

## 3.2 外部事象P R A

### 3.2.1 地震P R A

地震P R Aは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下「地震P S A学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「P R Aの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。地震P R Aの評価フローを第 3.2.1-1 図に示す。

なお、今回の地震P R Aでは、地震単独の影響のみを評価しており、地震に随伴する津波（重畳事象）等は対象としていない。

#### 3.2.1.1 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

##### a. サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力運転時レベル 1 P R Aにおいて収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震P R Aを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等を踏まえて、地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。収集した情報及び情報源を第 3.2.1.1-1 表に示す。なお、関連設計図書等で確認できない事項についてはプラントウォークダウンにて確認した。

##### b. 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は 3.1.1 出力運転時 P R Aにて記載した内容と同様である。



### c. プラントウォークダウン

#### (a) プラントウォークダウンの実施手順

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得すること及び検討した事故シナリオの妥当性を確認することを目的として、以下の観点からプラントウォークダウンを実施した。（添付資料 3.2.1.1-1）

i) 耐震安全性の確認

ii) 二次的影響の確認

#### (b) プラントウォークダウン対象の建屋・構築物，機器選定

プラントウォークダウンの対象設備は，基本的に地震 P R A の評価対象設備の全てとしている。ただし，以下を考慮している。

i) 重要事故シーケンス選定を目的とした地震 P R A の評価作業を行う上で調査対象とすべき設備であるかの観点

ii) プラントウォークダウンが有効かつ可能な設備であるかの観点

- ・配管系，ケーブルトレイは，耐震設計法，据付方法が同様であることから，耐震安全性の確認においては以下による代表箇所を対象とする。

- ー配管系は，プラントウォークダウン対象弁付近の配管を対象とする。

- ーケーブルトレイは，プラントウォークダウン対象電気品付近のものを対象とする。

- ・アクセスが困難な以下の設備（例えば，炉内構造物や格納容器内設備であり，机上検討で信頼できる情報が得られる設備等）は除外する。

- ー高線量エリア，汚染の程度が著しいエリアにある設備

- ー確認する場合に通電部位へ接触するおそれがある設備



#### ー高所・狭隘部にある設備

プラントウォークダウン評価対象設備の選定フローを第 3.2.1.1-1 図に示す。

#### (c) プラントウォークダウンの実施結果

プラントウォークダウン用チェックシートに基づき、上記(b)で選定した設備を対象に調査を実施した。その結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響に関して問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項がないことを確認した。プラントウォークダウンの実施結果の例を第 3.2.1.1-2 図に示す。

#### d. 今回実施した地震 P R A の前提条件等について

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

##### (a) 評価の前提条件について

- ・ 起因事象に対する対応は、設計基準対象施設による対応を基本とし、これまでに整備した AM 策及び緊急安全対策並びに重大事故等対処設備については、期待しないものとする。
- ・ 耐震重要度 B 又は C クラスの機器は基本的には期待しない。ただし、安全設備の使命時間内の機能維持に必要となる燃料移送系設備は評価対象とする。（添付資料 3.2.1.1-2）
- ・ 外部電源喪失は、開閉所設備の碍子部の損傷により発生するものとする。
- ・ 地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とし、外部電源喪失時の外部電源復旧に期待しない。
- ・ 評価地震動範囲は 0.16G～3.00G（解放基盤面上の加速度）とす



る。

- ・津波及び地震随伴の火災，溢水が建屋，機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず，地震の影響のみ評価する。

(b) 地震の影響について

- ・相関性が考えられる設備は，地震の影響により同時に損傷する（完全相関）と仮定する。

(2) 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

a. 事故シナリオの概括的な分析・設定

収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて，事故シナリオを広範に分析し，事故シナリオを設定した。事故シナリオの設定に当たっては，地震起因による安全機能を有する建屋・構築物，機器の損傷が炉心損傷事故に直接つながりうる事故シナリオだけでなく，安全機能への間接的影響，余震による地震動の安全機能への影響及び経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。

なお，地震 P R A 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（スクラム設定値）を目安に 0.16G 以上とした。

上記の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及び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った。

事故シナリオに対するスクリーニング結果を第 3.2.1.1-2 表に示す。

b. 起因事象の選定

地震時特有の影響及び内部事象出力運転時レベル 1 P R A で考慮している起因事象との関係を考慮し，事故シーケンス評価の対象となる起因



事象を第 3.2.1.1-3 図に示すフローを用いて、以下のとおり抽出した。

(添付資料 3.2.1.1-5)

- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 格納容器損傷
- ・ 原子炉圧力容器損傷
- ・ 格納容器バイパス
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)
- ・ 計装・制御系喪失
- ・ 直流電源喪失
- ・ 交流電源喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 過渡事象

c. 建屋・機器リストの作成

選定した起因事象の要因となる建屋・構築物，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 P R A で対象となる建屋・機器リストを作成した。第 3.2.1.1-3 表に建屋・機器リストを示す。



### 3.2.1.2 確率論的地震ハザード

#### (1) 確率論的地震ハザード評価の方法

地震 P S A 学会標準の方法に基づき評価を行う。

#### (2) 確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

##### a. 震源モデルの設定

震源モデルは、以下のとおり特定震源モデルと領域震源モデルを設定する。それぞれの震源モデルにおいて、当社の調査結果等に基づき設定した震源モデル（以下「調査モデル」という。）の他、地震調査研究推進本部（2012）の知見を参考に設定した震源モデル（以下「推本参考モデル」という。）をロジックツリーで考慮する。

##### (a) 特定震源モデル

###### i) 内陸地殻内地震

調査モデルについては、敷地周辺の震源として考慮する活断層等の他、活断層研究会編（1991）に掲載されている活断層に基づいて評価する。推本参考モデルについては、地震調査研究推進本部（2012）で考慮されている活断層を評価対象とする。敷地周辺の考慮する活断層の分布及び諸元をそれぞれ第 3.2.1.2-1 図、第 3.2.1.2-2 図及び第 3.2.1.2-1 表、第 3.2.1.2-2 表に示す。

###### ii) 海溝型地震

調査モデルでは、関東地震及び 2011 年東北地方太平洋沖型地震を、推本参考モデルでは関東地震、茨城県沖で発生する地震（繰り返し発生する地震）及び 2011 年東北地方太平洋沖型地震を特定震源として扱う。調査モデル及び推本参考モデルで考慮する震源位置及び諸元を第 3.2.1.2-3 図、第 3.2.1.2-4 図及び第 3.2.1.2



－3 表，第 3.2.1.2－4 表に示す。

(b) 領域震源モデル

領域震源モデルについては，内陸地殻内地震及び海溝型地震を考慮する。調査モデルについては，垣見他（2003）を参照して領域区分し，各領域の最大マグニチュードを領域内の過去の地震の最大値を基に設定する。推本参考モデルについては，地震調査研究推進本部（2012）に基づいて領域区分及び各領域の最大マグニチュードを設定する。内陸地殻内地震及び海溝型地震の領域区分を第 3.2.1.2－5 図～第 3.2.1.2－9 図に示す。

b. 地震動伝播モデル

2011 年東北地方太平洋沖型地震については，断層モデルを用いた手法を用いる。それ以外の震源については，Noda et al.（2002）の方法を用い，第 3.2.1.2－10 図～第 3.2.1.2－12 図に示す領域については，地震観測記録を用いた補正係数を考慮する。

c. ロジックツリーの作成

ロジックツリーは，震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において，地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因に基づいて作成する。震源モデルについては前述のとおり，調査モデルと推本参考モデルをロジックツリーで考慮する。作成したロジックツリーを第 3.2.1.2－13 図に，ロジックツリーの分岐及び重みの考え方を第 3.2.1.2－5 表に示す。

(3) 確率論的地震ハザード評価結果

a. 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 3.2.1.2-14 図に、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.2.1.2-15 図に示す。また、震源別平均ハザード曲線を第 3.2.1.2-16 図に示す。

#### b. 一様ハザードスペクトル

一様ハザードスペクトルと応答スペクトルに基づく手法による基準地震動  $S_s-D1$  及び断層モデルを用いた手法による基準地震動  $S_s-11 \sim S_s-22$  との比較を第 3.2.1.2-17 図に示す。基準地震動  $S_s-D1$  の年超過確率は  $10^{-4} \sim 10^{-5}$  程度である。基準地震動  $S_s-11$  から  $S_s-22$  の年超過確率は基準地震動  $S_s-D1$  を超過する周期帯で  $10^{-4} \sim 10^{-6}$  程度である。また、内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震動  $S_s-31$  との比較を第 3.2.1.2-18 図に示す。基準地震動  $S_s-31$  の年超過確率は  $10^{-4} \sim 10^{-6}$  程度である。

一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの平均ハザード曲線を第 3.2.1.2-19 図に示す。

#### c. フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は、年超過確率  $10^{-5}$  の一様ハザードスペクトルに適合する模擬波とし、経時特性は Noda et al. (2002) に基づき地震規模  $M$  及び等価震源距離  $X_{eq}$  で与え、それぞれ  $M7.6$ ,  $X_{eq} = 25.7\text{km}$  とした。模擬地震波を第 3.2.1.2-20 図に示す。



### 3.2.1.3-1 建屋のフラジリティ

#### (1) 評価対象と損傷モードの設定

##### a. 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第 3.2.1.1-3 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋とした。原子炉建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第 3.2.1.3-1-1 図及び第 3.2.1.3-1-2 図に示す。

##### b. 損傷モード及び部位の設定

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

#### (2) フラジリティの評価方法の選択

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

#### (3) フラジリティの評価上の主要な仮定

##### a. 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確かさ（以下「 $\beta_R$ 」という。）と認識論的不確かさ（以下「 $\beta_U$ 」という。）については、地震 P S A 学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第 3.2.1.3-1-1 表に示す。



#### b. 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) フラジリティの評価における耐力情報

現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震 P S A 学会標準に示されたボックス壁の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 3.2.1.3-1-2 表に示す。

#### (5) フラジリティの評価における応答情報

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

##### a. 入力地震動

入力地震動は第 3.2.1.2-20 図に示す模擬地震波を入力レベルごとに係数倍したものとした。（最大  $1,500\text{cm/s}^2$ ）

##### b. 現実的な物性値と応答解析モデル

東海第二発電所の地盤物性値を第 3.2.1.3-1-3 表に、原子炉建屋の物性値を第 3.2.1.3-1-4 表にそれぞれ示す。応答解析に用いる現実的な物性は、地震 P S A 学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第 3.2.1.3-1-5 表に示す。



原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第 3.2.1.3-1-3 図及び第 3.2.1.3-1-6 表に，地盤ばね定数と減衰係数を第 3.2.1.3-1-7 表に示す。

c. 現実的応答

現実的応答は，地震 P S A 学会標準に準拠してコンクリート強度，支持地盤のせん断波速度及び建屋の減衰定数を変動パラメータとし，対数正規分布を仮定して 2 点推定法による応答解析を行い，最大応答せん断ひずみの中央値と対数標準偏差を算出した。

(6) 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線と H C L P F（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，原子炉建屋を構成する全要素のうち，H C L P F が最小となる要素で代表させることとした。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。

原子炉建屋のフラジリティ曲線を第 3.2.1.3-1-4 図に示す。また H C L P F については第 3.2.1.1-3 表の建屋・機器リストに示す。



### 3.2.1.3-2 屋外重要土木構造物のフラジリティ

#### (1) 評価対象と損傷モードの設定

##### a. 評価対象物

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、第 3.2.1.1-3 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、海水ポンプ室とした。海水ポンプ室の平面図及び断面図をそれぞれ第 3.2.1.3-2-1 図及び第 3.2.1.3-2-2 図に示す。

##### b. 損傷モード及び部位の設定

海水ポンプ室の要求機能喪失につながる支配的な構造損傷モードとして、非線形時刻歴応答解析による耐震評価に基づき、構造部材の曲げ破壊及びせん断破壊のうち、耐震裕度の観点からせん断破壊を損傷モードとして選定した。対象とする損傷部材は最も耐震性の低い構造部材とした。

#### (2) フラジリティの評価方法の選択

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

#### (3) フラジリティの評価上の主要な仮定

##### a. 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確かさ  $\beta_R$  と認識論的不確かさ  $\beta_U$  については、地震 P S A 学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第 3.2.1.3-2-1 表に示す。



#### b. 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、構造部材のせん断破壊の程度を表すことができる指標として、せん断力を選定した。

#### (4) フラジリティの評価における耐力情報

現実的耐力は、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会，2005）」のせん断破壊に対する照査（材料非線形解析を用いる方法）による評価値を適用した。現実的耐力に含まれる不確実さ要因は、地震 P S A 学会標準を参考に、コンクリートの圧縮強度と鉄筋の降伏強度を考慮し、それぞれ実強度の調査結果、建設時の試験結果から対数正規分布を仮定した。現実的耐力に含まれるコンクリートの圧縮強度及び鉄筋の降伏強度の現実的な値を第 3.2.1.3-2-2 表に示す。

#### (5) フラジリティの評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震 P S A 学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。地震応答解析は地盤及び構造物の非線形を考慮した有限要素法解析手法を用い、水平・鉛直地震動を同時に入力した。

#### a. 入力地震動

入力地震動は第 3.2.1.2-20 図に示す模擬地震波を入力レベルごとに係数倍したものとした（最大  $1,579\text{cm/s}^2$ （水平）， $1,001\text{cm/s}^2$ （鉛直））。



b. 現実的な物性値と応答解析モデル

東海第二発電所の地盤物性値を第 3.2.1.3-2-3 表に、海水ポンプ室の物性値を第 3.2.1.3-2-4 表にそれぞれ示す。また、鋼管杭の断面諸元を第 3.2.1.3-2-5 表に示す。応答解析に用いる現実的な物性は、応答への影響度が高い地盤物性を対象に地震 P S A 学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第 3.2.1.3-2-6 表に示す。海水ポンプ室の解析モデルを第 3.2.1.3-2-3 図に示す。

c. 現実的応答

現実的応答は、地震 P S A 学会標準に準拠して、第四紀層のせん断波速度を変動パラメータとし、対数正規分布を仮定して 2 点推定法による応答解析を行い、これらの応答解析結果に基づき算出した。

(6) 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線と H C L P F を算出した。ここに、損傷確率は、現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は、対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。H C L P F は信頼度 95% のフラジリティ曲線をもとに算出した。

海水ポンプ室のフラジリティ曲線を第 3.2.1.3-2-4 図に示す。また、H C L P F については第 3.2.1.1-3 表の建屋・機器リストに示す。



### 3.2.1.3-3 機器のフラジリティ

#### (1) 評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象を、第 3.2.1.1-3 表の建屋・機器リストに示す。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、電気盤類及びポンプ・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維持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、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震評価が実施されるが、部位間で裕度（例えば、設計許容値／発生応力）が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類（引張応力、曲げ応力、組合せ応力等）によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの中から、最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等を設定する。

#### (2) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティの評価方法として「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。）」及び「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」は後述のとおり、地震応答解析結果、耐力係数及び応答



係数により評価する。

耐力係数の評価で用いる現実的耐力は、構造損傷については材料強度の規格値等をもとに、機能損傷については試験結果又は解析結果をもとに、地震P S A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」及び「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、既工認等での実績のある応答値（耐震バックチェックベース）、若しくは、当該応答値を一様ハザードスペクトルによる耐震評価結果となるよう補正した応答値（裕度向上ベース）を用いている。

応答係数は、既工認等での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P S A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ことから、「応答解析に基づく方法」と比較しても、遜色のない精度で現実的な応答を求めることができる。

なお、「安全係数法」は米国において、評価手法として提案され<sup>(1)</sup>、約40プラントでの評価実績がある<sup>(2~4)</sup>。

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P S A学会標準に準拠した手法とする。

### (3) フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大地動加速度を評価尺度として表示するものであ



る。このとき、最大地動加速度  $A$  を fragility 加速度と称し、機器 fragility 評価ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

$$A = A_m \times \varepsilon_R \times \varepsilon_U$$

ここで、

$A_m$  : fragility 加速度中央値 (50% 損傷確率に対する最大加速度の中央値)

$\varepsilon_R$  : 中央値に対する偶然的不確実さを示す確率密度分布。中央値を 1.0 として対数標準偏差  $\beta_R$  である対数正規分布を仮定する。

$\varepsilon_U$  : 中央値に対する認識論的不確実さを示す確率密度分布。中央値を 1.0 として対数標準偏差  $\beta_U$  である対数正規分布を仮定する。

fragility 加速度  $A$  を対数正規累積分布関数で示したものが機器 fragility 曲線である。

なお、fragility 評価では、直接  $A_m$ ,  $\varepsilon_R$ ,  $\varepsilon_U$  から fragility 加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式 3.2.1-1})$$

ここで、

$A_m$  : fragility 加速度中央値

$F$  : 安全係数 (裕度)

$A_d$  : 基準地震動  $S_s$  の最大地動加速度、もしくは、一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震波の最大地動加速度

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



設計応答値の割合（耐力に関する安全係数）に分離して評価する。

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

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

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

$$\therefore F = F_C \times F_{RE} \times F_{RS} \quad (\text{式 3.2.1-3})$$

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  $F_{RE}$  及び建屋応答係数  $F_{RS}$  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実さ要因を評価したものであり，全て対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第 3.2.1.3-3-1 表に示す。

$$F_C = F_S \times F_\mu$$

ここで，

$F_S$ ：強度係数

$F_\mu$ ：塑性エネルギー吸収係数



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

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

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

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

#### (4) フラジリティ評価における耐力情報

耐力値は、その評価部位に使われる部材の JSME「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年版）」（JSME S NC1-2005）に記載されている許容値を適用した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R$ 、 $\beta_U$ として定量化した。

#### (5) フラジリティ評価における応答情報

設計応答値は、建屋・構築物の非線形地震応答解析及び機器の線形地震応答解析による機器評価部位における発生応答等を設定した。地震動は耐震バックチェック評価用地震動（600Gal）を基本とするが、地盤、建屋・構築物の非線形応答を精度よく評価する場合は、第 3.2.1.2-20 図に示す



一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震波を，年超過確率  $10^{-6}$  の入力レベルとなるよう係数倍した地震動（1,579Gal）を用いる。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， $\beta_R$ ， $\beta_U$ として定量化した。

#### (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 3.2.1.1-3 表に示す。

機器フラジリティ評価は，その評価上の特徴を踏まえ，「大型機器」，「静的機器」，「動的機器」，「電気盤・計装」及び「配管」の 5 グループに分類した。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 F V 重要度を参照し，抽出した。なお，5 グループの分類の考え方については以下のとおりである。

大型機器：原子炉圧力容器等で，多質点時刻歴解析評価が主となる機器の構造損傷

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

動的機器：ポンプ，内燃機関，電動弁等の動的機器の機能損傷

電気盤・計装：電気盤，計装品等の電氣的機器の機能損傷

配管：配管・サポート等の構造損傷

##### a. 大型機器（原子炉圧力容器）

評価対象機器の耐震評価条件を以下に示す。

- ・評価対象機器：原子炉圧力容器
- ・設置位置：原子炉建屋
- ・耐震重要度クラス：S



- ・固有振動数：20Hz 以上
- ・各部位の耐震バックチェック評価用地震動  $S_s$ （600Gal）に対する発生応力
- ・評価対象部位：蒸気乾燥器支持ブラケット付根部
- ・評価応力：一次膜応力＋一次曲げ応力

下表に、原子炉压力容器の蒸気乾燥器支持ブラケットの耐震評価結果を示す。これを基にフラジリティを算出した。

表 原子炉压力容器の蒸気乾燥器支持ブラケットの耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (MPa)	発生応力 (MPa)	裕度
蒸気乾燥器支持 ブラケット付根部	SUSF304	一次膜応力＋ 一次曲げ応力	391	105	3.72

(a) 耐力係数  $F_c$  の評価

i) 強度係数  $F_s$  の評価

本係数は、次式により評価する。

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

ここで、

$\sigma_c$ ：限界応力の中央値

$\sigma_T$ ：地震時発生応力

$\sigma_N$ ：通常運転時応力

蒸気乾燥器支持ブラケットの材質は SUSF304 であることから、限界応力として J S M E 「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年度版）」第 I 編付録図表 Part5 の引張応力  $S_u = 391\text{MPa}$



(評価温度 302℃) を採用する。

上記規格値に含まれる余裕 ( $S_u$  値の 1.13 倍) を考慮して限界応力の中央値とする。(添付資料 3.2.1.3-3-1)

したがって、

$$\sigma_c = 1.13 \times S_u = 1.13 \times 391 = 442 \text{MPa}$$

地震時発生応力は、表の耐震バックチェックの評価結果を、一様ハザードスペクトルによる耐震評価結果に補正して用いることとする。このため、表の発生応力に、以下の計算式より求めた比率の最大値 3.24 を掛け合せた値を計算に用いることとする。(添付資料 3.2.1.3-3-2)

$$\text{比率} = \frac{\text{一様ハザードスペクトルによる} \\ \text{大型機器連成解析より求めた荷重}}{\text{耐震バックチェック評価用地震動による} \\ \text{大型機器連成解析より求めた荷重}}$$

$$\sigma_T = 105 \times 3.24 = 340 \text{MPa}$$

通常運転時応力は、耐震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 0MPa とする。

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

以上より、強度係数  $F_s$  は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{442}{340} = 1.30$$

不確実さとして、限界応力の中央値  $1.13 \times S_u$  に対して、規格値  $S_u$  が 99%信頼下限に相当すると考え、全て  $\beta_U$  として評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left( \frac{1.13 \times S_u}{S_u} \right) = 0.05$$

以上により、本係数及び不確実さは以下の値とする。



$$F_S = 1.30, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.05$$

ii) 塑性エネルギー吸収係数  $F_\mu$  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ものである。

強度係数  $F_S$  の評価において、限界応力の中央値として  $1.13 \times S_u$  を用いているため、塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。

以上により、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 機器応答係数  $F_{RE}$  の評価

i) 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張に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を第 3.2.1.3-3-1 図に示す。

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

ただし、蒸気乾燥器支持ブラケットは、時刻歴応答解析により評価した原子炉圧力容器の応答加速度を用いて耐震評価を実施しており、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、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

ii) 減衰係数  $F_D$  の評価

本係数は、機器の現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、



減衰係数の概念図を第 3. 2. 1. 3-3-2 図に示す。

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

蒸気乾燥器支持ブラケットは原子炉圧力容器の応答加速度を用いて耐震評価を実施しており，原子炉圧力容器の設計用減衰定数は 1%，減衰定数の中央値 3%<sup>(5)</sup>として，係数を算出する。

設計用減衰定数による応答値と減衰定数の中央値での応答値の比は，下記の Newmark の応答倍率式<sup>(6)</sup>を用いる。

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

ここで，

h：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ため，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， $\beta_R$ と $\beta_U$ が等しいとして評価する。

したがって，

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(1)}{3.21 - 0.68 \times \ln(3)} = 1.30$$

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln \left[ \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(1)}{3.21 - 0.68 \times \ln(3)} \right] = 0.08$$

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_D = 1.30, \quad \beta_R = \beta_U = 0.08$$

### iii) 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おけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因す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。

機器の耐震評価は、建屋連成解析モデルを用いて行われているため、モデル化に関する不確実さ  $\beta_U$  は海外文献<sup>(1)</sup>より 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

iv) モード合成係数  $F_{MC}$  の評価

本係数は、機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、モード合成に起因する裕度を評価するものである。

ただし、蒸気乾燥器支持ブラケットは原子炉压力容器の応答加速度を用いて耐震評価を実施しており、原子炉压力容器は時刻歴応答解析を実施しているため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_{MC} = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(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 3.2.1.3-3-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

i) 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 3.2.1.3-3-3 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又は機器の固有周期における比を、次式により評価する。

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

ただし、蒸気乾燥器支持ブラケットは、一様ハザードスペクトルにより評価していることから、スペクトル形状係数は 1.00 とする。

また、不確実さは、確率論的地震ハザード評価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。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

ii) 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及び基礎による入力損失に関する設計上の裕度を評価するものである。

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

不確実さは、建屋の地震応答に関する係数  $F_3$  の不確実さと合わせて評価する。

$\beta_R$  は、地震 P S A 学会標準解説 103 で示される代表プラントにおける床応答スペクトルの不確実さが、おおむね 0.2 程度であることから、0.20 とする。

$\beta_U$  は、解析モデル化誤差等によるものであり、国内文献<sup>(7)</sup>に基づき 0.15 とする。



以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15$$

( $\beta_R$ 及び $\beta_U$ は $F_3$ と共通)

iii) 建屋の地震応答に関する係数 $F_3$ の評価

本係数は，建屋の地震応答モデルに関する設計上の裕度を評価するものである。

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

不確実さは，建屋への入力地震動に関する係数 $F_2$ の不確実さと合わせて評価する。

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15$$

( $\beta_R$ 及び $\beta_U$ は $F_2$ と共通)

(d) 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より，原子炉圧力容器（蒸気乾燥器支持ブラケット）のフラジリティ加速度の中央値 $A_m$ ，その不確実さ $\beta_R$ ， $\beta_U$ 及び $HCLPF$ は，以下のとおりとなる。

また，フラジリティ曲線を第 3.2.1.3-3-4 図に示す。

$$A_m = 2.72 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.22, \quad \beta_U = 0.23$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.72 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.23)] \end{aligned}$$



$$=1.29(\text{G})$$

表 原子炉压力容器（蒸気乾燥器支持ブラケット） 安全係数評価結果の一覧

		$F_C$		$F_{RE}$				$F_{RS}$			合計
		$F_S$	$F_\mu$	$F_{SA}$	$F_D$	$F_M$	$F_{MC}$	$F_1$	$F_2$	$F_3$	
中央値		1.30	1.00	1.00	1.30	1.00	1.00	1.00	1.00		1.69
不確かさ	$\beta_R$	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.00	0.20		0.22
	$\beta_U$	0.05	0.00	0.00	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15		0.23

b. 静的機器（残留熱除去系熱交換器）

評価対象機器の耐震評価条件を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：残留熱除去系熱交換器
- ・ 設置位置：原子炉建屋 EL. +2.00m
- ・ 耐震重要度クラス：S
- ・ 固有振動数：10.4Hz（1次）
- ・ 各部位の耐震バックチェック評価用地震動  $S_s$ （600Gal）に対する発生応力
- ・ 評価対象部位：アンカボルト
- ・ 評価応力：引張応力及びせん断応力

下表に、残留熱除去系熱交換器の耐震評価結果を示す。各評価部位・各評価応力のうち、裕度が最小であるアンカボルトが、残留熱除去系熱交換器の地震時の損傷に支配的であると考えられることから、アンカボルトに着目して評価する。



表 残留熱除去系熱交換器の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (MPa)	発生応力 (MPa)	裕 度
胴板	SB410	一次応力	351	108	3.25
架台（脚）	SS400	組合せ応力	280	159	1.76
アンカボルト	SCM435	引張応力	488	433	1.12
		せん断応力	375	109	3.44

(a) 耐力係数  $F_c$  の評価

i) 強度係数  $F_s$  の評価

ボルトの強度係数は，引張応力及びせん断応力に対して次式により評価する。

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

ここで，

$\lambda$  : ボルトの応力比

$\sigma$  : ボルトの引張応力

$\tau$  : ボルトのせん断応力

$\sigma_c$  : ボルトの限界引張応力の中央値

$\tau_c$  : ボルトの限界せん断応力の中央値

$F_\sigma$  : 引張に対する余裕度

$F_\tau$  : せん断に対する余裕度

以上により，強度係数  $F_s$  は次式により評価する。

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



アンカボルトの材質は SCM435 であることから、限界応力として J S M E 「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年度版）」第 I 編付録図表 Part5 の引張応力  $S_u = 930\text{MPa}$ （評価温度  $40^\circ\text{C}$ ）を採用する。なお、上記規格値に含まれる余裕（ $S_u$  値の 1.17 倍）（添付資料 3.2.1.3-3-1）を考慮するとともに、限界引張応力は谷径断面積と呼び径断面積の比（0.75）を乗じ、限界せん断応力は  $S_u / \sqrt{3}$  を用いる。

$$\sigma_c = 1.17 \times 0.75 \times S_u = 1.17 \times 0.75 \times 930 = 816\text{MPa}$$

$$\tau_c = 1.17 \times S_u / \sqrt{3} = 1.17 \times 930 / \sqrt{3} = 628\text{MPa}$$

地震時発生応力は、表の耐震バックチェックの評価結果を、一様ハザードスペクトルによる耐震評価結果に補正して用いることとする。このため、表の発生応力に、以下の計算式より求めた比率（本評価対象の固有周期における比率）1.47 を掛け合せた値を計算に用いることとする。（添付資料 3.2.1.3-3-2）

$$\text{比率} = \frac{\begin{array}{c} \text{一様ハザードスペクトルによる} \\ \text{原子炉建屋応答解析により求めた} \\ \text{EL. + 2.00m の床応答加速度} \end{array}}{\begin{array}{c} \text{耐震バックチェック評価用地震動による} \\ \text{原子炉建屋応答解析により求めた} \\ \text{EL. + 2.00m の床応答加速度} \end{array}}$$

$$F_\sigma = \sigma_c / \sigma = 816 / (433 \times 1.47) = 1.28$$

$$F_\tau = \tau_c / \tau = 628 / (109 \times 1.47) = 3.92$$

以上より、強度係数  $F_s$  は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{1}{\lambda} = \frac{1}{\sqrt{\left(\frac{1}{F_\sigma}\right)^2 + \left(\frac{1}{F_\tau}\right)^2}} = \frac{1}{\sqrt{\left(\frac{1}{1.28}\right)^2 + \left(\frac{1}{3.92}\right)^2}} = 1.22$$

不確実さは、限界応力の中央値  $1.17 \times S_u$  に対して、規格値



$S_u$  が 99%信頼下限に相当すると考え、全て  $\beta_U$  として評価する。

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_S = 1.22, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.07$$

ii) 塑性エネルギー吸収係数  $F_\mu$  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ものである。

強度係数  $F_S$  の評価については、限界応力の中央値として  $1.17 \times S_u$  を用いているため、塑性変形によるエネルギー吸収係数効果は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 機器応答係数  $F_{RE}$  の評価

i) 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張に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を第 3.2.1.3-3-1 図に示す。

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

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

国内の代表プラントでの拡張前後の応答スペクトル比は、機器系



の主要周期帯である 0.05～0.1 秒に対して 1.1～1.4 であり，この知見から中央値  $F_{SA}$  を算定する。

不確実さは，最小値と最大値がそれぞれ中央値に対し－95％下限値と＋95％上限値に相当するものとみなし算定する。なお，不確実さは，本係数を各機器に対して一般値として適用するため，すべて  $\beta_U$  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，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

## ii) 減衰係数 $F_D$ の評価

本係数は，機器の現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり，次式により評価する。なお，減衰係数の概念図を第 3.2.1.3－3－2 図に示す。

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

ボルトの設計用減衰定数は 1％，減衰定数の中央値 3％<sup>(5)</sup>として，係数を算出する。

設計用減衰定数と減衰定数の中央値での応答値の比は，下記の Newmark の応答倍率式<sup>(6)</sup>を用いる。

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

ここで，

$h$  : 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



タの下限値として用いられているため、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、 $\beta_R$  と  $\beta_U$  が等しいとして評価する。

したがって、

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(1)}{3.21 - 0.68 \times \ln(3)} = 1.30$$

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln \left[ \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(1)}{3.21 - 0.68 \times \ln(3)} \right] = 0.08$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.30, \quad \beta_R = \beta_U = 0.08$$

iii) 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おけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因す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。

機器の耐震評価は、建屋連成解析モデルを用いて行われているため、モデル化に関する不確かさ  $\beta_U$  は海外文献<sup>(1)</sup>より 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

iv) モード合成係数  $F_{MC}$  の評価

本係数は、機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、モード合成に起因する裕度を評価するものである。本機器



はスペクトルモーダル解析を行っているため、モード合成法に含まれる余裕としては、地震P S A学会標準解説 98 に基づき、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

(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 3.2.1.3-3-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

i) 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 3.2.1.3-3-3 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又は機器の固有周期における比を、次式により評価する。

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

なお、本機器は、一様ハザードスペクトルにより評価していることから、スペクトル形状係数は 1.00 とする。

また、不確実さは、確率論的地震ハザード評価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。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_1=1.00, \quad \beta_R=\beta_U=0.00$$

ii) 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及び基礎による入力損失に関する設計上の裕度を評価するものである。

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

不確実さは、建屋の地震応答に関する係数  $F_3$  の不確実さと合わせて評価する。

$\beta_R$  は、地震 P S A 学会標準解説 103 で示される代表プラントにおける床応答スペクトルの不確実さが、おおむね 0.2 程度であることから、0.20 とする。

$\beta_U$  は、解析モデル化誤差等によるものであり、国内文献<sup>(7)</sup>に基づき 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15$$

( $\beta_R$  及び  $\beta_U$  は  $F_3$  と共通)

### iii) 建屋の地震応答に関する係数 $F_3$ の評価

本係数は、建屋の地震応答モデルに関する設計上の裕度を評価するものである。

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

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

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。



$$F_3 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15$$

( $\beta_R$ 及び $\beta_U$ は $F_2$ 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、残留熱除去系熱交換器（アンカボルト）のフラジリティ加速度の中央値 $A_m$ ，その不確かさ $\beta_R$ ， $\beta_U$ 及びHCLPFは，以下のとおりとなる。

また，フラジリティ曲線を第3.2.1.3-3-5図に示す。

$$A_m = 3.27 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.25, \quad \beta_U = 0.25$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 3.27 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.25)] \\ &= 1.43 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 残留熱除去系熱交換器（アンカボルト） 安全係数評価結果の一覧

		$F_C$		$F_{RE}$				$F_{RS}$			合計
		$F_S$	$F_\mu$	$F_{SA}$	$F_D$	$F_M$	$F_{MC}$	$F_1$	$F_2$	$F_3$	
中央値		1.22	1.00	1.24	1.30	1.00	1.03	1.00	1.00		2.03
不 確 実 さ	$\beta_R$	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.13	0.00	0.20		0.25
	$\beta_U$	0.07	0.00	0.07	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15		0.25

c. 動的機器（残留熱除去系海水系ポンプ）

評価対象機器の耐震評価条件を以下に示す。

- ・評価対象機器：残留熱除去系海水系ポンプ
- ・設置位置：海水ポンプ室 EL. +0.8m



- ・耐震重要度クラス：S
- ・固有振動数：水平 15.2Hz，鉛直 20Hz 以上
- ・各部位の耐震バックチェック評価用地震動  $S_s$ （水平 600Gal，鉛直 400Gal）に対する設計応答加速度：水平方向 0.04G，鉛直方向 0.49G
- ・機能維持確認済加速度：水平方向 14.6G<sup>(8)</sup>，鉛直方向 2.0G

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，ここでは耐震裕度が小さい鉛直方向についての評価を示す。（添付資料 3.2.1.3-3-3）

(a) 耐力係数  $F_c$  の評価

i) 強度係数  $F_s$  の評価

本係数は下記の式にて算出する。

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

・損傷加速度中央値について

ポンプ類のように，構造強度に加え動的機能維持が必要な機器については，試験加速度（機能維持確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。

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

鉛直：2.0G

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 HCLPF に相当すると考え，地震 PSA 学会標準解説 85 に基づき，誤動作・損傷に対す



る加速度の中央値  $A_m$  を以下のように推定する。

$$A_m = HCLPF / 0.9$$

不確かさは、 $A_m$  と  $HCLPF$  より求める。 $A_m$  と  $HCLPF$  の関係は下記のとおりである。

$$A_m = HCLPF \times \exp[1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$$

$\beta_R$  と  $\beta_U$  は同程度と考え、 $\beta_R = \beta_U$  とする。

したがって、強度係数  $F_s$  及びその不確かさは、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{HCLPF / 0.9}{\text{応答加速度}}$$

$$= \frac{2.0 / 0.9}{0.49} = 4.53$$

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{1.65 \times 2} \ln \left( \frac{HCLPF / 0.9}{HCLPF} \right)$$

$$= \frac{1}{1.65 \times 2} \ln \left( \frac{2.0 / 0.9}{2.0} \right) = 0.03$$

## ii) 塑性エネルギー吸収係数 $F_\mu$ 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ものである。

残留熱除去系海水系ポンプについては、変形が大きくなると機能喪失につながるため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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



(b) 機器応答係数  $F_{RE}$  の評価

i) 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 3.2.1.3-3-1 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、本機器は剛構造であるため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

ii) 減衰係数  $F_D$  の評価

本係数は、機器の現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1.3-3-2 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、本機器は剛構造であるため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

iii) 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おけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因す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，本機器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ないことから，本係数は考慮しない。

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

iv) モード合成係数  $F_{MC}$  の評価

本係数は，機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に，モード合成に起因する裕度を評価するものである。

ただし，本機器は剛構造であり，モーダル解析による評価ではないことから，本係数は考慮しない。

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

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

(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 3.2.1.3-3-2 表に示す海水ポンプ室の応答係数を用いる。

i) 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 3.2.1.3-3-3 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又は機器の固有周期における比を，次式により評価する。



