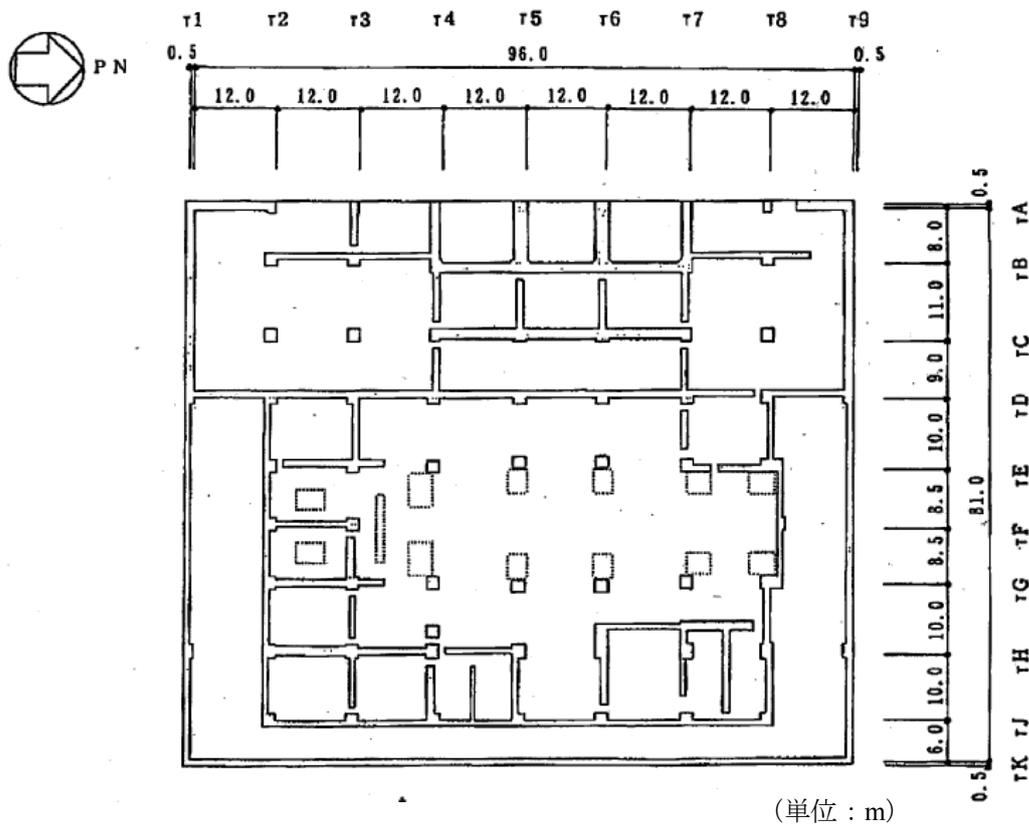
第 3. 2. 1. c-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図 (NS 方向断面)



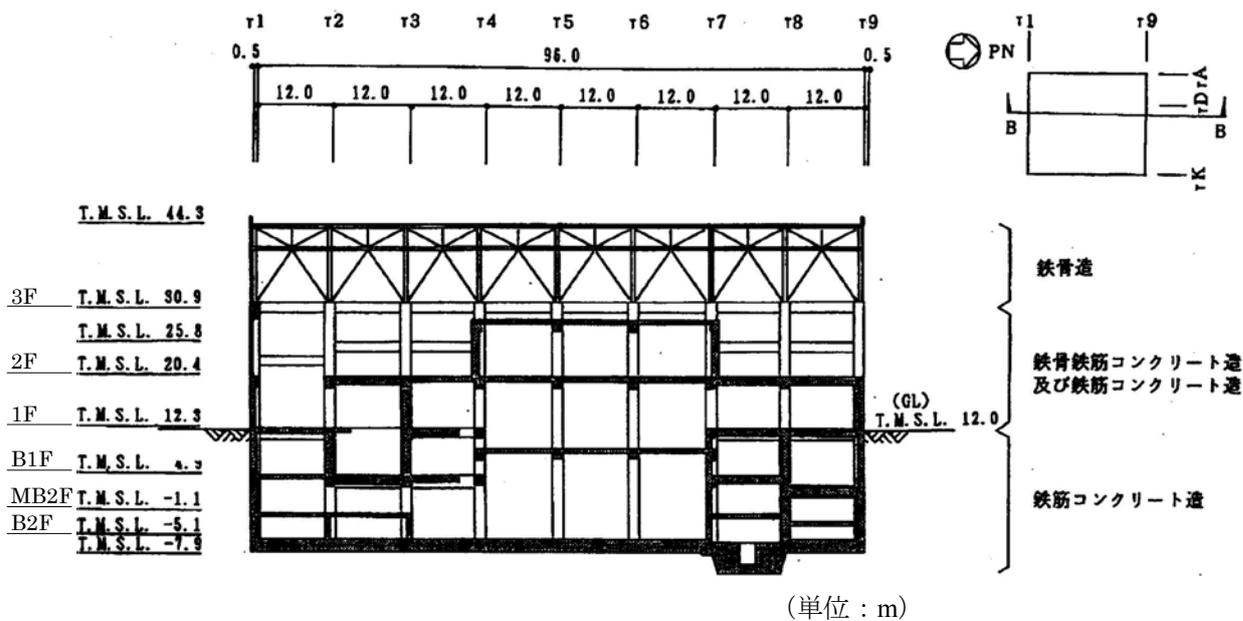
第 3.2.1. c-1-3 図 コントロール建屋の概略平面図 (地下 2 階)



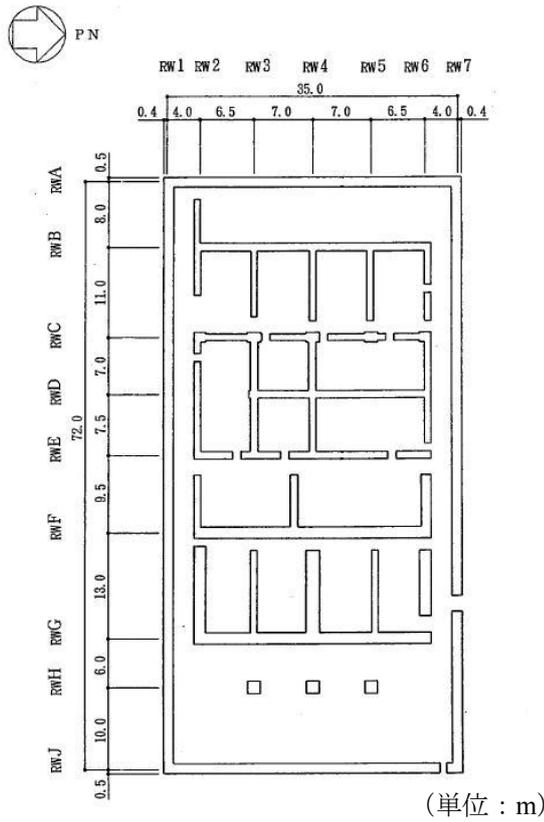
第 3.2.1. c-1-4 図 コントロール建屋の概略断面図 (NS 方向断面)



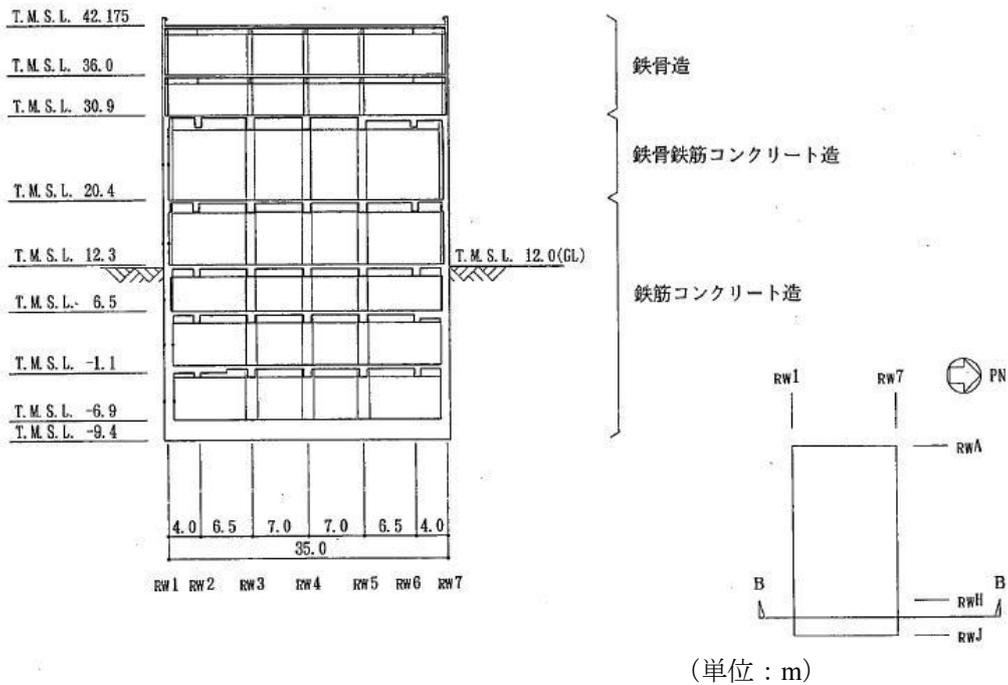
第 3.2.1. c-1-5 図 タービン建屋の概略平面図 (地下 2 階)



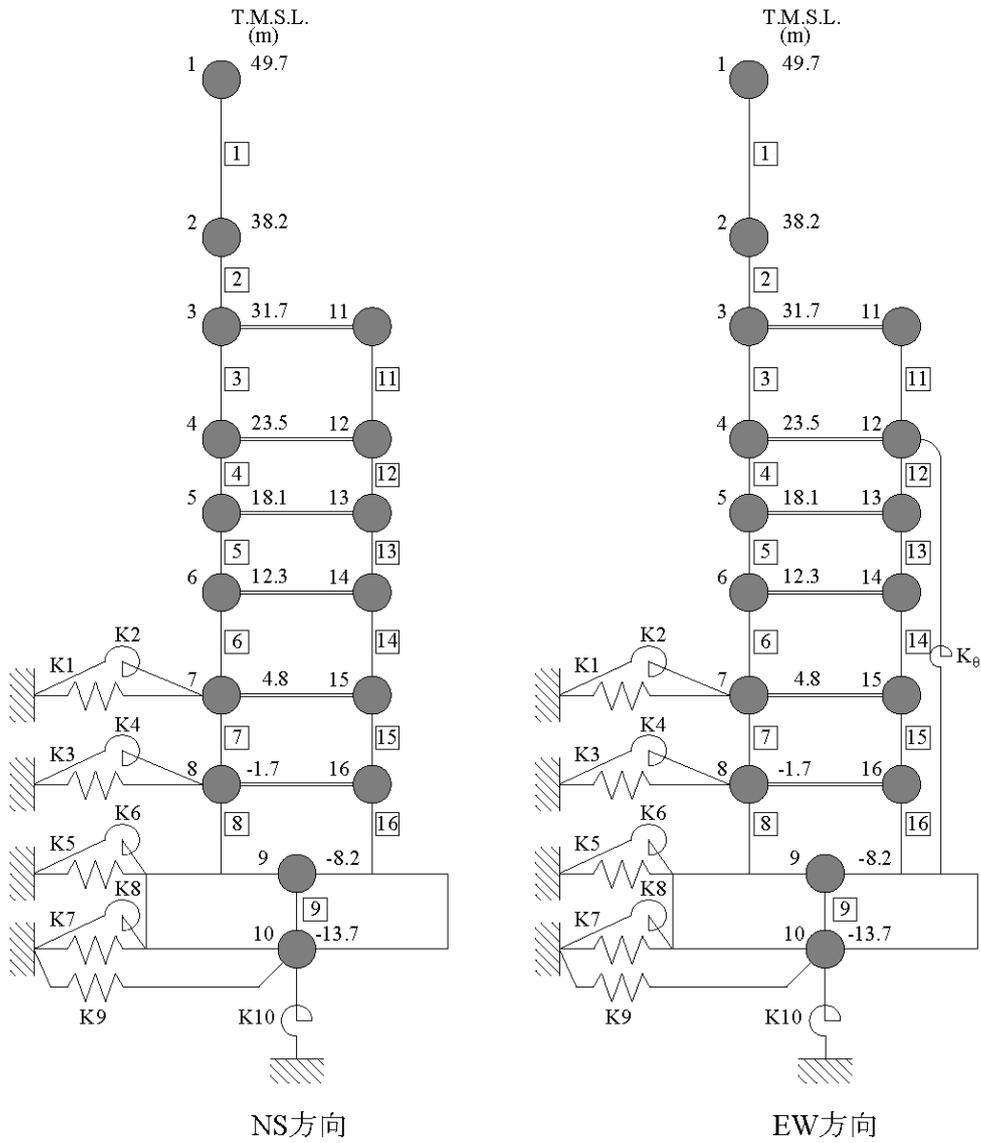
第 3.2.1. c-1-6 図 タービン建屋の概略断面図 (NS 方向断面)



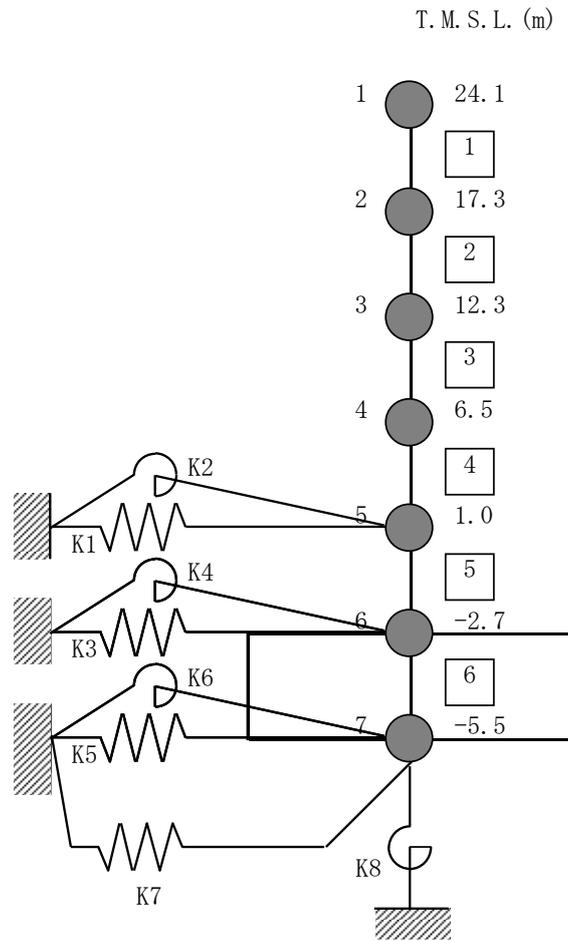
第 3. 2. 1. c-1-7 図 廃棄物処理建屋の概略平面図 (地下 3 階)



第 3. 2. 1. c-1-8 図 廃棄物処理建屋の概略断面図 (NS 方向断面)



第 3. 2. 1. c-1-9 図 解析モデル (原子炉建屋 水平)