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

本機器は剛構造であることを考慮して、機器・配管系の固有周期のある 1.0 秒以下範囲における応答スペクトル比の最も保守的な値を適用する。

また、不確実さは、確率論的地震ハザード評価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。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 0.68, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

## ii) 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及び基礎による入力損失に関する設計上の裕度を評価するものである。

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

不確実さは、建屋の地震応答に関する係数  $F_3$  の不確実さと合わせて評価する。

$\beta_R$  は、地震 P S A 学会標準解説 67 で示される代表プラントにおける床応答スペクトルの不確実さが、0.1 以内であることから、0.10 とする。

$\beta_U$  は、解析モデル化誤差等によるものであり、国内文献<sup>(7)</sup>に基づき 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_R = 0.10, \quad \beta_U = 0.15$$

( $\beta_R$  及び  $\beta_U$  は  $F_3$  と共通)



iii) 建屋の地震応答に関する係数  $F_3$  の評価

本係数は、建屋の地震応答モデルに関する設計上の裕度を評価するものである。

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \quad \beta_R = 0.10, \quad \beta_U = 0.15$$

( $\beta_R$  及び  $\beta_U$  は  $F_2$  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、残留熱除去系海水系ポンプのフラジリティ加速度の中央値  $A_m$ 、その不確かさ  $\beta_R$ 、 $\beta_U$  及び  $HCLPF$  は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1.3-3-6 図に示す。

$$A_m = 1.25 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.10, \quad \beta_U = 0.15$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.25 \times \exp[-1.65 \times (0.10 + 0.15)] \\ &= 0.83 \text{ (G)} \end{aligned}$$



表 残留熱除去系海水系ポンプ 安全係数評価結果の一覧

		$F_c$		$F_{RE}$				$F_{RS}$			合計
		$F_s$	$F_\mu$	$F_{SA}$	$F_D$	$F_M$	$F_{MC}$	$F_1$	$F_2$	$F_3$	
中央値		4.53	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.68	1.00		3.06
不確 実さ	$\beta_R$	0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.10		0.10
	$\beta_U$	0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15		0.15

d. 電気盤・計装（非常用パワーセンタ）

評価対象機器の耐震評価条件を以下に示す。

- ・評価対象機器：非常用パワーセンタ
- ・設置位置：原子炉建屋 EL. +2.56m
- ・耐震重要度クラス：S
- ・固有振動数：水平，鉛直とも 20Hz 以上
- ・各部位の耐震バックチェック評価用地震動  $S_s$ （水平 600Gal，鉛直 400Gal）に対する盤の設計応答加速度：水平方向 0.62G，鉛直方向 0.48G
- ・機能維持確認済加速度：水平方向 1.10G，鉛直方向 1.00G

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，ここでは耐震裕度が小さい水平方向についての評価を示す。（添付資料 3.2.1.3-3-3）

(a) 耐力係数  $F_c$  の評価

i) 強度係数  $F_s$  の評価

本係数は下記の式にて算出する。



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

・ 損傷加速度中央値について

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

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

[ $\beta$  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。

$$HCLPF = Am \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$$

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。

損傷加速度の中央値

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

したがって，“損傷加速度のHCLPF＝試験加速度”とし、不確かさ $\beta_R$ 及び $\beta_U$ 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<sup>(9)</sup>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。

したがって、非常用パワーセンタの損傷加速度の中央値は、 $\beta$  設定法に基づき以下のとおりとなる。



損傷加速度の中央値

$$\begin{aligned} &= \text{試験加速度} \times \exp[1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.10 \times \exp[1.65 \times (0.10 + 0.20)] \\ &= 1.81 \end{aligned}$$

盤の設計応答加速度は、耐震バックチェックの評価結果を、一様ハザードスペクトルによる耐震評価結果に補正して用いることとする。このため、盤の設計応答加速度に、以下の計算式より求めた比率の最大値 1.77 を掛け合せた値を計算に用いることとする。(添付資料 3.2.1.3-3-2)

$$\text{比率} = \frac{\begin{array}{c} \text{一様ハザードスペクトルによる} \\ \text{原子炉建屋応答解析により求めた} \\ \text{床面の最大震度 (1.0ZPA)} \end{array}}{\begin{array}{c} \text{耐震バックチェック評価用地震動による} \\ \text{原子炉建屋応答解析により求めた} \\ \text{床面の最大震度 (1.0ZPA)} \end{array}}$$

したがって、強度係数  $F_s$  及びその不確かさは、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} F_s &= \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} \\ &= 1.81 / (0.62 \times 1.77) \\ &= 1.65 \\ \beta_R &= 0.10, \quad \beta_U = 0.20 \end{aligned}$$

## ii) 塑性エネルギー吸収係数 $F_\mu$ 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ものである。

電気盤類については、変形が大きくなると機能喪失につながるため、本係数は考慮しない。



以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(b) 機器応答係数  $F_{RE}$  の評価

i) 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 3.2.1.3-3-1 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，本機器は剛構造であるため，本係数は考慮しない。

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

ii) 減衰定数に関する係数  $F_D$  の評価

本係数は，機器の現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり，次式により評価する。なお，減衰係数の概念図を第 3.2.1.3-3-2 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，本機器は剛構造であるため，本係数は考慮しない。

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

iii) モデル化に関する係数  $F_M$  の評価

本係数は，機器の解析モデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因する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、本機器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ないことから、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

iv) モード合成法に関する係数  $F_{MC}$  の評価

本係数は、機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、モード合成に起因する裕度を評価するものである。

ただし、本機器は剛構造であり、モーダル解析による評価ではないことから、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(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 3.2.1.3-3-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

i) 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 3.2.1.3-3-3 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又は機器の固有周期における比を、次式により評価する。

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

なお、本機器は、一様ハザードスペクトルにより評価していることから、スペクトル形状係数は 1.00 とする。

また、不確実さは、確率論的地震ハザード評価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。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

ii) 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及び基礎による入力損失に関する設計上の裕度を評価するものである。

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

不確実さは、建屋の地震応答に関する係数  $F_3$  の不確実さと合わせて評価する。

$\beta_R$  は、地震 P S A 学会標準解説 103 で示される代表プラントにおける床応答スペクトルの不確実さが、おおむね 0.2 程度であることから、0.20 とする。

$\beta_U$  は、解析モデル化誤差等によるものであり、国内文献<sup>(7)</sup>に基づき 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15$$



( $\beta_R$ 及び $\beta_U$ は $F_3$ と共通)

iii) 建屋の地震応答に関する係数 $F_3$ の評価

本係数は、建屋の地震応答モデルに関する設計上の裕度を評価するものである。

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

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

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_3=1.00, \quad \beta_R=0.20, \quad \beta_U=0.15$$

( $\beta_R$ 及び $\beta_U$ は $F_2$ 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、非常用パワーセンタのフラジリティ加速度の中央値 $A_m$ 、その不確実さ $\beta_R$ 、 $\beta_U$ 及び $HCLPF$ は、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.3-3-7図に示す。

$$A_m=2.66 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.22, \quad \beta_U=0.25$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.66 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.25)] \\ &= 1.22 \text{ (G)} \end{aligned}$$



表 非常用パワーセンタ 安全係数評価結果の一覧

		$F_C$		$F_{RE}$				$F_{RS}$			合計
		$F_S$	$F_\mu$	$F_{SA}$	$F_D$	$F_M$	$F_{MC}$	$F_1$	$F_2$	$F_3$	
中央値		1.65	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00		1.65
不確 実さ	$\beta_R$	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20		0.22
	$\beta_U$	0.20	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15		0.25

e. 配管（残留熱除去系海水系配管）

評価対象機器の耐震評価条件を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：残留熱除去系海水系配管
- ・ 設置位置：原子炉建屋 EL. +2.00m
- ・ 耐震重要度クラス：S
- ・ 固有振動数：2.84Hz（配管系1次）
- ・ 各部位の耐震バックチェック評価用地震動  $S_s$ （600Gal）に対する発生応力
- ・ 評価対象部位：配管本体
- ・ 評価応力：一次応力

下表に、残留熱除去系海水系配管の耐震評価結果を示す。これを基にフラジリティを算出した。

表 残留熱除去系海水系配管の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (MPa)	発生応力 (MPa)	裕度
配管本体	STPT42	一次応力	410	153	2.67



(a) 機器耐力係数  $F_c$  の評価

i) 強度係数  $F_s$

本係数は、次式により評価する。

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

ここで、

$\sigma_c$  : 限界応力の中央値

$\sigma_T$  : 地震時発生応力

$\sigma_N$  : 通常運転時応力

配管本体の材質は STPT42 であることから、限界応力として J S ME 「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年度版）」第 I 編付録図表 Part5 の引張応力  $S_u = 410\text{MPa}$ （評価温度  $38^\circ\text{C}$ ）を採用する。

上記規格値に含まれる余裕（ $S_u$  値の 1.17 倍）を考慮して限界応力の中央値とする。（添付資料 3.2.1.3-3-1）

したがって、

$$\sigma_c = 1.17 \times S_u = 1.17 \times 410 = 479\text{MPa}$$

地震時発生応力は、表の耐震バックチェックの評価結果を、一様ハザードスペクトルによる耐震評価結果に補正して用いることとする。このため、表の発生応力に、以下の計算式より求めた比率の最大値 3.15 を掛け合せた値を計算に用いることとする。（添付資料 3.2.1.3-3-2）

$$\text{比率} = \frac{\begin{array}{c} \text{一様ハザードスペクトルによる} \\ \text{原子炉建屋応答解析により求めた} \\ \text{床応答加速度} \end{array}}{\begin{array}{c} \text{耐震バックチェック評価用地震動による} \\ \text{原子炉建屋応答解析により求めた} \\ \text{床応答加速度} \end{array}}$$



$$\sigma_T = 153 \times 3.15 = 481 \text{MPa}$$

通常運転時応力は、耐震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 0MPa とする。

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

以上より、強度に関する係数  $F_S$  は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{479}{481} = 0.99$$

不確かさとして、限界応力の中央値  $1.17 \times S_u$  に対して、規格値  $S_u$  が 99%信頼下限に相当すると考え、全て  $\beta_U$  として評価する。

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_S = 0.99, \quad \beta_R = 0.00, \quad \beta_U = 0.07$$

## ii) 塑性エネルギー吸収係数 $F_\mu$ 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ものである。

強度係数  $F_S$  の評価において、限界応力の中央値として  $1.17 \times S_u$  を用いているため、塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

## (b) 機器応答係数 $F_{RE}$ の評価

### i) 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 3.2.1.3-3-1 図に示す。

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

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

代表プラントでの応答スペクトル比は，機器系の主要周期帯である 0.05 秒～0.1 秒に対して 1.1～1.4 であり，この知見から中央値  $F_{SA}$  を算定する。

不確かさは，最小値と最大値がそれぞれ中央値に対し－95%下限値と＋95%上限値に相当するものとみなし算定する。なお，不確かさは，本係数を各機器に対して一般値として適用するため，すべて  $\beta_U$  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，本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

## ii) 減衰係数 $F_D$ の評価

本係数は，機器の現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり，次式により評価する。なお，減衰係数の概念図を第 3.2.1.3-3-2 図に示す。

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



配管の設計用減衰定数は 0.5%，減衰定数の中央値 2.9%として，係数を算出する。

設計用減衰定数と減衰定数の中央値での応答値の比は，下記の Newmark の応答倍率式<sup>(6)</sup>を用いる。

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

ここで，

$h$ ：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ため，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， $\beta_R$ と $\beta_U$ が等しいとして評価する。

したがって，

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(0.5)}{3.21 - 0.68 \times \ln(2.9)} = 1.48$$

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln \left[ \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(0.5)}{3.21 - 0.68 \times \ln(2.9)} \right] = 0.12$$

以上より，本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_D = 1.48, \quad \beta_R = \beta_U = 0.12$$

### iii) モデル化に関する係数 $F_M$ の評価

本係数は，機器の解析モデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因する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，本機器の解析モデル化は妥当であり，中央値に相当する



と考える。本機器の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われているため、モデル化に関する不確かさ  $\beta_U$  は海外文献<sup>(1)</sup>より 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

iv) モード合成法に関する係数  $F_{MC}$  の評価

本係数は、機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、モード合成に起因する裕度を評価するものである。本機器はスペクトルモーダル解析を行っているため、モード合成法に含まれる余裕としては、地震 P S A 学会標準解説 98 に基づき、本係数及び不確かさは以下の値とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(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 3.2.1.3-3-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

i) 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 3.2.1.3-3-3 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又は機器の固有周期における比を、次式により評価する。



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

なお、本機器は、一様ハザードスペクトルにより評価していることから、スペクトル形状係数は 1.00 とする。

また、不確実さは、確率論的地震ハザード評価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。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_1 = 1.00, \quad \beta_R = \beta_U = 0.00$$

## ii) 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及び基礎による入力損失に関する設計上の裕度を評価するものである。

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

不確実さは、建屋の地震応答に関する係数  $F_3$  の不確実さと合わせて評価する。

$\beta_R$  は、地震 P S A 学会標準解説 103 で示される代表プラントにおける床応答スペクトルの不確実さが、おおむね 0.2 程度であることから、0.20 とする。

$\beta_U$  は、解析モデル化誤差等によるものであり、国内文献<sup>(7)</sup>に基づき 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_2 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15$$

( $\beta_R$  及び  $\beta_U$  は  $F_3$  と共通)



iii) 建屋の地震応答に関する係数 $F_3$ の評価

本係数は、建屋の地震応答モデルに関する設計上の裕度を評価するものである。

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

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

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_3 = 1.00, \quad \beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.15$$

( $\beta_R$ 及び $\beta_U$ は $F_2$ 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、残留熱除去系海水系配管のフラジリティ加速度の中央値 $A_m$ 、その不確かさ $\beta_R$ 、 $\beta_U$ 及びHCLPFは、以下のとおりとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1.3-3-8 図に示す。

$$A_m = 3.01 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.27, \quad \beta_U = 0.26$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 3.01 \times \exp[-1.65 \times (0.27 + 0.26)] \\ &= 1.26 \text{ (G)} \end{aligned}$$



表 残留熱除去系海水系配管 安全係数評価結果の一覧

		$F_C$		$F_{RE}$				$F_{RS}$			合計
		$F_S$	$F_\mu$	$F_{SA}$	$F_D$	$F_M$	$F_{MC}$	$F_1$	$F_2$	$F_3$	
中央値		0.99	1.00	1.24	1.48	1.00	1.03	1.00	1.00		1.87
不確 実さ	$\beta_R$	0.00	0.00	0.00	0.12	0.00	0.13	0.00	0.20		0.27
	$\beta_U$	0.07	0.00	0.07	0.12	0.15	0.00	0.00	0.15		0.26

(参考資料)

- (1) R.P.Kennedy and M.K.Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies,” Nuclear Engineering and Design, Vol. 79, No. 1, (1984)
- (2) R.Kassawara, EPRI Report 1003121, “Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations”, Electric Power Research Institute, December 2001
- (3) Westinghouse Electric Company, “AP1000 Design Control Document”, December 2011 (年・月は, AP1000標準設計認証修正版のNRC認可時期を示す)
- (4) General Electric (GE) Nuclear Energy, “ABWR Design Control Document”, March 1997 (年・月は, ABWR標準設計認証のNRC認可時期を示す)
- (5) Regulatory Guide 1.61, “Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants”
- (6) N.M.Newmark and W.J.Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-0098
- (7) 美原他, “原子力発電所建屋のフラジリティ評価における認識的不確実



さに関する研究（その３）まとめ”，日本建築学会大会学術講演梗概集  
（九州）2007年8月

- (8) 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その３  
（総合評価）に係る報告書，平成18年8月，独立行政法人 原子力安全基  
盤機構

- (9) K. K. Bandyopadhyay, C. H. Hofmayer, M. K. Kassir, S. Shteyngart  
“Seismic Fragility of Nuclear Power Plant Components (Phase  
II)” , NUREG/CR-4659, BNL-NUREG-52007 Vol. 4



#### 3.2.1.4 事故シーケンス

##### (1) 起因事象

##### a. 評価対象とした起因事象のリスト，説明及び発生頻度

##### (a) 評価対象とした起因事象について

地震時特有の要因による分類を踏まえた地震 P R Aにおける起因事象及びその説明を以下に示す。

##### i) 原子炉建屋損傷

原子炉建屋の損傷により，建屋内の格納容器，原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷する可能性がある。本事象は原子炉建屋損傷が発生した場合の損傷程度の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，保守的に直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。

##### ii) 格納容器損傷

格納容器の損傷により，格納容器内の機器及び原子炉圧力容器等の構造物が広範囲にわたり損傷する可能性がある。本事象は格納容器損傷が発生した場合の損傷程度の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，保守的に直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。

##### iii) 原子炉圧力容器損傷

原子炉圧力容器の支持機能喪失等により，原子炉圧力容器に接続されている原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷や，原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより，非常用炉心冷却系による炉心冷却効果が期待できなくなる可能性がある。本事象は原子炉圧力容器損傷が発生した場合の損傷程度の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，保守的に



直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。

iv) 格納容器バイパス

主蒸気隔離弁，原子炉冷却材浄化系隔離弁，給水系隔離弁等の損傷と接続している格納容器外配管の破損が同時に発生することにより，高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で格納容器外（原子炉建屋）へ流出し，原子炉建屋内の他の機器への悪影響を及ぼす可能性がある。本事象は格納容器バイパスが発生した場合の損傷程度及び流出量の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待できるか厳密に特定することは困難であるため，保守的に直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。

v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)

格納容器内配管の破断等により格納容器内に原子炉冷却材が流出する事象である。本事象は原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失が発生した場合の損傷程度及び流出量の特定が難しいため，保守的に E C C S の注水容量を超える大規模な L O C A (E x c e s s i v e L O C A) の発生を想定し，直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。

なお，E x c e s s i v e L O C A 発生 の 要 因 と な る 配 管 に つ い て は ， 計 装 系 等 の 口 径 の 小 さ い 配 管 を 除 く 格 納 容 器 内 配 管 を 対 象 と し ， 系 統 ご と に 地 震 荷 重 に 対 し て 裕 度 が 小 さ い 部 位 を 評 価 部 位 と し て 選 定 し た 。

vi) 計装・制御系喪失

計装・制御系が損傷することにより，プラントの監視及び各種制御が広範に不能に陥る可能性がある。本事象は計装・制御系喪失が発生した場合の損傷程度の特定が難しく，どの程度緩和設備に期待



できるか厳密に特定することは困難であるため、保守的に直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。

vii) 直流電源喪失

直流電源設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能等が喪失するため、全交流動力電源喪失となる。事象の緩和に必要な機能が広範に喪失するため、起因事象として整理した。

viii) 交流電源喪失

非常用交流母線、非常用ディーゼル発電機及び補機冷却海水系機器等の交流電源設備の損傷により、非常用交流電源が喪失する事象である。本事象発生時は、地震耐力の小さい外部電源設備についても同時に損傷するものとして仮定しているため、全交流動力電源喪失となる。事象の緩和に必要な機能が広範に喪失するため、起因事象として整理した。

ix) 外部電源喪失

開閉所設備等の外部電源設備の損傷により、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。プラントに外乱を発生させる過渡事象であり、事象の緩和に必要な機能が広範に喪失するため、起因事象として整理した。

x) 過渡事象

i)～ix)の起因事象が発生しない場合においても、地震動を検知した原子炉停止信号により原子炉停止に至り、「過渡事象」が発生するものとして整理した。内部事象出力運転時レベル1 P R Aでは、「過渡事象」を給復水系の使用可否等により分類しているが、地震時には耐震クラスの低い給復水系は使用不可能であるものとし、全給水喪失として扱う。



## b. 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 3.2.1.4-1 図に示す階層イベントツリーにより、地震により発生する起因事象の発生確率の和が 1.0 を超えないように取り扱う。階層イベントツリーのヘディングは、起因事象発生時の影響の大きい順に配列しており、各起因事象の発生頻度は、起因事象発生の対象となる建屋・構築物、機器等のフラジリティを評価することで算出した。また、後続のヘディングの分岐確率は、先行のヘディングで考慮している事象が発生しないという条件付確率として評価した。評価した各起因事象の発生頻度を第 3.2.1.4-1 表に示す。

## (2) 成功基準

### a. 成功基準の一覧

炉心損傷を防止するための緩和設備の設備能力及び余裕時間は、地震時においても内部事象出力運転時レベル 1 P R A と相違ない。ただし、直接炉心損傷に至る事象については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。

使命時間については、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様に 24 時間とした。また、機器や外部電源の復旧には期待していない。

## (3) 事故シーケンス

第 3.2.1.4-1 図に示した階層イベントツリー及び直接炉心損傷に至る事象以外の起因事象に対する緩和設備の状態を表すイベントツリーを作成した。第 3.2.1.4-2 図～第 3.2.1.4-5 図に「過渡事象」，「外部電源喪失」，「交流電源喪失」，「直流電源喪失」の起因事象に対するイベント



ツリーを示す。

各イベントツリーは小イベントツリー／大フォールトツリー法に基づいて作成し、イベントツリーのヘディングには、炉心損傷の防止に関わる緩和設備のフロントライン系、事象の進展に影響する重要な設備状態を選定した。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「炉心冷却機能」、「格納容器からの除熱機能」の各安全機能に着目し、炉心損傷に至る事故シーケンスの分類を行った。分類した事故シーケンスを第 3.2.1.4-2 表に示す。

#### (4) システム信頼性

##### a. 評価対象としたシステムとその説明

評価対象とした緩和機能及びその依存性については、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様であるが、内部事象で考慮しているランダム故障等に加えて、地震の影響による損傷を考慮して評価している。また、地震時特有の影響として建屋・構築物、機器の地震による損傷についても考慮している。評価対象としたシステムの一覧を第 3.2.1.4-3 表に示す。

##### b. 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

冗長設備は基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されるため、同様の系統間及び機器間で完全相関（完全従属）を仮定した。また、高圧炉心スプレイ系の関連設備のうち、ケーブルトレイ（区分Ⅲ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系については、区分Ⅰ／Ⅱの同種設備と構造上の差異がほぼなく、これらの設備と同一のフロアに設置しているため完全相関を仮定した。それ以外の機器につい



ては完全独立を仮定した。機器損傷に関する機器間の相関の取扱いを第 3.2.1.4-4 表に示す。（添付資料 3.2.1.4-1）

c．システム信頼性

イベントツリーのヘディングに対応する起因事象及び緩和機能（フロントライン系，サポート系）について，フォールトツリーを作成し評価した。

d．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

内部事象出力運転時レベル 1 P R A で設定した項目を除き，地震 P R A で新たに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

a．起因事象発生前の人的過誤

事象発生前における設備の試験・保守作業終了後の復旧忘れ等であり，地震による影響を考慮する必要がないため，内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様の評価を用いた。

b．起因事象発生後の人的過誤

事象発生後における対応操作に対する過誤であり，内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様の対応操作の過誤を想定している。ただし，過誤確率の評価においては，地震後に対応する作業であることを考慮し，内部事象出力運転時レベル 1 P R A と比較して高いストレスレベルを仮定した。起因事象発生後の人的過誤確率を第 3.2.1.4-5 表に示す。



## (6) 炉心損傷頻度

### a. 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

地震 P R A では、計算コード RiskSpectrum®PSA を用いて、フォールトツリー結合法により事故シーケンスを定量化し、炉心損傷頻度を算出した。

なお、地震 P R A の評価地震動範囲は、下限を原子炉自動停止となる信号の設定点（スクラム設定値）、上限を発生頻度の観点から全炉心損傷頻度への寄与が十分小さくなる規模の地震動として 0.16G～3.0G と設定している。

### b. 炉心損傷頻度評価結果

上記のとおりの手順で定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 1.0E-05／炉年となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第 3.2.1.4-6 表、第 3.2.1.4-6 図に示す。起因事象別の結果では、過渡事象を起因とする炉心損傷頻度が最も高く約 41%を占め、次いで外部電源喪失が約 30%、直流電源喪失が約 21%を占め支配的である。起因事象別炉心損傷頻度に対する主要な事故シーケンス及びカットセットを第 3.2.1.4-7 表に示す。

また、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第 3.2.1.4-8 表、第 3.2.1.4-7 図に示す。事故シーケンスグループ別の結果では、崩壊熱除去機能喪失（T W）の炉心損傷頻度が最も高く約 52%を占め、次いで全交流動力電源喪失（T B D）が約 20%を占め支配的である。事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対する主要な事故シーケンス及びカットセットを第 3.2.1.4-9 表に示す。

さらに、地震加速度区分別の炉心損傷頻度を第 3.2.1.4-10 表、第



3.2.1.4-8 図に、地震加速度一起因事象別の炉心損傷頻度を第 3.2.1.4-11 表に示す。低加速度領域では、地震により起因事象又は緩和設備に係る機器等が損傷する確率が低いことから、加速度の増加による地震発生頻度の低下とともに炉心損傷頻度は低下している。更に加速度が大きくなると、地震による機器等の損傷が発生することから炉心損傷頻度は増加し、0.8G 付近で最大となるが、各地震加速度区分の炉心損傷頻度は  $1.0\text{E}-06$ ／炉年を下回る。これらの領域では緩和設備に係る機器等の損傷による影響が大きいが、地震加速度の増大に伴い、原子炉建屋損傷等の直接炉心損傷に至るシーケンスが増大し、1.8G 以上では支配的となっている。

#### c. 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

##### (a) 重要度解析

全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するため、Fussell-Vesely (F V) 重要度を評価した。

地震で損傷する建屋・構築物、機器の F V 重要度評価結果を第 3.2.1.4-12 表に示す。F V 重要度は、炉心損傷頻度に寄与する相対的な割合を表すものである。

##### (b) 不確実さ解析

確率論的地震ハザード、機器フラジリティ、ランダム故障の不確かさに着目した全炉心損傷頻度の不確実さ解析として、全炉心損傷頻度の 5% 値、中央値、平均値、95% 値を評価した。評価結果を第 3.2.1.4-9 図に示す。

平均値は点推定値とほぼ同値の  $9.9\text{E}-06$ ／炉年となった。また、エラーファクタは 4.7 と評価され、22 倍の不確実さがあるという結果



となった。

(c) 感度解析

本評価において設定した解析上の仮定が評価結果に与える影響を確認するため、相関性及び使命時間の設定に係る感度解析を実施した。

i) 相関性

本評価では、相関性が考えられる機器について、完全相関を仮定して評価を実施しているが、こ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、完全相関を仮定した機器のうちF V重要度が高い機器の相関性を完全独立と仮定した感度解析を実施した。相関性を完全独立とする機器については、リスク上重要な建屋・構築物、機器を対象にするものとし、F V重要度が 0.01 以上の機器を対象として選定した。

相関性を変更した場合の事故シーケンスグループ別の評価結果を第 3.2.1.4-10 図に、地震加速度区分別の評価結果を第 3.2.1.4-11 図に示す。感度解析の結果、炉心損傷頻度は  $7.0\text{E-}06$  / 炉年となり、ベースケースでの炉心損傷頻度である  $1.0\text{E-}05$  / 炉年と比較して、33%低減する結果となった。加速度区分ごとの結果を分析すると、中程度の加速度領域で炉心損傷頻度低減の影響が確認できる。これは低加速度領域ではランダム故障による寄与が大きく、また、高加速度領域では原子炉建屋損傷等の炉心損傷に直結する事象による寄与が支配的となるため、相関性による影響が小さいことによる。

ii) 使命時間

本評価では、使命時間について内部事象出力運転時レベル 1 P R Aと同様に 24 時間としているが、この使命時間の設定が炉心損傷頻度に与える影響の感度を確認するため、使命時間を変更した感度



解析を実施した。感度解析における使命時間の設定については、外部からの支援に期待できる時間として 2011 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所による実績を参考に 72 時間と設定した。

使命時間を 72 時間とした場合の事故シーケンスグループ別の評価結果を第 3.2.1.4-12 図に、地震加速度区分別の評価結果を第 3.2.1.4-13 図に示す。感度解析の結果、炉心損傷頻度は  $1.1\text{E-}05$  / 炉年となり、ベースケースでの炉心損傷頻度である  $1.0\text{E-}05$  / 炉年と比較して、同等の結果となった。加速度区分ごとの結果を分析すると、ランダム故障による寄与が大きい低加速度領域において、炉心損傷頻度増加の影響が確認できる。



第 3.2.1.1-1 表 地震 P R A で収集した情報及び情報源 (1/3)

項目	P R A 評価作業		収集した情報	情報源
1	対象プラントと事故シナリオ		<ul style="list-style-type: none"> <li>地震 P R A の実施に当たり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部事象出力運転時レベル 1 P R A で収集した図書（原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書，保安規定等）</li> <li>全体配置図，機器配置図，耐震計算書，配管計装線図，電気系統図（所内単線結線図等），系統設計仕様書，機器設計仕様書</li> <li>ストレステストに関する報告書</li> <li>プラントウォークダウン報告書</li> </ul>
2	確率論的地震ハザード		<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地周辺地域における地震発生様式を考慮し，震源モデルの設定に係る震源特性や，地震動伝播モデルの設定に係わる地震動伝播特性に関する情報</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉設置許可申請書</li> <li>気象庁地震カタログ</li> <li>文献調査結果（次ページ参照）</li> <li>地質調査結果</li> </ul>
3	建屋・機器フラジリティ		<ul style="list-style-type: none"> <li>プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記項目 1 の情報源</li> <li>文献調査結果（次々ページ参照）</li> </ul>
4	事故シーケンス	a) 事故シナリオ及び起因事象の分析	<ul style="list-style-type: none"> <li>大規模地震時に想定されるプラント状態での必要な情報</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記項目 1 の情報源</li> </ul>
		b) 事故シーケンスの分析 <ul style="list-style-type: none"> <li>成功基準の設定</li> <li>イベントツリーの作成</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全系などのシステム使用条件</li> <li>システムの現実的な性能</li> <li>運転員による緩和操作</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記項目 1 の情報源</li> <li>既往の P R A 情報</li> </ul>
		c) システムのモデル化	<ul style="list-style-type: none"> <li>評価対象プラントに即した機器故障モード，運転状態</li> </ul>	
		d) 事故シーケンスの定量化	<ul style="list-style-type: none"> <li>評価結果の妥当性を確認できる情報</li> </ul>	



第3.2.1.1-1表 地震PRAで収集した情報及び情報源 (2/3)

	参考文献
確率論的地震 ハザード評価	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 活断層研究会編 (1991) : [新編] 日本の活断層－分布と資料, 東京大学出版会</li> <li>2) 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～, 平成 24 年 12 月 21 日</li> <li>3) 松田 (1975) : 活断層から発生する地震の規模と周期について, 地震 第2輯, 第28巻 (1975) 269-283 頁</li> <li>4) 武村 (1998) : 日本列島における地殻内地震のスケーリング則－地表断層の影響および地震被害との関連－, 地震第2輯, 第51巻 (1998) 211-228 頁</li> <li>5) 佐藤良輔 (1989) : 日本の地震断層パラメータハンドブック, 鹿島出版会</li> <li>6) 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</li> <li>7) 地震調査研究推進本部 (2009a) : 全国地震動予測地図－地図を見て 私の街の 揺れを知る－技術報告書 (2009) , 平成 21 年 12 月</li> <li>8) 地震調査研究推進本部 (2009b) : 三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価 (一部改訂) , 平成 21 年 3 月 9 日</li> <li>9) 垣見俊弘, 松田時彦, 相田勇, 衣笠善博 (2003) : 日本列島と周辺海域の地震地体構造区分, 地震 第2輯, 第55巻 (2003) 389-406 頁</li> <li>10) Shizuo Noda, Kazuhiko Yashiro, Katsuya Takahashi, Masayuki Takemura, Susumu Ohno, Masanobu Tohdo, Takahide 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</li> </ol>



第3.2.1.1-1表 地震PRAで収集した情報及び情報源 (3/3)

	参考文献
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, Vol. 79, No. 1, (1984)</p> <p>2) R.Kassawara, EPRI Report 1003121, “Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations” , Electric Power Research Institute, December 2001</p> <p>3) Westinghouse Electric Company, “AP1000 Design Control Document” , December 2011 (年・月は, AP1000 標準設計認証修正版のNRC認可時期を示す)</p> <p>4) General Electric (GE) Nuclear Energy, “ABWR Design Control Document” , March 1997 (年・月は, ABWR標準設計認証のNRC認可時期を示す)</p> <p>5) Regulatory Guide 1.61, “Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants”</p> <p>6) N.M.Newmark and W.J.Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants” , NUREG/CR-0098</p> <p>7) 美原他, “原子力発電所建屋のフラジリティ評価における認識的不確実さに関する研究(その3)まとめ” , 日本建築学会大会学術講演梗概集(九州)2007年8月</p> <p>8) 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3(総合評価)に係る報告書, 平成18年8月, 独立行政法人 原子力安全基盤機構</p> <p>9) K.K.Bandyopadhyay, C.H.Hofmayer, M.K.Kassir, S.Shteyngart “Seismic Fragility of Nuclear Power Plant Components (Phase II)” , NUREG/CR-4659, BNL-NUREG-52007 Vol.4</p>



第 3.2.1.1-2 表 地震による事故シナリオ及びスクリーニング結果 (1/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
1. 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりうる事故シナリオ		
1.1 安全機能を有する建屋・構築物、機器以外の屋内設備の損傷		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器、格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・天井クレーンは地震時に落下しないよう転倒・落下防止装置を有する構造となっている。</li> <li>・天井クレーンは原子炉圧力容器、格納容器の直上に待機させない運用としている。また、天井クレーンの使用時に原子炉圧力容器、格納容器の上部に落下した場合でもシールドウォールがあるため、原子炉圧力容器、格納容器が直接損傷することはない。</li> <li>・なお、他プラントの天井クレーンにおいて地震によりクレーン駆動部の軸継手部に破損が確認されているが、走行機能を目的とした部品が損傷したものであり、落下防止装置は健全であったことが確認されている。</li> </ul>	除外
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・耐震重要度 S クラスの機器は、下位の分類に属する施設の破損により波及的影響が生じないように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施設の損傷・転倒・落下等による影響がないことを確認している。</li> <li>・プラントウォークダウンにより耐震重要度 S クラスの機器が波及的影響を受けないことを確認している。</li> </ul>	除外
主タービンの軸受けなどの損傷に伴うタービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「東海第二発電所における定格熱出力一定運転実施に伴う発電設備の健全性評価書」（平成 14 年 8 月）において、タービンミサイルによる原子炉施設への影響の可能性は極めて低いことを確認している。</li> </ul>	除外



第 3.2.1.1-2 表 地震による事故シナリオ及びスクリーニング結果 (2/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
1. 本震による炉心損傷事故に間接的に繋が り う る 事故シナリオ		
1.2 安全機能を有する建屋・構築物，機器以外の屋外設備の損傷		
排気筒の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・排気筒は，一様ハザードスペクトル 2,000Gal 相当の地震に対する耐震評価において，耐震性を有することを確認しており，当該地震動はプラントフ ラジリティの条件付炉心損傷確率が 1.0 となる加速度に相当することから，炉心損傷頻度に与える影響が小さいことを確認している。</li> <li>・なお，他プラントにおいて地震により排気筒と排気ダクトを接続しているベローズに亀裂が確認されているが，排気筒は健全であったことが確認されている。</li> </ul>	除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋又は周辺構造物の周辺に斜面はないことを確認している。</li> </ul>	除外
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源に関連する機器のフ ラジリティについては，送電網を含めたシステム全体として評価し，開閉所設備の碍子部で代表させている。（添付資料 3.2.1.1-3）</li> </ul>	地震 P R A で考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な工業用水などの原水供給停止に伴う冷却水の枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉注水～除熱を含めた長期冷却のための水源については，サプレッション・チェンバと海水冷却系の海水に期待している。このため，工業用水などの外部水源に期待しない。</li> </ul>	除外



第 3.2.1.1-2 表 地震による事故シナリオ及びスクリーニング結果 (3/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
1. 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりを有する事故シナリオ		
1.3 地震時特有の現象による運転操作の阻害及び地震時の安全機能への人的過誤の影響		
施設の計画、設計、材料選定、製作、組立、完成検査までのミス	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>万一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備の全てに同様のミスを犯す可能性は小さい。</li> </ul>	除外
地震時、地震後の操作員、構内勤務者、周辺関係者（送電関係など）のミスオペレーション	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震時に必要となる操作には期待していない。</li> <li>地震後の混乱に伴う高ストレス状態は、操作員の操作の阻害要因となるため、人的過誤評価で考慮している。</li> </ul>	地震 P R A で考慮
変圧器などの碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場での復旧操作には期待しないため、停電の影響はない。</li> <li>中央制御室での運転員操作の影響については、非常用照明、ヘッドライト、懐中電灯が備えられているため、小さいと考えられる。</li> </ul>	除外
地盤液状化、よう壁損傷による構内通行支障	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震発生後に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、本評価では現場での復旧操作には期待しない。</li> </ul>	除外
二次部材損傷による運転員等従業員への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>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ない。</li> </ul>	除外