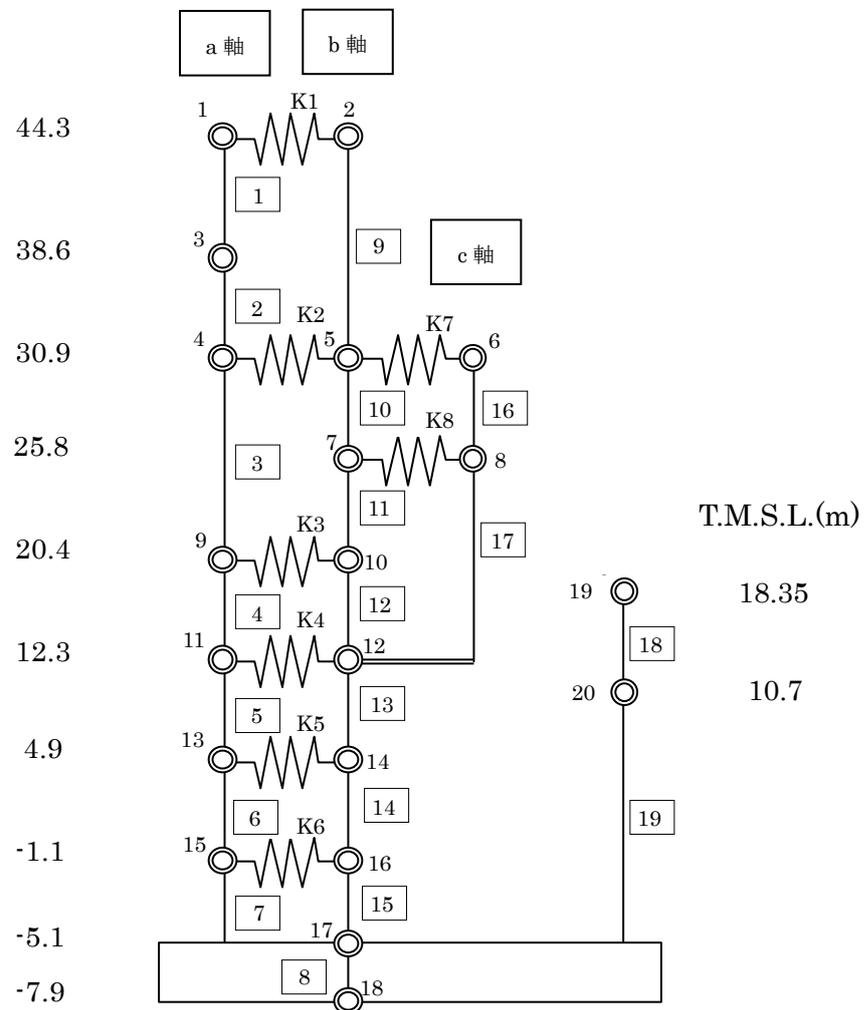


第 3.2.1. c-1-10 図 解析モデル (コントロール建屋 水平)

T.M.S.L.(m)

(建屋)

(T/G)



第 3.2.1. c-1-11(1) 図 解析モデル (タービン建屋 水平 NS 方向)

T.M.S.L.(m)

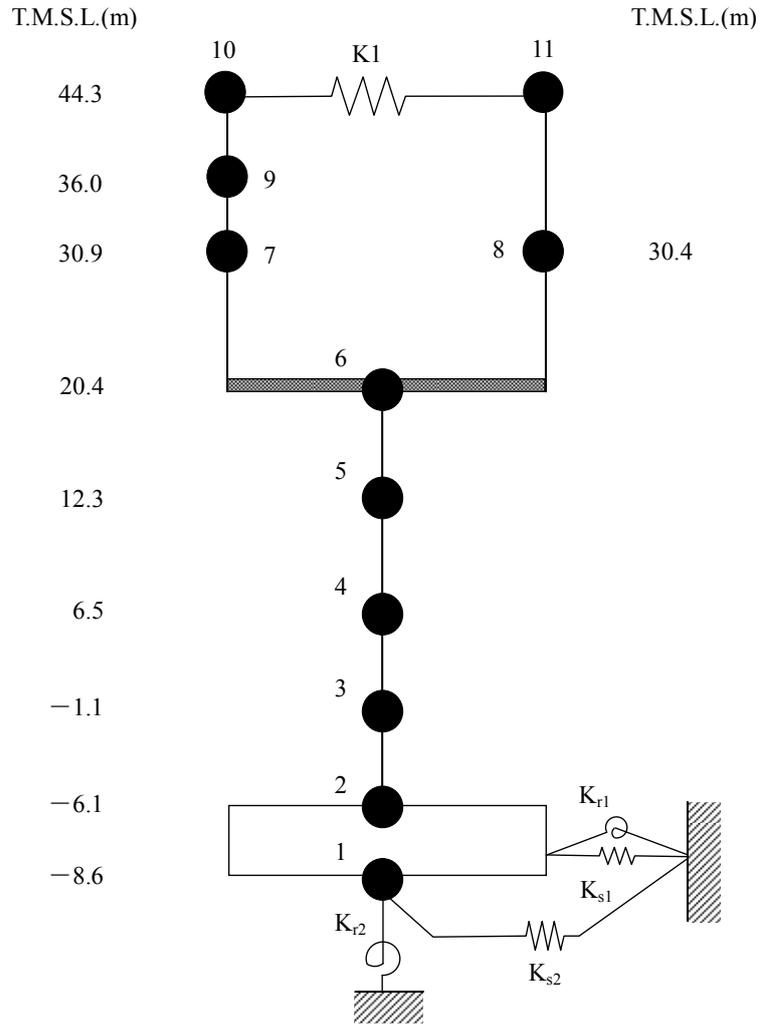
(建屋)

(T/G)

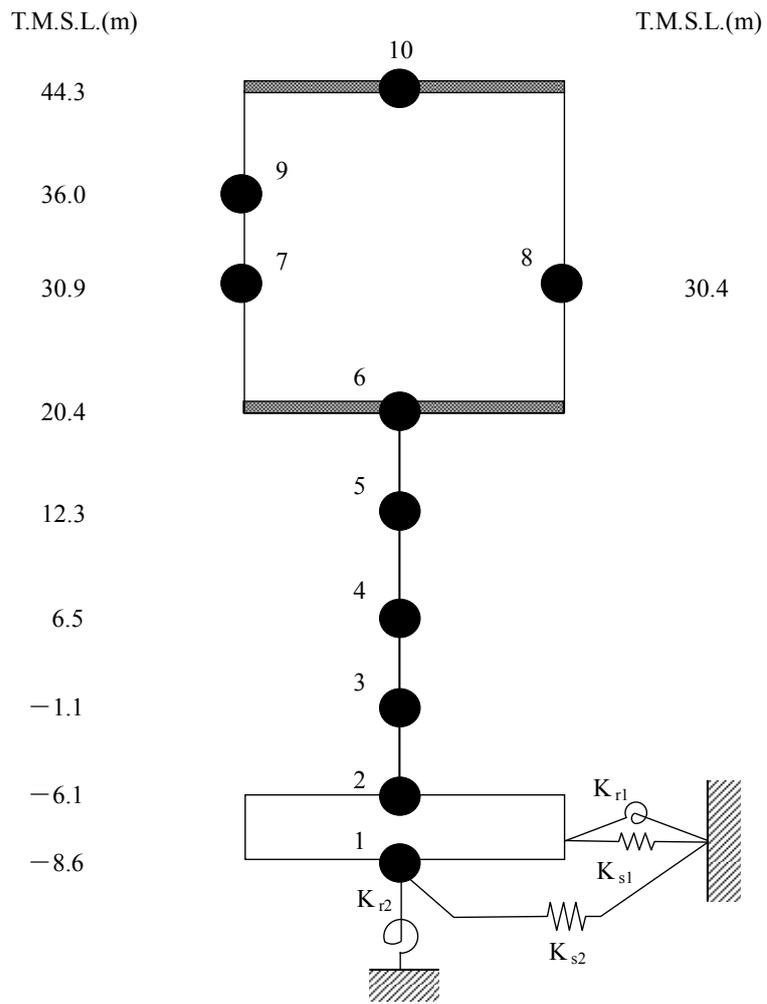
第 3.2.1. c-1-11(2) 図 解析モデル (タービン建屋 水平 EW 方向)

第 3.2.1. c-1-11(3) 図 地盤ばねの記号

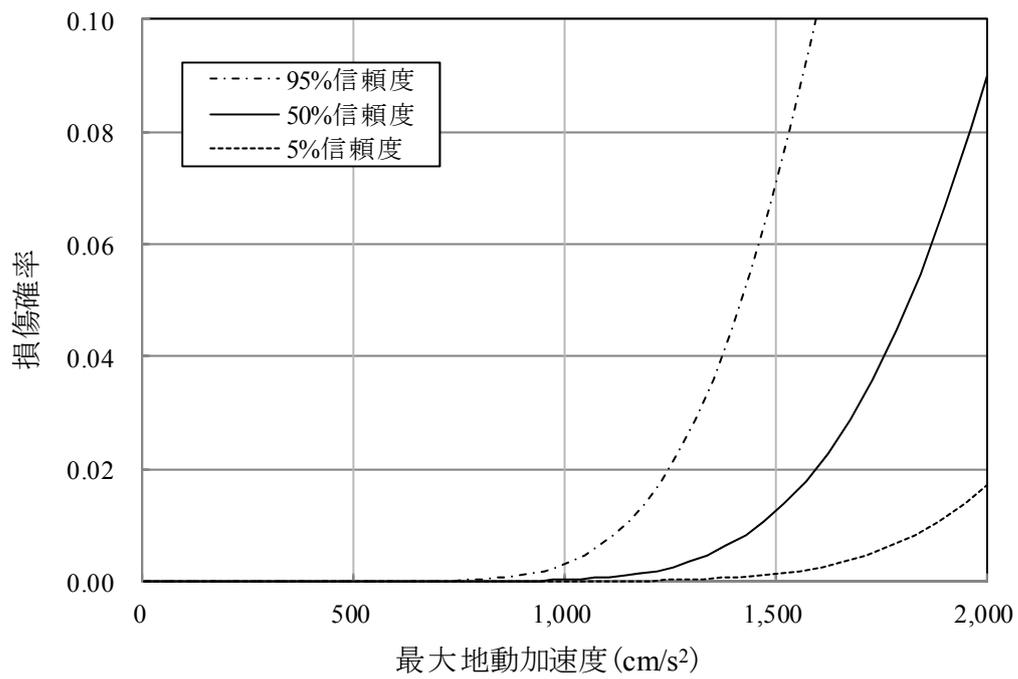
133



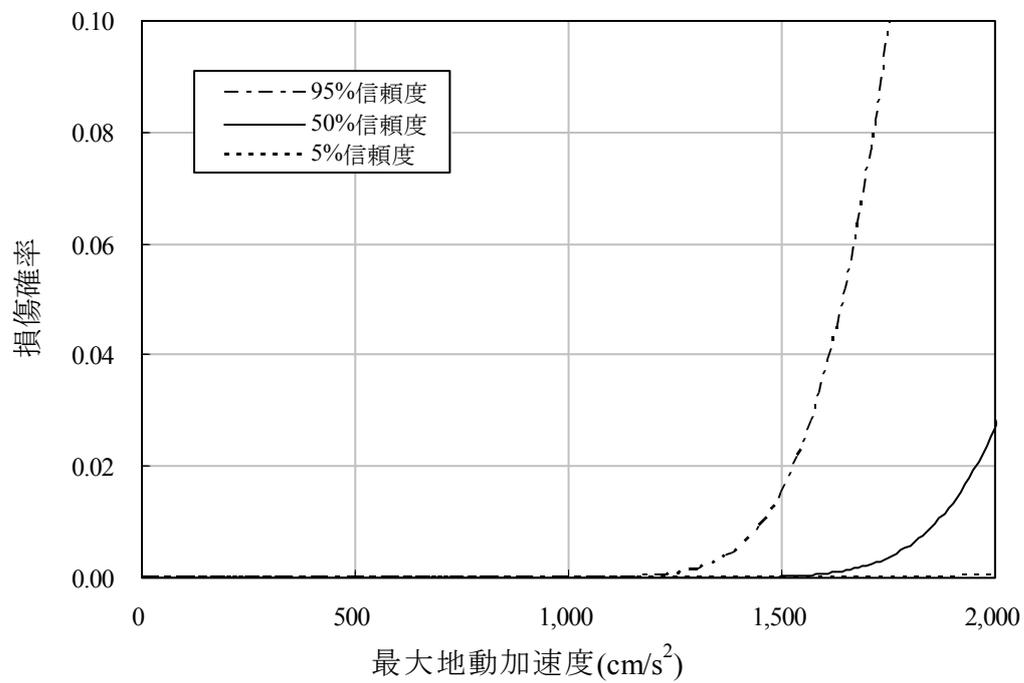
第 3.2.1. c-1-12(1) 図 解析モデル (廃棄物処理建屋 水平 NS 方向)



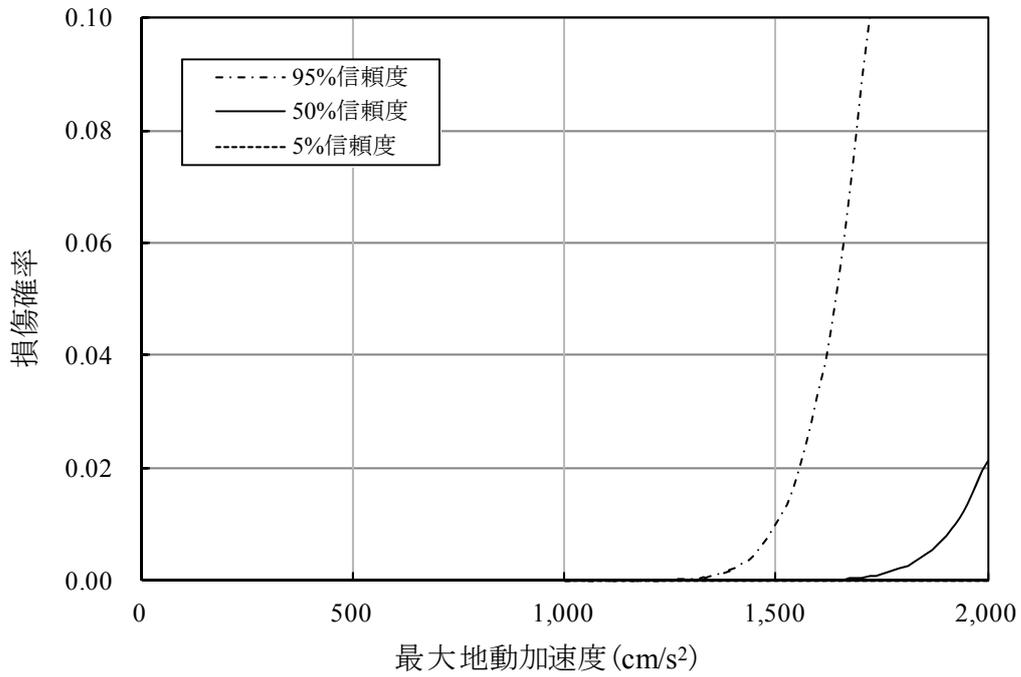
第 3. 2. 1. c-1-12(2) 図 解析モデル (廃棄物処理建屋 水平 EW 方向)



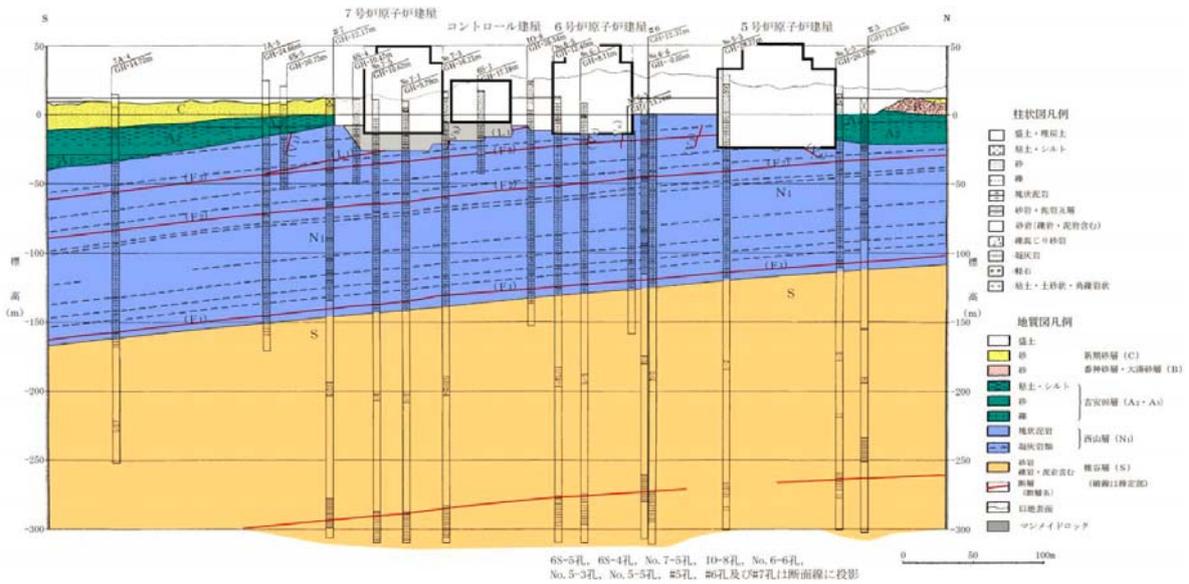
第 3. 2. 1. c-1-13 図 建屋フラジリティ曲線 (原子炉建屋)



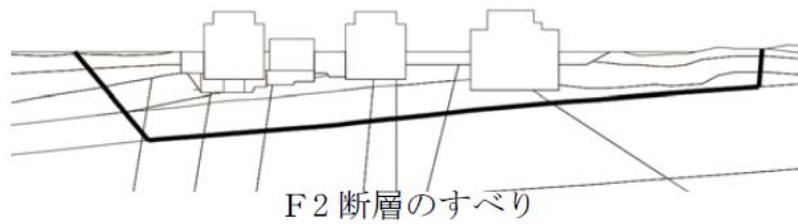
第 3. 2. 1. c-1-14 図 建屋フラジリティ曲線 (コントロール建屋)



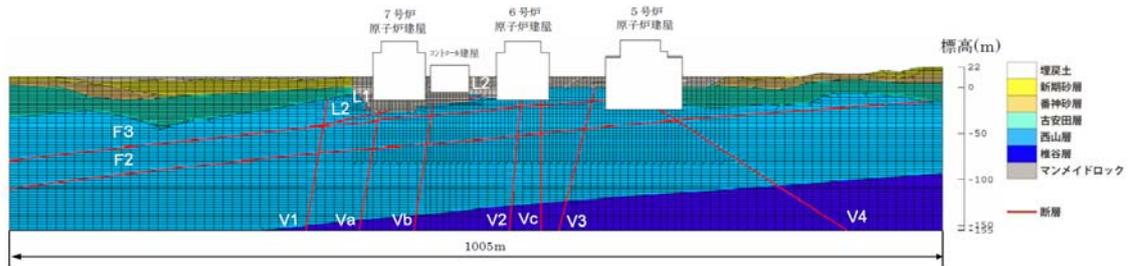
第 3.2.1. c-1-15 図 建屋フラジリティ曲線 (タービン建屋)



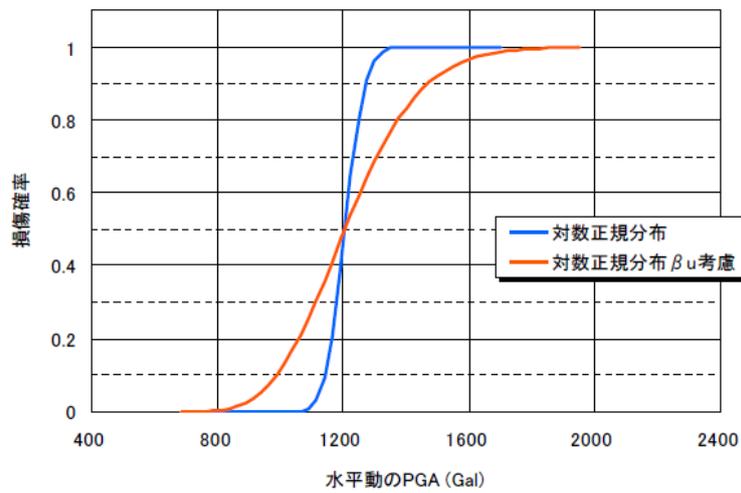
第 3.2.1. c-2-1 図 6・7号炉付近の地盤分類図



第 3. 2. 1. c-2-2 図 すべり安全率 1.6 (6・7号炉原子炉建屋基礎地盤, Ss-3)

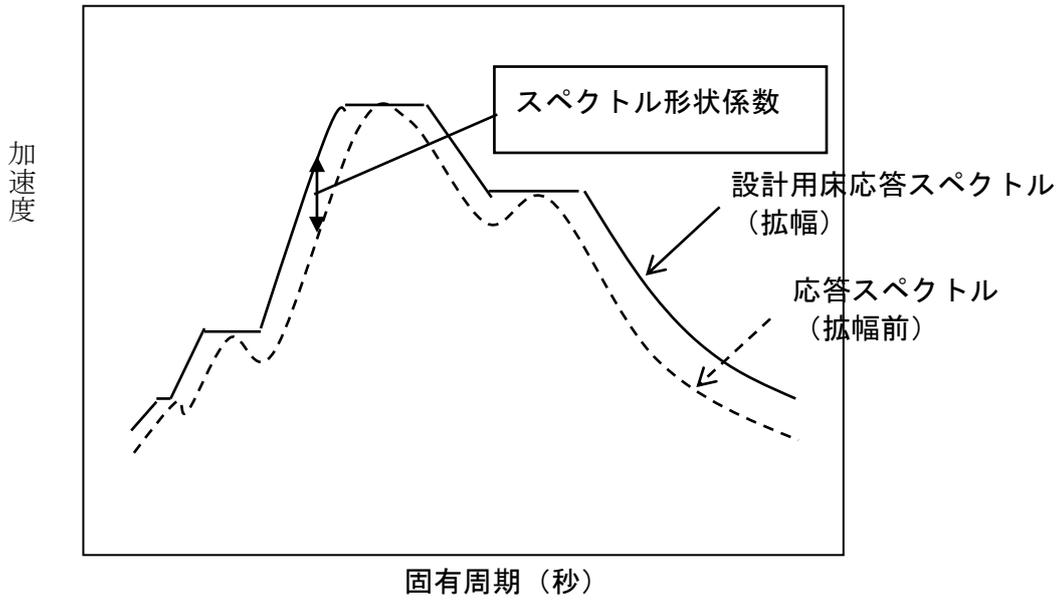


第 3. 2. 1. c-2-3 図 解析用要素分割図 (6・7号炉汀線平行断面)

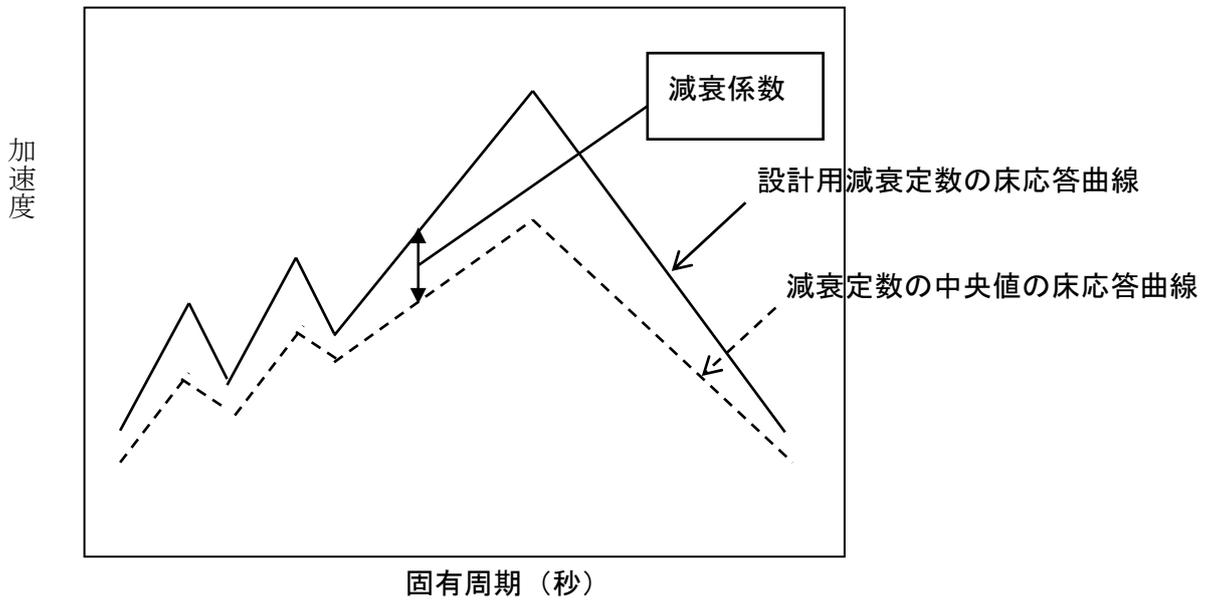


(中央値 : 1193Gal, $\beta_R : 0.043$, $\beta_U : 0.15$)

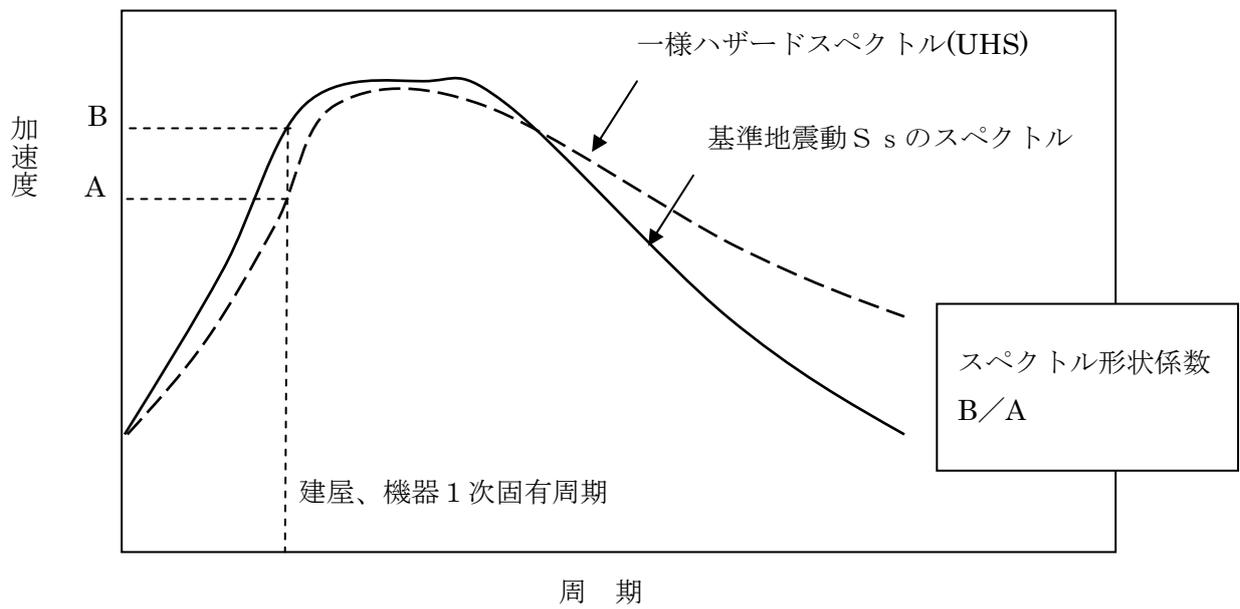
第 3. 2. 1. c-2-4 図 原子炉建屋基礎地盤フラジリティ曲線



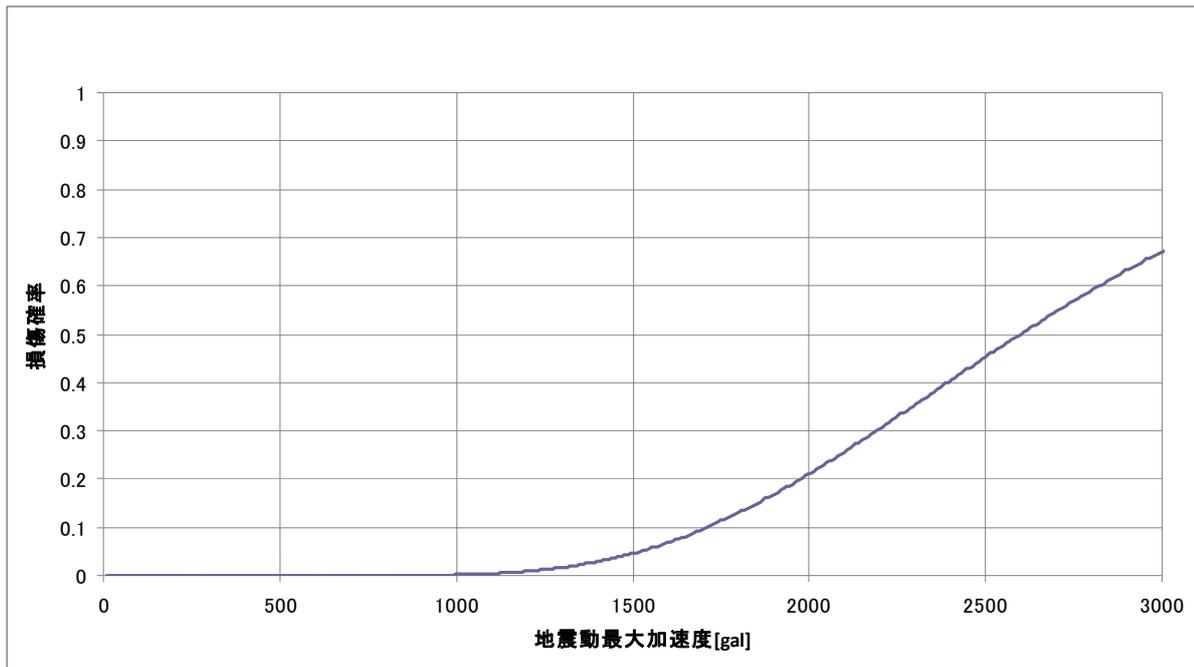
第 3. 2. 1. c-3-1 図 機器応答に関するスペクトル形状係数の概念図