第 3.2.1.1-2 表 地震による事故シナリオ及びスクリーニング結果 (4/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
2. 余震に係わる事故シナリオ		
余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本震と比較して、余震のハザード又は建屋・構築物及び機器・配管系の損傷に対する影響が無視できない場合、本震と余震の地震動を連続して受けた場合の事故シナリオを分析して炉心損傷頻度を評価する必要がある。</li> <li>・ これらの評価技術は研究段階にあり、評価方法の詳細及び評価例などに関する情報が非常に少ないため、余震による炉心損傷への影響評価方法を体系的に示すには至っていない。（添付資料 3.2.1.1-4）</li> </ul>	除外（今後の課題）
3. 経年変化に係わる事故シナリオ		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋・構築物については、原子炉施設の供用期間中のコンクリートの強度低下や鋼材腐食の可能性は小さい。</li> <li>・ 機器・配管系については、点検、機器の取替えを実施していることから、直接大きな影響を及ぼす可能性は小さい。</li> <li>・ 「東海第二発電所 高経年化対策に関する報告書」（平成 19 年 11 月）において、経年劣化事象の技術評価を行い設備の健全性が維持されていることを確認している。</li> </ul>	除外



第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (1/7)

起回事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値 (G)	H C L P F (G)	フラジリティの 参照元
				$\beta_R$		
				$\beta_u$		
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造損傷	耐震壁	2.23	1.38	裕度向上ベース
				0.14		
				0.15		
格納容器損傷	格納容器	構造損傷	ドライウエル 下部シアラグ (シアプレート)	3.72	2.02	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
格納容器損傷	格納容器スタビライザ	構造損傷	ドライウエル 下部シアラグ (シアプレート)	3.72	2.02	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器	構造損傷	蒸気乾燥器 支持ブラケット 付根部	2.72	1.29	裕度向上ベース
				0.22		
				0.23		
原子炉圧力容器損傷	原子炉遮へい壁	構造損傷	開口集中部	3.33	1.81	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器スタビライザ	構造損傷	ロッド	2.93	1.59	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	機能損傷	— (水平方向評価)	6.49	2.99	裕度向上ベース
				0.23		
				0.24		
格納容器バイパス	主蒸気系配管	構造損傷	配管本体	8.71	3.75	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
格納容器バイパス	主蒸気ドレン弁 (内側)	機能損傷	— (水平方向評価)	12.01	5.35	裕度向上ベース
				0.24		
				0.25		
格納容器バイパス	主蒸気ドレン弁 (外側)	機能損傷	— (水平方向評価)	2.58	1.15	裕度向上ベース
				0.24		
				0.25		
格納容器バイパス	主蒸気ドレン配管 (内側)	構造損傷	配管本体	16.78	7.00	裕度向上ベース
				0.27		
				0.26		
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系蒸気隔離弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	7.42	3.96	裕度向上ベース
				0.14		
				0.24		
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系配管	構造損傷	配管本体	6.10	2.63	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
格納容器バイパス	原子炉冷却材浄化系隔離弁	機能損傷	— (水平方向評価)	14.31	6.81	裕度向上ベース
				0.22		
				0.23		
格納容器バイパス	原子炉冷却材浄化系配管	構造損傷	配管本体	8.31	3.58	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
格納容器バイパス	給水系逆止弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.67	1.47	裕度向上ベース
				0.13		
				0.23		



第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (2/7)

起回事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値 (G)	H C L P F (G)	フラジリティの 参照元
				$\beta_R$		
				$\beta_u$		
格納容器バイパス	給水系配管	構造損傷	配管本体	12.49	5.47	裕度向上ベース
				0.25		
				0.25		
Excessive LOCA	再循環系配管	構造損傷	配管本体	8.29	3.69	裕度向上ベース
				0.25		
				0.24		
Excessive LOCA	原子炉冷却材浄化系配管	構造損傷	配管本体	8.31	3.58	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
Excessive LOCA	主蒸気系配管	構造損傷	配管本体	8.71	3.75	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
Excessive LOCA	給水系配管	構造損傷	配管本体	12.49	5.47	裕度向上ベース
				0.25		
				0.25		
Excessive LOCA	原子炉隔離時冷却系配管	構造損傷	配管本体	6.10	2.63	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
Excessive LOCA	主蒸気ドレン配管 (内側)	構造損傷	配管本体	16.78	7.00	裕度向上ベース
				0.27		
				0.26		
Excessive LOCA	逃がし安全弁	機能損傷	— (水平方向評価)	6.25	2.88	裕度向上ベース
				0.23		
				0.24		
計装・制御系喪失	制御盤	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.93	1.54	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
計装・制御系喪失	計装ラック	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.11	1.63	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
直流電源喪失	ケーブルトレイ	構造損傷	サポート	2.01	0.91	裕度向上ベース
				0.24		
				0.24		
直流電源喪失	直流母線盤	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.11	1.63	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
直流電源喪失	蓄電池	機能損傷	— (水平方向評価)	3.61	1.66	裕度向上ベース
				0.22		
				0.25		
直流電源喪失	充電器盤	機能損傷	— (水平方向評価)	3.61	1.66	裕度向上ベース
				0.22		
				0.25		
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機 室空調機	機能損傷	— (鉛直方向評価)	4.12	2.73	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.14	1.42	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		



第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (3/7)

起回事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値 (G)	H C L P F (G)	フラジリティの 参照元
				$\beta_R$		
				$\beta_u$		
交流電源喪失	非常用メタクラ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.11	1.63	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
交流電源喪失	非常用モータコントロールセンタ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.77	1.46	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
交流電源喪失	非常用パワーセンタ	機能損傷	— (水平方向評価)	2.66	1.22	裕度向上ベース
				0.22		
				0.25		
交流電源喪失	非常用動力用変圧器	構造損傷	ボルト	6.65	3.61	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
交流電源喪失	軽油貯蔵タンク	構造損傷	胴	3.41	1.73	耐震バックチェック ベース
				0.21		
				0.20		
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機 始動空気溜	構造損傷	基礎ボルト	31.95	17.35	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機 燃料デイトンク	構造損傷	基礎ボルト	8.81	4.78	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	1.25	0.83	耐震バックチェック ベース
				0.10		
				0.15		
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機 用海水系配管	構造損傷	配管本体	5.31	2.29	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機 用海水系逆止弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.34	1.70	耐震バックチェック ベース
				0.16		
				0.25		
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機 用海水ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	10.52	5.71	耐震バックチェック ベース
				0.20		
				0.17		
交流電源喪失	海水ポンプ室	構造損傷	構造部材	3.26	1.92	裕度向上ベース
				0.09		
				0.23		
外部電源喪失	開閉所設備	構造損傷	碍子部	0.65	0.24	耐震バックチェック ベース
				0.32		
				0.29		
スクラム系	炉心支持板	構造損傷	補強ビーム	6.59	3.64	裕度向上ベース
				0.20		
				0.16		
スクラム系	燃料集合体	機能損傷	制御棒挿入性	11.43	5.09	裕度向上ベース
				0.24		
				0.25		
スクラム系	燃料支持金具	構造損傷	周辺燃料支持 金具	27.34	15.09	裕度向上ベース
				0.20		
				0.16		



第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (4/7)

起回事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値 (G)	H C L P F (G)	フラジリティの 参照元
				$\beta_R$		
				$\beta_u$		
スクラム系	制御棒案内管	構造損傷	下部溶接部	27.40	15.13	裕度向上ベース
				0.20		
				0.16		
スクラム系	制御棒駆動水圧系制御ユニット	構造損傷	フレーム	3.41	1.85	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
スクラム系	制御棒駆動水圧系配管	構造損傷	配管本体	19.82	8.27	裕度向上ベース
				0.27		
				0.26		
スクラム系	制御棒駆動機構ハウジング	構造損傷	貫通孔	3.70	2.04	裕度向上ベース
				0.20		
				0.16		
スクラム系	シュラウド	構造損傷	下部胴	7.26	4.01	裕度向上ベース
				0.20		
				0.16		
スクラム系	シュラウドサポート	構造損傷	シリンダ	2.50	1.38	裕度向上ベース
				0.20		
				0.16		
スクラム系	上部格子板	構造損傷	グリッド プレート	6.78	3.74	裕度向上ベース
				0.20		
				0.16		
スクラム系	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	構造損傷	レストレント ビーム	5.65	2.92	裕度向上ベース
				0.22		
				0.18		
H P C S	高圧炉心スプレイ系逆止弁	機能損傷	— (水平方向評価)	19.71	9.38	裕度向上ベース
				0.22		
				0.23		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ゲート弁	機能損傷	— (水平方向評価)	2.58	1.15	裕度向上ベース
				0.24		
				0.25		
H P C S	高圧炉心スプレイ系グローブ弁	機能損傷	— (水平方向評価)	6.38	2.94	裕度向上ベース
				0.23		
				0.24		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室空調機	機能損傷	— (鉛直方向評価)	4.12	2.73	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.14	1.42	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機始動空気溜	構造損傷	基礎ボルト	31.95	17.35	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク	構造損傷	基礎ボルト	10.21	5.54	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		
H P C S	高圧炉心スプレイ系動力用変圧器	構造損傷	ボルト	6.65	3.61	裕度向上ベース
				0.20		
				0.17		



第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (5/7)

起回事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値 (G)	H C L P F (G)	フラジリティの 参照元
				$\beta_R$		
				$\beta_u$		
H P C S	高圧炉心スプレイ系メタ クラ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.11	1.63	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
H P C S	高圧炉心スプレイ系モー タコントロールセンタ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.77	1.46	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ポン プ室空調機	機能損傷	— (鉛直方向評価)	4.30	2.85	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ポン プ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.03	1.34	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
H P C S	高圧炉心スプレイ系配管	構造損傷	配管本体	7.66	3.30	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
H P C S	ケーブルトレイ	構造損傷	サポート	2.01	0.91	裕度向上ベース
				0.24		
				0.24		
H P C S	直流母線盤	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.11	1.63	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
H P C S	蓄電池	機能損傷	— (水平方向評価)	3.61	1.66	裕度向上ベース
				0.22		
				0.25		
H P C S	充電器盤	機能損傷	— (水平方向評価)	3.61	1.66	裕度向上ベース
				0.22		
				0.25		
H P C S	軽油貯蔵タンク	構造損傷	胴	3.41	1.73	耐震バックチェック ベース
				0.21		
				0.20		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機用海水ポン プ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	1.25	0.83	耐震バックチェック ベース
				0.10		
				0.15		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機用海水系配 管	構造損傷	配管本体	5.31	2.29	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機用海水系逆 止弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.34	1.70	耐震バックチェック ベース
				0.16		
				0.25		
H P C S	高圧炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機用海水スト レーナ	構造損傷	基礎ボルト	10.52	5.71	耐震バックチェック ベース
				0.20		
				0.17		
H P C S	海水ポンプ室	構造損傷	構造部材	3.26	1.92	裕度向上ベース
				0.09		
				0.23		
R C I C	原子炉隔離時冷却系逆止 弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.19	1.21	裕度向上ベース
				0.13		
				0.23		



第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (6/7)

起回事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値 (G)	H C L P F (G)	フラジリティの 参照元
				$\beta_R$		
				$\beta_u$		
R C I C	原子炉隔離時冷却系ゲート弁	機能損傷	— (水平方向評価)	2.58	1.15	裕度向上ベース
				0.24		
				0.25		
R C I C	原子炉隔離時冷却系グループ弁	機能損傷	— (水平方向評価)	6.38	2.94	裕度向上ベース
				0.23		
				0.24		
R C I C	原子炉隔離時冷却系配管	構造損傷	配管本体	6.10	2.63	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
R C I C	原子炉隔離時冷却系ポンプ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.61	2.39	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
R C I C	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	機能損傷	— (鉛直方向評価)	1.80	1.19	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
R C I C	充電器盤	機能損傷	— (水平方向評価)	3.61	1.66	裕度向上ベース
				0.22		
				0.25		
R C I C	原子炉隔離時冷却系直流モータコントロールセンタ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.77	1.46	裕度向上ベース
				0.14		
				0.25		
原子炉減圧	窒素供給系配管	構造損傷	配管本体	37.34	15.57	裕度向上ベース
				0.27		
				0.26		
原子炉減圧	逃がし安全弁制御用アキュムレータ（逃がし弁機能用）	構造損傷	胴板	7.55	4.17	裕度向上ベース
				0.20		
				0.16		
L P C S	低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機	機能損傷	— (鉛直方向評価)	4.30	2.85	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
L P C S	低圧炉心スプレイ系逆止弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.19	1.21	裕度向上ベース
				0.13		
				0.23		
L P C S	低圧炉心スプレイ系ゲート弁	機能損傷	— (水平方向評価)	2.58	1.15	裕度向上ベース
				0.24		
				0.25		
L P C S	低圧炉心スプレイ系グループ弁	機能損傷	— (水平方向評価)	6.38	2.94	裕度向上ベース
				0.23		
				0.24		
L P C S	低圧炉心スプレイ系ポンプ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.03	1.34	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
L P C S	低圧炉心スプレイ系配管	構造損傷	配管本体	5.28	2.28	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
L P C I R H R	残留熱除去系ポンプ室空調機	機能損傷	— (鉛直方向評価)	4.30	2.85	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		



第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (7/7)

起回事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値 (G)	HCLPF (G)	フラジリティの 参照元
				$\beta_R$		
				$\beta_u$		
L P C I R H R	残留熱除去系逆止弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	5.25	2.90	裕度向上ベース
				0.13		
				0.23		
L P C I R H R	残留熱除去系ゲート弁	機能損傷	— (水平方向評価)	2.58	1.15	裕度向上ベース
				0.24		
				0.25		
L P C I R H R	残留熱除去系グローブ弁	機能損傷	— (水平方向評価)	6.38	2.94	裕度向上ベース
				0.23		
				0.24		
L P C I R H R	残留熱除去系熱交換器	構造損傷	アンカボルト	3.27	1.43	裕度向上ベース
				0.25		
				0.25		
L P C I R H R	残留熱除去系ポンプ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	2.03	1.34	裕度向上ベース
				0.10		
				0.15		
L P C I R H R	残留熱除去系配管	構造損傷	配管本体	5.28	2.28	裕度向上ベース
				0.26		
				0.25		
L P C I R H R	残留熱除去系海水系ポンプ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	1.25	0.83	耐震バックチェック ベース
				0.10		
				0.15		
L P C I R H R	残留熱除去系海水系逆止弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	5.21	2.78	耐震バックチェック ベース
				0.14		
				0.24		
L P C I R H R	残留熱除去系海水系グローブ弁	機能損傷	— (水平方向評価)	6.38	2.94	裕度向上ベース
				0.23		
				0.24		
L P C I R H R	残留熱除去系海水系配管	構造損傷	配管本体	3.01	1.26	裕度向上ベース
				0.27		
				0.26		
L P C I R H R	残留熱除去系海水系ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	4.99	2.71	耐震バックチェック ベース
				0.20		
				0.17		



第 3.2.1.2-1 表 活断層のリスト（調査モデル）

断層 番号	断層名	断層 長さ (km)	等価震源 距離 (km)	M <sup>※1</sup> (松田式)	M <sup>※2</sup> (武村式)	活動度	再来期間 (年)
1	関谷断層	40	92	7.5	7.6	—	3,350 <sup>※4</sup>
2	三郡森付近	18	106	6.9	7.0	B	5,600
3	大阪一足沢	7	91	6.8	6.9	B	4,800
4	二ッ箭断層	8	82	6.8	6.9	B	4,800
5	赤井断層	5	73	6.8	6.9	C	25,600
6	湯ノ岳断層	5	64	6.8	6.9	B	4,800 <sup>※4</sup>
7	江花一虫笠	9	94	6.8	6.9	B	4,800
8	那須湯本北	9	94	6.8	6.9	B	4,800
9	那須湯本北東	4	89	6.8	6.9	B	4,800
10	湯本塩原断層群	3	92	6.8	6.9	B	4,800
11	深谷断層帯・綾瀬川断層	103	128	8.2	8.3	—	58,000 <sup>※4</sup>
12	新編日活海域 <sup>※3</sup>	11	102	6.8	6.9	C	25,600
13	新編日活海域 <sup>※3</sup>	23	110	7.1	7.2	C	38,000
14	新編日活海域 <sup>※3</sup>	22	98	7.1	7.2	C	36,700
15	新編日活海域 <sup>※3</sup>	12	99	6.8	6.9	C	25,600
16	新編日活海域 <sup>※3</sup>	15	109	6.8	6.9	C	26,000
17	新編日活海域 <sup>※3</sup>	17	93	6.9	7.0	C	28,900
18	新編日活海域 <sup>※3</sup>	30	83	7.3	7.4	C	50,200
19	新編日活海域 <sup>※3</sup>	12	90	6.8	6.9	C	25,600
20	新編日活海域 <sup>※3</sup>	12	87	6.8	6.9	C	25,600
21	新編日活海域 <sup>※3</sup>	12	72	6.8	6.9	C	25,600
22	新編日活海域 <sup>※3</sup>	13	112	6.8	6.9	C	25,600
23	新編日活海域 <sup>※3</sup>	32	106	7.3	7.5	C	53,600
24	F 3 断層～F 4 断層	16	22	6.8	7.0	B	5,100
25	棚倉破砕帯西縁断層～同東縁付 近の推定活断層	42	37	7.5	7.7	B	13,300
26	F 1 断層～北方陸域の断層～塩 ノ平地震断層	58	31	7.8	7.9	B	18,400 <sup>※5</sup>
	F 1 断層～北方陸域の断層	44	28	7.6	7.7	B	13,900
27	F 8 断層	26	26	7.2	7.3	B	8,300
28	F 1 6 断層	26	30	7.2	7.3	B	8,300
29	A-1 背斜	20	22	7.0	7.1	B	6,400
30	関口ー米平リニアメント	6	27	6.8	7.0	B	5,400
31	宮田町リニアメント	1	21	6.8	7.0	B	5,400
32	堅破山リニアメント	4	25	6.8	7.0	B	5,400
33	F 1 1 断層	5	38	6.8	7.0	B	5,400

※1 松田（1975）に基づき算定。ただし下限はM6.8とする。

※2 武村（1998）に基づき算定。ただし下限はM6.8とする。

※3 活断層研究会編（1991）に記載されている活断層

※4 更新過程に基づき評価

※5 2011年4月に活動した塩ノ平地震断層の地震調査研究推進本部の手法による今後50年発生確率はほぼ0%であることから、F 1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の全長が破壊する場合の確率は更に低くなる。



第 3.2.1.2-2 表 活断層のリスト（推本参考モデル）

断層番号	断層名	断層長さ (km)	等価震源 距離 (km)	M	再来期間 (年) ※1
1	関谷断層	38	97	7.5	3,350※2
2	関東平野北西縁断層主部	82	132	8.0	21,500※2
3	平井－櫛挽断層帯	23	138	7.1	7,000
4	大阪－足沢断層帯	16	88	6.8	12,700
5	二ツ箭断層	10	81	6.5	3,200
6	三郡森断層帯	18	105	6.9	5,700
7	湯ノ岳断層	12	65	6.6	3,800
8	井戸沢断層	19	56	7.0	62,900
9	高萩付近推定	17	34	6.9	56,300
10	棚倉破砕帯西縁断層	20	40	7.0	66,200
11	白河西方断層帯	18	94	6.9	59,600
12	越生断層	13	132	6.7	22,000

※1 地震調査研究推進本部(2012)に基づき算定。地震発生については地震調査研究推進本部（2012）に基づき、断層番号 1, 2 は更新過程，それ以外はポアソン過程とする。

※2 地震調査研究推進本部（2012）で示されている 50 年発生確率 0% より，年発生確率を算出する。



第 3.2.1.2-3 表 海溝型地震で考慮している特定震源モデル（調査モデル）

断層名	断層長さ及び 断層幅 (km)	等価震源 距離 (km)	M	平均発生 間隔 (年) ※1
関東地震※2	22×45 63×55	162	7.9～8.2	220※3
2011 年東北地方太平洋沖型地震	500×200	—	Mw9.0	600※4

※1 地震調査研究推進本部（2012）に基づく。

※2 巨視的断層は佐藤（1989）に、Mは宇佐美（2013）に基づく。

※3 地震調査研究推進本部（2009a），（2012）に基づき更新過程として扱い，示されている 50 年発生確率 1%より，年発生確率を算出する。

※4 地震調査研究推進本部（2012）に基づき更新過程として扱い，示されている 50 年発生確率 0%より，年発生確率を算出する。

第 3.2.1.2-4 表 海溝型地震で考慮している特定震源モデル(推本参考モデル)

断層名	断層長さ及び 断層幅 (km)	等価震源距 離 (km)	M	平均発生 間隔 (年) ※1
関東地震※2	22×45 63×55	162	7.9～8.2	220※3
茨城県沖の地震 (繰り返し発生する地震) ※4	60 ×60	103	7.0	21※5
2011 年東北地方太平洋沖型地震	500×200	—	Mw9.0	600※6

※1 地震調査研究推進本部（2009a），（2009b），（2012）に基づく。

※2 巨視的断層は佐藤（1989）に、Mは宇佐美（2013）に基づく。

※3 地震調査研究推進本部（2009a），（2012）に基づき更新過程として扱い，示されている 50 年発生確率 1%より，年発生確率を算出する。

※4 巨視的断層及びMは地震調査研究推進本部（2009a）に基づく。

※5 ポアソン過程で評価する。

※6 地震調査研究推進本部（2012）に基づき更新過程として扱い，示されている 50 年発生確率 0%より，年発生確率を算出する。



第 3.2.1.2-5 表 ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方

項目		分岐	重みの配分	重み付けの考え方
モデル		調査モデル	0.5	複数のモデルを設定し、重みは等配分とする。
		推本参考モデル	0.5	
特定震源	F 1 断層の連動 (調査モデル)	F 1 断層～北方陸域の断層の連動	0.9	2011 年 4 月に活動した直後である塩ノ平地震断層を含んだ全長破壊は当面起こりにくいと考えられることから、重みを低く設定する。
		F 1 断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の連動	0.1	
	活断層のマグニチュード (調査モデル)	松田式	0.5	複数の計算式を設定し、重みは等配分とする。
		武村式	0.5	
領域震源	領域最大 M (調査モデル)	既往最大値の中央値	0.5	中央値の重みを高く設定する。
		ばらつきの下限値	0.25	
		ばらつきの上限値	0.25	
	領域②最大 M (調査モデル)	7.6	0.67	領域内で最大の M7.6 (2011 年) と、領域外であるが同一の地震地体構造区内で最大の M8.0 (1667 年) を設定、M8.0 は津波地震である可能性を踏まえ、M7.6 の重みを高く設定する。
		8.0	0.33	
	領域④最大 M (調査モデル)	7.2	0.5	既往最大の M7.2 と「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち海洋プレート内地震」における茨城県南部の地震の不確かさケースの M7.4 を設定し、重みを当配分とする。
		7.4	0.5	
	領域最大 M (推本参考モデル)	「モデル 1」による最大 M	0.5	地震調査研究推進本部 (2012) による「モデル 1」及び「モデル 2」を設定し、重みは等配分とする。
		「モデル 2」による最大 M	0.5	
	鹿島灘の補正の適用範囲	東経 141.0～141.2 度 北緯 36.3～36.6 度	0.5	補正を適用する領域の範囲を複数設定し、重みは等配分とする。
		東経 140.9～141.3 度 北緯 36.2～36.7 度	0.5	
	内陸補正	なし	0.5	内陸地殻内地震に対する Noda et al. (2002) の補正を行う場合と行わない場合を設定し、重みは等配分とする。
		あり	0.5	
地震動伝播モデル	断層モデル手法におけるばらつき	0.5	0.5	Noda et al. (2002) の方法で用いている対数標準偏差 0.5 を適用する場合と観測記録に基づく場合を設定し、重みは等配分とする。
		観測記録	0.5	



第 3.2.1.3-1-1 表 考慮する不確かさ要因の例

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

第 3.2.1.3-1-2 表 損傷限界点の現実的な値（地震 P S A 学会標準）

損傷限界点の指標	平均値	変動係数
せん断ひずみ	$5.36 \times 10^{-3}$	0.24



第 3. 2. 1. 3－1－3 表 地盤物性値

地層 EL. (m)	地盤せん断波 速度 V <sub>s</sub> (m/s)	密度 $\rho$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )
8.0	210	17.85	0.385	80.3	222
3.2	240	18.53	0.286	109	280
2.0	240	19.71	0.491	116	345
-3.3	500	21.08	0.462	537	1570
-14.6	453	16.87	0.460	353	1031
-37.2	471	16.97	0.458	384	1119
-60.8	489	16.97	0.455	414	1200
-85.2	509	16.97	0.453	448	1300
-110.7	529	16.97	0.450	484	1400
-137.1	547	17.06	0.448	521	1510
-157.6	563	17.06	0.446	551	1590
-178.7	579	17.06	0.443	583	1680
-200.4	596	17.06	0.441	618	1780
-222.8	614	17.06	0.439	656	1890
-245.8	632	17.16	0.436	699	2010
-269.4	650	17.16	0.434	739	2120
-293.8	669	17.16	0.431	783	2240
-318.9	689	17.16	0.429	831	2370
-344.8	709	17.26	0.426	885	2520
-370.0	741	17.26	0.422	966	2750



第 3.2.1.3-1-4 表 原子炉建屋物性値

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰定数 h (%)
建屋部	コンクリート : Fc=22.1 (N/mm <sup>2</sup> ) (225kgf/cm <sup>2</sup> ) 鉄筋 : SD35 (SD345 相当)	$2.21 \times 10^4$	$9.19 \times 10^3$	5
人工岩盤	コンクリート : Fc=13.7 (N/mm <sup>2</sup> ) (140kgf/cm <sup>2</sup> )	$1.88 \times 10^4$	$7.84 \times 10^3$	5

第 3.2.1.3-1-5 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 Fc	平均値 : $1.4 \times$ 設計基準強度 変動係数 : 0.13
	コンクリートの減衰定数 h	平均値 : 5% 変動係数 : 0.25
地盤材料定数	地盤のせん断波速度 Vs	平均値 : 設計値 変動係数 : 0.10



第 3.2.1.3-1-6 表 (1/2) 解析モデル諸元 (水平 NS 方向)

質点 番号	高さ EL. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 重量 $I_G$ ( $\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2$ )	要素 番号	せん断 断面積 $A_S$ ( $\text{m}^2$ )	断面 2 次 モーメント I ( $\text{m}^4$ )
1	63.65	20,700	44.19	1	27.3	20,400
2	57.00	16,480	45.60	2	27.3	20,400
3	46.50	68,930	123.16	3	212	64,400
4	38.80	99,760	165.98	4	133	45,000
5	34.70	85,760	116.83	5	143	45,400
6	29.00	124,220	355.13	6	218	77,600
7	20.30	165,460	499.60	7	242	86,300
8	14.00	239,600	735.56	8	394	178,500
9	8.20	203,670	911.80	9	464	218,400
10	2.00	225,520	849.66	10	464	218,800
11	-4.00	412,170	1,614.56	11	4,675	1,828,100
12	-9.00	729,320	2,881.57	12	4,675	1,828,100
13	-17.00	448,810	1,778.89			



第 3.2.1.3-1-6 表 (2/2) 解析モデル諸元 (水平 EW 方向)

質点 番号	高さ EL. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 重量 $I_G$ ( $\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2$ )	要素 番号	せん断 断面積 $A_s$ ( $\text{m}^2$ )	断面 2 次 モーメント I ( $\text{m}^4$ )
1	63.65	20,700	38.98	1	25.5	18,400
2	57.00	16,480	52.17	2	25.5	18,400
3	46.50	68,930	107.21	3	154	34,700
4	38.80	99,760	102.86	4	141	37,300
5	34.70	85,760	71.41	5	156	38,700
6	29.00	124,220	254.97	6	237	72,900
7	20.30	165,460	555.73	7	224	77,600
8	14.00	239,600	795.41	8	345	147,400
9	8.20	203,670	905.27	9	454	208,500
10	2.00	225,520	847.80	10	454	208,900
11	-4.00	412,170	1,602.51	11	4,675	1,814,800
12	-9.00	729,320	2,860.80	12	4,675	1,814,800
13	-17.00	448,810	1,766.10			



第 3.2.1.3-1-7 表 (1/2) 地盤ばね定数と減衰係数 (1,500cm/s<sup>2</sup> 規準化  
入力中央値 NS 方向)

	ばね番号	ばね定数※ <sup>1</sup>	減衰係数※ <sup>2</sup>
側面 水平ばね	K1	$6.078 \times 10^5$	$3.614 \times 10^5$
	K3	$7.828 \times 10^5$	$7.636 \times 10^5$
	K5	$3.818 \times 10^6$	$1.474 \times 10^6$
	K7	$7.841 \times 10^6$	$2.343 \times 10^6$
	K9	$4.659 \times 10^6$	$1.323 \times 10^6$
側面 回転ばね	K2	$6.731 \times 10^8$	$1.549 \times 10^8$
	K4	$9.234 \times 10^8$	$2.581 \times 10^8$
	K6	$4.326 \times 10^9$	$4.607 \times 10^8$
	K8	$8.413 \times 10^9$	$7.786 \times 10^8$
	K10	$5.005 \times 10^9$	$4.364 \times 10^8$
底面水平ばね	K11	$5.176 \times 10^7$	$2.701 \times 10^6$
底面回転ばね	K12	$6.965 \times 10^{10}$	$1.047 \times 10^9$

※1 ばね定数の単位は、kN/m (水平) , kN・m/rad (回転)

※2 減衰係数の単位は、kN・s/m (水平) , kN・s・m/rad (回転)

第 3.2.1.3-1-7 表 (2/2) 地盤ばね定数と減衰係数 (1,500cm/s<sup>2</sup> 規準化  
入力中央値 EW 方向)

	ばね番号	ばね定数※ <sup>1</sup>	減衰係数※ <sup>2</sup>
側面 水平ばね	K1	$6.078 \times 10^5$	$3.614 \times 10^5$
	K3	$7.828 \times 10^5$	$7.630 \times 10^5$
	K5	$3.818 \times 10^6$	$1.473 \times 10^6$
	K7	$7.841 \times 10^6$	$2.343 \times 10^6$
	K9	$4.659 \times 10^6$	$1.323 \times 10^6$
側面 回転ばね	K2	$6.731 \times 10^8$	$1.549 \times 10^8$
	K4	$9.234 \times 10^8$	$2.581 \times 10^8$
	K6	$4.326 \times 10^9$	$4.605 \times 10^8$
	K8	$8.413 \times 10^9$	$7.782 \times 10^8$
	K10	$5.005 \times 10^9$	$4.361 \times 10^8$
底面水平ばね	K11	$5.179 \times 10^7$	$2.703 \times 10^6$
底面回転ばね	K12	$6.928 \times 10^{10}$	$1.035 \times 10^9$

※1 ばね定数の単位は、kN/m (水平) , kN・m/rad (回転)

※2 減衰係数の単位は、kN・s/m (水平) , kN・s・m/rad (回転)



第 3.2.1.3-2-1 表 考慮する不確かさ要因の例

評価方法	偶然的不確かさ ( $\beta_R$ )	認識論的不確かさ ( $\beta_U$ )
現実的耐力	・ 構造材料定数	・ 施工精度 ・ 実験データの統計的精度
現実的応答	・ 地盤材料定数	・ モデル形態 ・ 動的地盤定数の評価法 ・ 解析手法 等

第 3.2.1.3-2-2 表 現実的耐力に含まれるコンクリートの圧縮強度及び鉄筋の降伏強度の現実的な値

損傷限界点の指標	平均値	変動係数
コンクリートの圧縮強度	39.9N/mm <sup>2</sup>	0.13
鉄筋の降伏強度	374N/mm <sup>2</sup>	0.05



第 3.2.1.3-2-3 表 地盤物性値

地層名	せん断波速度※ <sup>2</sup> $V_s$ (m/s)	密度※ <sup>1</sup> ※ <sup>2</sup> $\rho_t$ (g/cm <sup>3</sup> )	初期せん断 弾性係数※ <sup>1</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	動ポアソン比※ <sup>1</sup> ※ <sup>2</sup> $\nu_d$	動せん断弾性係数 のひずみ依存性 $G/G_0 \sim \gamma$	減衰定数 $h \sim \gamma$
bk 層	210	1.82	80.3	0.385	$\frac{1}{1+1540 \cdot \gamma^{1.04}}$	$\frac{\gamma}{(4.27 \cdot \gamma + 0.00580)} + 0.0102$
du 層		1.98	87.3	0.493		
Ac 層	$163-1.54 \cdot Z$	1.65	$\frac{\rho_{sat}}{1000} \times V_s^2$	0.486	$\frac{1}{1+269 \cdot \gamma^{0.909}}$	$\frac{\gamma}{(6.65 \cdot \gamma + 0.0104)} + 0.0222$
As 層	$211-1.19 \cdot Z$	1.74	$\frac{\rho_{sat}}{1000} \times V_s^2$	0.484	$\frac{1}{1+422 \cdot \gamma^{0.951}}$	$\frac{\gamma}{(4.40 \cdot \gamma + 0.0122)} + 0.0144$
Ag2 層	240	1.89 2.01	109 116	0.491	$\frac{1}{1+2520 \cdot \gamma^{1.14}}$	$\frac{\gamma}{(4.10 \cdot \gamma + 0.00577)} + 0.00413$
Ag1 層	350	2.01	246	0.483	$\frac{1}{1+1730 \cdot \gamma^{1.11}}$	$\frac{\gamma}{(3.73 \cdot \gamma + 0.0102)} + 0.00791$
D2c-3 層	270	1.77	129	0.488	$\frac{1}{1+269 \cdot \gamma^{0.862}}$	$\frac{\gamma}{(6.62 \cdot \gamma + 0.00949)} + 0.0205$
D2g-3 層	500	2.15	538	0.462	$\frac{1}{1+237 \cdot \gamma^{0.732}}$	$\frac{\gamma}{(9.70 \cdot \gamma + 0.00754)} + 0.0233$
Km 層	$433-0.771 \cdot Z$	$1.72-1.03$ $\times 10^{-4} \cdot Z$	$\frac{\rho_t}{1000} \times V_s^2$	$0.463+1.03$ $\times 10^{-4} \cdot Z$	$\frac{1}{1+107 \cdot \gamma^{0.824}}$	$\frac{\gamma}{(4.41 \cdot \gamma + 0.0494)} + 0.0184$
地盤改良	758	2.04	1180	0.387	—	—

※1 上段は地下水位以浅，下段は地下水位以深に対する値を示す。

※2 Zは標高(m)を示す。



第 3.2.1.3-2-4 表 海水ポンプ室物性値

項目	構造材料定数
コンクリート強度 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	39.9
コンクリートの静弾性係数 ( $\text{kN}/\text{mm}^2$ )	31.0
鉄筋コンクリートの単位体積重量 ( $\text{kN}/\text{m}^3$ )	24
鉄筋コンクリートのポアソン比	0.2
鉄筋強度 (SD295) ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	374
鉄筋の静弾性係数 ( $\text{kN}/\text{mm}^2$ )	200
杭の引張強度 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	287
杭の静弾性係数 ( $\text{kN}/\text{mm}^2$ )	200
杭の単位体積重量 ( $\text{kN}/\text{m}^3$ )	77

第 3.2.1.3-2-5 表 鋼管杭の断面諸元

杭径 $\phi$ (mm)	断面積 A ( $\text{m}^2$ )	断面二次モーメント I ( $\text{m}^4$ )	断面係数 Z ( $\text{m}^3$ )
1014	$4.70 \times 10^{-2}$	$5.87 \times 10^{-3}$	$1.16 \times 10^{-2}$



第 3. 2. 1. 3－2－6 表 現実的な物性値の評価方法

地層名	物性値	現実的な物性値の評価方法
bk 層	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10
du 層	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10
Ac 層	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10
As 層	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10
Ag2 層	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10
Ag1 層	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10
D2c-3 層	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10
D2g-3 層	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10
地盤改良	地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値：設計値 変動係数：0.10



第 3.2.1.3－3－1 表 現実的耐力及び現実的応答の不確かさ要因例

評価方法	偶然的不確かさ ( $\beta_R$ )	認識論的不確かさ ( $\beta_U$ )
現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> <li>機能試験データの統計的精度</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>機能試験データの統計的精度</li> <li>材料物性値</li> </ul>
現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> <li>減衰定数</li> <li>モード合成法</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>減衰定数</li> <li>床応答スペクトル</li> <li>解析モデル化</li> </ul>



第 3.2.1.3-3-2 表 建屋の応答係数 (1/2)

建屋	方向	係数				中央値	$\beta_R$	$\beta_U$
原子炉建屋	水平	F <sub>1</sub>	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 <sub>2</sub>	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
				基礎による入力損失に関するサブ応答係数		1.00		
		F <sub>3</sub>	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	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 <sub>1</sub>	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 <sub>2</sub>	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
				基礎による入力損失に関するサブ応答係数		1.00		
		F <sub>3</sub>	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	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 3.2.1.3-3-2 表 建屋の応答係数(2/2)