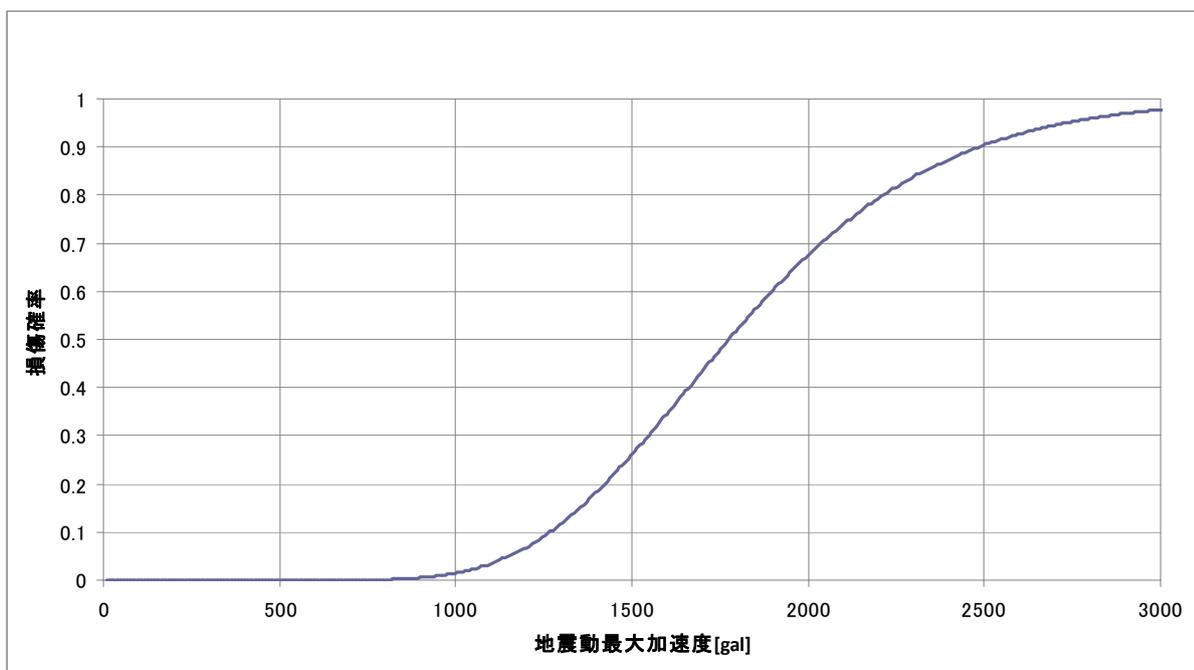
第 3. 2. 1. c-3-2 図 減衰係数の概念図



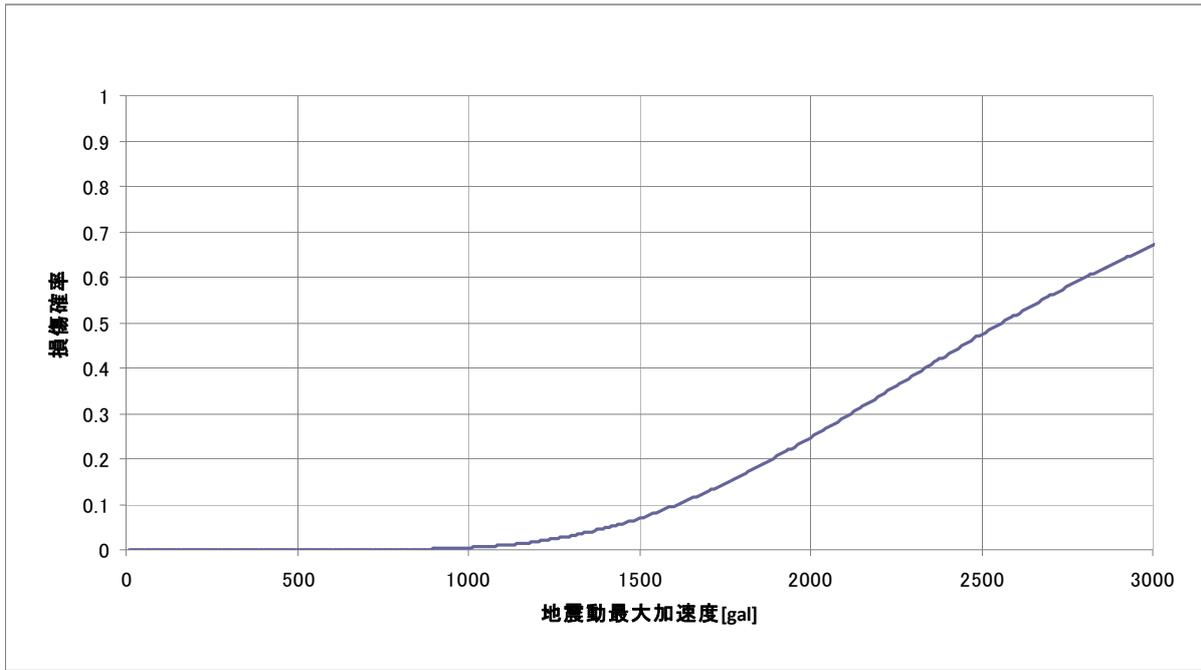
第 3.2.1. c-3-3 図 建屋応答に関するスペクトル形状係数の概念図



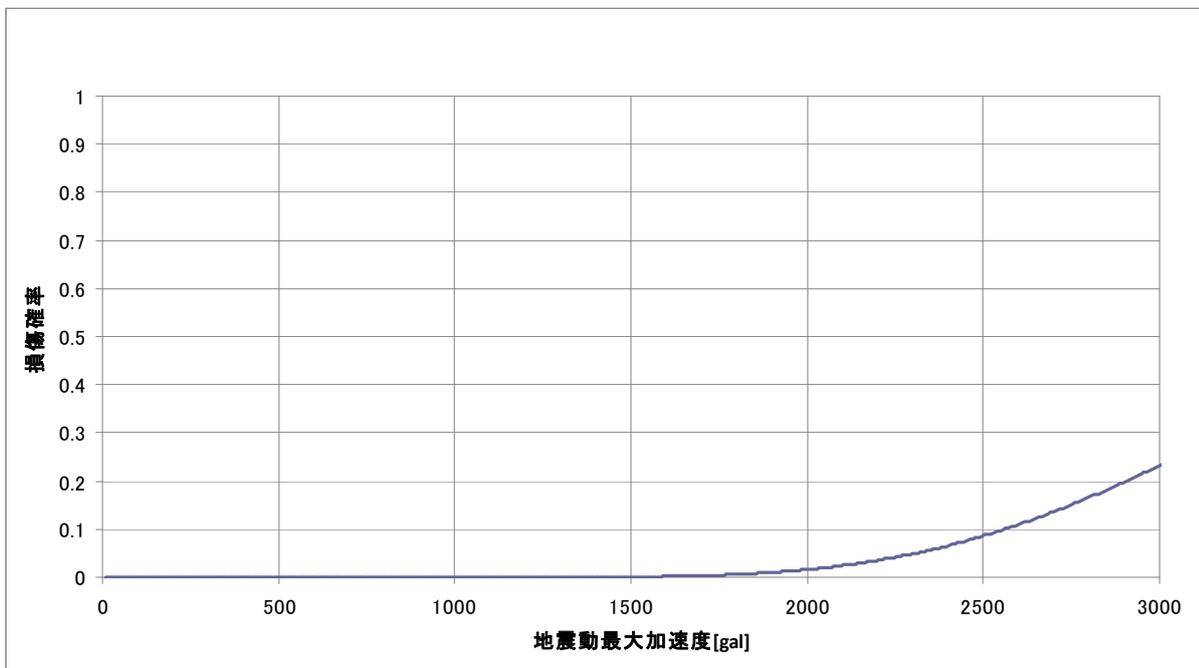
第 3. 2. 1. c-3-4 図 原子炉本体基礎のフラジリティ曲線



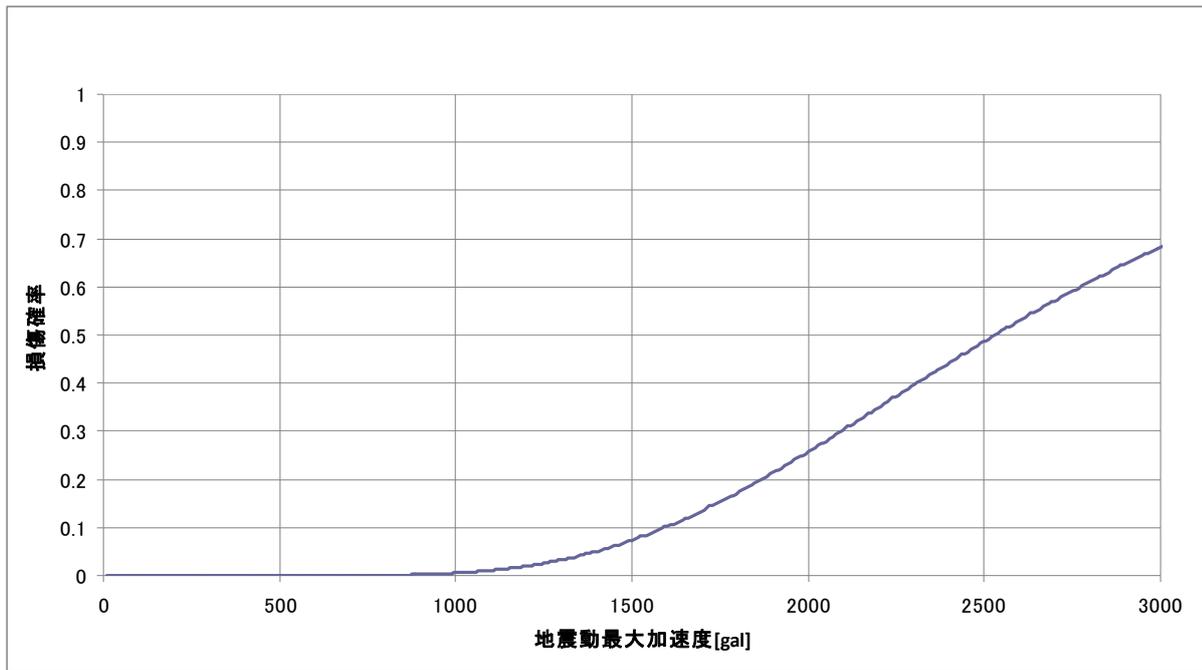
第 3. 2. 1. c-3-5 図 原子炉補機冷却水系熱交換器のフラジリティ曲線



第 3.2.1. c-3-6 図 残留熱除去系電動弁の fragility 曲線



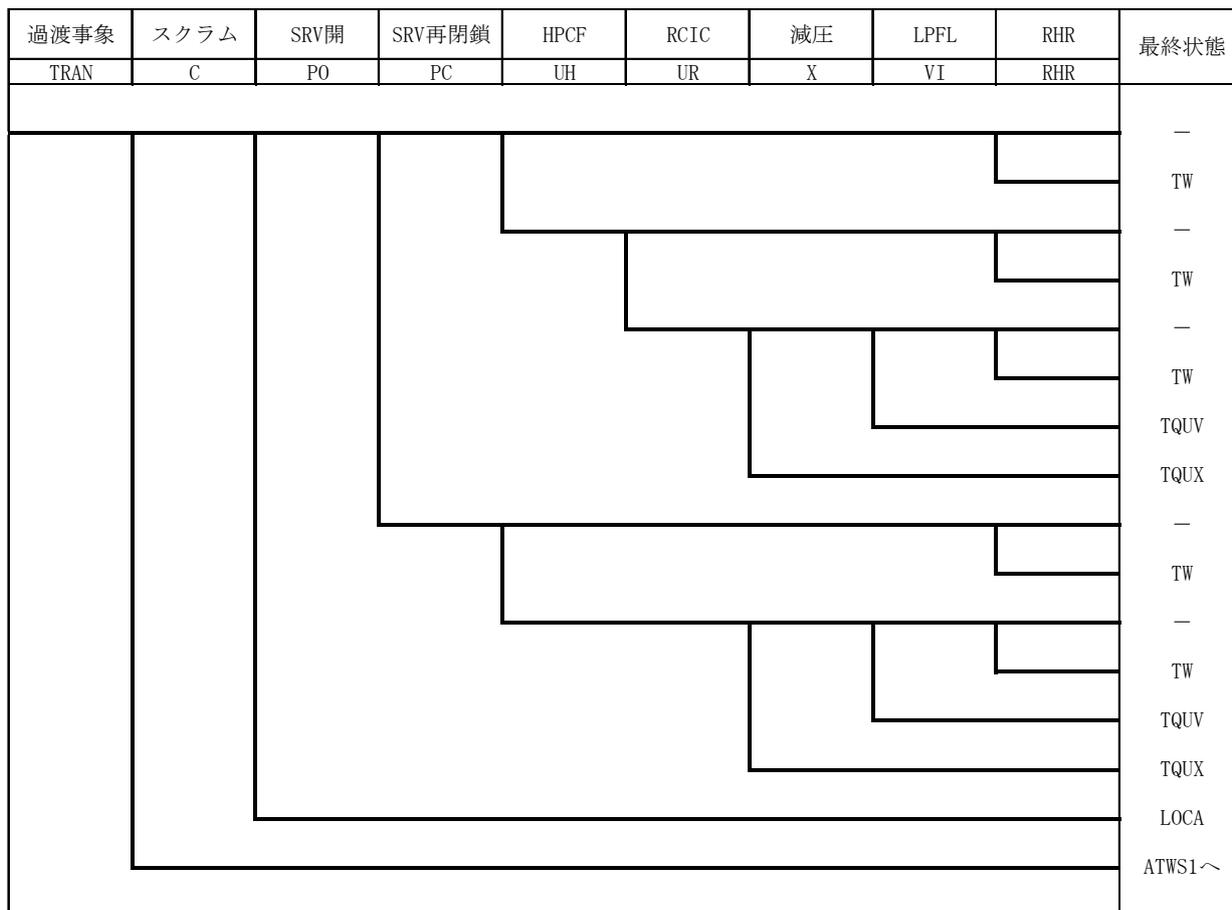
第 3.2.1. c-3-7 図 直立盤の fragility 曲線



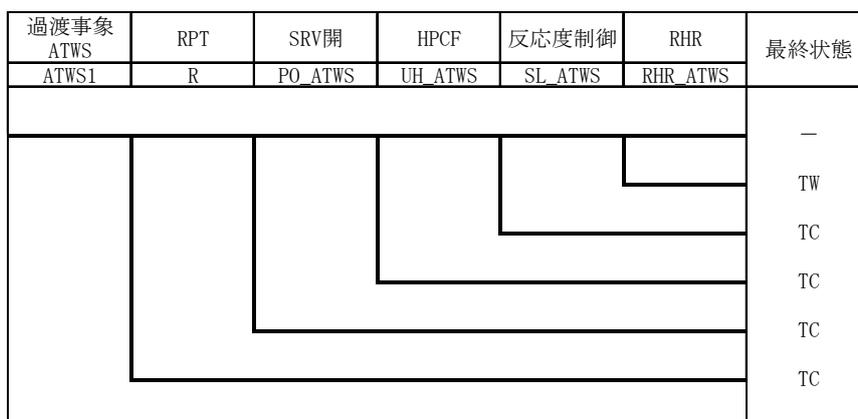
第 3.2.1. c-3-8 図 原子炉補機冷却水系配管の fragility 曲線

地震	地震加速度大	建屋・構築物 (原子炉建屋)	建屋・構築物 (原子炉圧力容器・ 原子炉格納容器)	原子炉格納 容器バイパス	原子炉冷却材 圧力バウンダリ	計測・制御系	直流電源	原子炉補機冷 却系	交流電源	外部電源	事故シーケンス分類	最終状態
											—	—
											過渡事象	TRAN
											外部電源喪失	LOP
											全交流電源喪失 (D/G損傷)	SBO
											全交流電源喪失 (RCW・RSW損傷)	LUHS SBO
											直流電源喪失	TBD
											計測・制御系喪失	CI
											原子炉冷却材圧力 バウンダリ喪失	LOCA
											格納容器バイパス	BYPASS
											建屋・構築物の損傷 (RPV・PCV)	PCVR
											建屋・構築物の損傷 (R/B)	RBR

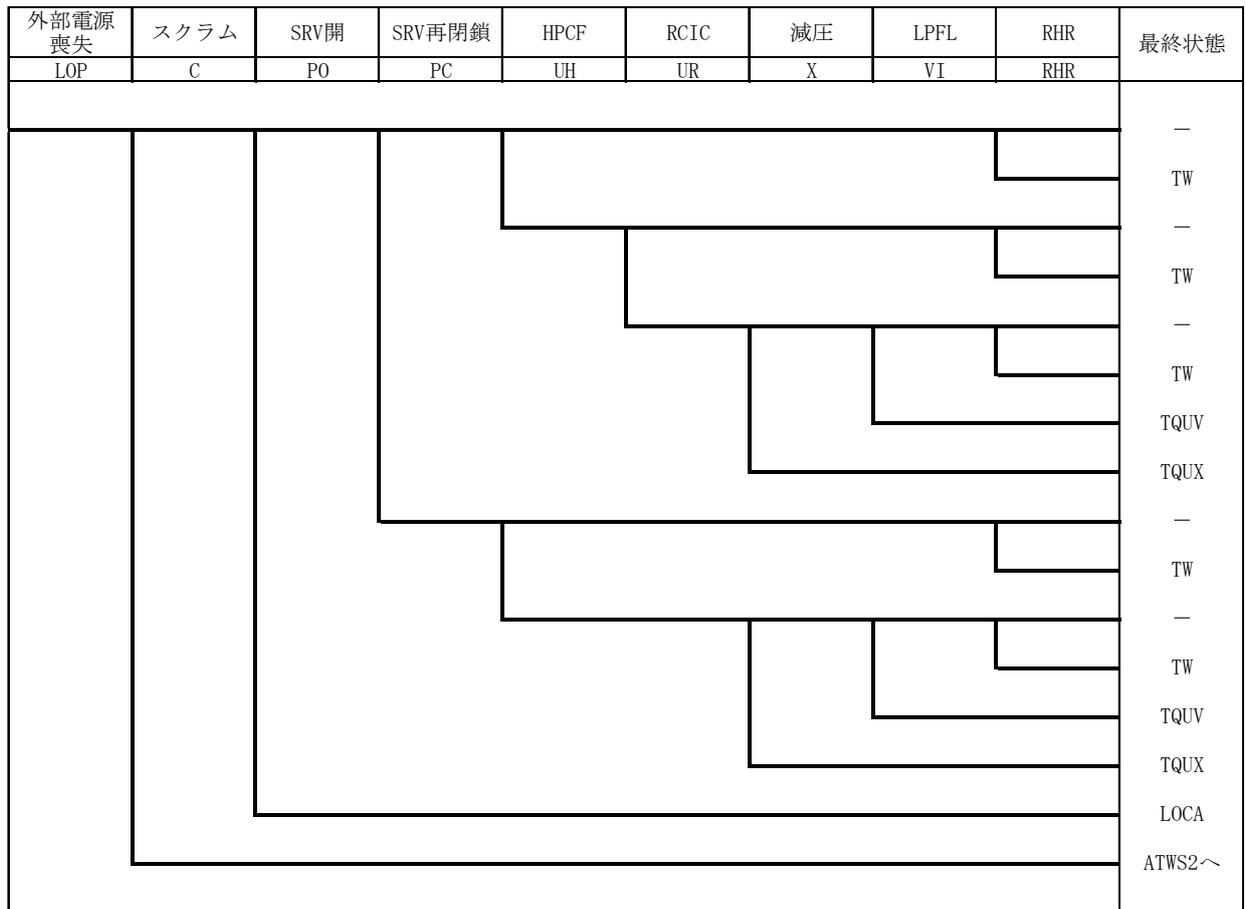
第 3.2.1. d-1 図 地震 PRA 階層イベントツリー



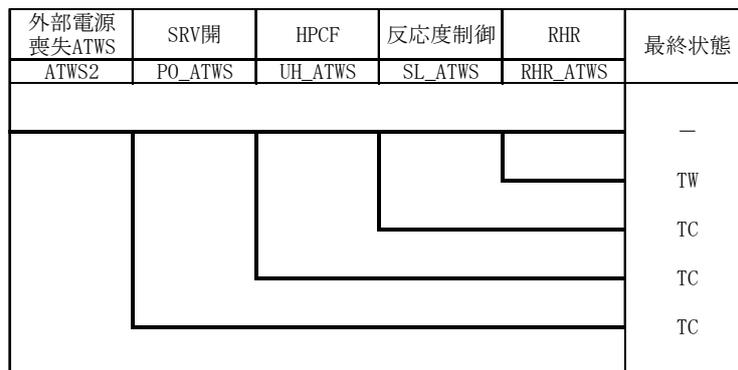
第 3. 2. 1. d-2(1) 図 起因事象（過渡事象）イベントツリー



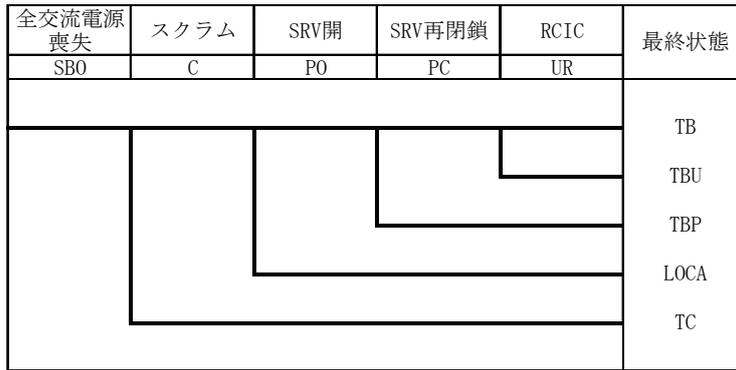
第 3. 2. 1. d-2(2) 図 起因事象（過渡事象 ATWS）イベントツリー



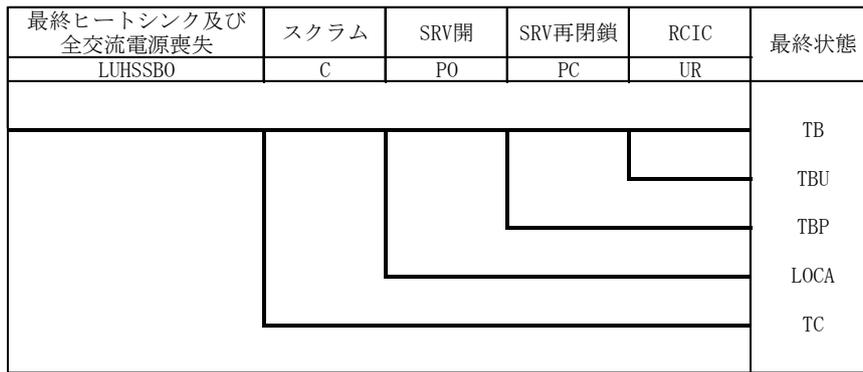
第 3. 2. 1. d-3(1) 図 起因事象（外部電源喪失）イベントツリー



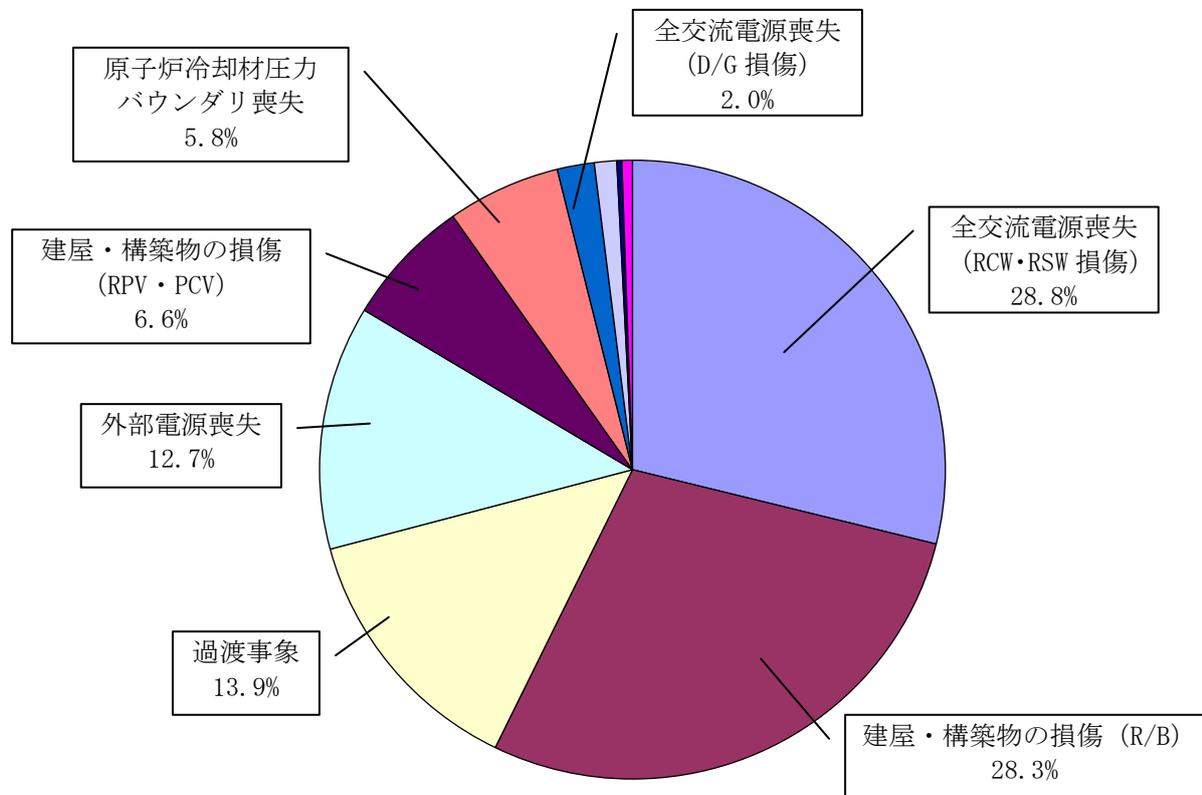
第 3. 2. 1. d-3(2) 図 起因事象（外部電源喪失 ATWS）イベントツリー



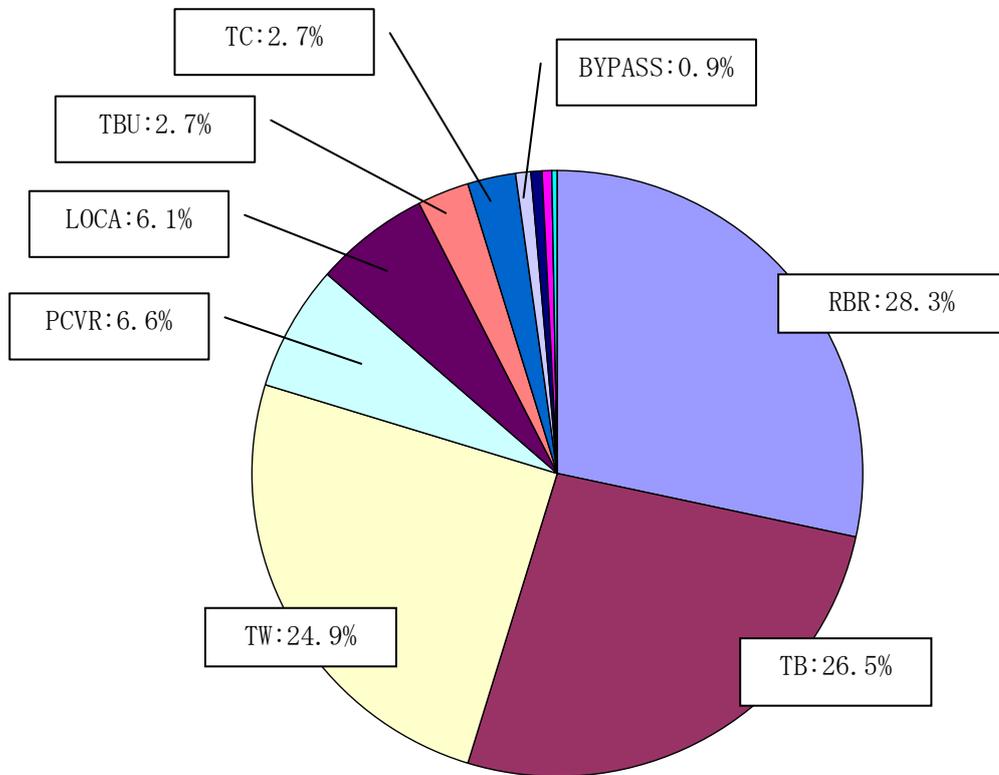
第 3. 2. 1. d-4 図 起因事象（全交流電源喪失（D/G 損傷））イベントツリー



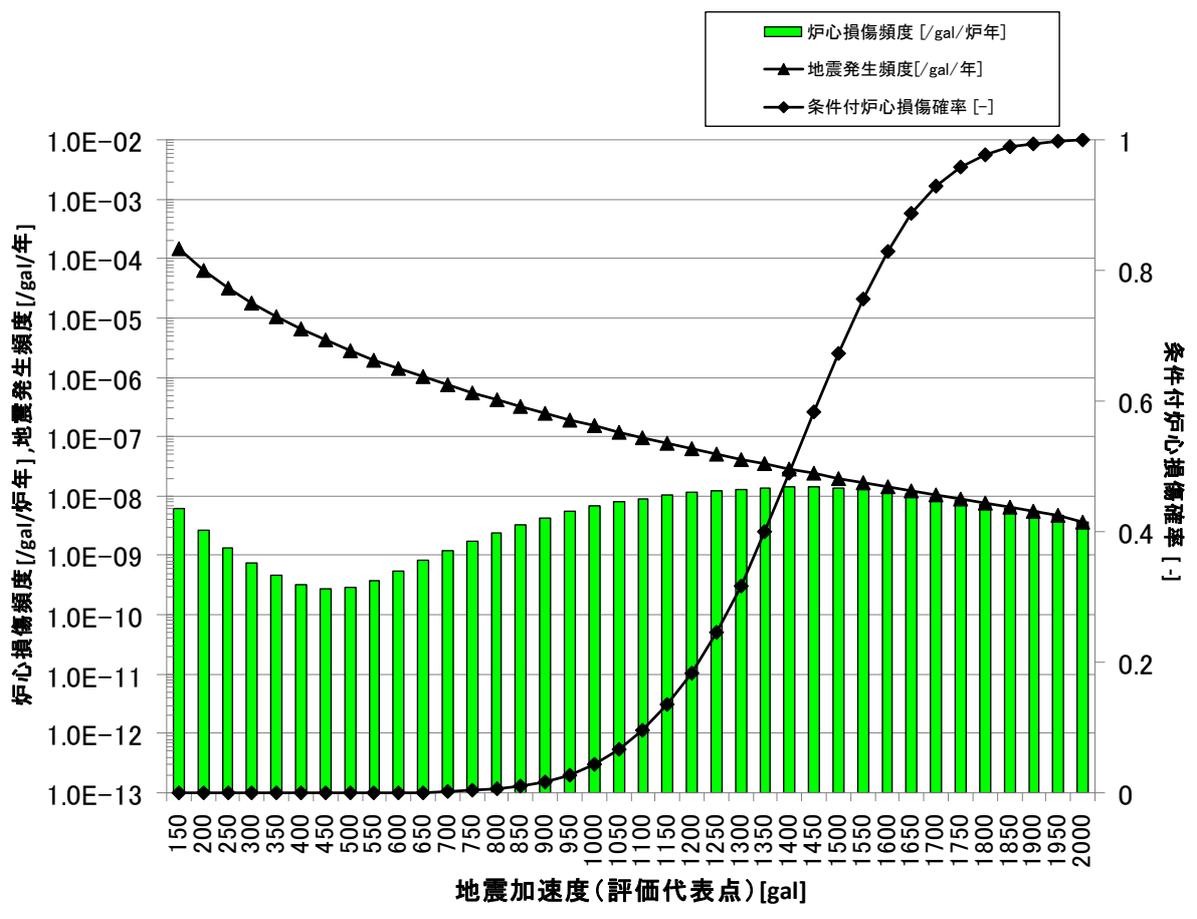
第 3. 2. 1. d-5 図 起因事象（全交流電源喪失（RCW・RSW 損傷））イベントツリー



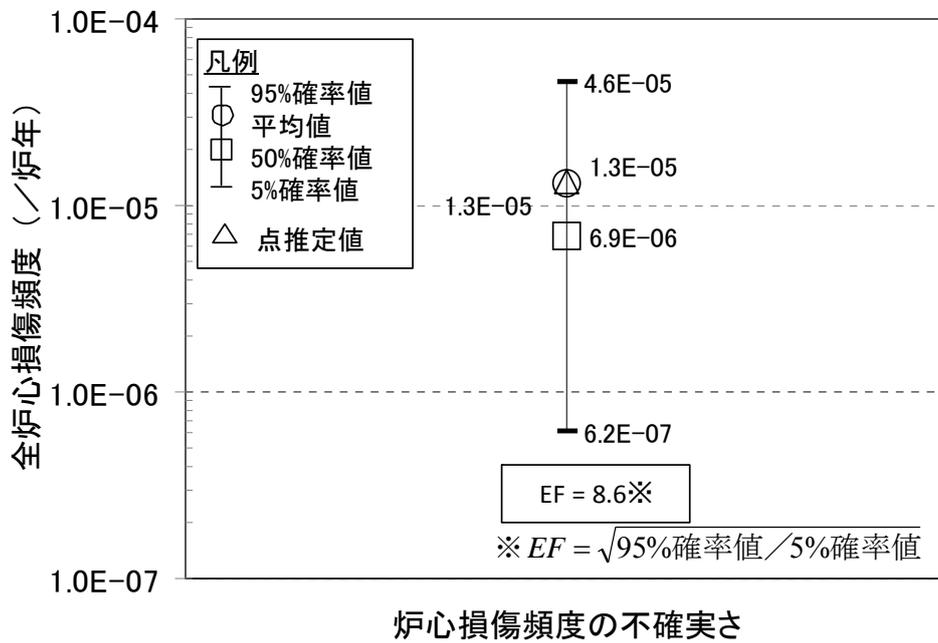
第 3.2.1.d-6 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