建屋	方向	係数				中央値	$\beta_R$	$\beta_U$
海水ポンプ室	水平	F <sub>1</sub>	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 <sub>2</sub>	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
				基礎による入力損失に関するサブ応答係数		1.00		
		F <sub>3</sub>	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	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 <sub>1</sub>	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 <sub>2</sub>	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
				基礎による入力損失に関するサブ応答係数		1.00		
		F <sub>3</sub>	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	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 3.2.1.4－1 表 起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度 (／炉年)
i) 原子炉建屋損傷	1.5E-07
ii) 格納容器損傷	4.1E-09
iii) 原子炉圧力容器損傷	2.2E-07
iv) 格納容器バイパス	3.2E-08
v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)	3.0E-10
vi) 計装・制御系喪失	3.7E-10
vii) 直流電源喪失	2.2E-06
viii) 交流電源喪失	4.4E-07
ix) 外部電源喪失	4.9E-04
x) 過渡事象	1.2E-02



第 3.2.1.4－2 表 事故シーケンスグループ分類一覧

事故シーケンスグループ		事故シーケンスの特徴
高圧・低圧注水機能喪失	T Q U V	事象発生後、高圧系及び低圧系による炉心冷却に失敗
高圧注水・減圧機能喪失	T Q U X	事象発生後、高圧系による炉心冷却に失敗し、かつ原子炉の減圧に失敗
全交流動力電源喪失	T B	全交流動力電源喪失
	長期 T B	非常用ディーゼル発電機 2 台機能喪失、H P C S 機能喪失及び蓄電池枯渇に伴う R C I C 機能喪失
	T B U	非常用ディーゼル発電機 2 台機能喪失、H P C S 機能喪失及び R C I C 機能喪失
	T B P	非常用ディーゼル発電機 2 台機能喪失、H P C S 機能喪失及び逃がし安全弁再閉失敗による R C I C 機能喪失
	T B D	直流電源の故障による非常用ディーゼル発電機 2 台の起動失敗、H P C S 機能喪失及び R C I C 機能喪失
崩壊熱除去機能喪失	T W	事象発生後、原子炉格納容器からの崩壊熱除去に失敗
	T B W	全交流動力電源喪失、H P C S による炉心冷却は継続しているが、格納容器からの崩壊熱除去に失敗
原子炉停止機能喪失	T C	事象発生後、原子炉停止（未臨界確保）に失敗
原子炉建屋損傷		原子炉建屋損傷
格納容器損傷		格納容器損傷
原子炉圧力容器損傷		原子炉圧力容器損傷
格納容器バイパス		格納容器バイパス
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)		E C C S の注水容量を上回る原子炉冷却材の流出
計装・制御系喪失		計装・制御系喪失



第 3.2.1.4－3 表 評価対象システム一覧

分類	評価対象システム
起因事象	原子炉建屋
	格納容器
	原子炉圧力容器
	格納容器バイパス
	原子炉冷却材圧力バウンダリ (E x c e s s i v e L O C A)
	計装・制御系
	直流電源
	交流電源
	外部電源
緩和機能	原子炉停止（スクラム系）
	逃がし安全弁開放
	原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性
	高圧炉心冷却（H P C S，R C I C）
	原子炉減圧（A D S）
	低圧炉心冷却（L P C S，L P C I）
	崩壊熱除去（R H R）



第 3.2.1.4-4 表 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

系統名		完全独立／ 完全相関	設備
高圧炉心冷却	H P C S	完全独立	—
	R C I C	完全独立	—
低圧炉心冷却／ 崩壊熱除去	L P C S	完全独立	—
	R H R - A ( L P C I - A )	完全相関	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系ポンプ</li> <li>・ 残留熱除去系ゲート弁</li> <li>・ 残留熱除去系逆止弁</li> <li>・ 残留熱除去系グローブ弁</li> <li>・ 残留熱除去系配管</li> <li>・ 残留熱除去系ポンプ室空調機</li> </ul>
	R H R - B ( L P C I - B )		
	L P C I - C		
残留熱除去系 海水系	R H R S - A	完全相関	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系海水系ポンプ</li> <li>・ 残留熱除去系海水系グローブ弁</li> <li>・ 残留熱除去系海水系逆止弁</li> <li>・ 残留熱除去系海水系ストレーナ</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器</li> <li>・ 残留熱除去系海水系配管</li> </ul>
	R H R S - B		
直流電源系 (ケーブル トレイ除く)	区分Ⅰ	完全相関	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蓄電池</li> <li>・ 充電器盤</li> <li>・ 直流母線盤</li> </ul>
	区分Ⅱ		
	区分Ⅲ	完全独立	—
直流電源系 (ケーブル トレイ)	区分Ⅰ	完全相関※ <sup>1</sup>	・ ケーブルトレイ
	区分Ⅱ		
	区分Ⅲ		
交流電源系	区分Ⅰ	完全相関	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機始動空気溜</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機空調機</li> <li>・ 非常用メタクラ</li> <li>・ 非常用パワーセンタ</li> <li>・ 非常用モータコントロールセンタ</li> <li>・ 非常用動力用変圧器</li> </ul>
	区分Ⅱ		
	区分Ⅲ	完全独立	—
非常用ディーゼル 発電機海水系 ／ 高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電機海水系	D G S W - A	完全相関※ <sup>2</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機用海水系逆止弁／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系逆止弁</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機用海水系配管／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系配管</li> </ul>
	D G S W - B		
	H P C S - D G S W		

※<sup>1</sup> 区分Ⅲのケーブルトレイは、区分Ⅰ／Ⅱのケーブルトレイと構造上の差異がほぼなく、同一フロアに設置していることから完全相関を仮定

※<sup>2</sup> H P C S - D G S W 関連機器は、D G S W 関連機器と構造上の差異がほぼなく、同一フロアに設置していることから完全相関を仮定



第 3.2.1.4－5 表 起因事象発生後の人的過誤

起因事象発生後の人的過誤		余裕 時間	ストレス ファクタ※1		過誤確率 (平均値) [／d]	エラー ファクタ
			認知	操作		
原子炉水位制御操作失敗		30 分	5	5	6.6E-03	6.4
水源切替操作失敗※2		30 分	5	5	6.6E-03	6.4
起動信 号共通 原因故 障時	注水不能認知失敗	30 分	5	－	2.6E-03	13.8
	高圧注水系起動 操作失敗	－	－	5	6.2E-03	3.0
	低圧注水系起動 操作失敗	－	－	5	2.0E-01	3.5
原子炉手動減圧失敗		－	5	5	6.6E-03	6.4
R H R 系操作失敗		60 分	5	5	2.8E-04	35.6
非常用ディーゼル発電機燃 料油補給操作失敗		60 分	5	5	2.8E-04	35.6

※1 内部事象出力運転時レベル 1 P R Aと比較して 1 段階高いストレスレベルのストレスファクタを設定した。

※2 高加速度領域においては、地震により復水貯蔵タンク・出口配管が損傷し、サプレッション・チェンバへの水源切替操作前に H P C S ポンプ及び R C I C ポンプが吸込圧力の低下により機能喪失する可能性がある。そのため、0.7G 以上では、水源切替操作に必ず失敗するもの（過誤確率＝1）として保守的に評価した。（添付資料 3.2.1.1－2）



第 3.2.1.4－6 表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
原子炉建屋損傷	1.5E-07	1.5%
格納容器損傷	4.1E-09	<0.1%
原子炉圧力容器損傷	2.2E-07	2.1%
格納容器バイパス	3.2E-08	0.3%
原子炉冷却材圧力バウンダリ 喪失 (E x c e s s i v e L O C A)	3.0E-10	<0.1%
計装・制御系喪失	3.7E-10	<0.1%
直流電源喪失	2.2E-06	20.7%
交流電源喪失	4.4E-07	4.3%
外部電源喪失	3.1E-06	29.7%
過渡事象	4.3E-06	41.4%
合計	1.0E-05	100.0%



第 3.2.1.4ー7 表 起因事象別炉心損傷頻度に対する主要な事故シーケンス及びカットセット

起因事象	主要な事故シーケンス	炉心損傷頻度（／炉年） （起因事象別炉心損傷頻度（／炉年））	主要なカットセット
外部電源喪失	外部電源喪失＋崩壊熱除去失敗	1. 6E-06 (3. 1E-06)	・ 開閉所設備の損傷＋RHR系ゲート弁の損傷
直流電源喪失	直流電源喪失＋高圧炉心冷却失敗	2. 1E-06 (2. 2E-06)	・ ケーブルトレイの損傷
過渡事象	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	3. 9E-06 (4. 3E-06)	・ RHR系操作失敗
交流動力電源喪失	交流電源喪失＋高圧炉心冷却失敗	4. 3E-07 (4. 4E-07)	・ 非常用ディーゼル発電機冷却海水ポンプの損傷 ＋水源切替操作失敗 ・ 非常用パワーセンタの損傷＋水源切替操作失敗
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器損傷	2. 2E-07 (2. 2E-07)	・ 原子炉圧力容器の損傷
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	1. 5E-07 (1. 5E-07)	・ 原子炉建屋の損傷



第 3.2.1.4-8 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ		炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
高圧・低圧注水機能喪失	T Q U V	4.6E-07	4.5%
高圧注水・減圧機能喪失	T Q U X	1.3E-06	12.5%
全交流動力電源喪失	長期 T B	5.6E-09	<0.1%
	T B U	4.4E-07	4.3%
	T B P	2.4E-09	<0.1%
	T B D	2.1E-06	20.5%
崩壊熱除去機能喪失	T W	5.5E-06	52.5%
	T B W	6.4E-08	0.6%
原子炉停止機能喪失	T C	1.2E-07	1.1%
原子炉建屋損傷		1.5E-07	1.5%
格納容器損傷		4.1E-09	<0.1%
原子炉圧力容器損傷		2.2E-07	2.1%
格納容器バイパス		3.2E-08	0.3%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)		3.0E-10	<0.1%
計装・制御系喪失		3.7E-10	<0.1%
合計		1.0E-05	100.0%



第 3.2.1.4－9 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対する主要な事故シーケンス及びカットセット

事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス	炉心損傷頻度（／炉年） （事故シーケンスグループ別 全炉心損傷頻度（／炉年））	主要なカットセット
崩壊熱除去喪失 （T W）	過渡事象+崩壊熱除去失敗	3. 9E-06 (5. 5E-06)	・ R H R 系操作失敗
	外部電源喪失+崩壊熱除去失敗	1. 6E-06 (5. 5E-06)	・ 開閉所設備の損傷+R H R 系ゲート弁の損傷
直流電源喪失 （T B D）	直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	2. 1E-06 (2. 1E-06)	・ ケーブルトレイの損傷
高圧注水・減圧機能失敗 （T Q U X）	外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗 +原子炉減圧失敗	9. 1E-07 (1. 3E-06)	・ 開閉所設備の損傷+水源切替操作失敗 +原子炉手動減圧失敗 ・ 開閉所設備の損傷+水源切替操作失敗 +注水不能認知失敗
高圧・低圧注水機能喪失 （T Q U V）	外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	4. 2E-07 (4. 6E-07)	・ 開閉所設備の損傷+水源切替操作失敗 +残留熱除去系海水系ポンプの損傷 ・ 開閉所設備の損傷+水源切替操作失敗 +残留熱除去系海水系配管の損傷
全交流動力電源喪失 （T B U）	交流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	4. 3E-07 (4. 4E-07)	・ 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプの損傷 +水源切替操作失敗 ・ 非常用パワーセンタの損傷+水源切替操作失敗
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器損傷	2. 2E-07 (2. 2E-07)	・ 原子炉圧力容器の損傷
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	1. 5E-07 (1. 5E-07)	・ 原子炉建屋の損傷
原子炉停止機能喪失 （T C）	外部電源喪失+原子炉停止失敗	7. 4E-08 (1. 2E-07)	・ 開閉所設備の損傷+シュラウドサポートの損傷



第 3.2.1.4－10 表 地震加速度区分別炉心損傷頻度

加速度区分	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
1 (0.16～0.20G)	2.0E-06	18.8%
2 (0.20～0.30G)	1.2E-06	12.0%
3 (0.30～0.40G)	4.0E-07	3.8%
4 (0.40～0.50G)	1.9E-07	1.8%
5 (0.50～0.60G)	1.2E-07	1.1%
6 (0.60～0.70G)	1.3E-07	1.2%
7 (0.70～0.80G)	8.0E-07	7.6%
8 (0.80～0.90G)	6.8E-07	6.5%
9 (0.90～1.00G)	6.7E-07	6.5%
10 (1.00～1.10G)	7.1E-07	6.8%
11 (1.10～1.20G)	7.4E-07	7.1%
12 (1.20～1.30G)	6.4E-07	6.2%
13 (1.30～1.40G)	6.5E-07	6.2%
14 (1.40～1.50G)	5.2E-07	5.0%
15 (1.50～1.60G)	4.0E-07	3.8%
16 (1.60～1.70G)	2.6E-07	2.5%
17 (1.70～1.80G)	1.4E-07	1.4%
18 (1.80～1.90G)	8.2E-08	0.8%
19 (1.90～2.00G)	4.6E-08	0.4%
20 (2.00～3.00G)	3.7E-08	0.4%
合計	1.0E-05	100.0%



第 3.2.1.4－11 表 地震加速度一起因事象別の炉心損傷頻度

単位：／暦年

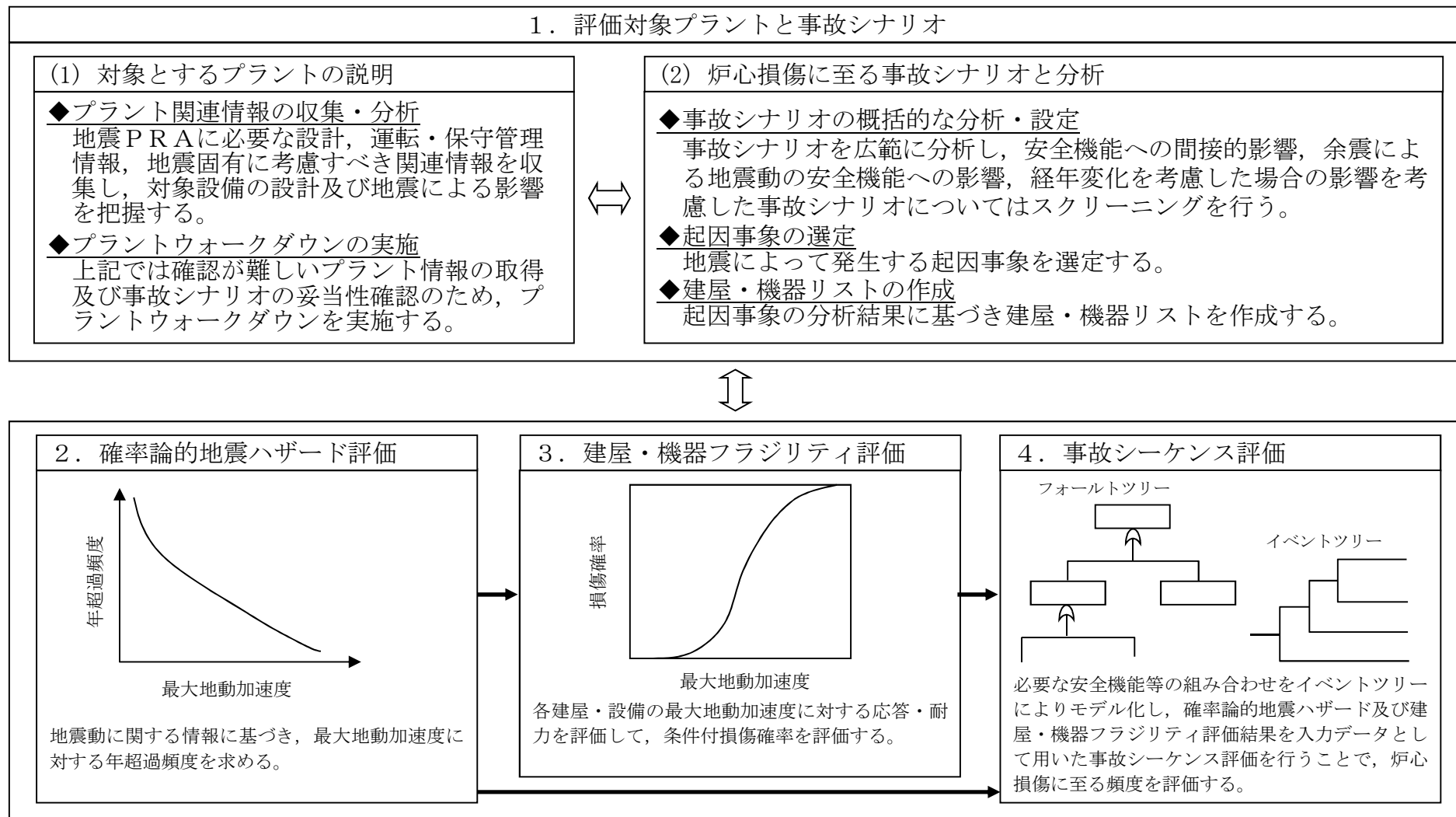
起因事象 加速度区分	原子炉建屋損傷	格納容器損傷	原子炉圧力容器損傷	格納容器バイパス	原子炉冷却材圧力 バウングリ喪失 (Excessive LOCA)	計装・制御系喪失	直流電源喪失	交流電源喪失	外部電源喪失	過渡事象	合 計
1 (0.16～0.20G)	0.0E+00	0.0E+00	1.6E-22	1.6E-08	0.0E+00	0.0E+00	1.4E-15	1.7E-22	4.9E-09	1.9E-06	2.0E-06
2 (0.20～0.30G)	0.0E+00	0.0E+00	3.8E-18	9.8E-09	1.3E-23	0.0E+00	1.3E-12	2.6E-16	2.6E-08	1.2E-06	1.2E-06
3 (0.30～0.40G)	8.8E-25	1.5E-24	3.9E-14	3.0E-09	1.3E-19	0.0E+00	2.8E-10	4.6E-13	4.5E-08	3.5E-07	4.0E-07
4 (0.40～0.50G)	4.4E-20	5.9E-20	3.4E-12	1.3E-09	1.6E-18	0.0E+00	3.2E-09	2.2E-11	5.0E-08	1.3E-07	1.9E-07
5 (0.50～0.60G)	3.6E-16	1.6E-17	2.6E-11	6.3E-10	4.7E-16	5.7E-24	1.4E-08	1.5E-10	4.7E-08	5.5E-08	1.2E-07
6 (0.60～0.70G)	1.1E-13	6.6E-16	2.1E-10	3.3E-10	1.6E-14	1.4E-22	4.9E-08	1.1E-09	4.5E-08	3.4E-08	1.3E-07
7 (0.70～0.80G)	1.8E-12	6.3E-14	3.8E-09	1.9E-10	8.2E-14	7.6E-19	9.5E-08	3.7E-09	4.3E-07	2.6E-07	8.0E-07
8 (0.80～0.90G)	4.0E-11	4.8E-13	3.3E-09	1.4E-10	2.5E-13	9.8E-16	2.1E-07	1.2E-08	3.3E-07	1.2E-07	6.8E-07
9 (0.90～1.00G)	2.5E-10	3.3E-12	9.0E-09	1.4E-10	2.1E-12	1.4E-14	2.5E-07	1.5E-08	3.3E-07	7.7E-08	6.7E-07
10 (1.00～1.10G)	1.2E-09	1.1E-11	1.3E-08	1.4E-10	6.6E-12	2.0E-14	2.9E-07	3.2E-08	3.2E-07	5.1E-08	7.1E-07
11 (1.10～1.20G)	3.1E-09	4.1E-11	2.0E-08	1.5E-10	1.0E-11	3.7E-13	3.0E-07	3.8E-08	3.4E-07	3.4E-08	7.4E-07
12 (1.20～1.30G)	6.9E-09	6.9E-11	2.3E-08	1.3E-10	1.3E-11	2.4E-12	2.5E-07	5.0E-08	2.9E-07	2.1E-08	6.4E-07
13 (1.30～1.40G)	1.5E-08	1.9E-10	3.0E-08	1.5E-10	1.5E-11	1.1E-11	2.3E-07	6.5E-08	3.0E-07	1.5E-08	6.5E-07
14 (1.40～1.50G)	2.0E-08	3.7E-10	2.9E-08	1.3E-10	2.5E-11	1.0E-11	1.7E-07	6.7E-08	2.3E-07	7.8E-09	5.2E-07
15 (1.50～1.60G)	2.4E-08	4.9E-10	2.6E-08	1.2E-10	4.3E-11	4.1E-11	1.3E-07	6.0E-08	1.5E-07	3.6E-09	4.0E-07
16 (1.60～1.70G)	2.3E-08	5.7E-10	2.3E-08	1.1E-10	4.6E-11	5.8E-11	7.9E-08	4.4E-08	8.8E-08	1.4E-09	2.6E-07
17 (1.70～1.80G)	1.9E-08	5.7E-10	1.5E-08	7.4E-11	4.2E-11	5.3E-11	4.3E-08	2.7E-08	3.8E-08	4.1E-10	1.4E-07
18 (1.80～1.90G)	1.6E-08	5.2E-10	1.1E-08	8.2E-11	3.2E-11	6.8E-11	2.4E-08	1.6E-08	1.5E-08	1.2E-10	8.2E-08
19 (1.90～2.00G)	1.2E-08	4.4E-10	7.3E-09	6.7E-11	3.0E-11	4.0E-11	1.3E-08	8.3E-09	5.1E-09	2.9E-11	4.6E-08
20 (2.00～3.00G)	1.5E-08	8.1E-10	7.4E-09	7.2E-11	3.6E-11	8.5E-11	7.9E-09	4.3E-09	1.3E-09	4.8E-12	3.7E-08
合 計	1.5E-07	4.1E-09	2.2E-07	3.2E-08	3.0E-10	3.7E-10	2.2E-06	4.4E-07	3.1E-06	4.3E-06	1.0E-05
寄与割合 (%)	1.5%	<0.1%	2.1%	0.3%	<0.1%	<0.1%	20.7%	4.3%	29.7%	41.4%	



第 3.2.1.4－12 表 F V 重要度評価結果

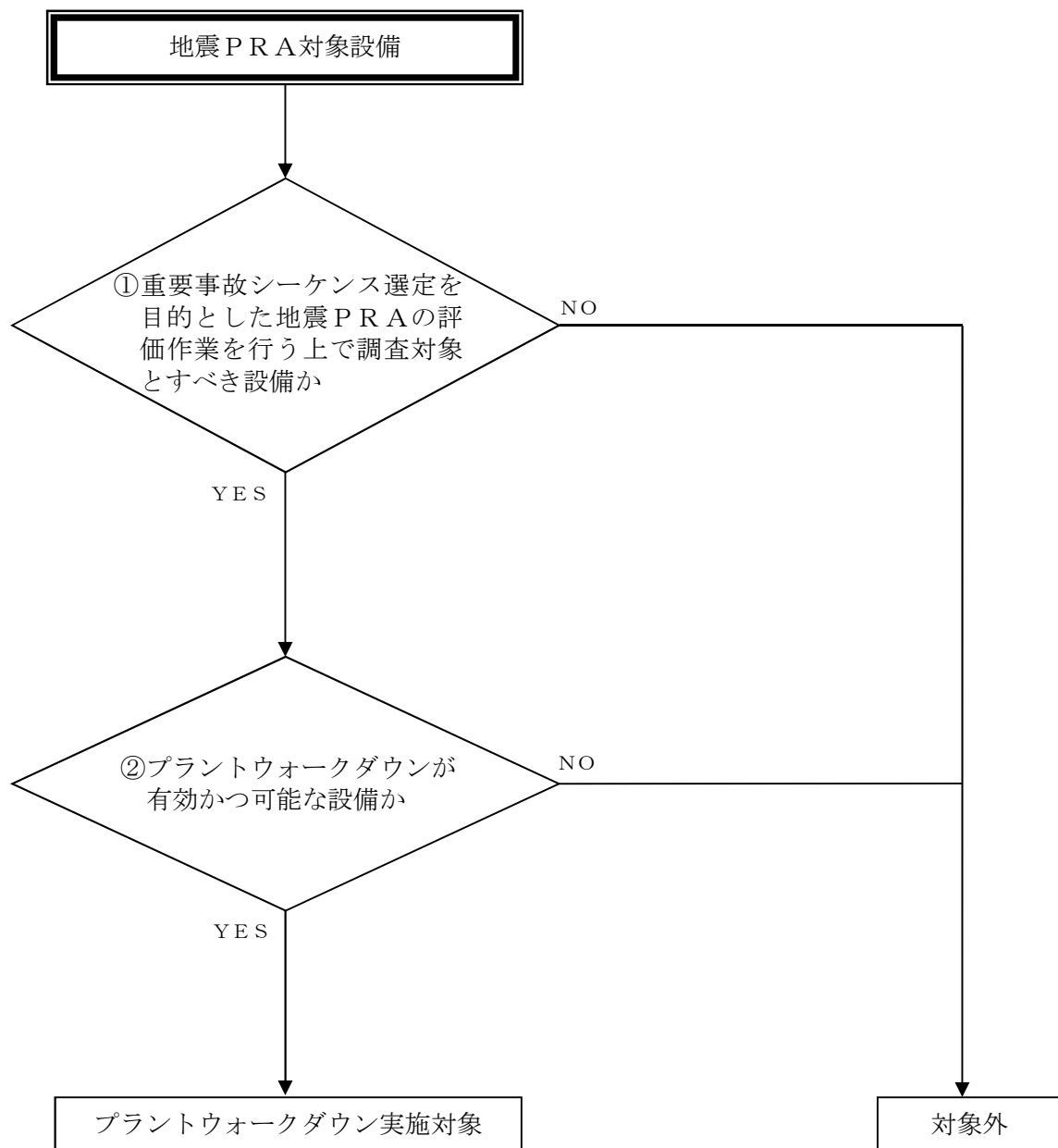
建屋・機器・操作	中央値 (G)	H C L P F (G)	F V 重要度	建屋・機器の損傷 及び人的過誤が影 響を与える主な事 故シーケンス
H P C S 水源切替操作失敗 (C S T→サプレッション・チェンバ)	-	-	5.7E-01	T Q U V, T Q U X, T W, T B U, T B P, T B D
R C I C 水源切替操作失敗 (C S T→サプレッション・チェンバ)	-	-	3.6E-01	T Q U V, T Q U X, T W, T B U
R H R 系操作失敗	-	-	3.3E-01	T W
ケーブルトレイ	2.01	0.91	1.7E-01	T B D
原子炉手動減圧失敗	-	-	8.9E-02	T Q U X
注水不能認知失敗	-	-	3.5E-02	T Q U V, T Q U X
残留熱除去系ゲート弁 (サプレッション・チェン バ R H R ポンプ入口弁)	2.58	1.15	3.0E-02	T W
残留熱除去系ゲート弁 (ミニフロー弁)	2.58	1.15	3.0E-02	T W
残留熱除去系ゲート弁 (インジェクション弁)	2.58	1.15	3.0E-02	T W
残留熱除去系ゲート弁 (熱交換器入口弁)	2.58	1.15	3.0E-02	T W
残留熱除去系ゲート弁 (熱交換器出口弁)	2.58	1.15	3.0E-02	T W
ストレーナ閉塞等(海水) C C F	-	-	2.0E-02	T Q U V, T W
非常用パワーセンタ	2.66	1.22	1.7E-02	T B U, T B P
残留熱除去系海水系配管	3.01	1.26	1.6E-02	T Q U V, T W
残留熱除去系海水系ポンプ	1.25	0.83	1.2E-02	T Q U V, T W
非常用ディーゼル発電機 冷却海水ポンプ	1.25	0.83	1.1E-02	T B U, T B P
原子炉圧力容器	2.72	1.29	1.0E-02	原子炉圧力容器損 傷
開閉所設備	0.65	0.24	9.5E-03	外部電源喪失





第 3.2.1-1 図 地震PRAの評価フロー





第 3.2.1.1-1 図 プラントウォークダウン評価対象設備選定フロー



東海第二発電所 プラントウォークダウンチェックシート

機器名称 : 2C非常用ディーゼル発電機海水ストレーナ  
 機器ID : 3\_13D1  
 耐震クラス : S  
 建屋 : Y/O  
 系統図書番号 : R-17  
 機器配置図番号 : S-5

【チェック対象項目】

- 1) 耐震安全性の確認 ■  
 2) 二次的影響について ■

実施日 : 08/25/2014  
 実施者 : [Redacted]

1) 耐震安全性の確認  
 対象機器本体の評価

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

アンカーボルト評価

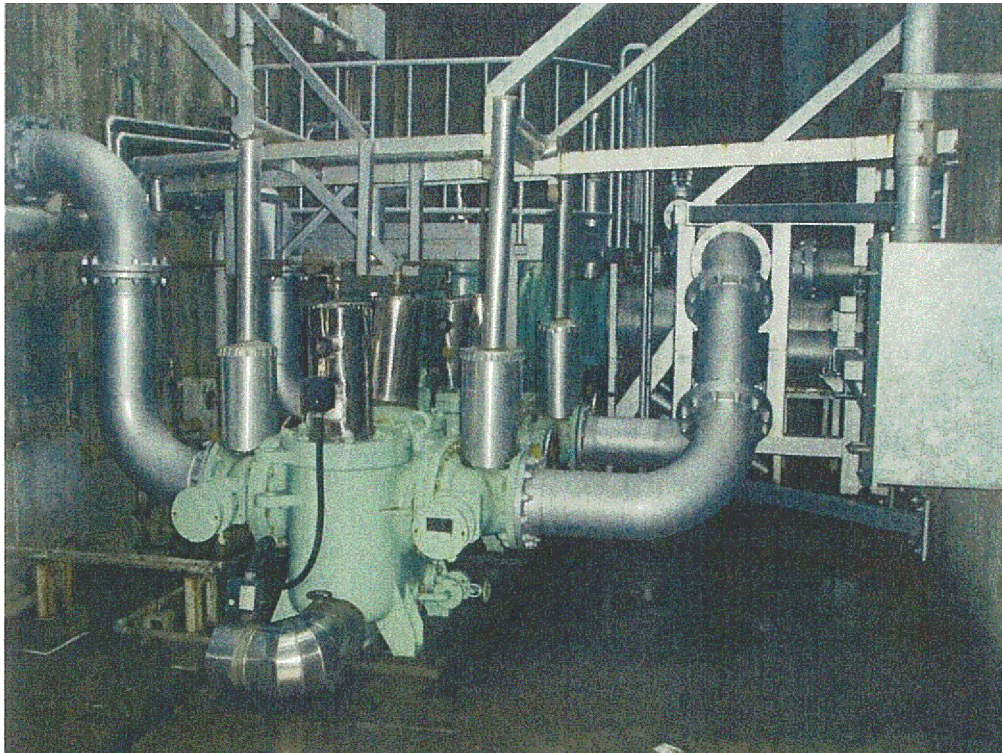
	Y	N	U	N/A
1. 図面(外形図・耐震計算書)と外見上の相違は無い	■	□	□	□
2. 外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	■	□	□	□
3. 締め付け強度は適切に管理されている	■	□	□	□
4. アンカーボルト付近のコンクリートに部に異常がない	■	□	□	□

2) 二次的影響について

	Y	N	U	N/A
1. 周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊により被害を受けない	■	□	□	□
2. 被害を与えうる周辺の機器の耐震は問題ない(対象設備への波及的機器があるか)	■	□	□	□
3. 無筋のブロック壁が近傍にない	■	□	□	□

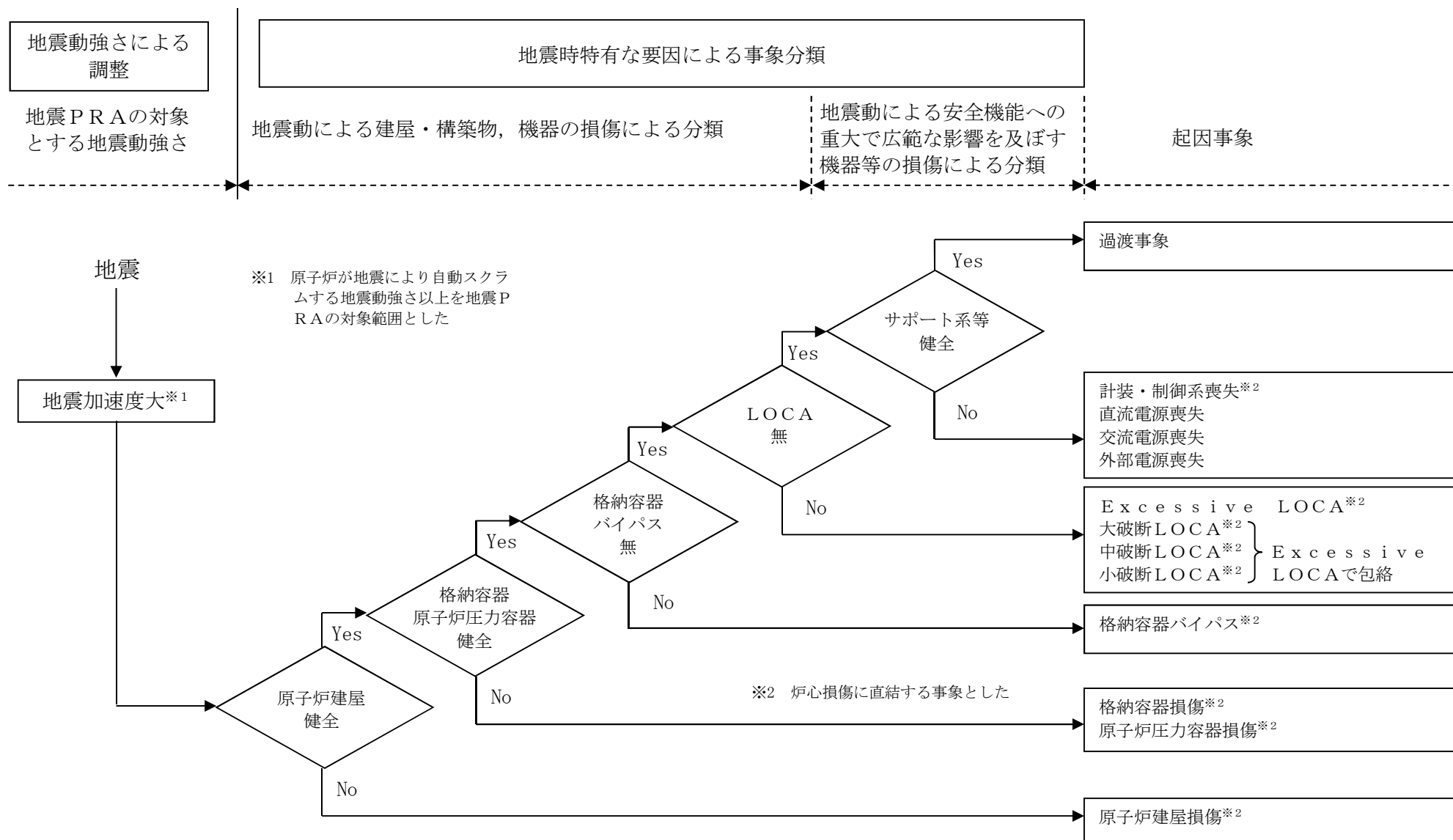
Y : 問題なし, N : 問題あり, U : 調査不可, N/A : 対象外





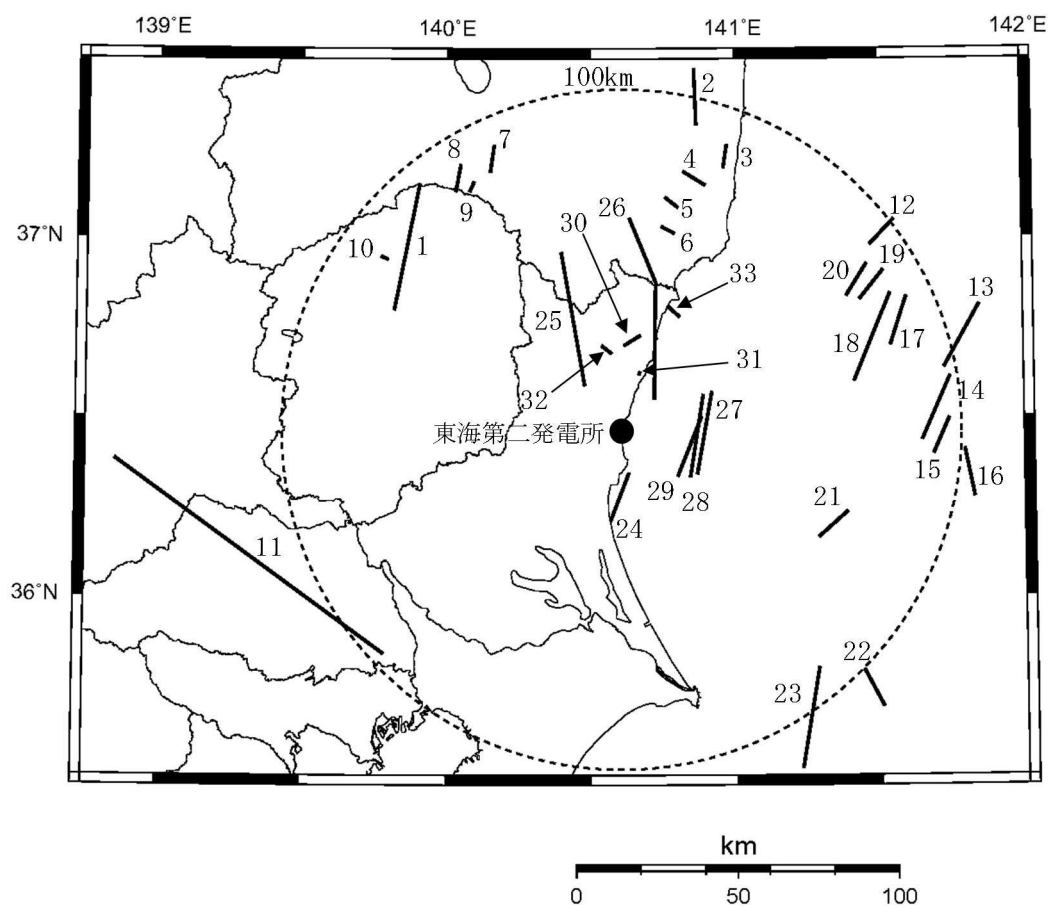
第 3.2.1.1-2 図 プラントウォークダウン結果 (2/2)





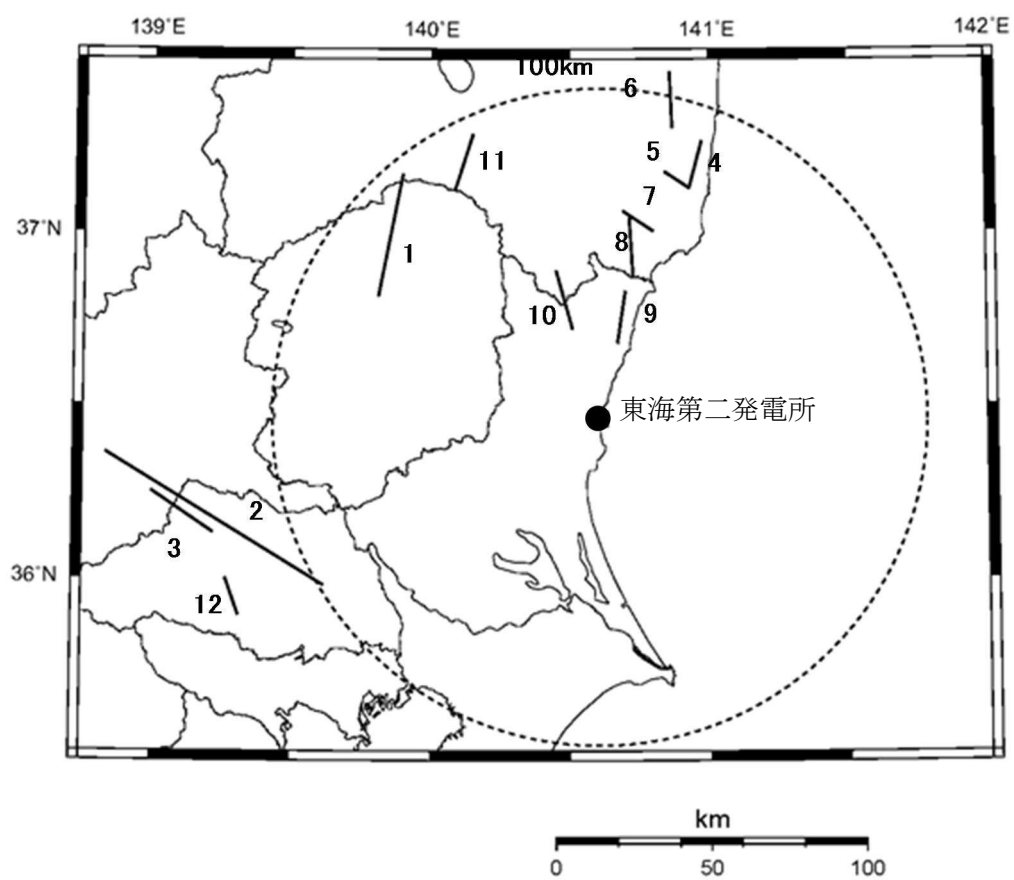
第 3.2.1.1-3 図 起因事象の抽出フロー





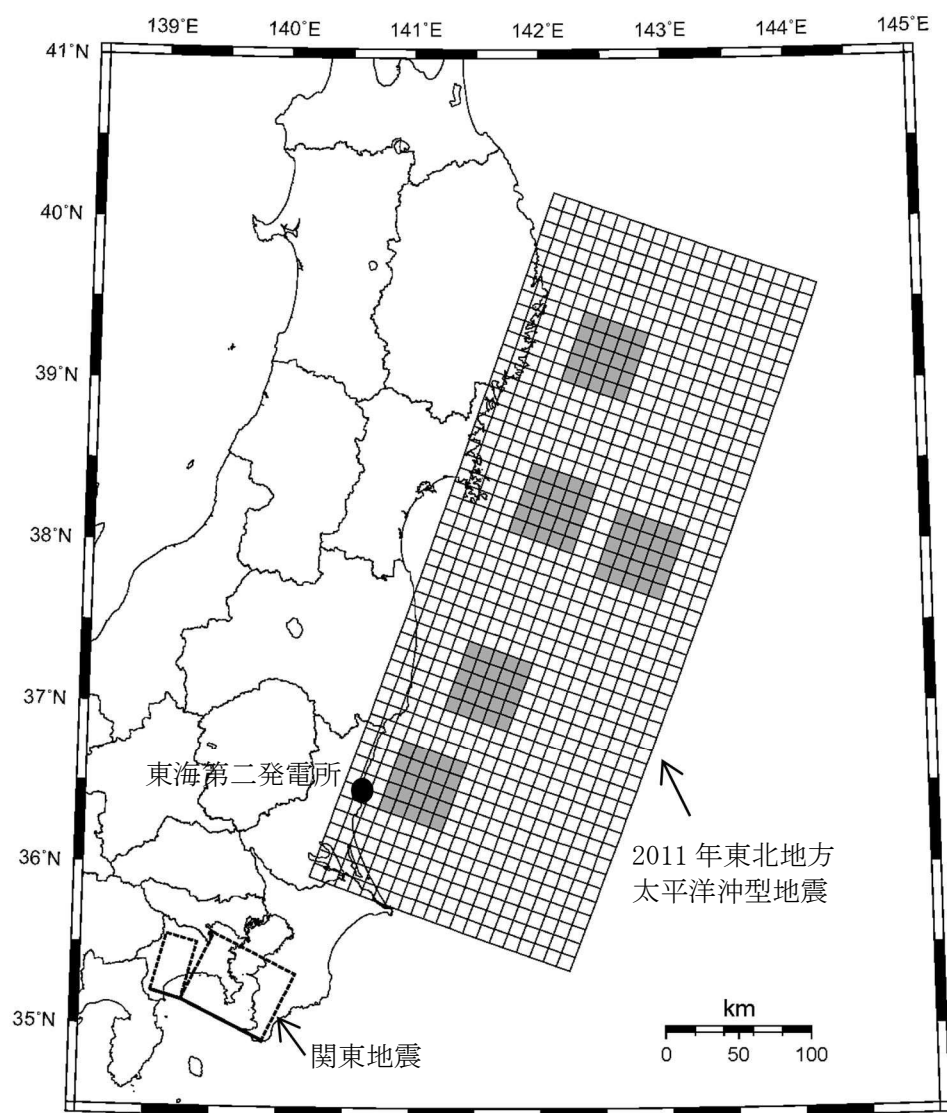
第 3. 2. 1. 2-1 図 活断層の分布（調査モデル）





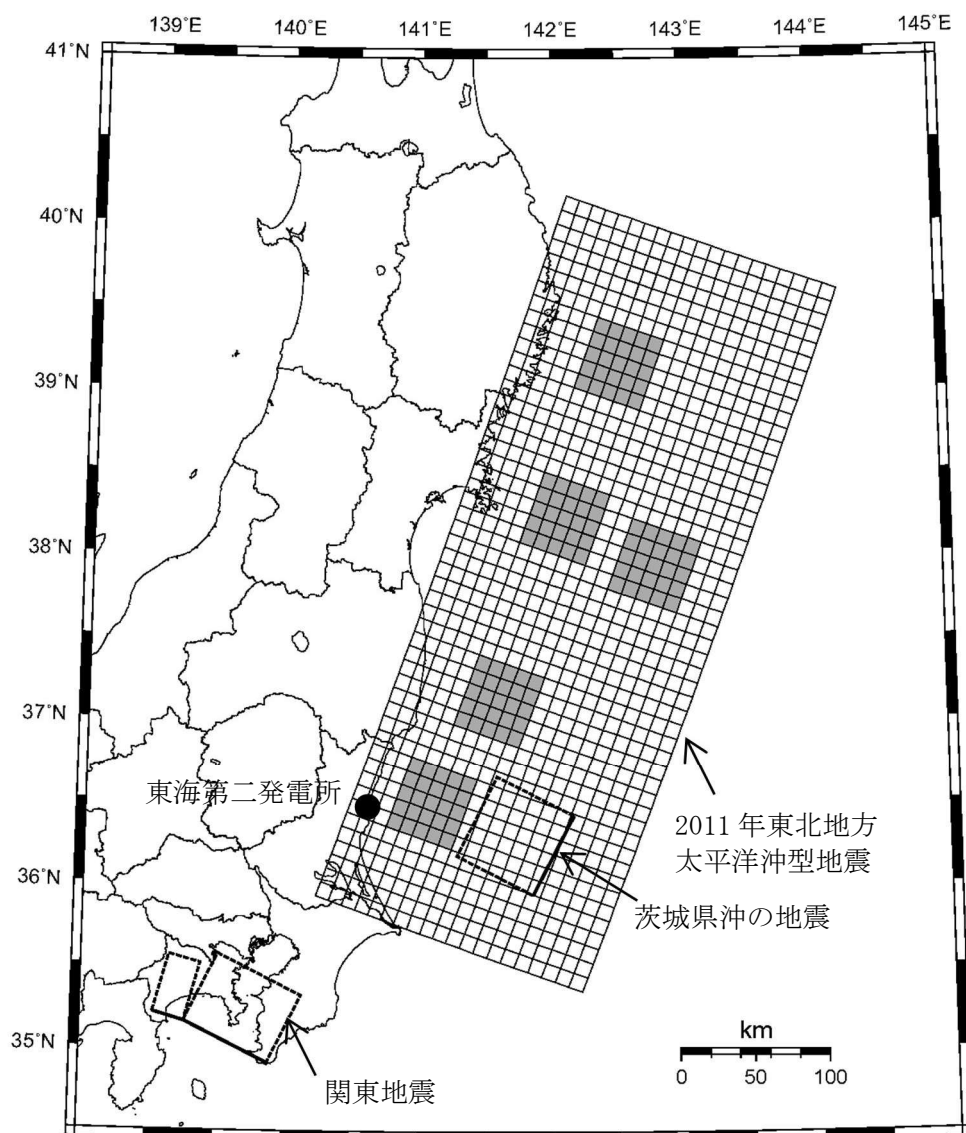
第 3. 2. 1. 2-2 図 活断層の分布（推本参考モデル）





第 3. 2. 1. 2ー3 図 海溝型地震で考慮している特定震源モデル（調査モデル）





第 3. 2. 1. 2-4 図 海溝型地震で考慮している特定震源モデル (推本参考モデル)



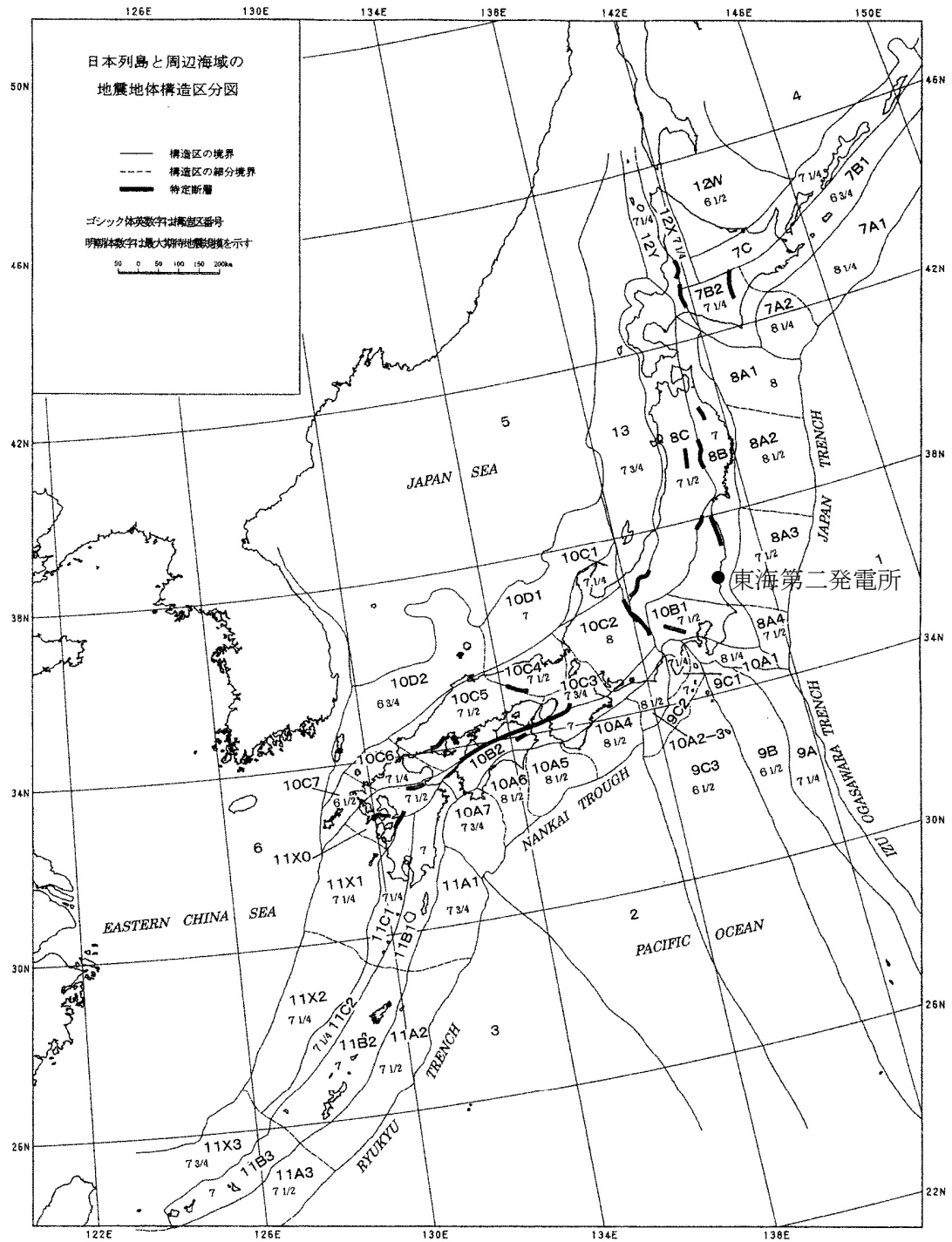
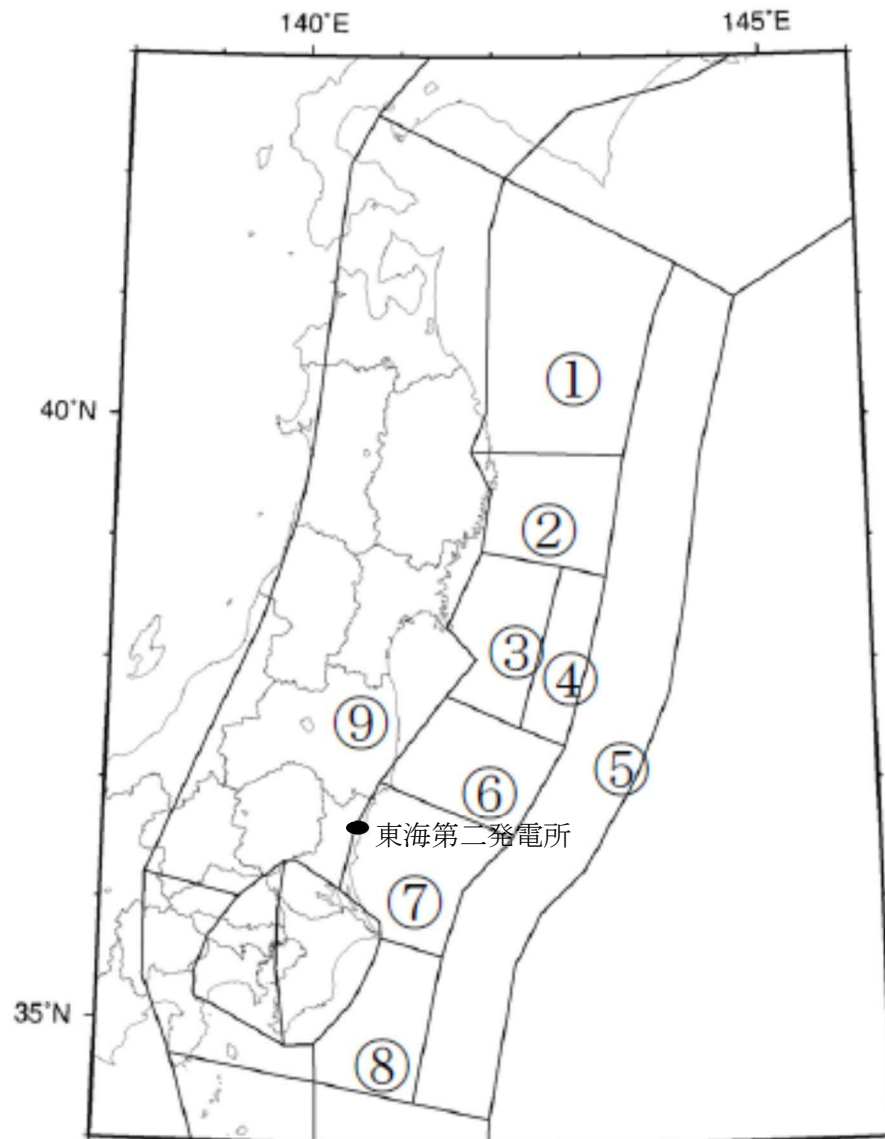


Fig. 1. Seismotectonic province map in and around the Japanese islands. Boldfaced sign is the symbol of province. Roman-type numeral represents the expected maximum earthquake magnitude ( $M_{\max}$ ) assigned to each province. Solid line: boundary between provinces. Broken line: boundary between subprovinces. Bar: the designated fault.

### 第 3.2.1.2-5 図 垣見他 (2003) による領域区分

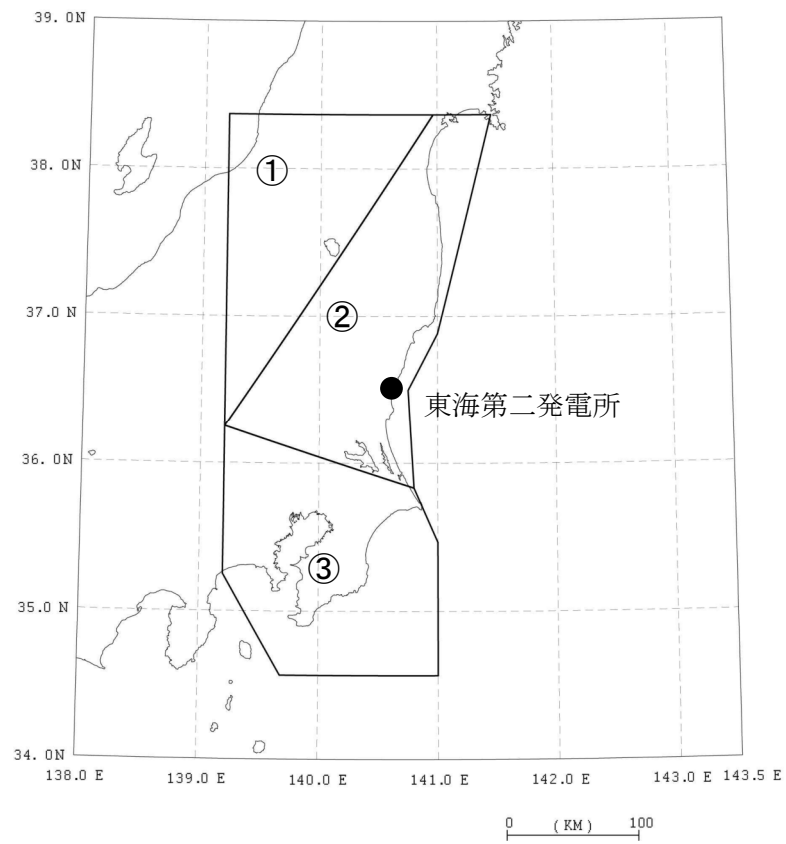




地震調査研究推進本部(2012)「震源断層を予め特定しにくい地震」の領域区分に基づき作成。番号は領域番号を示す。

第 3.2.1.2-6 図 地震調査研究推進本部(2012)による領域区分

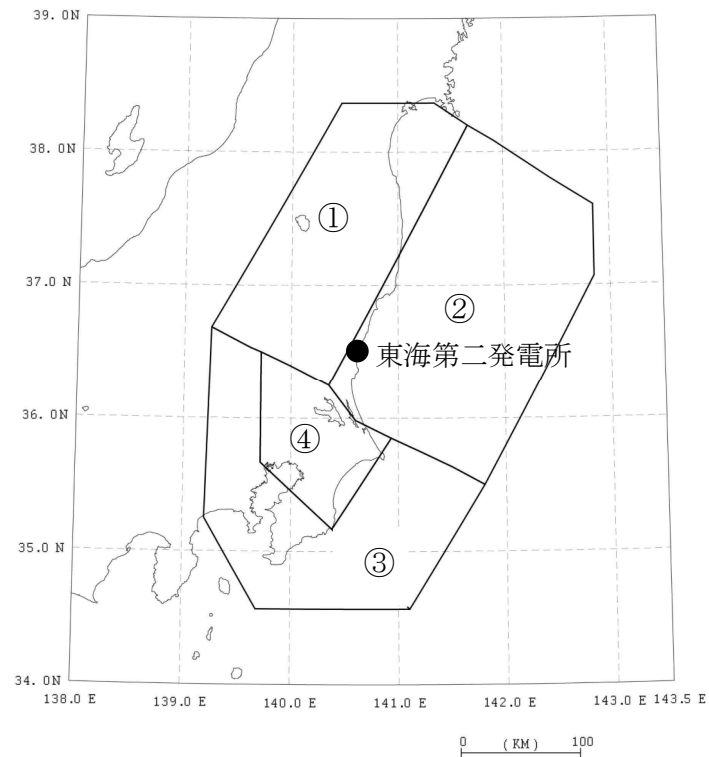




- ①垣見他(2003)の8Cに対応する領域
- ②垣見他(2003)の8Bに対応する領域
- ③垣見他(2003)の10A1と10B1の領域を合わせた領域

第3.2.1.2-7図 領域区分（内陸地殻内地震（調査モデル，推本参考モデル共通））

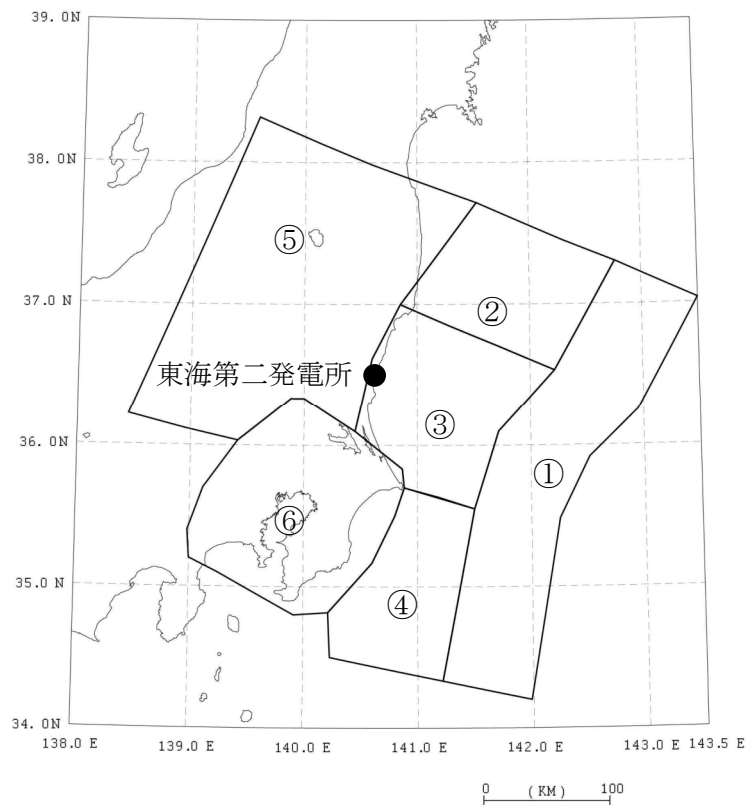




- ①太平洋プレートの上面深度が 60km よりも深い領域
- ②垣見他 (2003) の 8A3 に対応し、太平洋プレートの上面深度が 60km よりも浅い領域  
(東側の境界以东では、地震数が減少するため境界線を設定)
- ③主にフィリピン海プレートに関する地震活動が見られる領域
- ④茨城県南西部から千葉県北部にかけて中小地震の活動が活発な領域  
(太平洋プレートとフィリピン海プレートの地震が混在している領域)

第 3.2.1.2-8 図 領域区分 (海溝型地震 (調査モデル) )

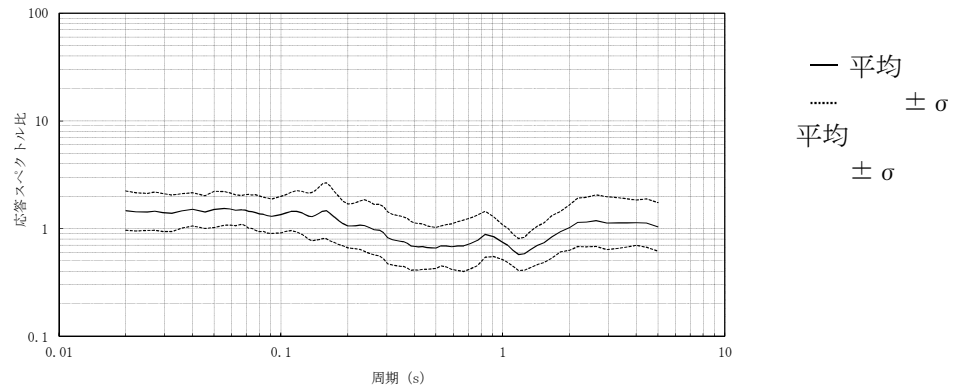




- ①地震調査研究推進本部の地震活動の長期評価における「三陸沖北部から房総沖の海溝寄り」の領域
- ②地震調査研究推進本部の地震活動の長期評価における「福島県沖のプレート間地震」の領域
- ③地震調査研究推進本部の地震活動の長期評価における「茨城県沖のプレート間地震」の領域
- ④地震調査研究推進本部の地震活動の長期評価における「房総沖」の領域
- ⑤地震調査研究推進本部の確率論的地震動予測地図における太平洋プレートの上面が60kmよりも深い領域
- ⑥地震調査研究推進本部の地震活動の長期評価における「その他の南関東で発生するM7程度の地震」の領域

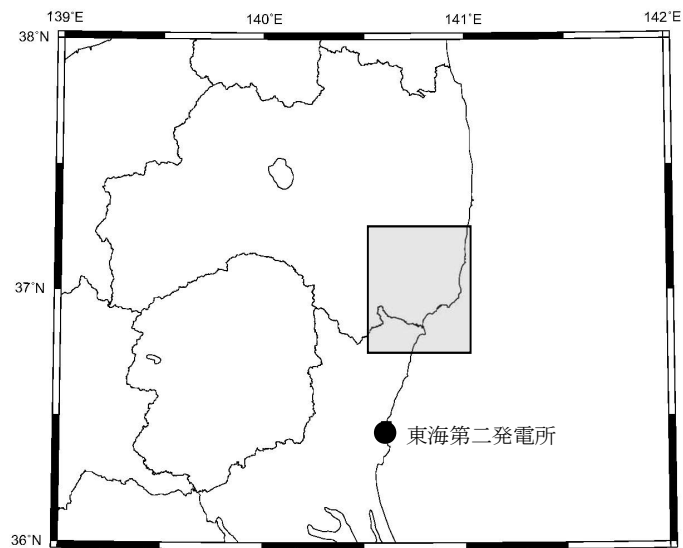
第 3. 2. 1. 2－9 図 領域区分（海溝型地震（推本参考モデル））





補正係数は観測記録の平均値を用いる。また、その時に用いる距離減衰式のばらつきは、観測記録から算定する。

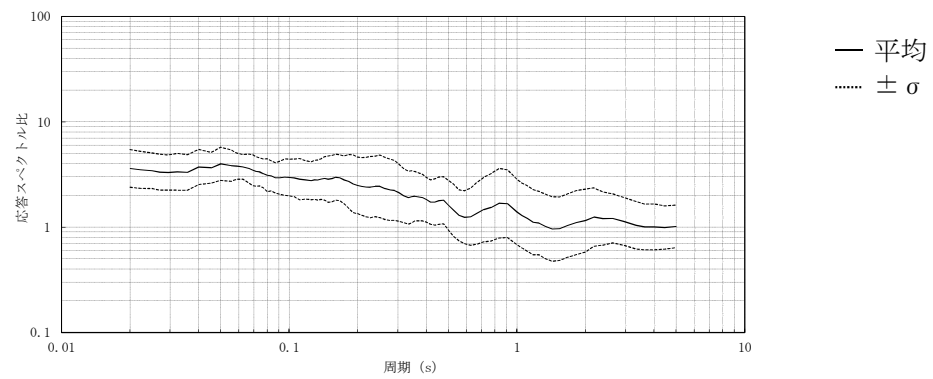
### 観測記録の応答スペクトル比



### 補正係数を考慮する領域（網掛け部）

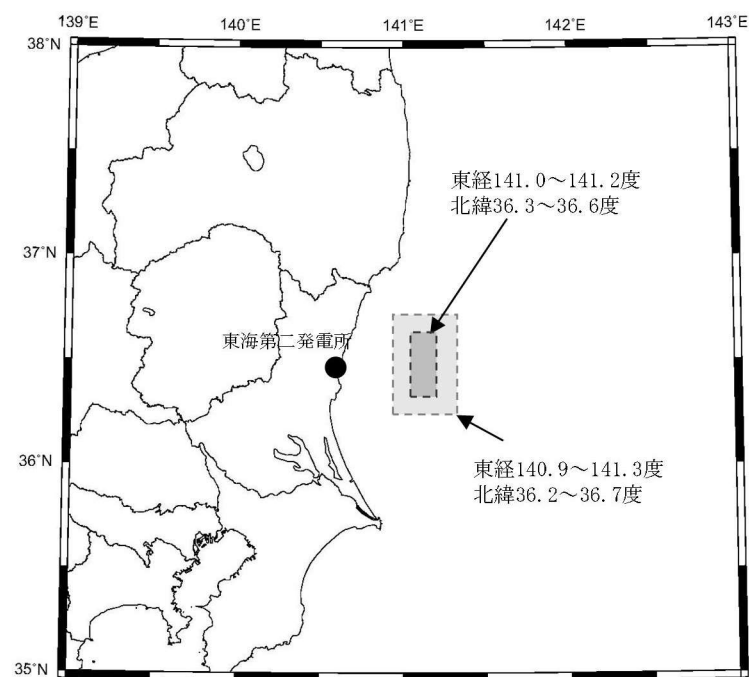
第 3. 2. 1. 2-10 図 地震観測記録による補正係数  
(内陸地殻内地震のうち福島県と茨城県の県境付近で発生する地震)





補正係数は観測記録の平均値を用いる。また、その時に用いる距離減衰式のばらつきは、観測記録から算定する。

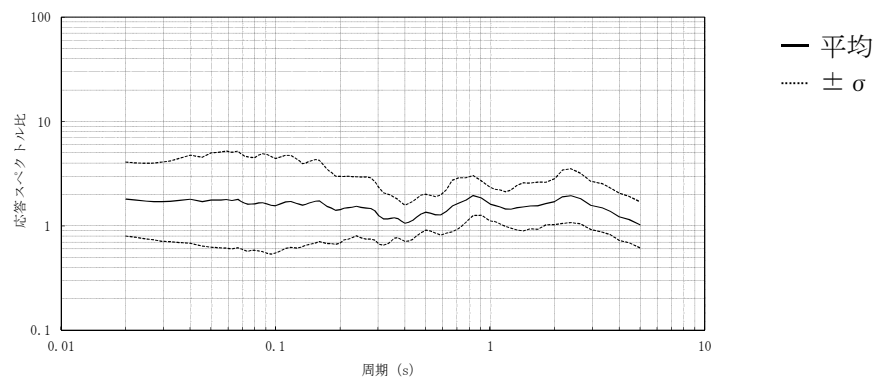
### 観測記録の応答スペクトル比



補正係数を適用する領域（網掛け部）  
（領域大，小の2つをロジックツリーで考慮。）

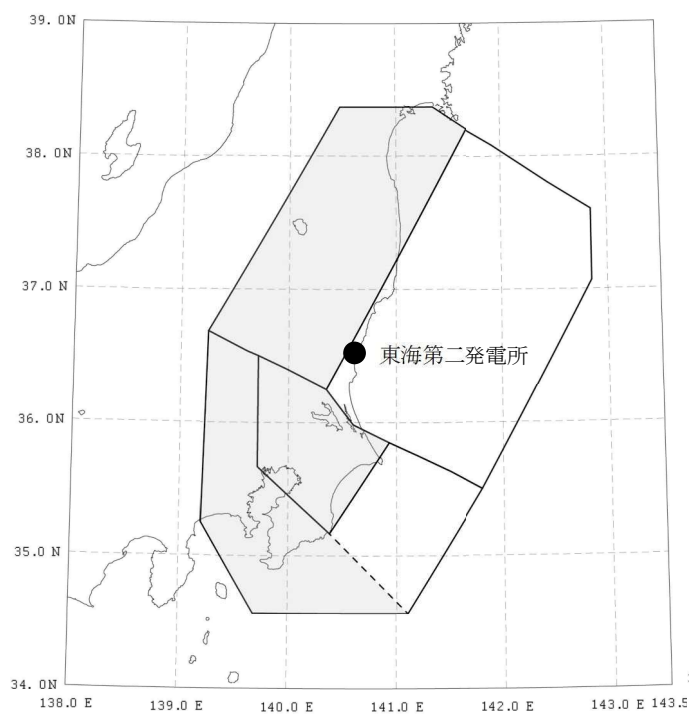
第 3.2.1.2-11 図 地震観測記録による補正係数  
（海溝型地震のうち鹿島灘周辺で発生する地震）