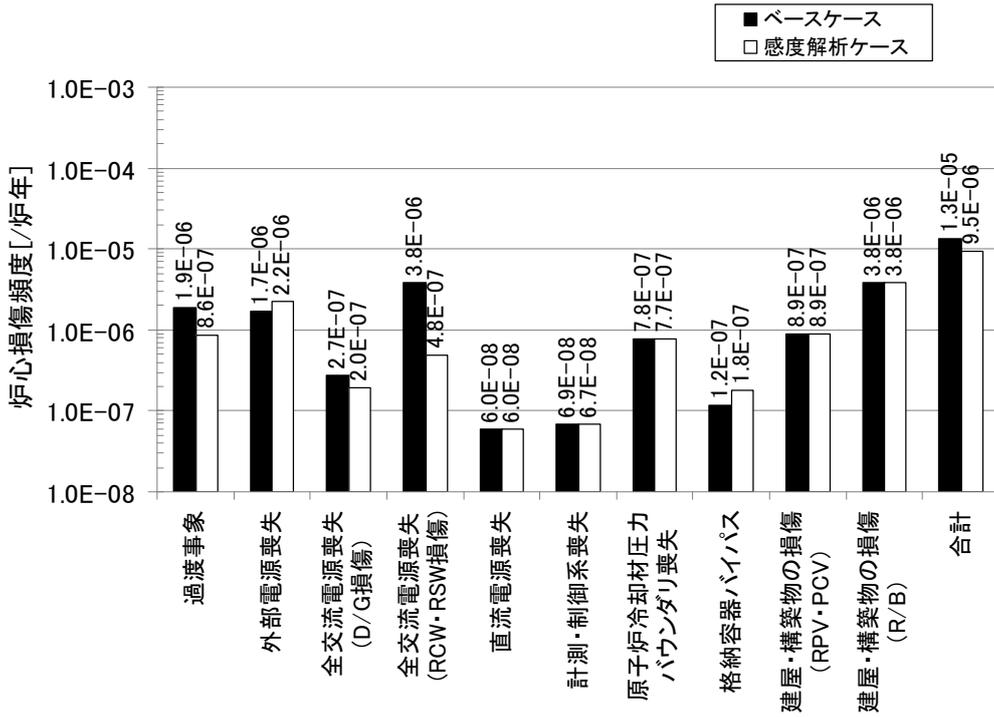
第 3.2.1. d-7 図 炉心損傷シーケンス別炉心損傷頻度寄与割合



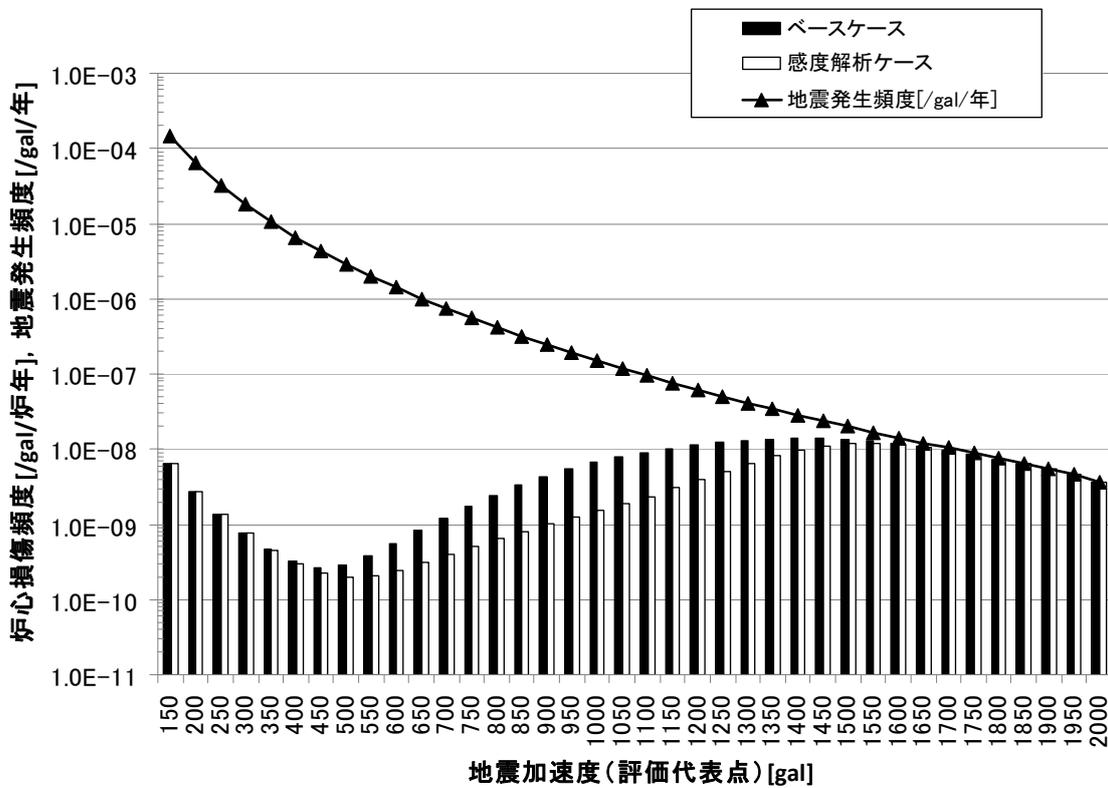
第 3. 2. 1. d-8 図 地震加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率



第 3. 2. 1. d-9 図 不確かさ評価結果



第 3.2.1. d-10 図 感度解析結果 (起因事象別の炉心損傷頻度比較)



第 3.2.1. d-11 図 感度解析結果 (地震加速度別の炉心損傷頻度比較)

外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて

1. はじめに

外部事象の内、地震PRAを実施した結果、内的事象PRAでは抽出されていない建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷、建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷といった事故シーケンスが抽出されている点、内的事象PRAでは有意な頻度ではなかった原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失の全体に占める寄与割合が大きくなっている点が地震事象の特徴となっている。

また、これら事故シーケンスに加え、計測・制御系喪失、直流電源喪失、格納容器バイパスについては、事象進展の特定、詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため、保守的に炉心損傷直結事象として整理している点も地震事象評価特有の扱いである。

以下では、これら地震事象に特有の各事故シーケンス(炉心損傷直結事象)について、地震PRA評価におけるフラジリティ評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について再整理の上、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして取り扱うべきかの検討を実施した。

2. 炉心損傷直結事象について

炉心損傷直結事象として整理した各事故シーケンスに関連する建屋・構築物、機器のフラジリティ評価や事故シーケンスの評価条件や想定シナリオ等の詳細についてあらためて確認を行うとともに、評価の最適化について検討を実施した。

2.1 建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷

(1) 想定事故シナリオ

原子炉建屋については、「原子炉建屋」又は「原子炉建屋基礎地盤すべり線」の損傷を以て原子炉建屋損傷としており、このうち、寄与が大きい要因は「原子炉建屋基礎地盤すべり線」である。

原子炉建屋あるいは、原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷に至ることで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性があり、影響緩和系に期待できる可能性を厳密に考慮することが困難なため、直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 3.8×10^{-6} / 炉年(点推定値)

・原子炉建屋基礎地盤すべり線： 3.5×10^{-6} / 炉年(点推定値)

・原子炉建屋： 7.2×10^{-7} / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 約28%

(2) フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

PSA標準に従えば、建屋基礎地盤、周辺斜面などの地盤のすべり破壊、転動の可能

性のある岩塊を評価対象として、すべり安全率の小さなすべり線上の土塊及び不安定な岩塊を選定することが求められる。

原子炉建屋基礎地盤の場合、基準地震動 S_s を対象として実施した基礎地盤安定性評価の結果(K6/7申請書 添付六)に基づいて、図1に示す最小安全率(基準地震動 S_s -3に対して安全率1.6)を算定したすべり線を評価対象として選定している。

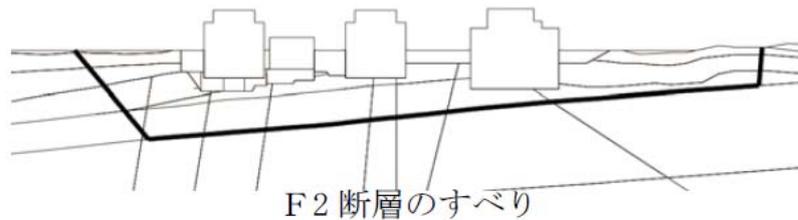


図1 すべり安全率 1.6(6・7号炉原子炉建屋基礎地盤, S_s -3)

b. 評価方法

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

現実的耐力に相当する地盤強度は、試験結果に基づき設定した。ばらつきについては、LHS法(Latin Hypercube Sampling, ラテン方格法)によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット30ケースを用いることで評価した。

現実的応答については、試験結果に基づき設定した物性値を用いて、地震応答解析を実施することにより評価した。地震応答解析は、等価線形化法による周波数応答解析手法を用い、水平・鉛直動を同時入力している。

地盤のせん断剛性については、ばらつきを考慮した値を設定し、地震応答解析を実施することにより評価を行った。ばらつきは、LHS法によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット30ケースを用いることで評価する。

応答解析モデルは、基礎地盤安定性評価(K6/7申請書 添付六)に記載の地盤モデルを用いた。基礎地盤の解析モデルを図2に示す。

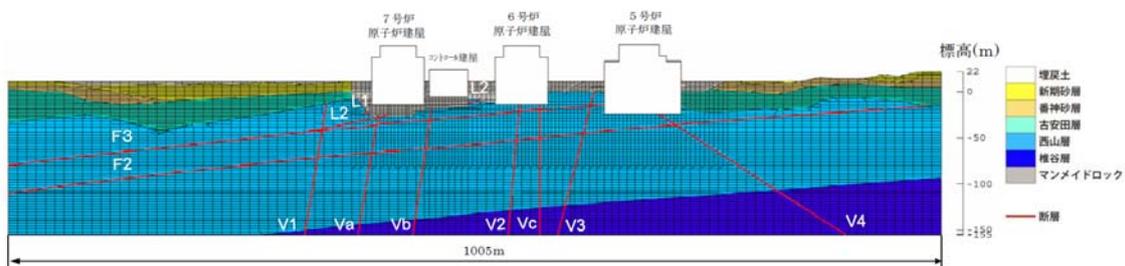
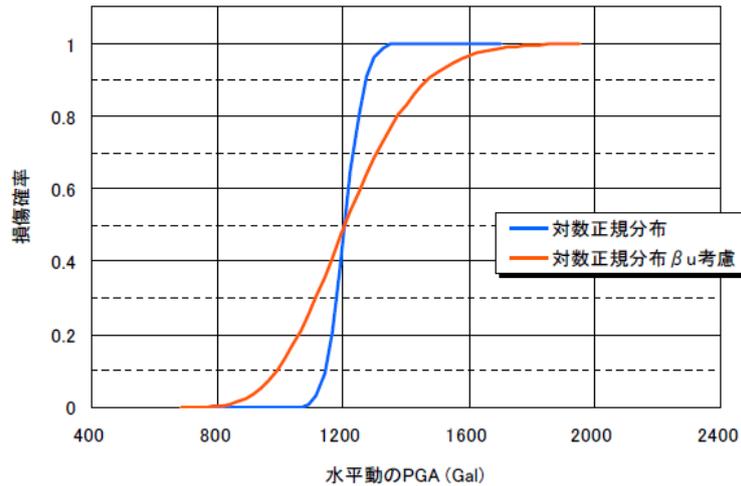


図2 解析用要素分割図(6・7号炉汀線平行断面)

フラジリティ評価では、まず、模擬地震波と平均物性値を用いた地震応答解析を実施することで、すべり安全率が1.0 となる限界加速度を算定する。地盤物性値のばらつきを評価

するため、LHS法によってサンプリングしたデータセット30ケースを設定する。データセット30ケースを用いて、限界加速度に相当する模擬地震波を入力条件とした地震応答解析、すべり安全率の算定を行い、フラジリティ曲線を算出する。HCLPF は信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。

原子炉建屋基礎地盤のフラジリティ曲線を図3に示す。



(中央値:1193Gal, β_R :0.043, β_U :0.15)

図3 フラジリティ曲線

なお、最終的なHCLPF、中央値については、二次元基礎地盤安定解析における奥行き方向の側面抵抗効果を考慮して、上述の手法により得られた値に対して係数1.5を乗じている。奥行き方向の側面抵抗効果とは、二次元解析では期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を考慮するものであり、7号炉、6号炉、5号炉を対象とした既往バックチェック*1において、検討対象とした解析断面に対する効果を確認している。F2断層沿いのすべりを想定する安全率1.6のケース(図1)に対して、奥行き方向の側面抵抗を考慮する場合、すべり安全率は3.3(約2.1倍)となる(HCLPF:1.33G, 中央値:1.83G, β_R :0.043, β_U :0.15)。

*1 柏崎刈羽原子力発電所7号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書(改訂1)(平成21年1月)

c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

既往バックチェックの中では、7号炉、6号炉、5号炉を対象として、二次元解析においては期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を検討している。奥行き方向の側面抵抗を考慮した結果、すべり安全率の最小値は2.9となる。

基礎地盤に対して、基準地震動を用いた決定論的耐震評価を行う場合、3程度の裕度がある。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

a. 現行評価手法(すべり安全率)における保守性について

原子炉建屋基礎地盤の安定性は、すべり安全率を指標として評価を行う。しかし、実現象を考えれば、原子炉建屋の設置されている平坦な敷地に対して、地震動に起因したすべり線に沿った土塊の破壊・変形を想定することは困難である。

基礎地盤の耐震安定性評価にあたって採用されているすべり安全率評価には、以下の保守性が含まれていると考えることができる。

○力の釣合条件に基づく評価をしていることによる保守性

土木工学の分野では、斜面の安定性を検討するにあたり、想定したすべり線上の力の釣合条件に基づいた安全率により評価・設計を行う。斜面の場合、地震動の継続時間のうち極めてわずかの時間でも、地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回り、すべり線が破壊に至れば、安定性を失った斜面土塊が重力の作用により不安定な状態(崩壊)に至る懸念があり、すべり安全率を指標とした設計が一般的に実施されている。

一方で、基礎地盤の安定性について検討する場合、支持力と変形(沈下)を指標とした評価が一般的であり、原子力発電所の基礎地盤に要求されるすべり安全率評価は一般的ではない。平坦な基礎地盤を考える場合、地震動の継続時間の中で、すべり線が破壊に至った場合でも、不安定な土塊が形成されることはない。また、地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回る(すべり安全率が1.0を下回り破壊に至る)のは微小な時間であり、大変形が生じることは考えられない。

基礎地盤のすべり安全率に対する考え方は、斜面設計の考え方と地盤の極限支持力の考え方を勘案して、保守的に導入されたものと推定される。なお、地盤安定性評価を実施する上で一般的な指標となる支持力については、申請書に記載した通り、原位置試験等により得られた極限支持力と建物・構築物の荷重を評価することにより、十分な安全性を確認している。

○地盤モデルにおける断層の扱いにおける保守性

基礎地盤の解析モデルの作成にあたっては、主要な断層が直線的に連続するものであると仮定している。実際の断層では、走行・傾斜、破碎部形状・性状に変化があることから、一様な解析モデル上の断層と比較すれば、大きな抵抗力を有するものと推定される。

b. 基礎地盤に対する現実的評価

既往の審査指針、JEAG等の中では、基礎地盤の安定性を評価するにあたり、すべり安全率を指標とした評価を要求しているが、その評価には保守性が含まれると考えられる。PSA標準では、より現実的な地盤耐力の評価手法として、許容すべり量の評価について