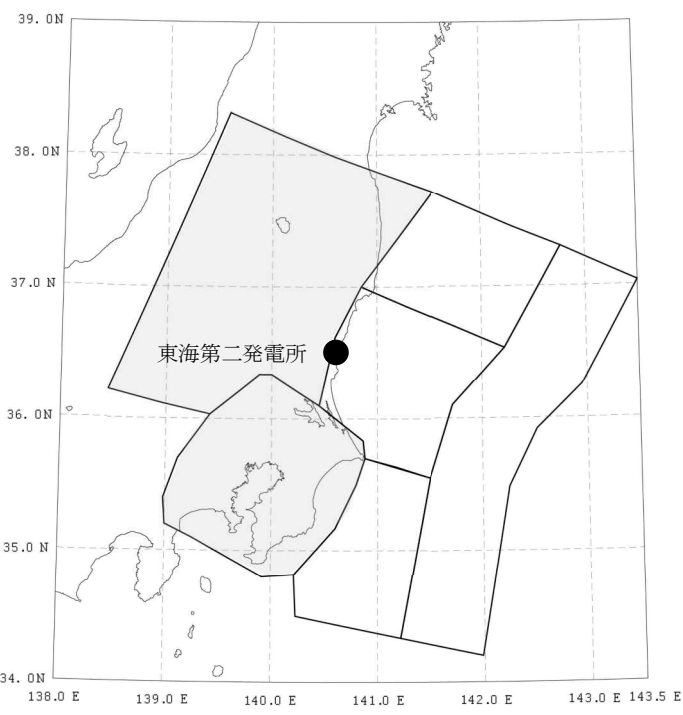


〔補正係数は観測記録の平均値を用いる。また、その時に用いる距離減衰式のばらつきは、観測記録から算定する。〕

観測記録の応答スペクトル比



調査モデル

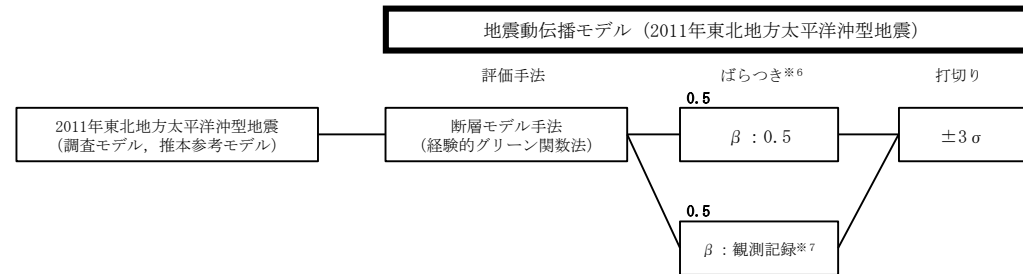
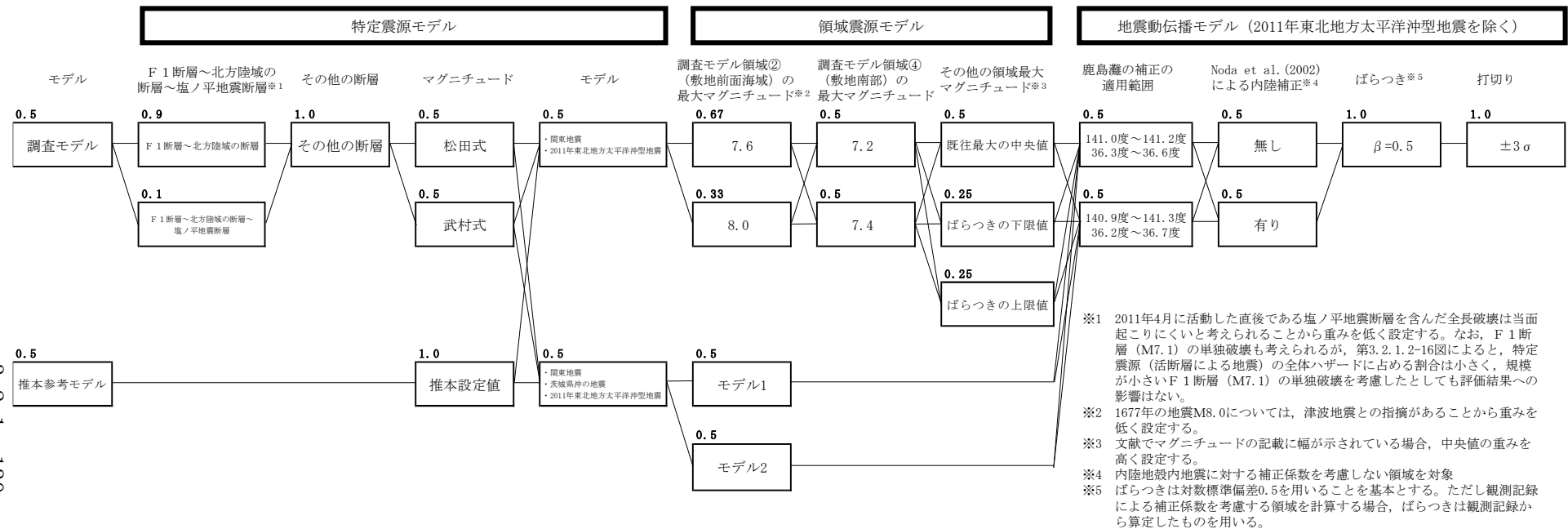


推本参考モデル

補正係数を適用する領域（網掛け部）

第 3.2.1.2-12 図 地震観測記録による補正係数  
(海溝型地震のうち深い場所で発生する地震)

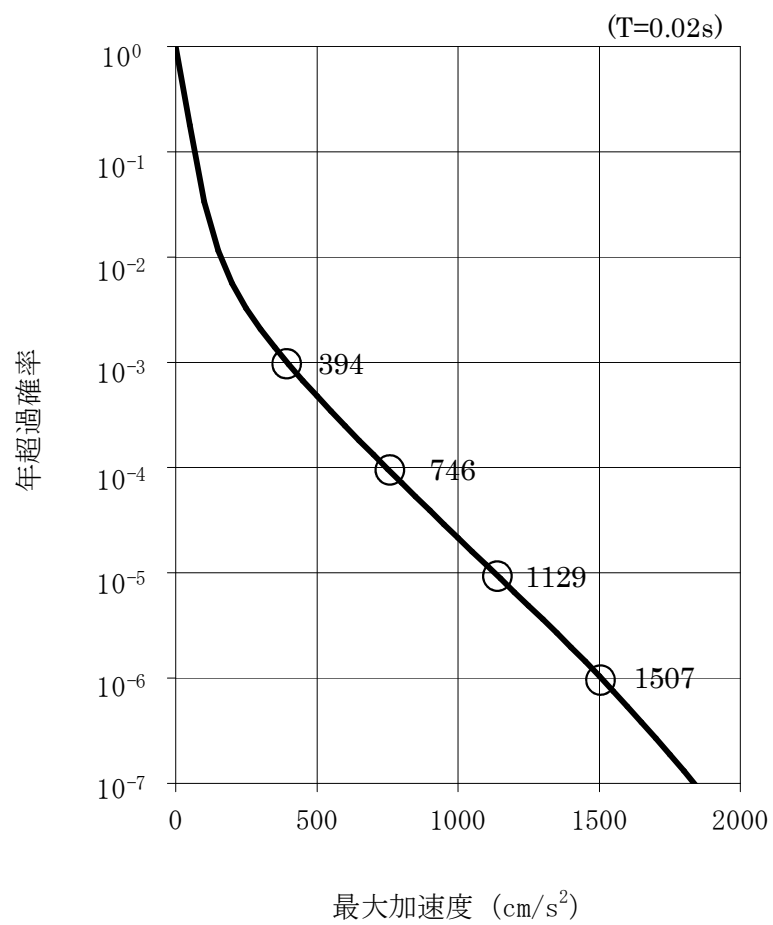




※6  $\beta=0.5$ を用いる場合と観測記録による値を用いる場合をロジックツリーで考慮する。  
 ※7 敷地への影響は敷地前面の鹿島灘の位置にあるSMG Aの影響が大きいので、海溝型地震のうち鹿島灘周辺で発生する地震で考慮するばらつきを用いる。

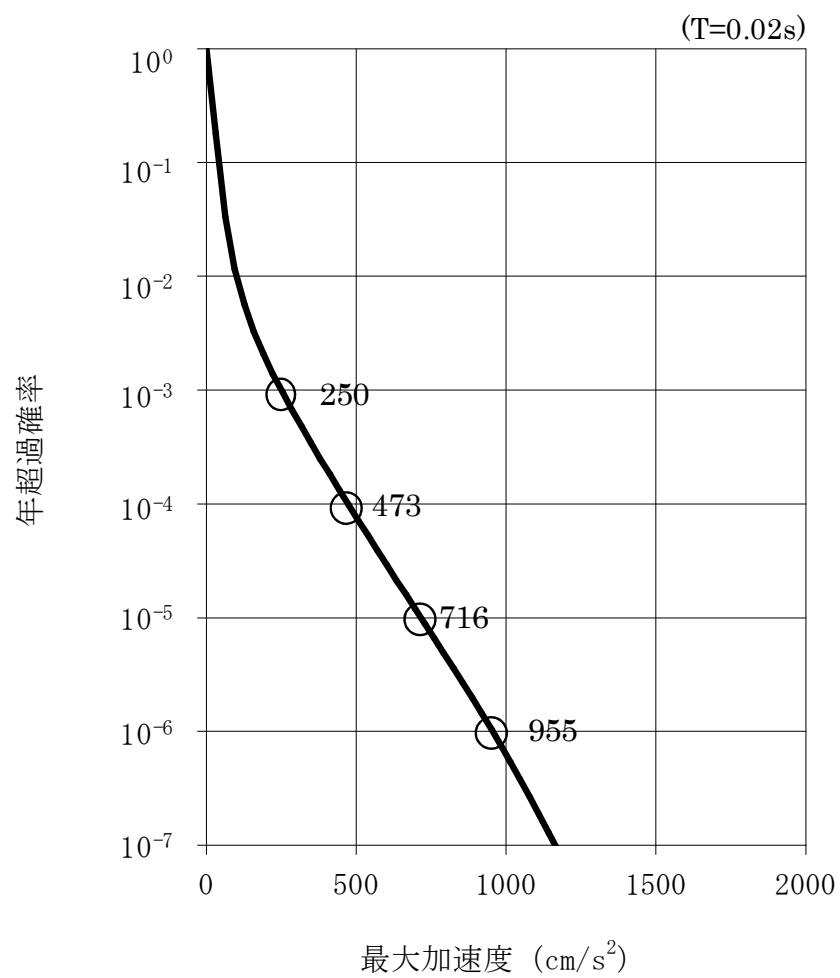
第 3.2.1.2-13 図 ロジックツリー





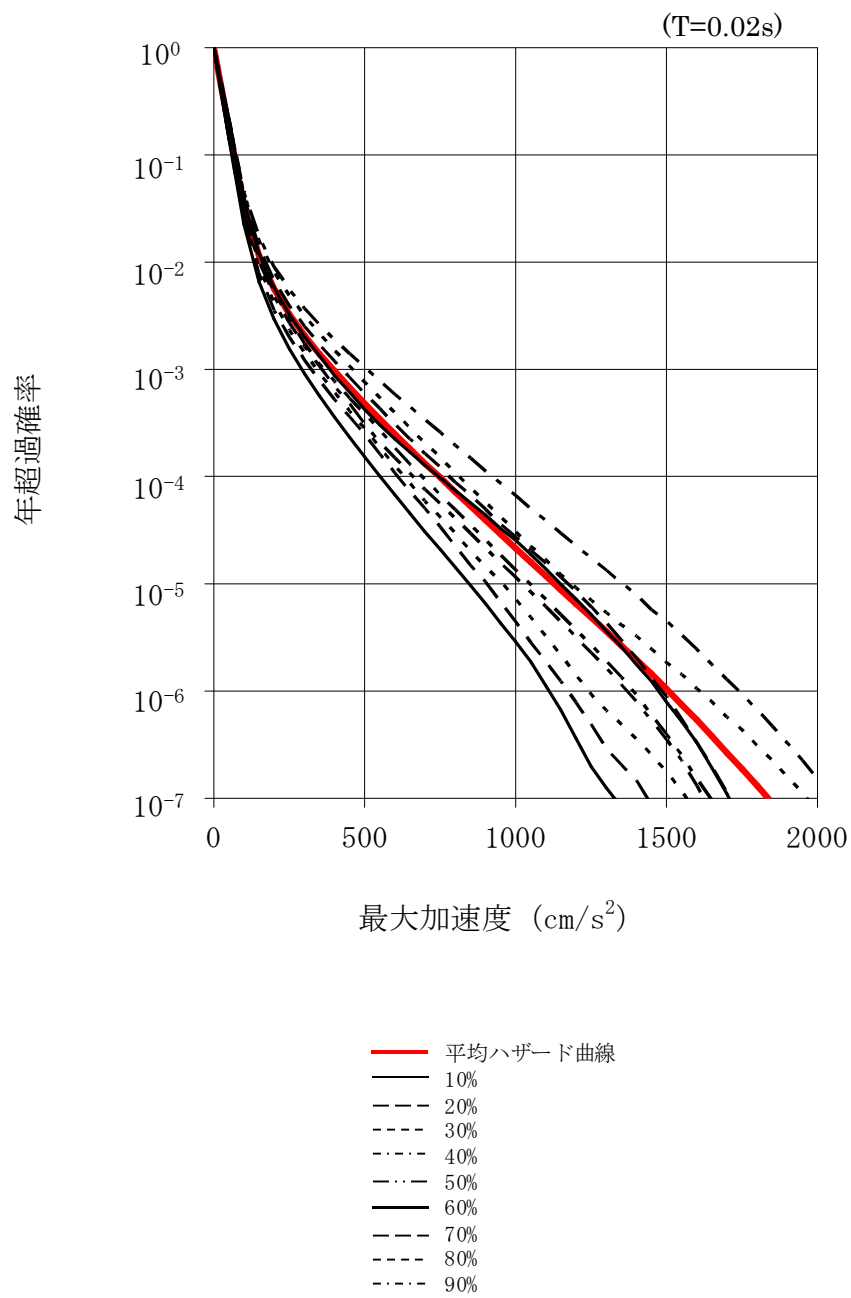
第 3. 2. 1. 2-14 図 (1/2) 平均地震ハザード曲線 (水平方向)





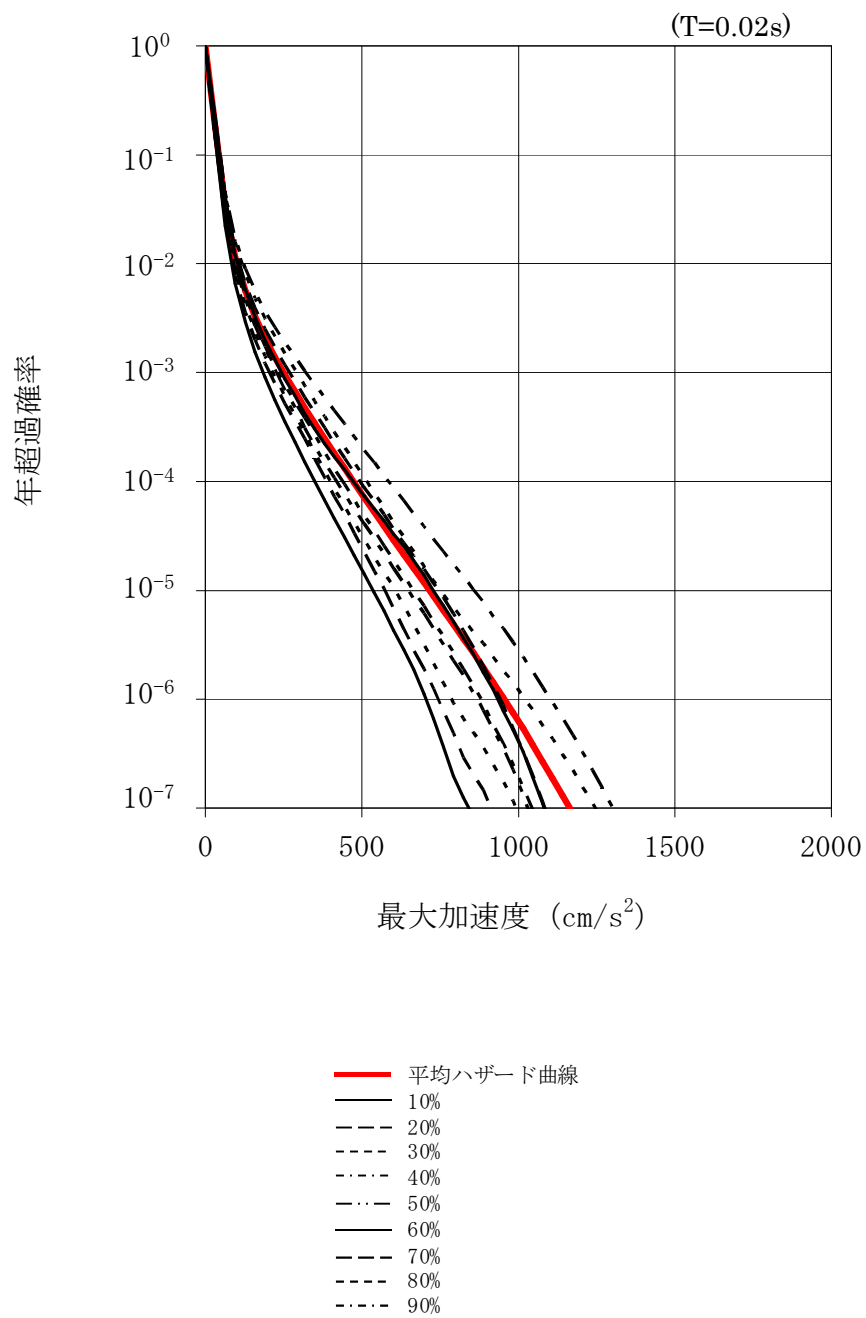
第 3. 2. 1. 2－14 図 (2／2) 平均地震ハザード曲線 (鉛直方向)





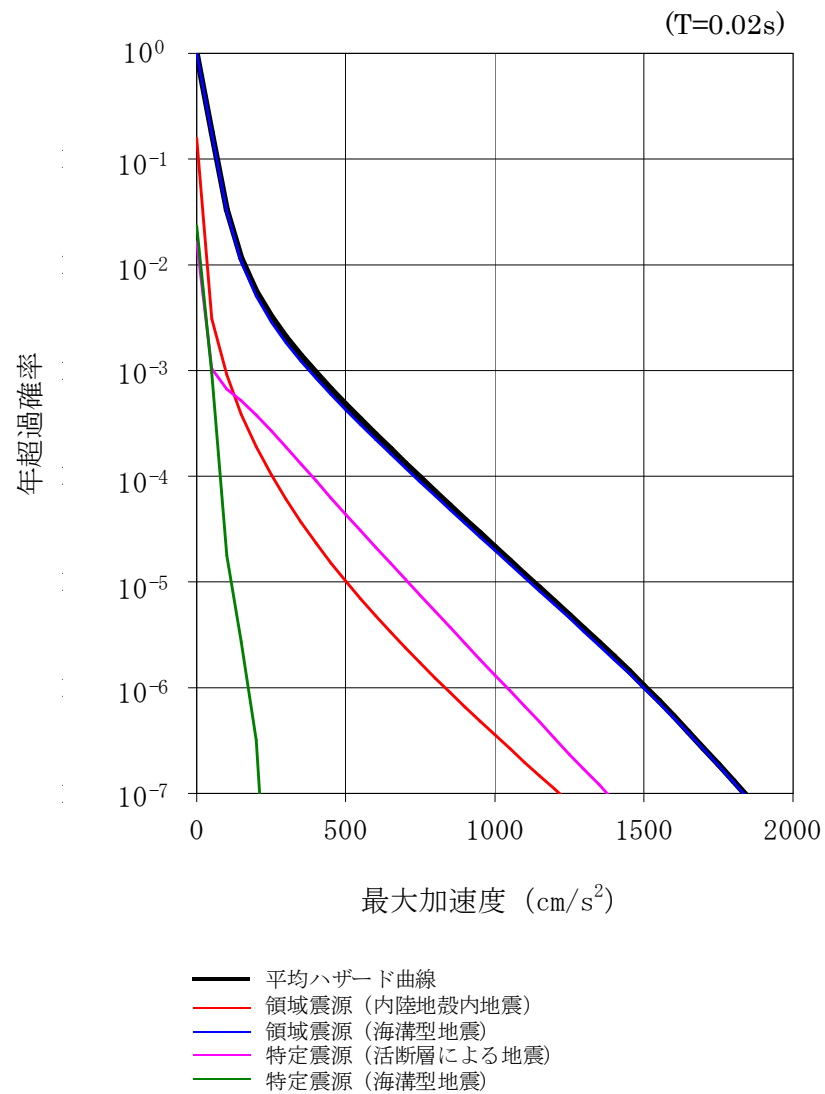
第 3. 2. 1. 2-15 図 (1/2) フラクタイル地震ハザード曲線 (水平方向)





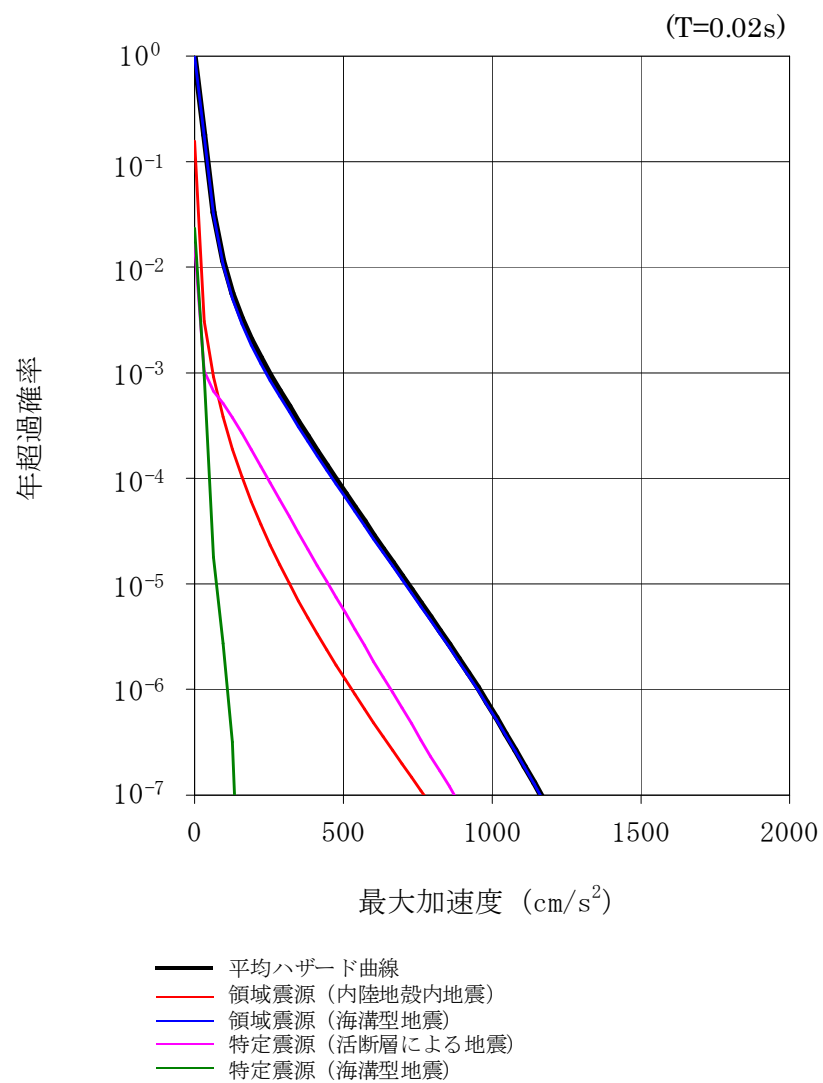
第 3. 2. 1. 2-15 図 (2/2) フラクタイル地震ハザード曲線 (鉛直方向)





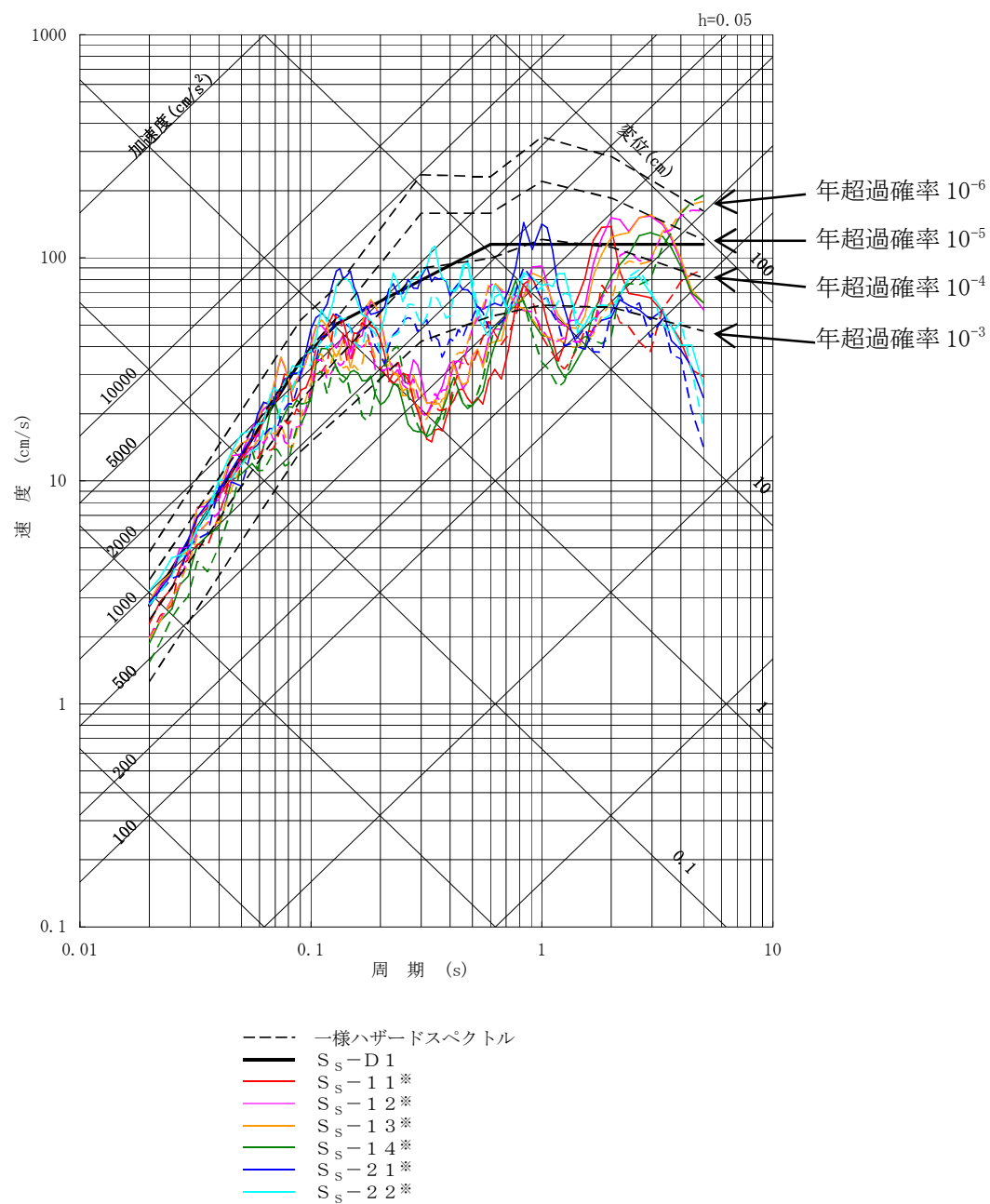
第 3. 2. 1. 2－16 図 (1／2) 震源別平均ハザード曲線 (水平方向)





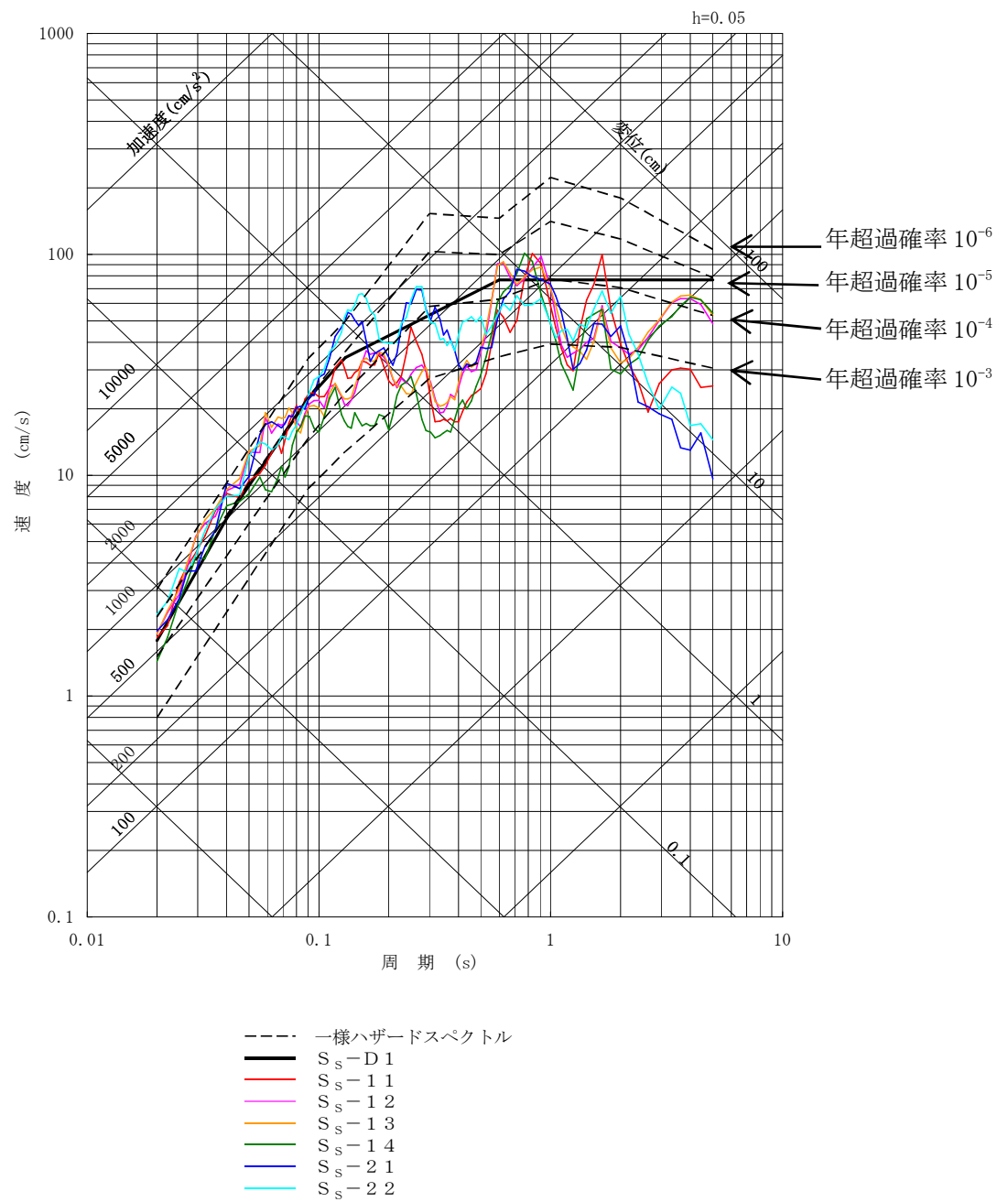
第 3.2.1.2-16 図 (2/2) 震源別平均ハザード曲線 (鉛直方向)





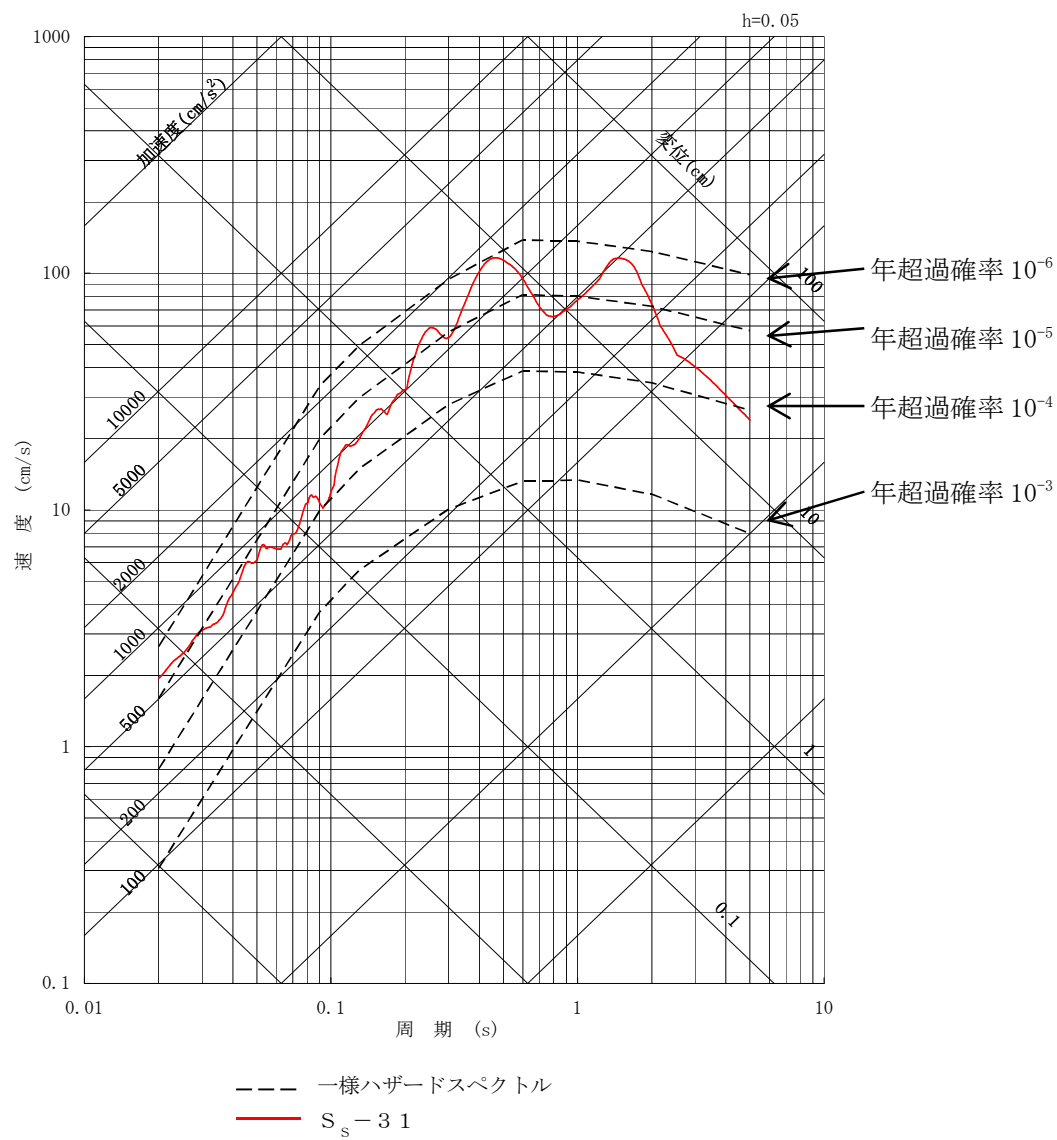
第 3.2.1.2-17 図 (1/2) 一様ハザードスペクトルと基準地震動  $S_s-D1$ ,  $S_s-11 \sim S_s-22$  の応答スペクトルの比較 (水平方向)





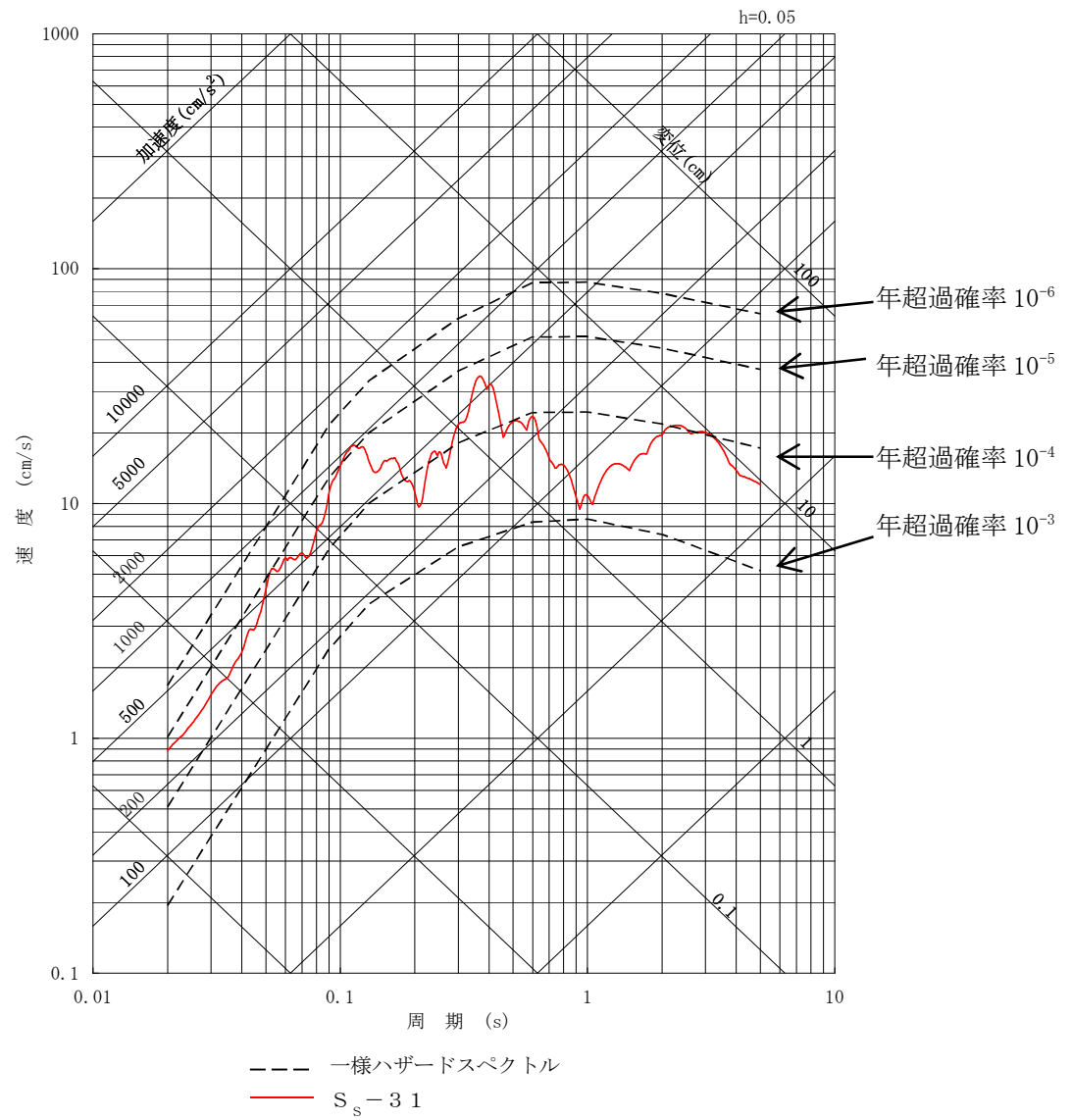
第3.2.1.2-17図 (2/2) 一様ハザードスペクトルと基準地震動  $S_s-D 1$ ,  $S_s-1 1 \sim S_s-2 2$  の応答スペクトルの比較 (鉛直方向)





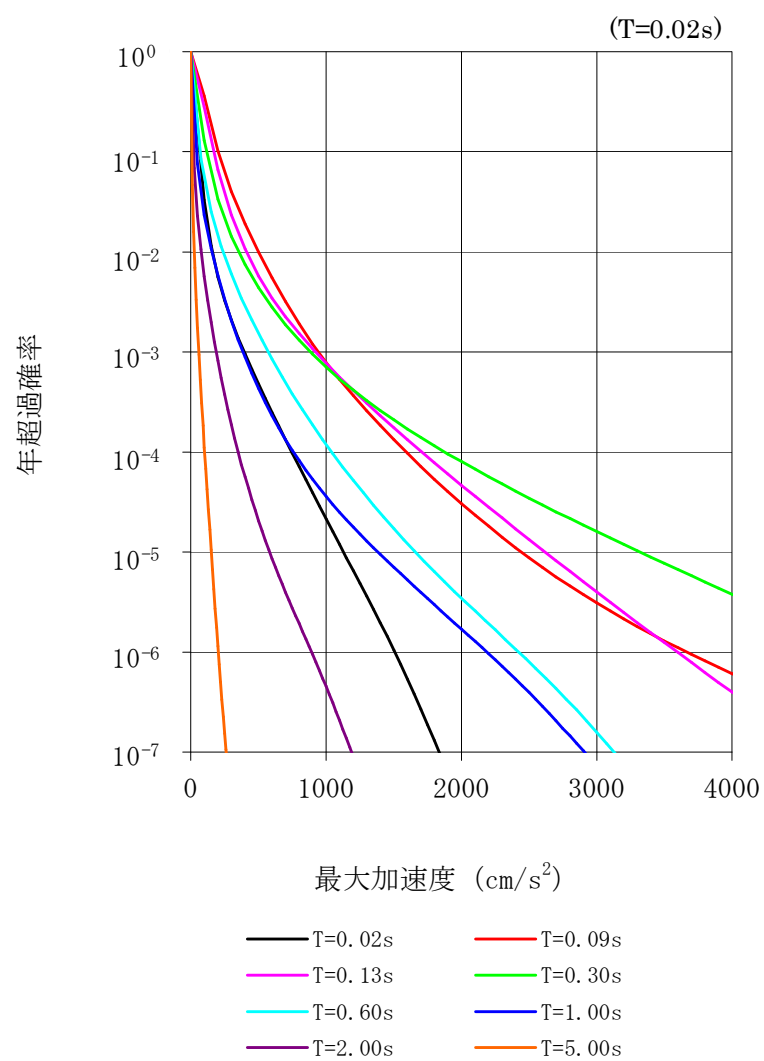
第 3.2.1.2-18 図 (1/2) 内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと基準地震動  $S_s-31$  の応答スペクトルの比較 (水平方向)





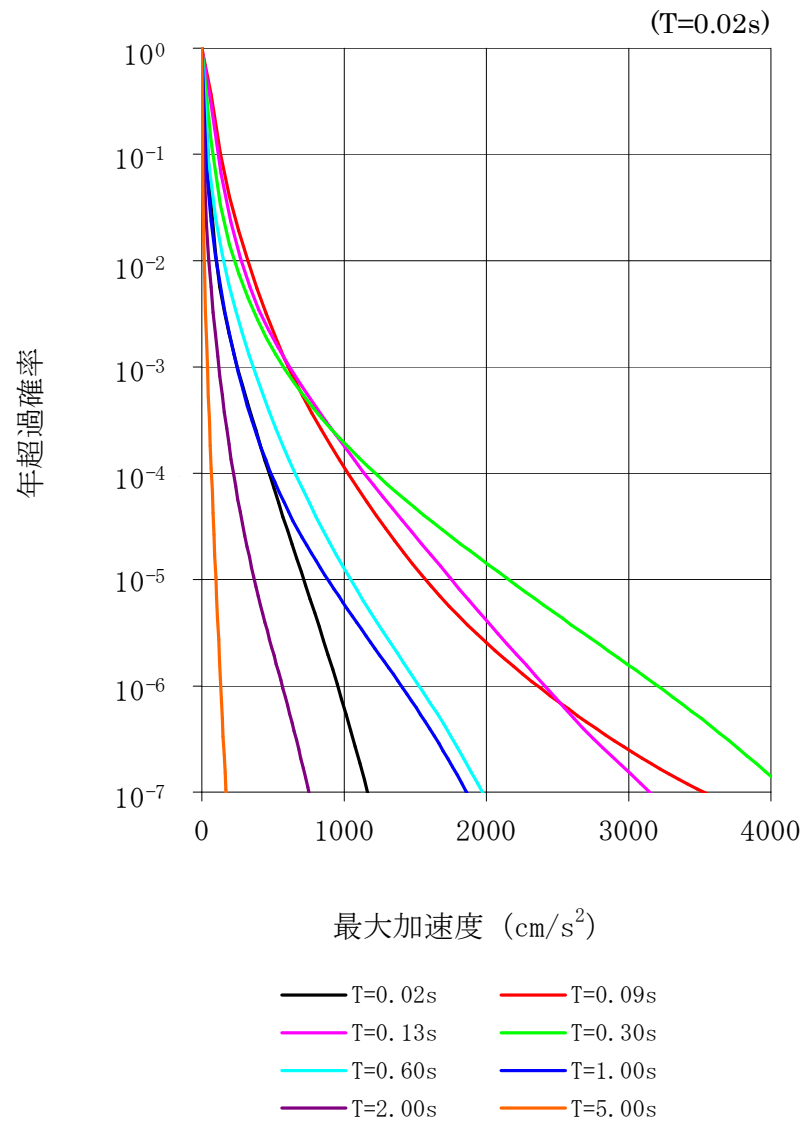
第 3. 2. 1. 2-18 図 (2/2) 内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと基準地震動  $S_s - 31$  の応答スペクトルの比較 (鉛直方向)





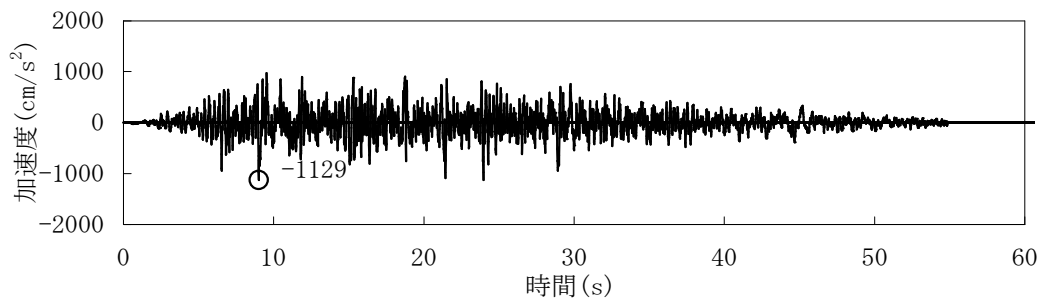
第 3.2.1.2-19 図 (1/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (水平方向)



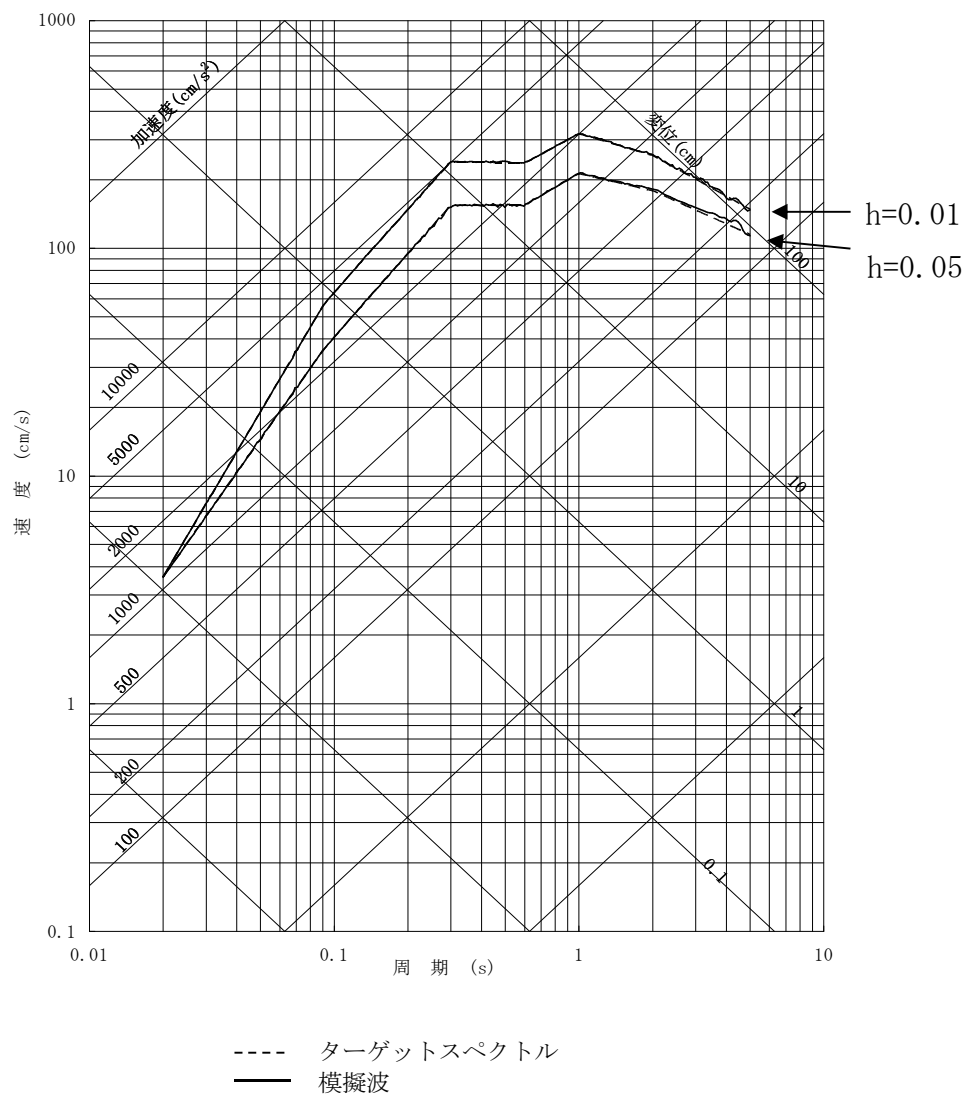


第 3. 2. 1. 2－19 図 (2/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (鉛直方向)





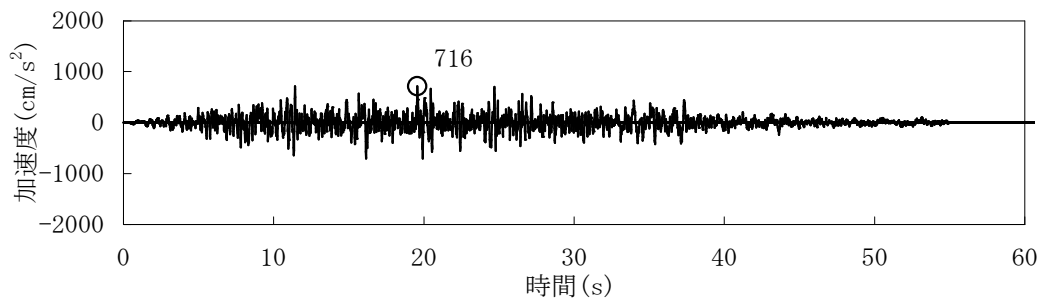
加速度時刻歴波形



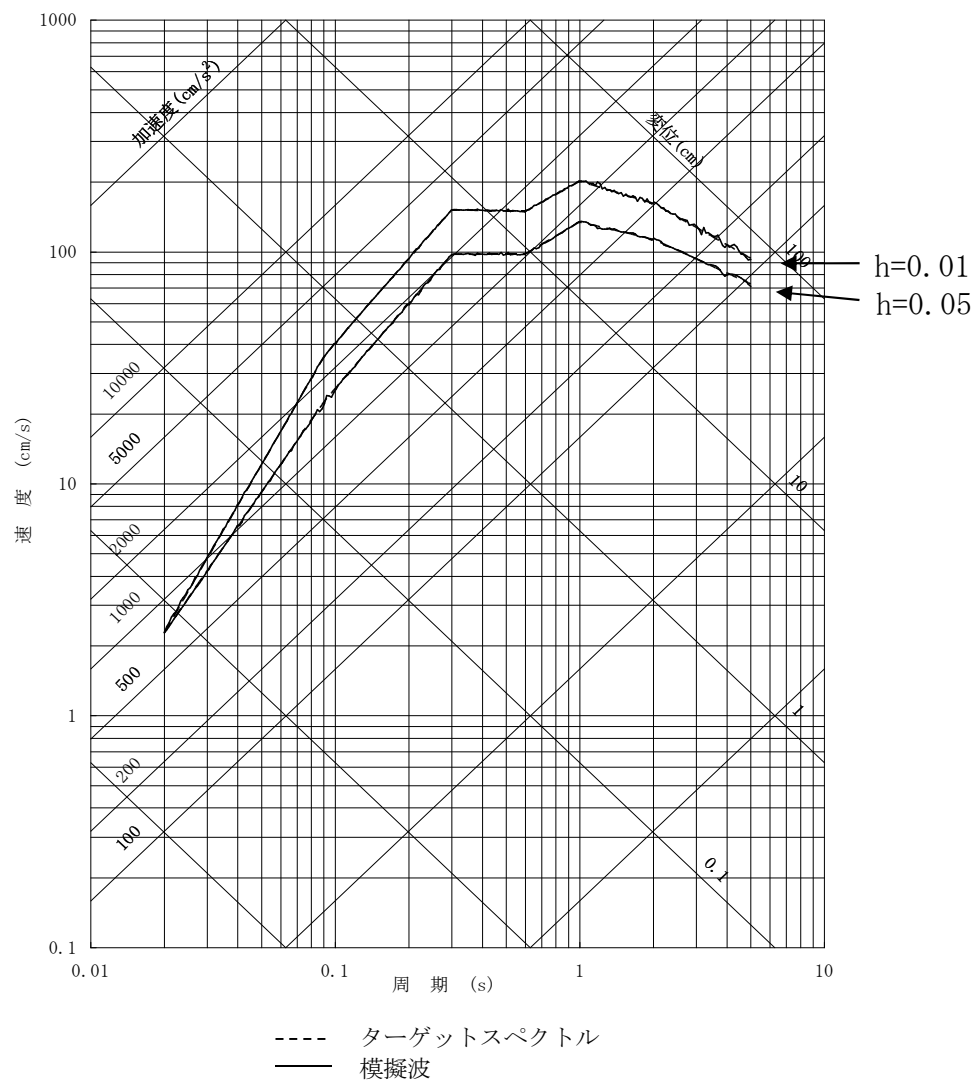
応答スペクトル

第 3.2.1.2-20 図 (1/2) 年超過確率  $10^{-5}$  の一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震波 (水平方向)





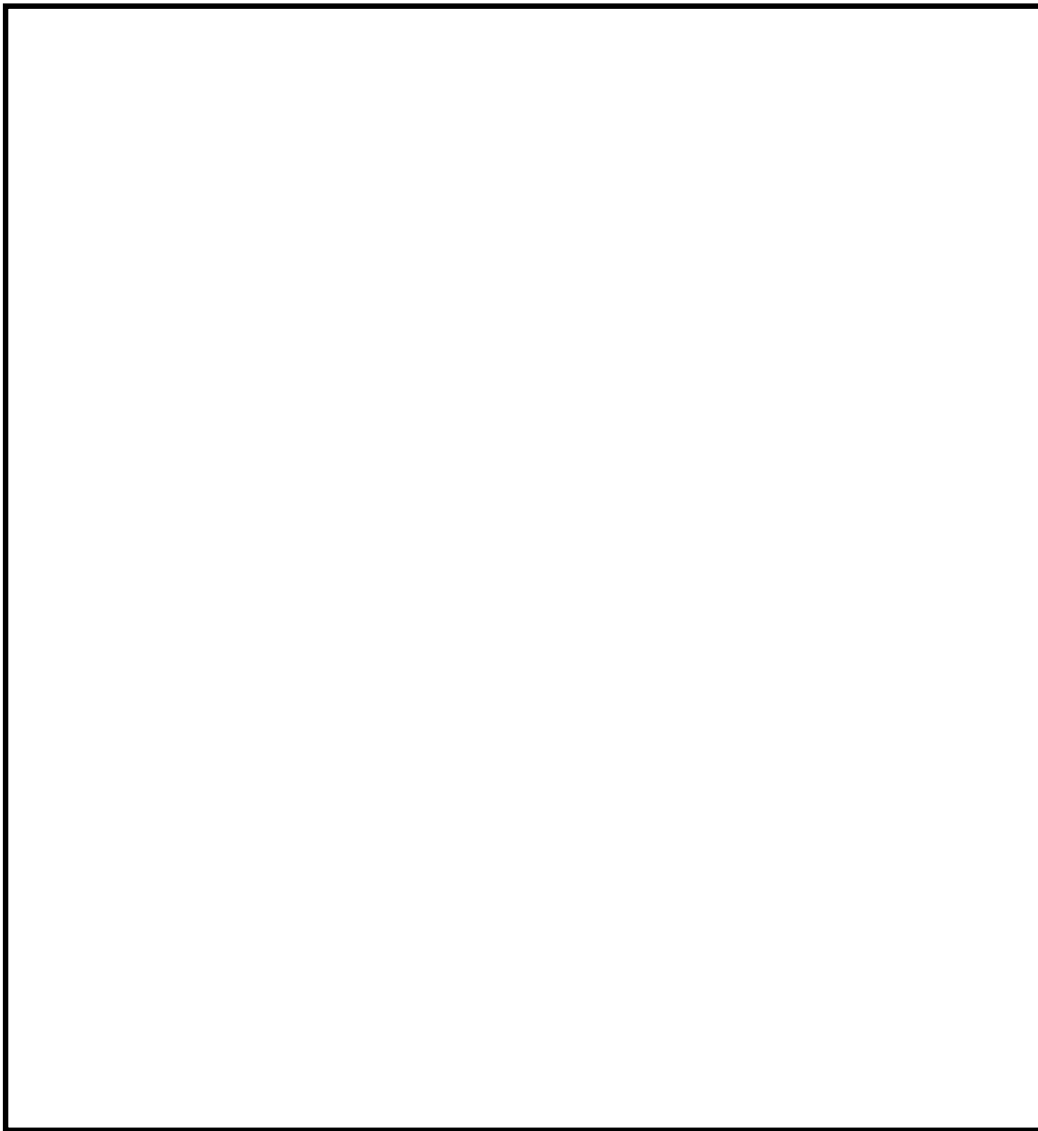
加速度時刻歴波形



応答スペクトル

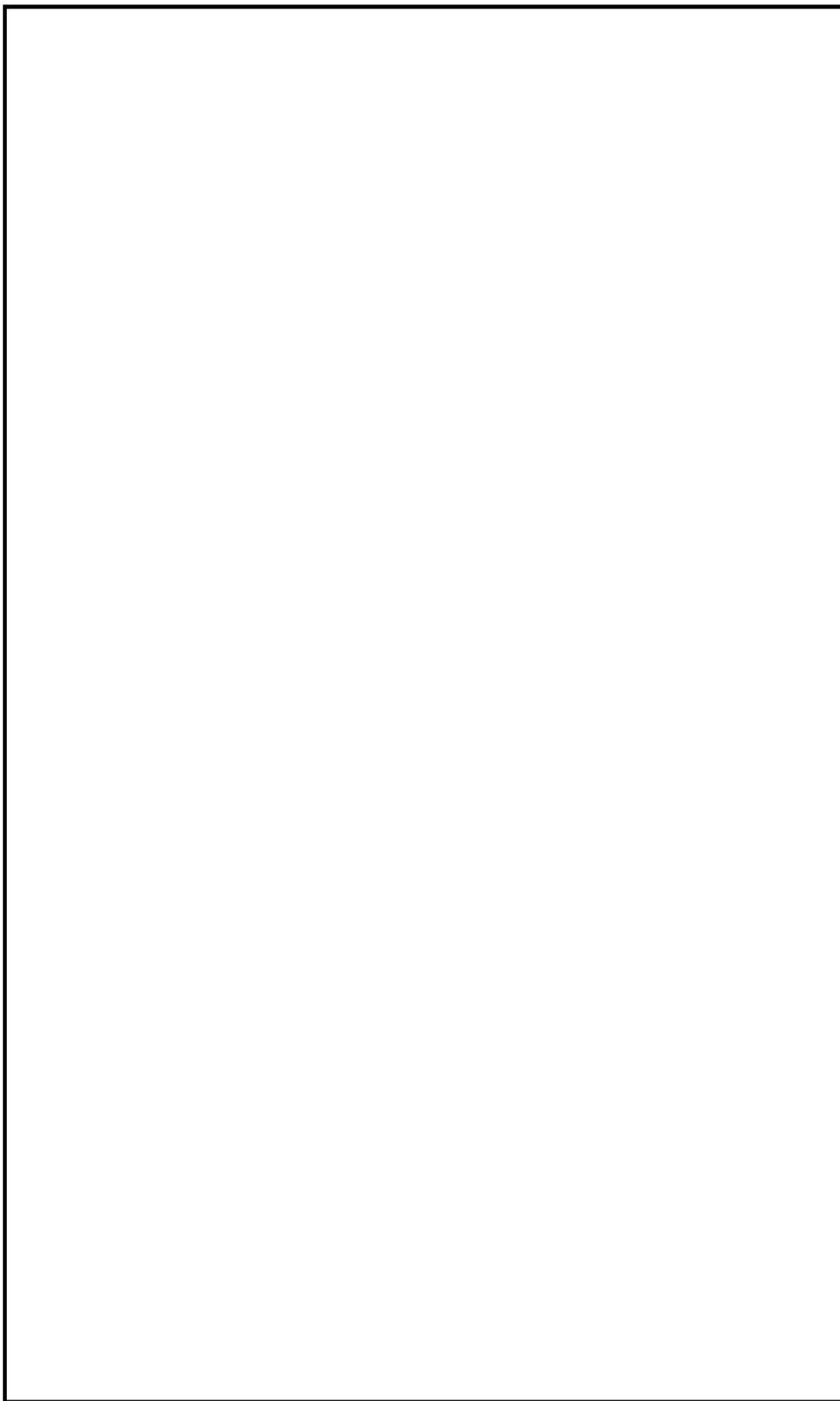
第 3.2.1.2-20 図 (2/2) 年超過確率  $10^{-5}$  の一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震波 (鉛直方向)





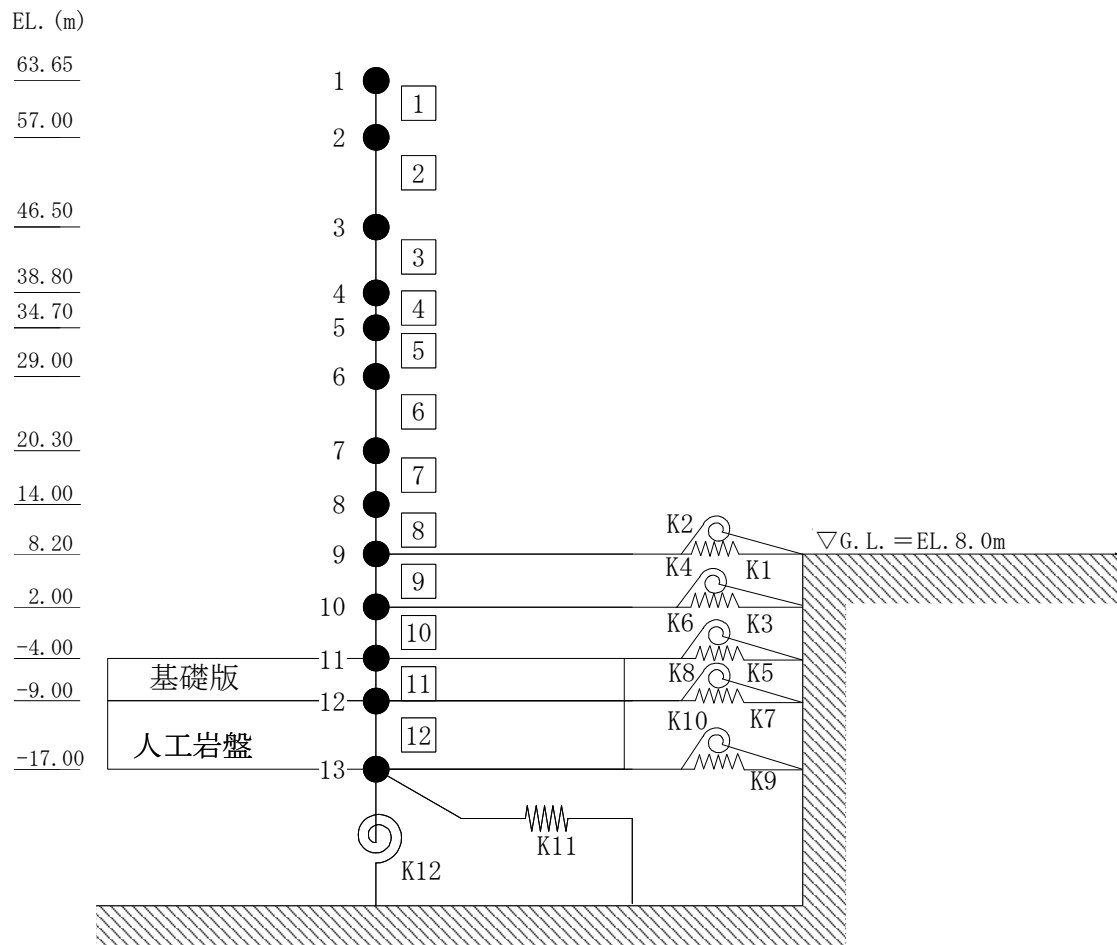
第 3.2.1.3-1-1 図 原子炉建屋の概略平面図 (EL. -4.0m)





第 3. 2. 1. 3－1－2 図 原子炉建屋の概略断面図

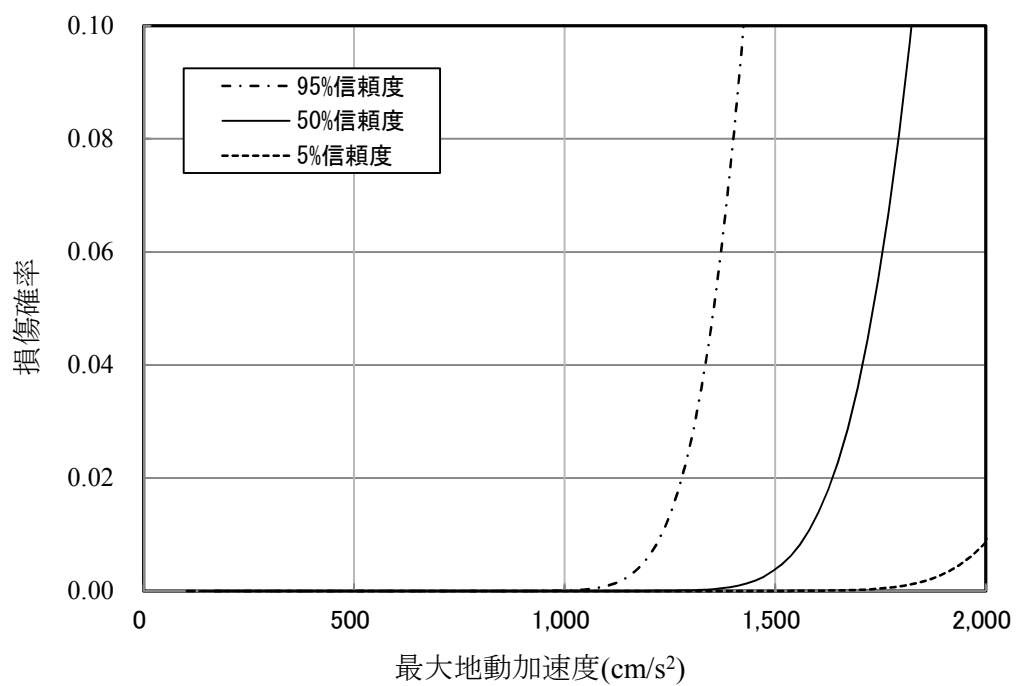




- ・ 数字は質点番号を示す。
- ・ □内は要素番号を示す。

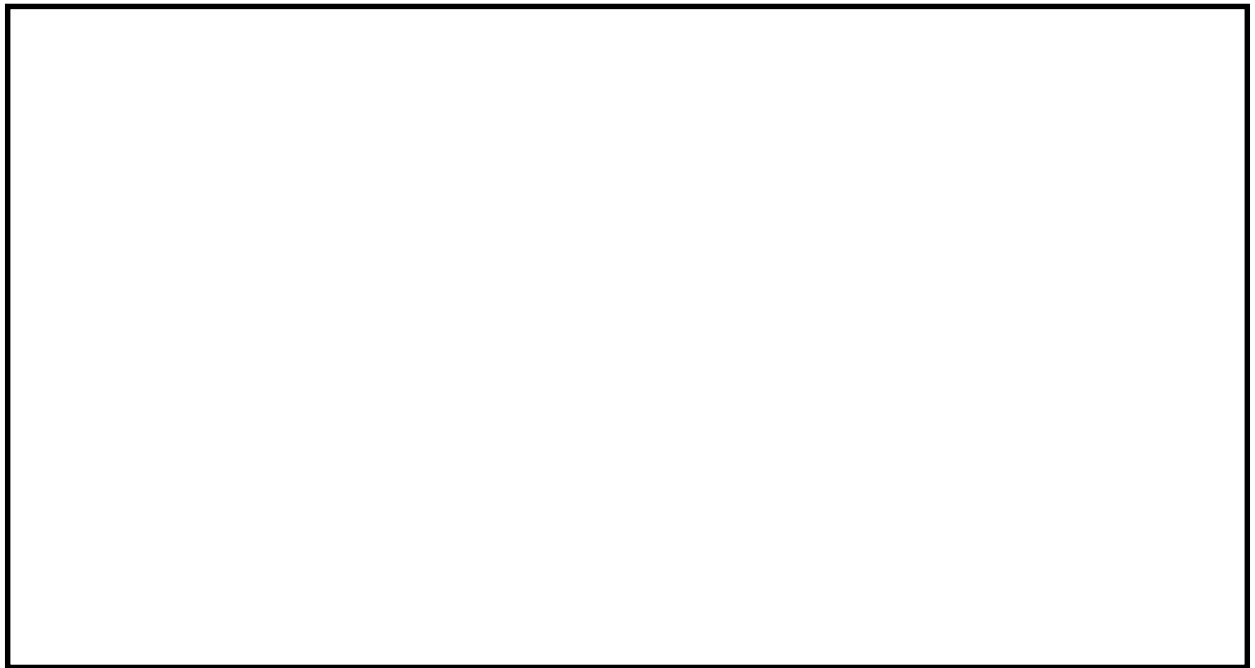
第 3. 2. 1. 3－1－3 図 解析モデル（水平）



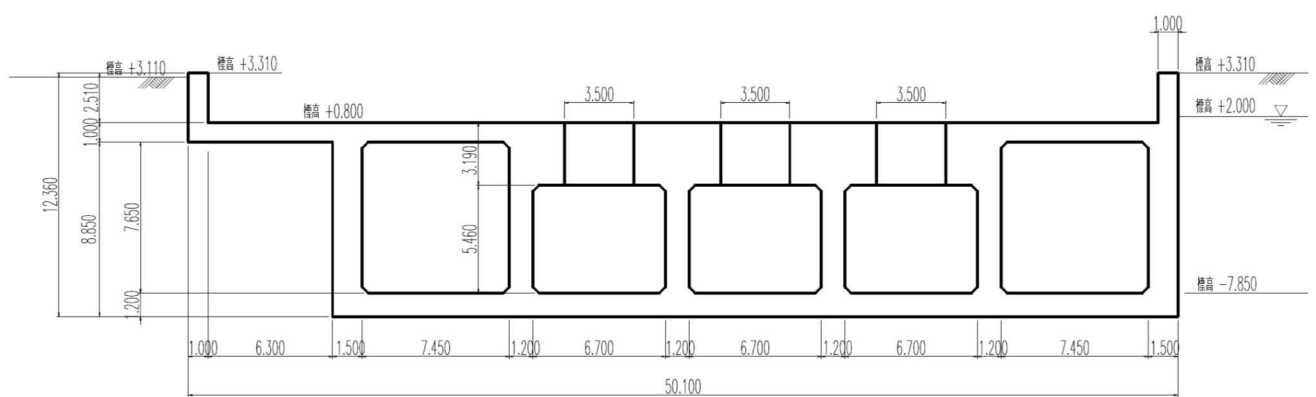


第 3. 2. 1. 3－1－4 図 原子炉建屋のフラジリティ曲線





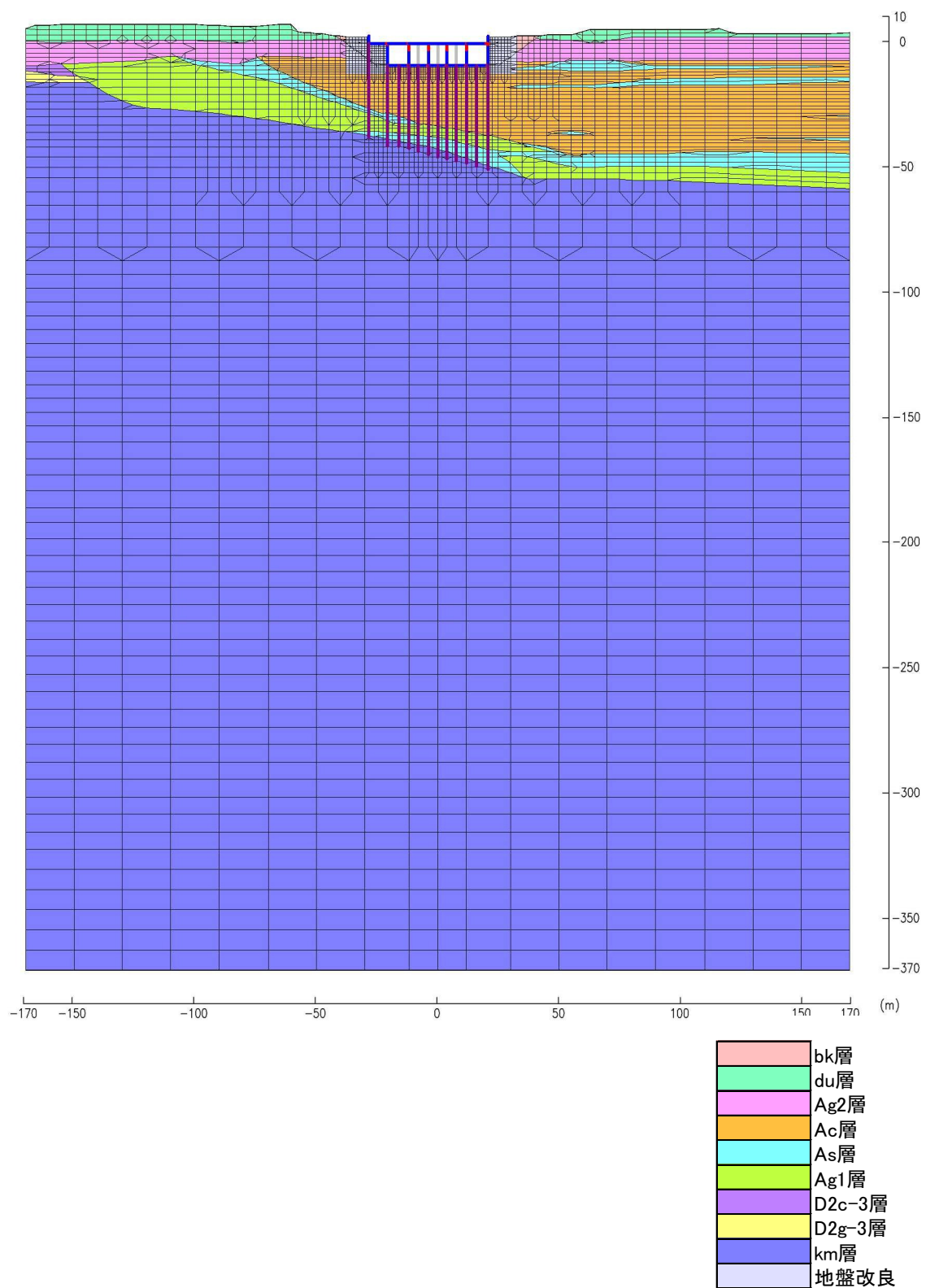
第 3. 2. 1. 3－2－1 図 海水ポンプ室平面図



(単位：m)