も言及していることから、非線形有限要素解析を適用した検討を行い、変形量について評価する。

UHS(10^{-6})相当地震波(2138Gal)を入力した場合、基礎地盤に変形が生じる可能性は否定できないものの、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではないと考えられる。以下、検討結果の概要を示す。

○非線形有限要素解析を適用した検討

脆弱性評価を実施した等価線形解析に替えて、地震後の残留変形量を評価することができる非線形有限要素解析により変形量評価を行った。UHS(10^{-6})相当地震波を入力し、変形量进行评估する。なお、非線形有限要素解析に適用する地盤モデルは、脆弱性評価に適用したモデルと共通とする。

非線形有限要素解析の結果を図7～9、表2に示す。地震後の残留傾斜は、K6R/Bで1/1500、K7R/Bで1/2800と算定された。残留傾斜は1/1000以下であり、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではない。

以上より、非線形有限要素解析を適用してUHS(10^{-6})相当地震波(2138Gal)を入力した結果、基礎地盤に変形が生じる可能性は否定できないものの、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではないと考えられる。

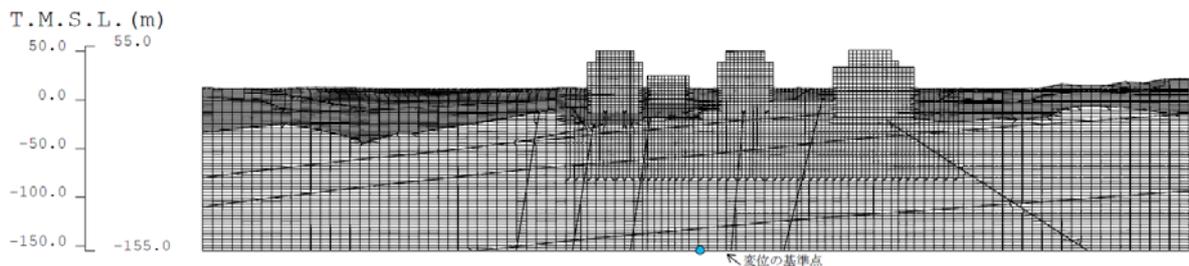


図7 非線形有限要素解析 残留変形(UHS(10^{-6})相当地震波)

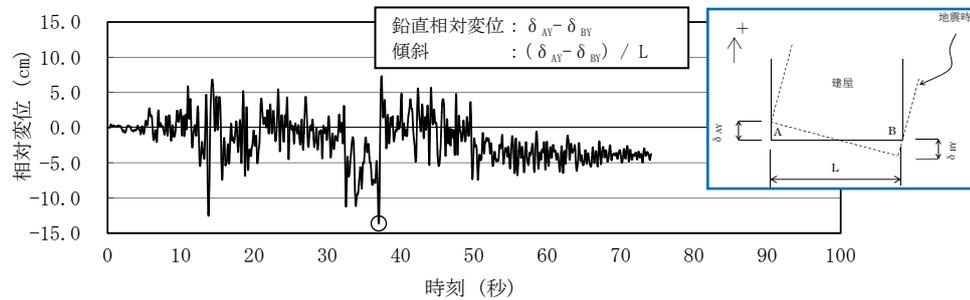


図8 6号機原子炉建屋の鉛直相対変位量(UHS(10^{-6})相当地震波)

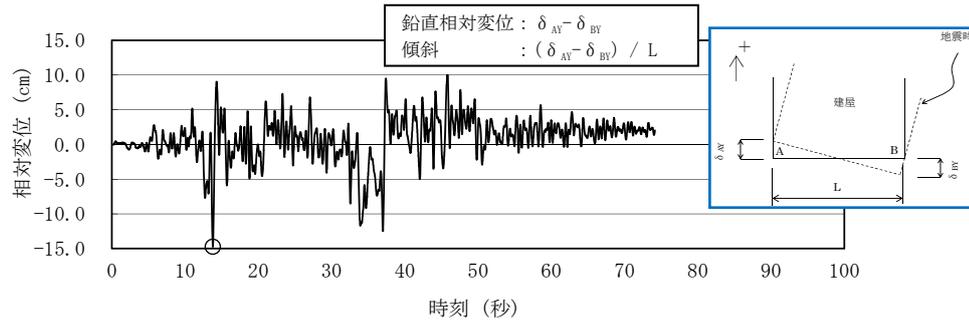


図9 7号機原子炉建屋の鉛直相対変位量(UHS(10⁻⁶)相当地震波)

表2 非線形有限要素解析による原子炉建屋の変位まとめ

	最大鉛直 相対変位 (cm)	最大傾斜	発生時刻 (秒)	残留鉛直 相対変位 (cm)	残留傾斜
K6R/B	-13.6	-1/400	37.00	-3.8	-1/1500
K7R/B	-14.7	-1/300	13.78	2.0	1/2800

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

以上の通り、建屋・構築物(原子炉建屋)損傷シーケンスの評価は、現状のフラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ、このような高い加速度領域における基礎地盤変形が起きるといことは現実的には考えにくい。

仮に基礎地盤変形が起きた場合に考え得るシナリオとしては、原子炉建屋自体の損傷に伴う建屋内機器の機能喪失ではなく、建屋間に生じる可能性のある相対変位により、建屋間を貫通している機器等の損傷である。建屋間を貫通している機器としては、配管、電線管・ケーブルトレイがあるが、電線管・ケーブルトレイについては、損傷に至った場合であっても、ケーブルは、ある程度、余長をもった施工がなされていることから、(3)項に示したような変位に対して断線に至る可能性は小さい。そのため、想定し得る範囲においては、配管の損傷となるが、緩和系に関する配管で損傷が想定されるのは、原子炉建屋とタービン建屋(熱交換器エリア)を貫通している原子炉補機冷却系配管、給水系配管、及び消火系配管、またコントロール建屋と原子炉建屋を貫通している純水補給水系配管などがある。原子炉補機冷却系配管が破断するシナリオは既存の事故シーケンスグループである、原子炉補機冷却系喪失として整理されている。また、破断箇所からの溢水により、全ての水が原子炉建屋内へ流入することは現実的には考えられないものの、その場合の事故シナリオについても、高圧・低圧注水機能喪失として整理される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした¹。

¹ 建屋間相対変位による配管の損傷に留まらず、大規模な範囲での損傷を仮定した場合、地震による原子炉建屋の損傷程度や緩和系の健全性を評価の上、事故シーケンスを特定することは困難であり、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとしては適切でない。

2.2 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷

(1) 想定事故シナリオ

格納容器又は圧力容器の損傷は、原子炉格納容器内の構造物や原子炉圧力容器などの損傷に続く事象の進展が複雑であり、影響緩和系による事象収束について厳密に考慮することは合理的ではないことから、直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 8.9×10^{-7} / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 約7%

(2) フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷を起因とする燃料損傷に対して最も大きな影響をもつ施設は、RPVペデスタルである。RPVペデスタルの概要図を図10に示す。

RPVペデスタル下層は内外にある2枚の円筒鋼板(内筒, 外筒)から構成されている。これらの鋼板はたてリブ鋼板(隔壁)により一体化され、鋼板間にコンクリートを充填した構造物である。

地震時には、ダイヤフラムフロアを介して、RPVペデスタル頂部に原子炉建屋からせん断力が伝達される。

原子炉圧力容器のスカート状の支持脚が、RPVペデスタルのブラケットに設置され、120本の基礎ボルトによって固定されており、地震時に原子炉圧力容器からRPVペデスタルにせん断力・モーメントが伝達される。

RPVペデスタル基部は、リングガーダを介してアンカボルト(内筒側160本, 外筒側320本)により原子炉格納容器底部に定着されており、RPVペデスタルに付加された荷重は、この基部に伝達される。

決定論による耐震評価結果において、地震荷重に対して裕度が小さい部位(アンカボルト, たてリブ)を、フラジリティの評価部位とした。

※数値は概略値

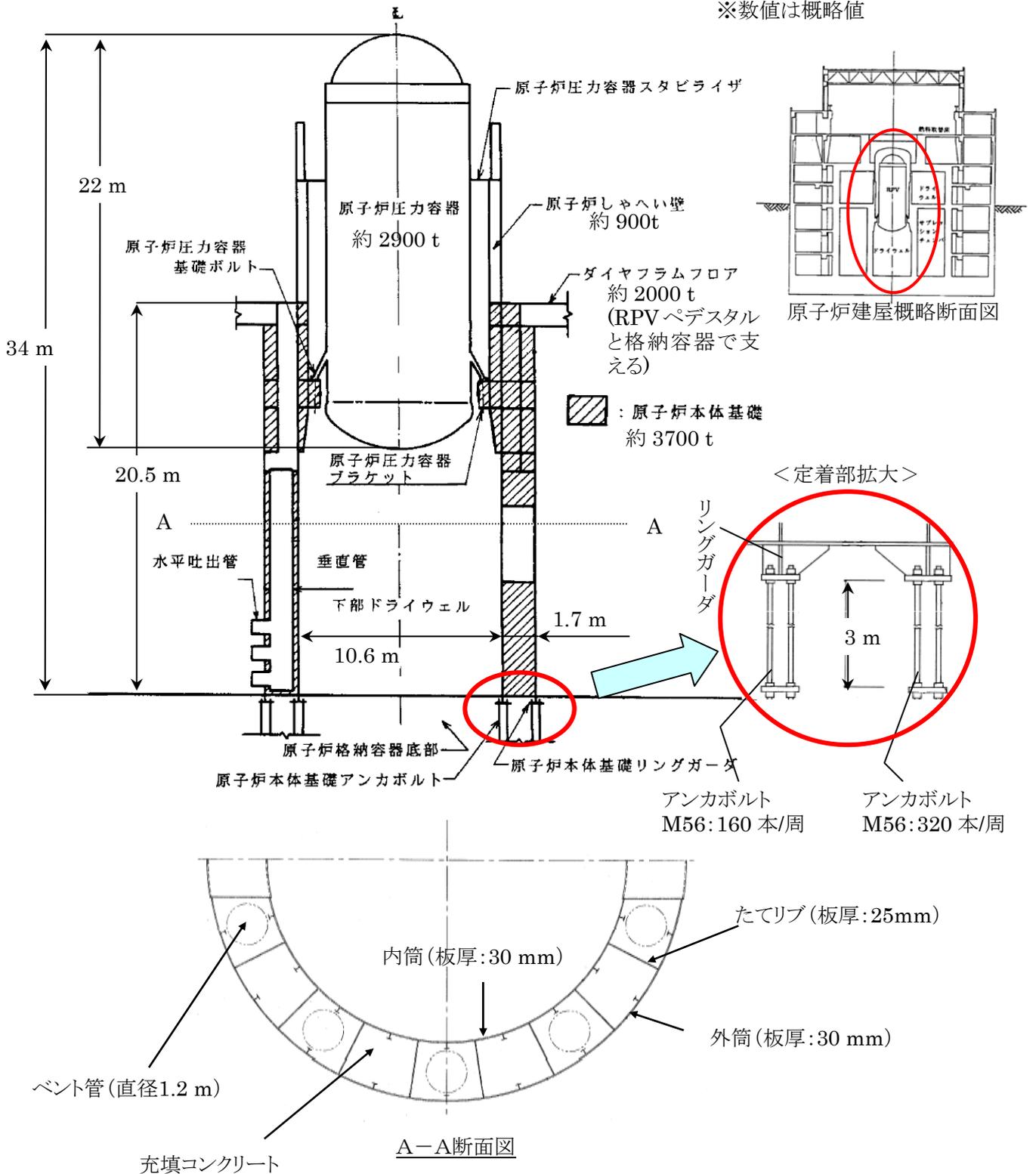


図 10 RPV ペDESTAL の概要図

b.評価方法

今回のフラジリティ評価では、決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた簡易的な安全係数法によりフラジリティを評価した。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

原子炉建屋内の原子炉圧力容器、原子炉格納容器、RPVペDESTAL等の大型機器・構造物は、支持構造上から建屋との連成が無視できないため、地盤・建屋と連成し、コンクリート、鋼板の剛性を適切に考慮した解析モデルにより、基準地震動Ssによる地震応答解析を時刻歴解析で実施する(図11)。

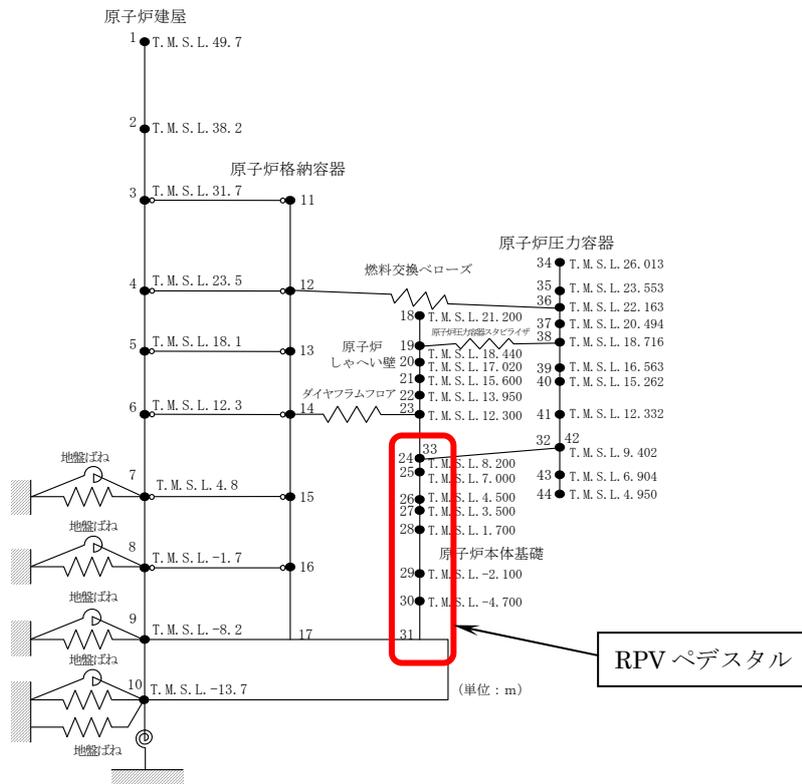


図 11 原子炉しゃへい壁、RPV ペDESTAL及び原子炉圧力容器
地震応答解析モデル(NS 方向)

RPVペDESTALのたてリブの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を用いて有限要素法による解析を実施している(図12)。この時、コンクリートの強度を無視して、最大荷重を静的に扱い評価を行っている。

RPVペDESTALのアンカボルトの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を静的に扱い、応力のつり合い式の計算を行っている(図13)。

たてリブおよびアンカボルトにおいては、ともに地震荷重(最大荷重)を交番荷重では

なく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っているところに保守性がある。さらにたてリブの構造強度評価ではコンクリート強度を無視しているところにも保守性がある。

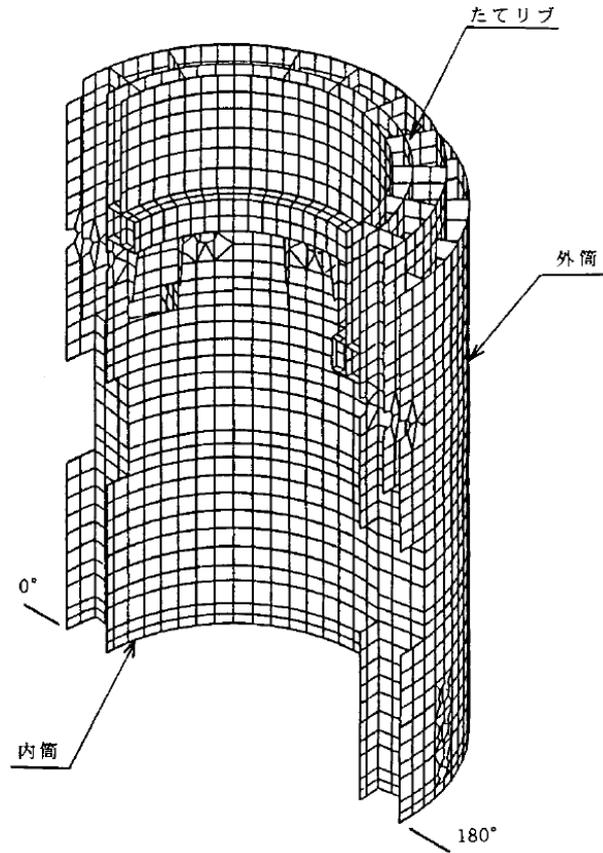


図12 RPVペDESTAL 解析モデル概要図

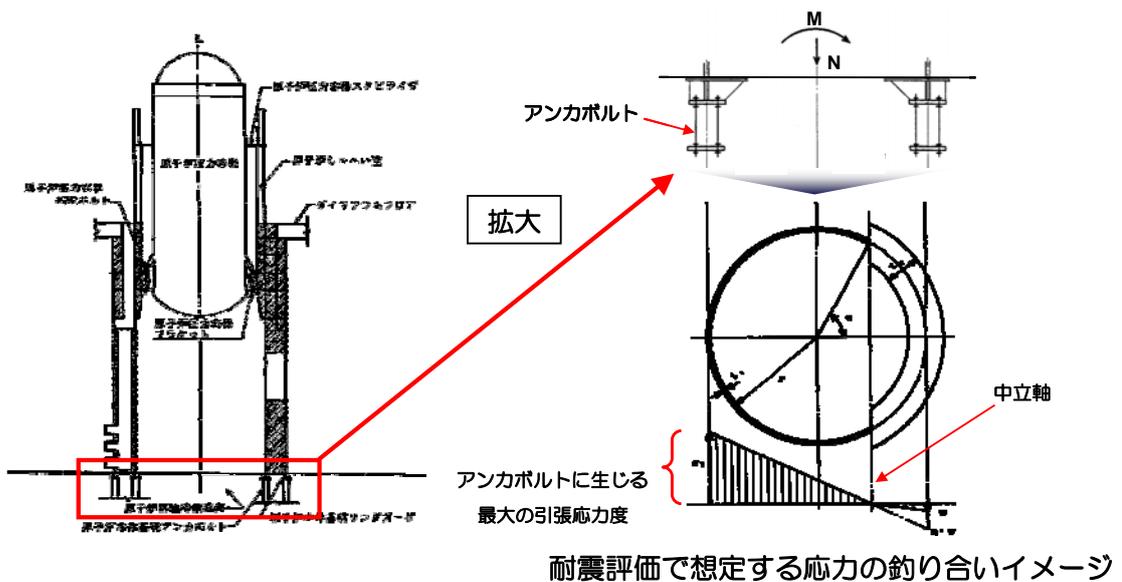


図13 決定論による耐震評価のイメージ(アンカボルト)

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、鋼板、アンカー部、基礎マットおよび充填コンクリート全体を詳細にモデル化して応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、RPVペDESTALの支持性能が実際に失われる地震動の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。また、RPVペDESTALが支持機能を喪失する地震動の大きさであっても、ダイヤフラムフロアや原子炉格納容器の壁が存在するため、圧力容器が大きく傾くスペースは存在せず、圧力容器に接続されている一次系配管の一部破断もしくは破損に留まると考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

以上の通り、建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷シーケンスの評価は、現状のフラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ、現実的な耐性がPRAの結果に現れているものではない。

仮にペDESTALにおける支持機能の喪失が起きた場合に考え得るシナリオとして、(3)項の通り、一次系配管の一部破断もしくは破損が生じるに留まり、想定し得る範囲においては、これによる冷却材喪失(LOCA)の発生が考えられ、この場合の事象進展は、既存のLOCAシナリオと同様の進展となることが想定される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失

(1) 想定事故シナリオ

原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失については、地震によるスクラム後、S/R弁の開放失敗による原子炉圧力上昇または地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的にE-LOCA相当とし、炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 8.2×10^{-7} / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 約6%

①S/R開失敗シナリオ

①-(2) フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

事故シーケンスとしては、過渡事象や外部電源喪失、全交流電源喪失時の発生時を想定しているが、いずれのケースにおいても、S/R弁の損傷に起因している。

b. 評価方法

S/R弁の構造上、最弱部の決定論的評価結果に基づき、フラジリティ評価を実施し

ている。

①-(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

S/R弁については合計18台設置されているものの、フラジリティ評価上は、機器の完全相関を仮定しており、単一機器の評価＝全台の評価としている。共通原因故障として単一機器の機能喪失を全台機能喪失と仮定すること自体は保守的な取り扱いではあるが、実際には機器配置の差など、応答に差があることを踏まえると、さらに余裕があると言える。

①-(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、S/R開失敗によるLOCAシナリオとして、S/R弁全数破損により原子炉圧力が過剰に上昇し原子炉一次冷却材バウナダリが広範囲・大規模に破損に至ることを想定し、影響緩和系に期待できず炉心損傷が回避不可となるケースを考え、炉心損傷直結としている。

ただし、①-(3)の通り、要因となっているS/R弁の現状のフラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、合計18台あるS/R弁が同時損傷する可能性は極めて低いことから、E-LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できる。そのため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした²。

②格納容器内配管損傷シナリオ

②-(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

配管が格納容器内を通る系統について、配管本体及びその支持構造物のフラジリティを評価した。

b.評価方法

配管の評価は、各系統で耐震評価上厳しい決定論の結果に基づき、フラジリティ評価を実施している。

² E-LOCA を仮定した場合でも、ECCS 系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考えられることから、この事故シーケンスは、LOCA 時に ECCS 系による注水機能が喪失した場合と類似の状況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA 時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。また、E-LOCA 発生時には、大 LOCA+SBO シーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。

c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

地震力をモーダル解析による応答スペクトル法により算出する配管系は、その配管系の振動性状を考慮したモデルを用い、適切な減衰定数により地震応答解析を行う。

配管系の地震応答解析に用いる減衰定数、評価基準値等は保守的に設定されており、裕度を確保している。

配管本体については設計に比べて大きな耐震裕度を有しており、既往研究結果等からも設計想定レベルを上回る地震力に対して健全性を維持することが確認されている。「平成15年配管系終局強度試験」においては、配管バウンダリが設計レベルの約12倍の耐震裕度を有していることが確認された。

平成18年に実施した電共研における配管系耐震試験では、配管サポート及び定着部を含めて模擬した配管サポート系試験体の実規模加振試験を実施しており、配管及びサポートについて、設計で許容されるレベルに対して少なくとも9倍の耐震裕度があることを確認している。

②-(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、配管および配管サポートを一体でモデル化した応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、配管系が損傷に至る地震動の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。

②-(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、格納容器内配管損傷によるLOCAシナリオとして、損傷程度(規模、範囲)を特定することは困難であるものの、②-(3)の通り、フラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、E-LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できると考えられるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした³。

2.4 計測・制御系喪失

(1) 想定事故シナリオ

計装・制御系が損傷した場合、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性があること、

³ E-LOCAを仮定した場合でも、ECCS系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考えられることから、この事故シーケンスは、LOCA時にECCS系による注水機能が喪失した場合と類似の状況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。また、E-LOCA発生時には、大LOCA+SBOシーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。

発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確でないことから、保守的に直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 6.9×10^{-8} / 炉年 (点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

(2) フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

計測・制御系喪失において評価対象となる電気計装機器は、制御盤、計装ラック、バイタル交流電源設備である。

これらの電気計装機器について、基礎ボルトの構造損傷及び、盤または計装ラック全体における機能損傷について評価している。

b. 評価方法

制御盤及びバイタル交流電源設備は、盤の形状が何れも直立盤に分類されることから、水平方向の耐力評価については、過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証しているJNESの知見を用いて行った。

計装ラックについても水平方向の耐力評価については、JNESによる計装ラック全体を加振して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力評価を実施した。

鉛直方向については、既往の試験結果による機能確認済加速度を適用することとした。

c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は、誤動作を起こすまでの結果である場合が多く、電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値を採用している。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

今回の直立盤及び計装ラックの評価に適用した機能確認済加速度値は、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態までを検証した結果でないことから、仮に地震動が機能確認済加速度値を超過した場合においても一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

そのため、今回の評価においては炉心損傷直結事象と整理してはいるが、現実的に、直立盤または計装ラックが倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が図られること及び、上記理由により機能回復が見込めることから、実態として炉心損傷に直結しないものと考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

仮に直立盤または計装ラックが倒壊するような機能回復が見込めないような場合であって

も、その範囲により事象収束の可能性が残されているものの、損傷の程度や、影響の程度によって変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難である。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器が多く、地震収束後に再起動操作を適切に実施することで緩和系による事象収束が期待できるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

2.5 直流電源喪失

(1) 想定事故シナリオ

直流電源系が損傷に至ることで、ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失することから直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理。

【炉心損傷頻度】 6.0×10^{-8} / 炉年 (点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

(2) フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

直流電源喪失において評価対象となる電気計装機器は、蓄電池、充電器盤、直流主母線盤、ケーブルトレイ、電線管、直流MCCである。

これらの電気計装機器について、蓄電池架台と盤の基礎部の構造損傷、ケーブルトレイ及び電線管のサポート類の構造損傷、盤における機能損傷について評価している。

b. 評価方法

蓄電池については蓄電池架台の基礎部についての構造損傷評価を実施し、ケーブルトレイ及び電線管については、ケーブルトレイと電線管の本体及び各サポート類の構造損傷を評価した。

また、充電器盤及び直流主母線盤は、盤の形状が何れも直立盤に分類されることから、水平方向の耐力評価については、過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証しているJNESの知見を用いて行った。

直流MCCについても水平方向の耐力評価については、JNESによるMCC全体を加振して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力評価を実施した。

鉛直方向については、既往の試験結果による機能確認済加速度を評価して適用することとした。

c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は、誤動作を起こすまでの結果である場合が多く、電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値を採用している。

直流電源喪失において、特にHCLPFが低い電線管及びケーブルトレイは、多数のサポート類における決定論上の評価結果より、最も裕度の低かった部位(最弱部位)の評価結果を適用して得られた結果である。よって、部分的に損傷を開始する可能性は考えられるが、多数の電線管等が全て同時に損傷するものではないと考えられる。更に、電線管及びケーブルトレイの評価部位は、最弱部位(サポート類)に対する評価結果であり、電線管やケーブルトレイに収納されているケーブルが断線等により直接的に機能喪失に至ることを評価したものではない。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

今回の直立盤、直流MCCの評価に適用した機能確認済加速度値は、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態までを検証した結果でないことから、仮に地震動が機能確認済加速度値を超過した場合においても一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

また、ケーブルトレイ及び電線管に適用した決定論上の評価結果についても、最弱部位(サポート類)の内、最も裕度の低い評価結果を適用した結果であることから、全てのサポートが同時に損傷するものではないと考えられること及び、ケーブル断線等の直接的な機能喪失を評価した結果を適用しているものではないことから、実際のケーブル断線等の機能損傷に至るまでには裕度があると考えられる。

今回の評価結果から炉心損傷直結事象と整理されてはいるが、現実的に、直立盤または直流MCC或いは蓄電池が倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が図られ機能回復が見込めること及び、電線管等についてもケーブル断線等の機能喪失に至るまでには裕度を有していることから、実態として炉心損傷に直結しないものと考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

仮に一部の直流MCCや蓄電池が倒壊し復旧困難な場合においては、事象収束措置が困難となり炉心損傷に至るケースも想定されるものの、損傷の程度や影響の程度によって変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難であり、大規模に機器が損傷に至る場合においては、さらにその困難さや評価の不確かさが増すことから、PRA評価では、直流電源喪失シナリオは、保守的に炉心損傷直結としている。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器に対し、地震収束後に適切に対応することで緩和系による事象収束が期待できるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

2.6 格納容器バイパス

(1) 想定事故シナリオ

格納容器バイパス事象は、インターフェースシステムLOCA(IS-LOCA)と、バイパス破

断に細分化される。IS-LOCAは、格納容器バウンダリ内外の高圧設計配管と低圧設計配管のインターフェースの隔離機能が喪失することによって、格納容器外の低圧設計配管、弁などに一次冷却材の高圧負荷がかかり損傷が生じ、格納容器外へ原子炉冷却材流出を引き起こす事象である。バイパス破断は、常時開などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、原子炉冷却材が流出する事象である。

本事故シーケンスにおいて支配的なシナリオは原子炉冷却材浄化系(CUW系)隔離弁の下流側配管(耐震Bクラス)の地震による損傷と、通常開状態である隔離弁の同時損傷による隔離失敗に至ることでバイパス破断が発生するものである。事故シナリオとしては、原子炉冷却材が格納容器外への流出することで、建屋内の広範な影響緩和系に係る機器(電気品、計装品等)が機能喪失するとし、直接炉心損傷に至るものと整理している。

【炉心損傷頻度】 1.2×10^{-7} / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

(2) フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

本事故シーケンスで支配的なシナリオである格納容器バイパス破断については、CUW系配管の破損と、CUW系隔離弁の閉失敗に関する機器(隔離弁、電源設備(D/G、電源盤等))である。

b. 評価方法

隔離弁や電源設備については、本事故シーケンス特有の設備ではないため、特段、フラジリティ評価に変わりはないが、CUW系配管については、耐震Bクラスということで地震発生時の損傷確率1.0としている。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

CUW系配管については、耐震Bクラスということでフラジリティ評価では地震に対する耐力を考慮していないものの、一定程度の耐力は有していると考えられる。また、隔離弁については、2重化されているものの、完全相関を仮定していることから、地震動の大きさによっては、同時破損確率は、現評価よりは低くなることが考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、格納容器バイパスシナリオについて、配管損傷の程度やその発生位置に応じて変化する溢水量や溢水(又は蒸気)の伝播経路の特定、影響緩和措置の実現性や成立性の確認を含めた詳細な事象進展の特定は不確実さも大きく定量化困難である。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、損傷の程度や位置によっては、建屋内で影響の及ぶ機器は限定的なものとなり、原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷回避が図られる。また、(2)の通り、地震動の大きさに限らずCUW系配管(耐震クラスB)に

ついて損傷確率1と仮定した評価を実施しているものの、新潟県中越沖地震の際も、建屋での配管損傷事例は確認されておらず、実際には一定の裕度を有しておりことから、更に発生頻度は低くなると判断される。

すなわち、損傷の程度によっては既存の有効性評価の事故シーケンスグループに含まれること、加えて本事故シーケンスにより炉心損傷に至る頻度はかなり稀な事象であるといえることから、新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとした。

3. まとめ

炉心損傷直結事象として整理した6つの事故シーケンスについては、現実的な耐力や事故シナリオを考慮することにより、新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとした⁴。

本来はPRA評価においても、損傷の程度に応じて緩和系による事象収束可否を詳細に評価することが望ましいが、現段階では損傷の規模や範囲の特定は困難かつ不確かさが大きく、これら事故シーケンスが発生した場合の事象進展、具体的には炉心損傷までの時間余裕、緩和系の健全性や炉心損傷防止への必要性能有無などについて評価を行うことは現実的ではないことから、保守的に炉心損傷直結として取り扱っている。

⁴ 大規模な地震を想定した場合の、多数の設備の損壊により炉心損傷回避が困難となるケースについても、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義する必要はなく、地震による損傷の程度や事象進展に応じて、さまざまな炉心損傷防止対策を臨機応変に組み合わせて活用可能なように準備しておくことが重要である。また、原子炉建屋全体が損壊し、建屋内部の安全系機器が機能喪失に至ってしまうような非常に苛酷な状況下においても、屋外の可搬型設備により注水、除熱、電源機能を確保するとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要であると考えられる。