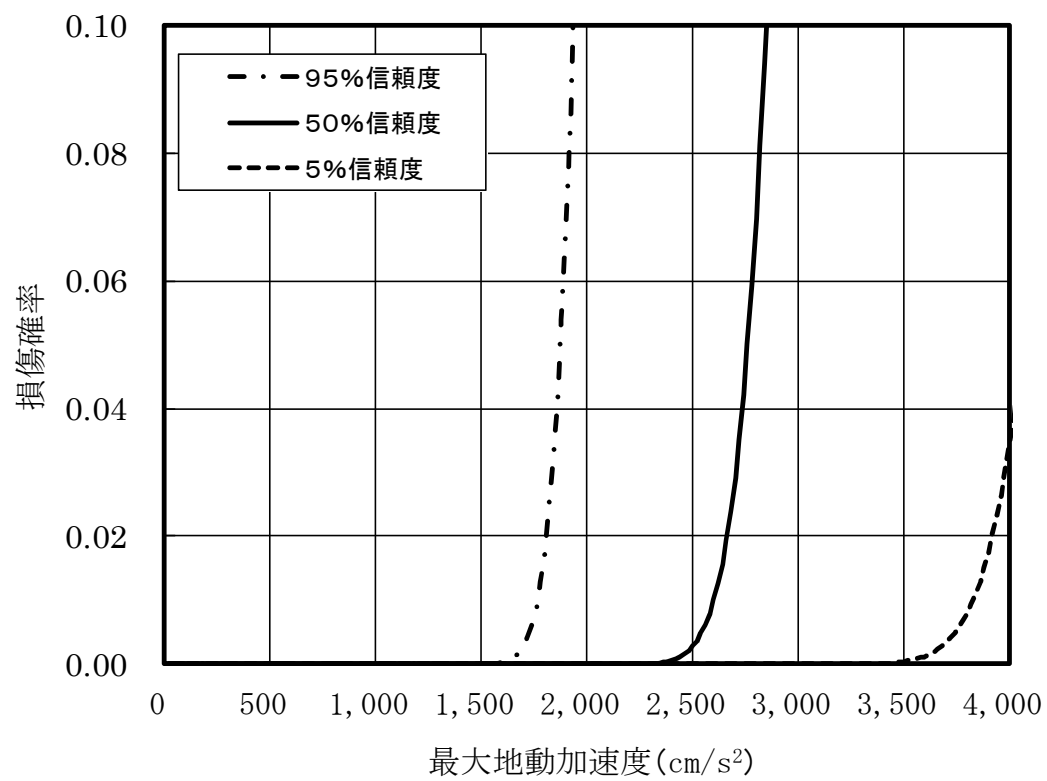
第 3. 2. 1. 3－2－2 図 海水ポンプ室断面図（A－A' 断面）





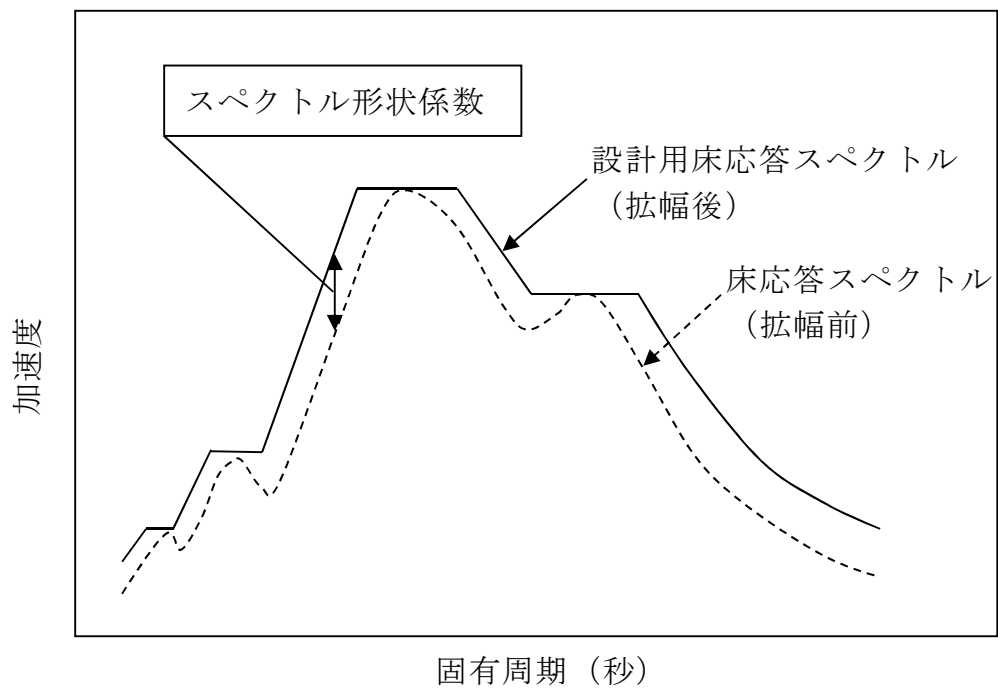
第 3. 2. 1. 3-2-3 図 解析モデル



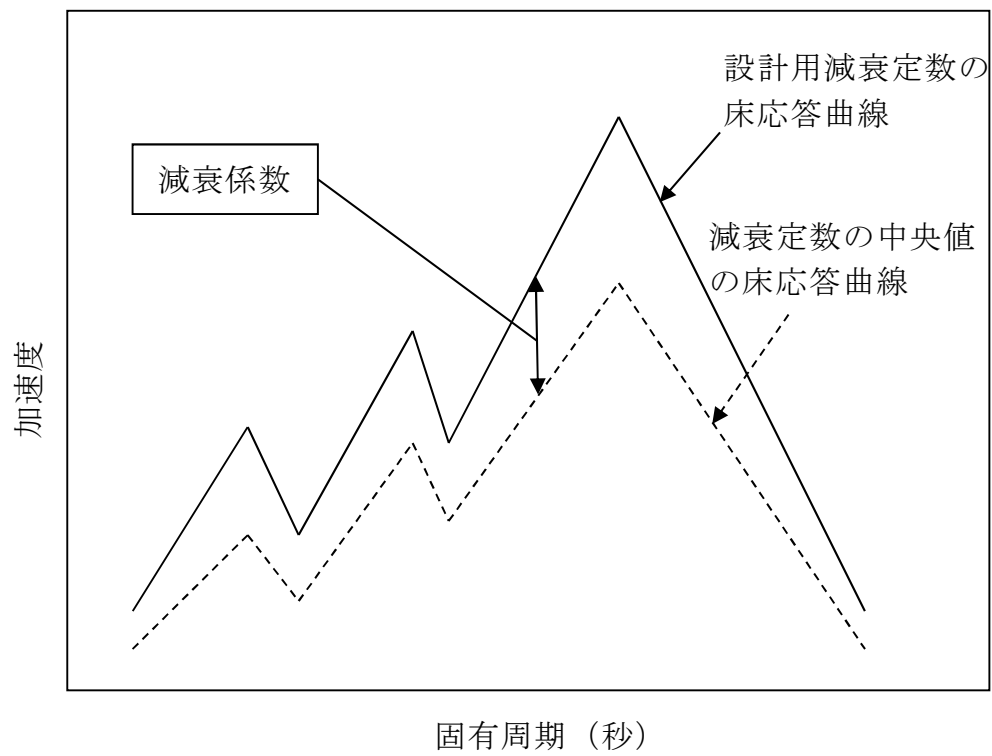


第 3.2.1.3-2-4 図 海水ポンプ室のフラジリティ曲線



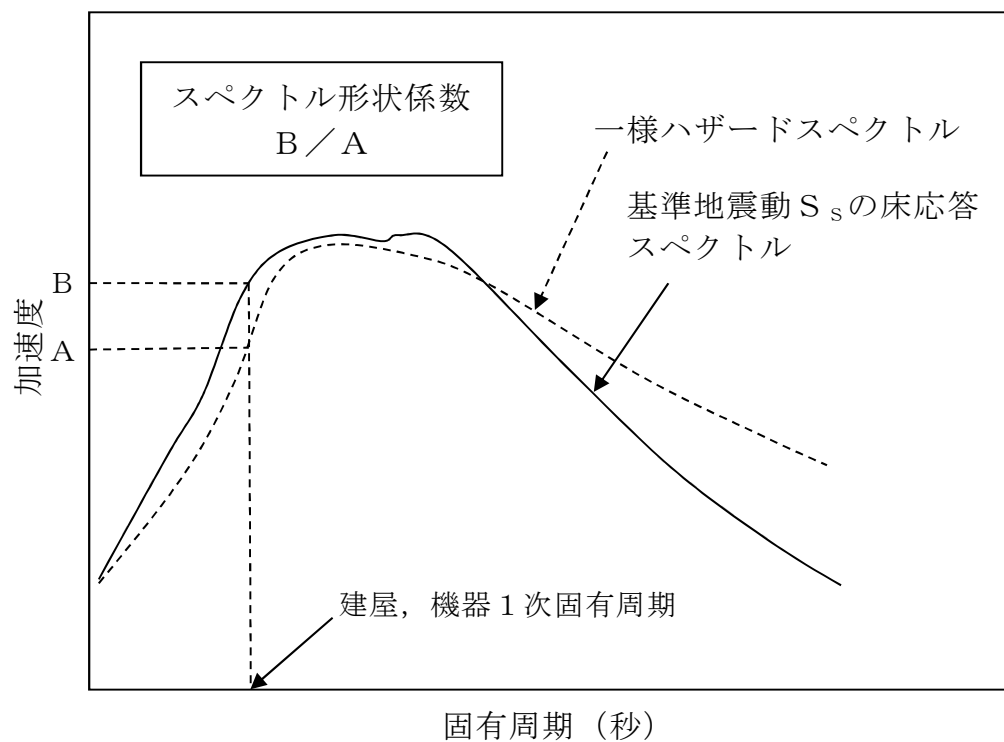


第 3. 2. 1. 3-3-1 図 スペクトル形状係数の概念図

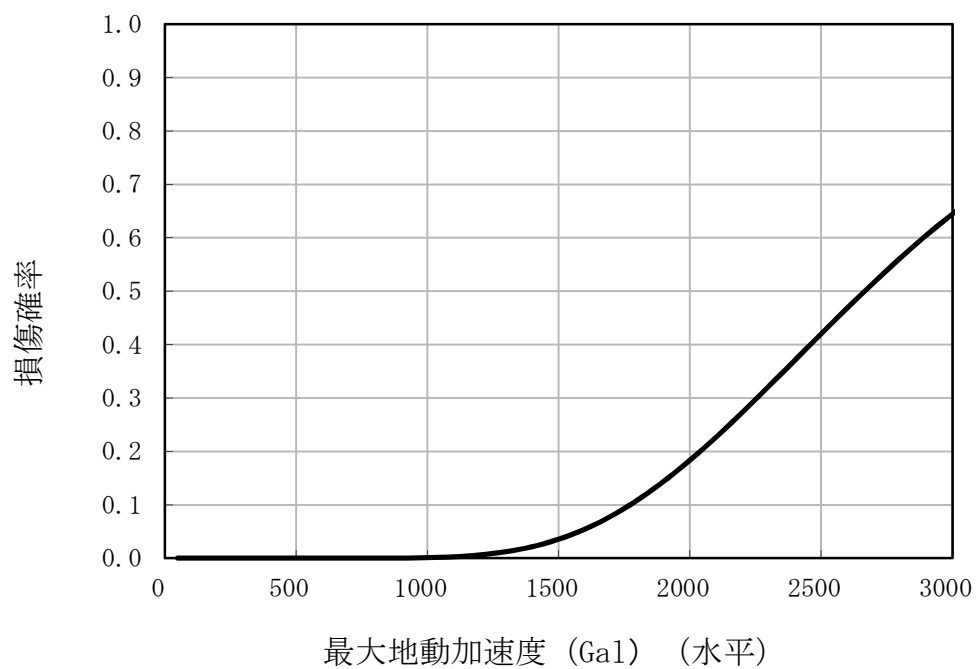


第 3. 2. 1. 3-3-2 図 減衰係数の概念図



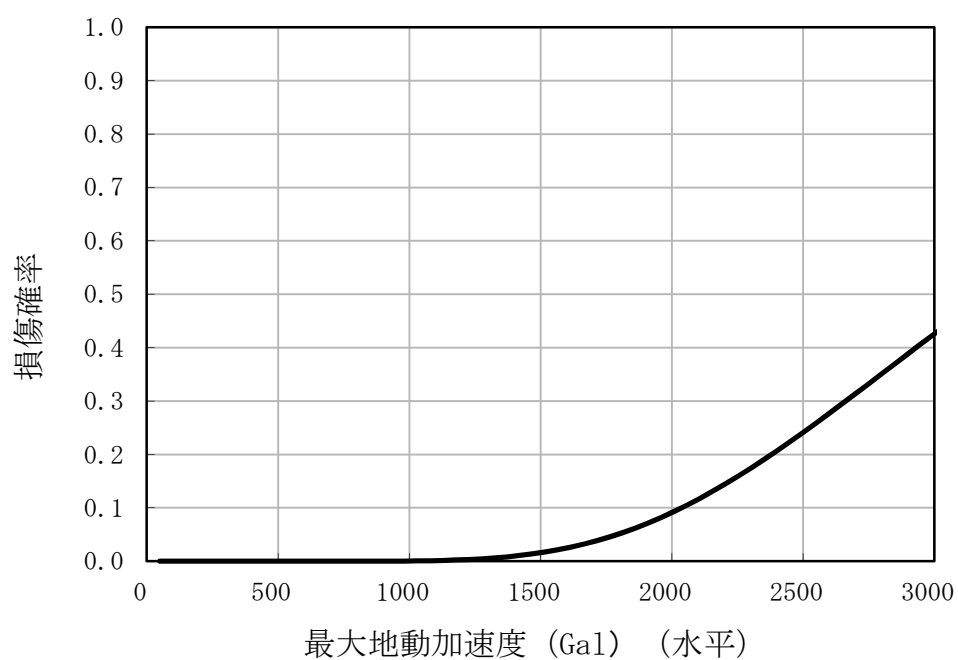


第 3.2.1.3-3-3 図 解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数の概念図



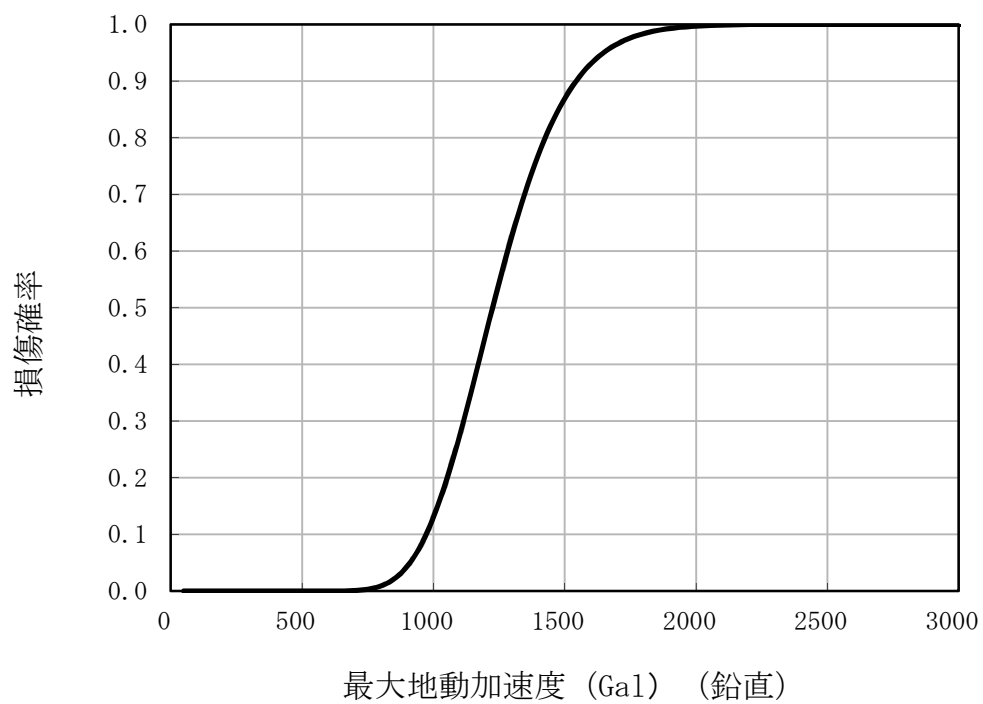
第 3.2.1.3-3-4 図 原子炉压力容器 (蒸気乾燥器支持ブラケット)  
平均フラジリティ曲線





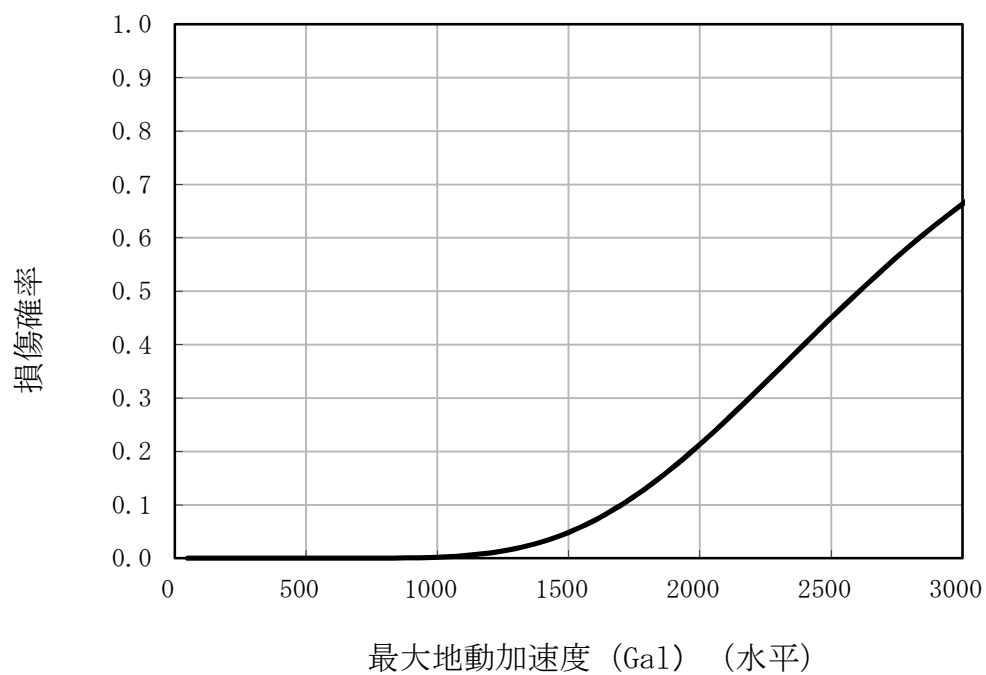
第 3.2.1.3-3-5 図 残留熱除去系熱交換器（アンカボルト）

平均フラジリティ曲線

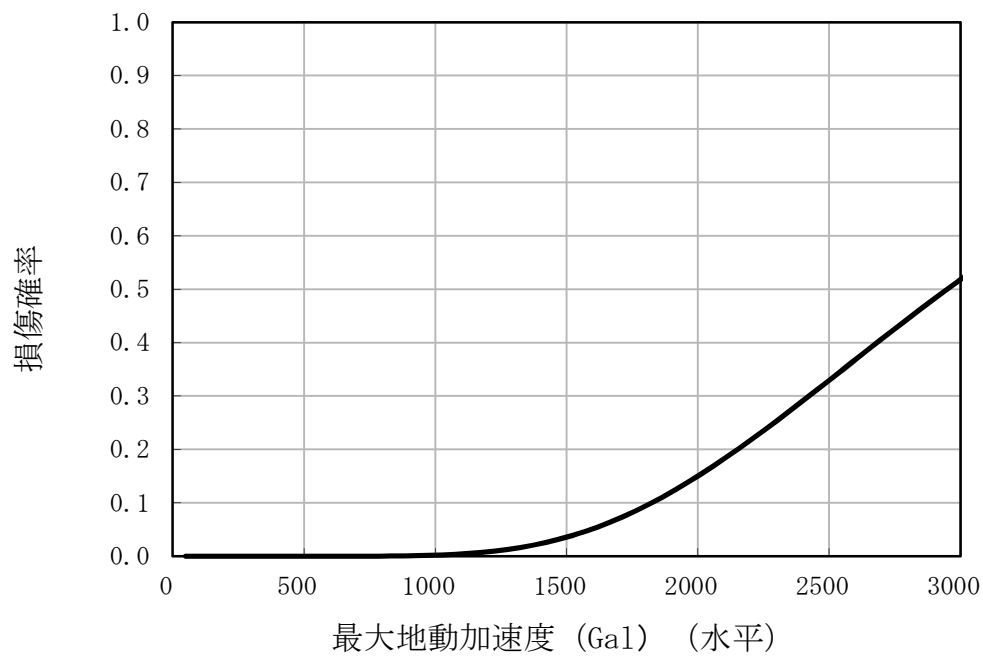


第 3.2.1.3-3-6 図 残留熱除去系海水系ポンプ 平均フラジリティ曲線



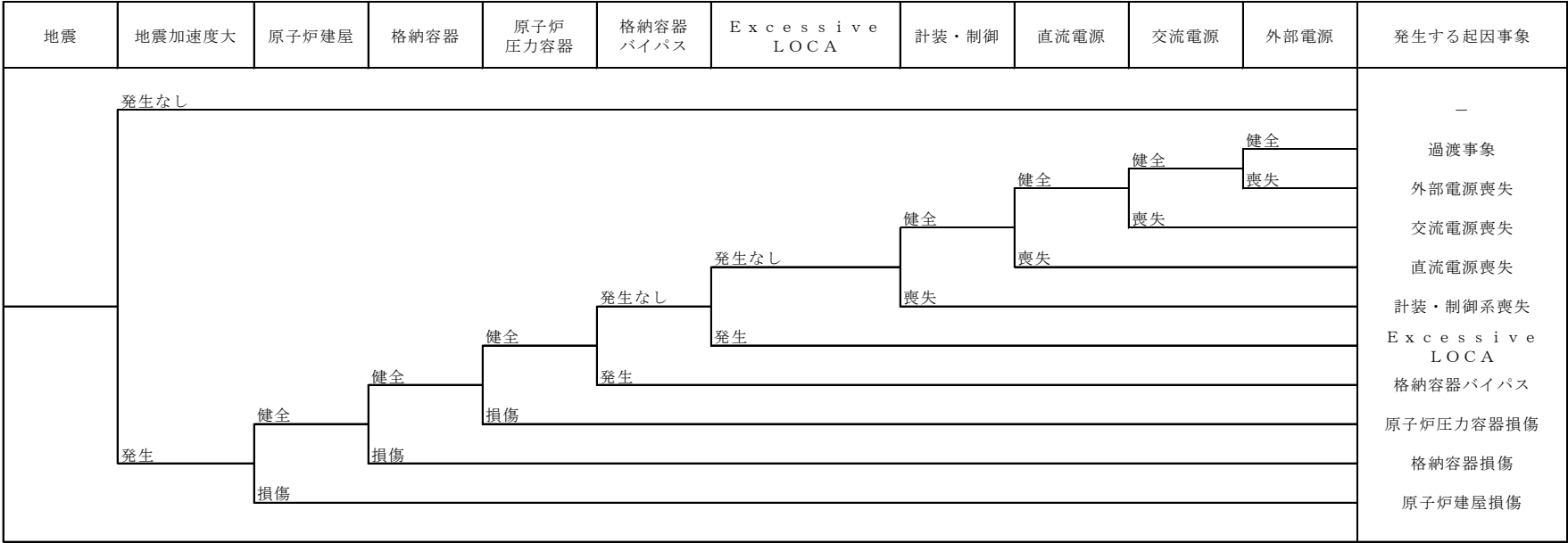


第 3.2.1.3-3-7 図 非常用パワーセンタ 平均フラジリティ曲線



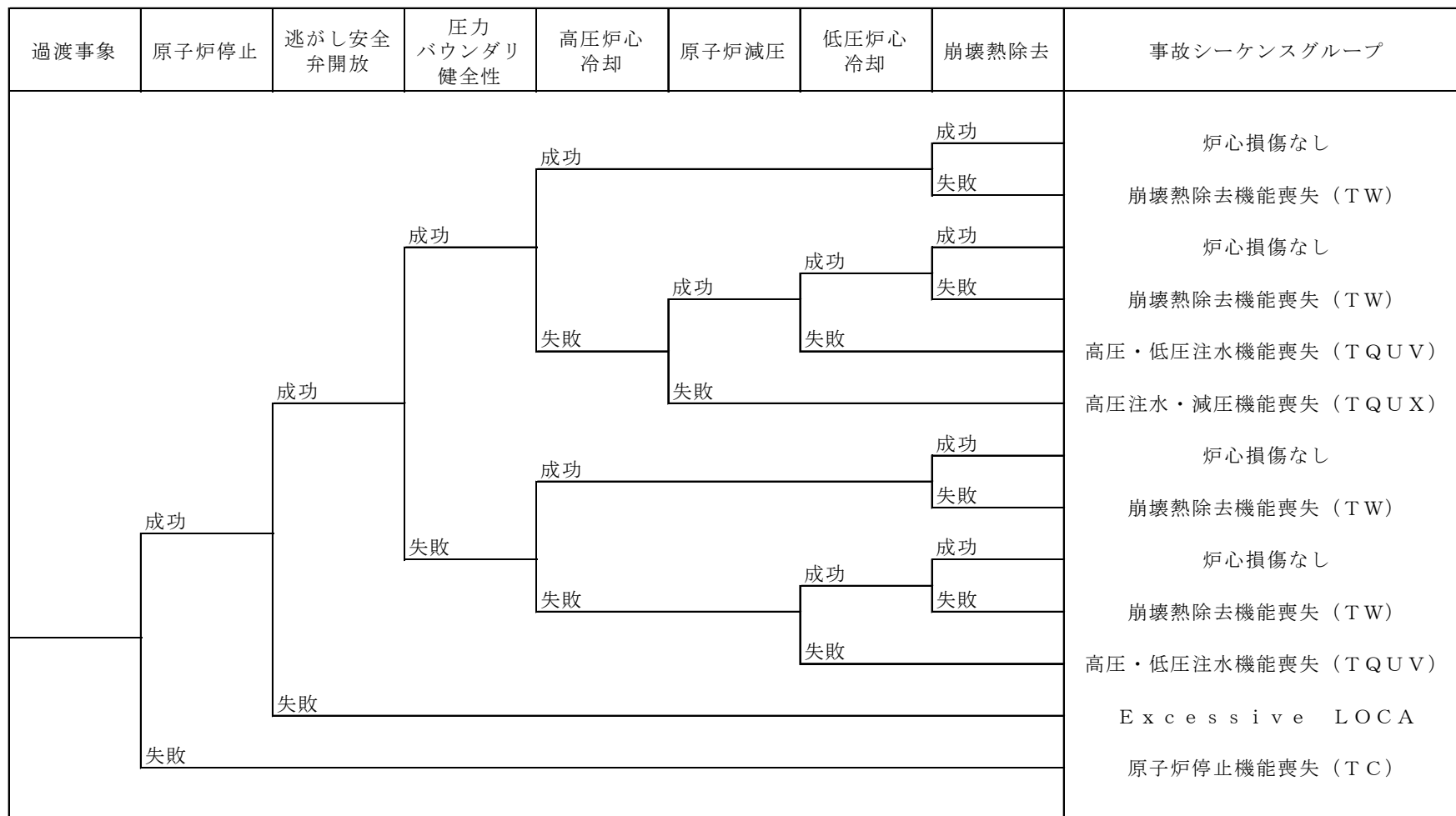
第 3.2.1.3-3-8 図 残留熱除去系海水系配管 平均フラジリティ曲線





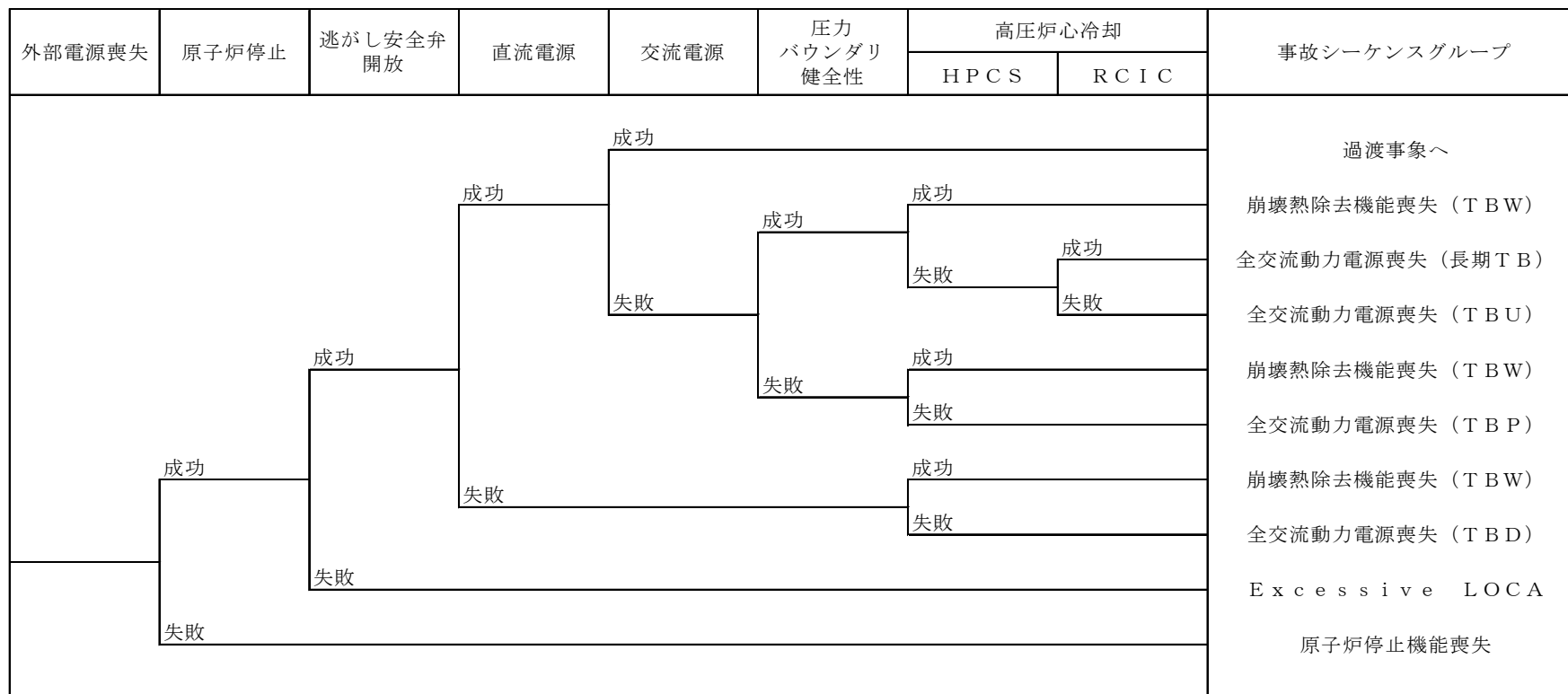
第 3.2.1.4－1 図 地震PRA階層イベントツリー





第 3.2.1.4-2 図 過渡事象イベントツリー





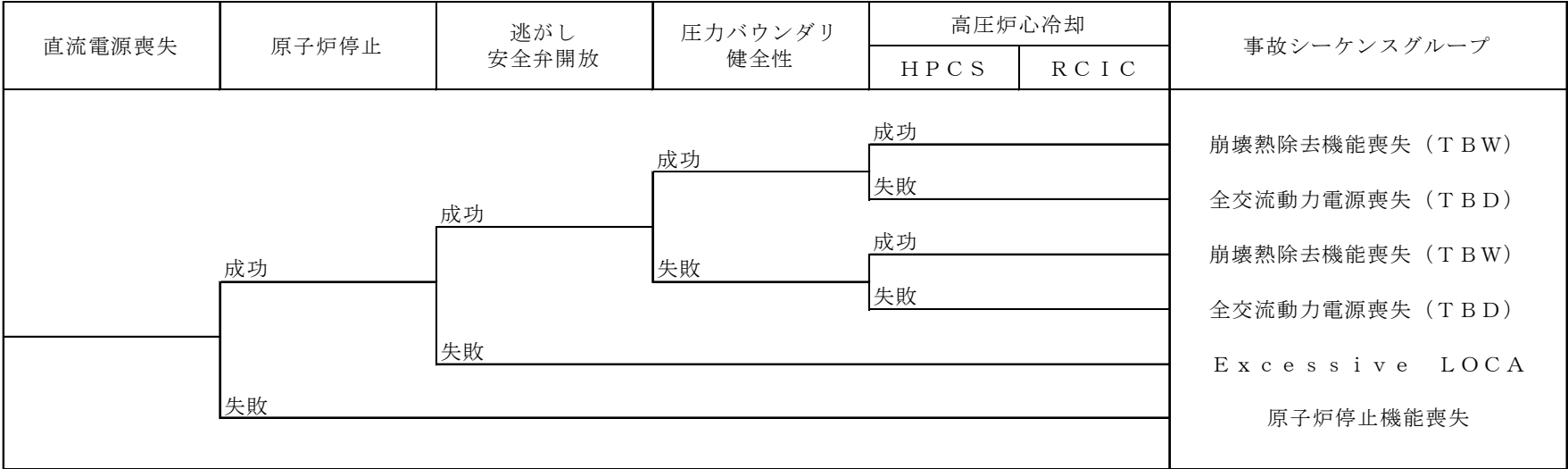
第 3.2.1.4-3 図 外部電源喪失イベントツリー



交流電源喪失	原子炉停止	逃がし 安全弁開放	圧力バウンダリ 健全性	高圧炉心冷却		事故シーケンスグループ
				H P C S	R C I C	
	成功	成功	成功	成功		崩壊熱除去機能喪失（T B W）
				失敗	成功	全交流動力電源喪失（長期T B）
					失敗	全交流動力電源喪失（T B U）
				失敗	成功	崩壊熱除去機能喪失（T B W）
					失敗	全交流動力電源喪失（T B P）
				失敗		E x c e s s i v e   L O C A
						原子炉停止機能喪失

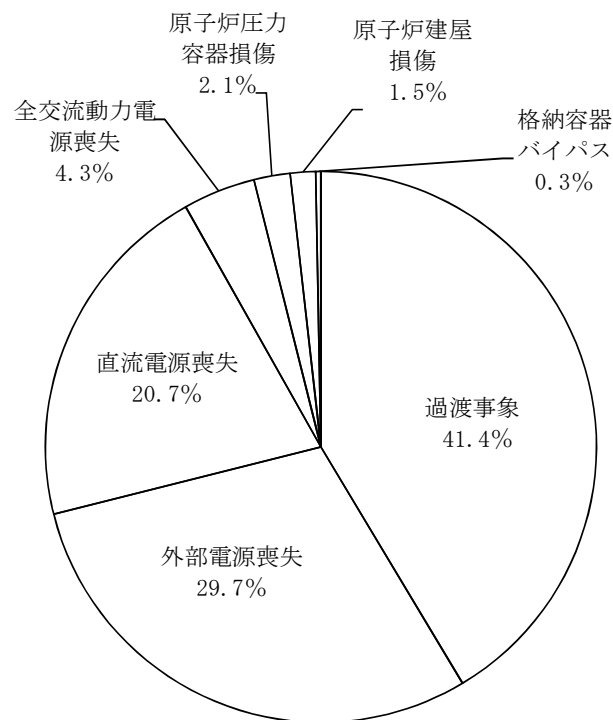
第 3.2.1.4－4 図 交流電源喪失イベントツリー



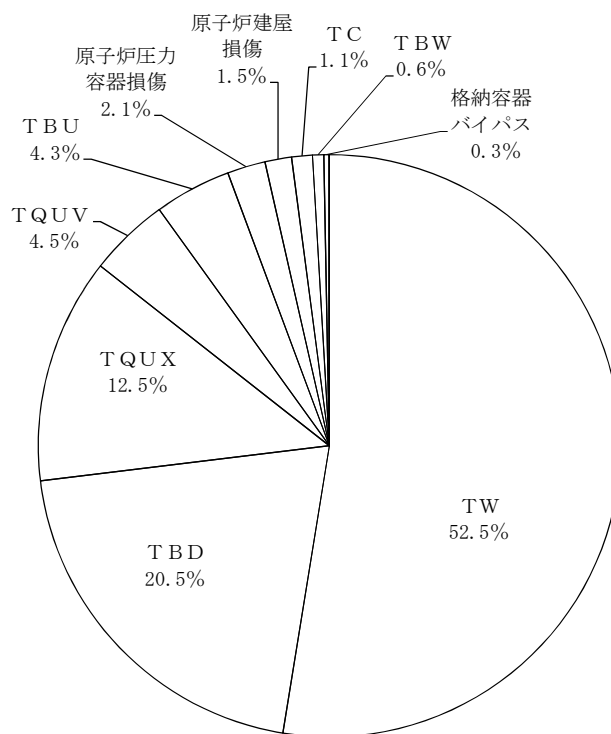


第 3.2.1.4－5 図 直流電源喪失イベントツリー



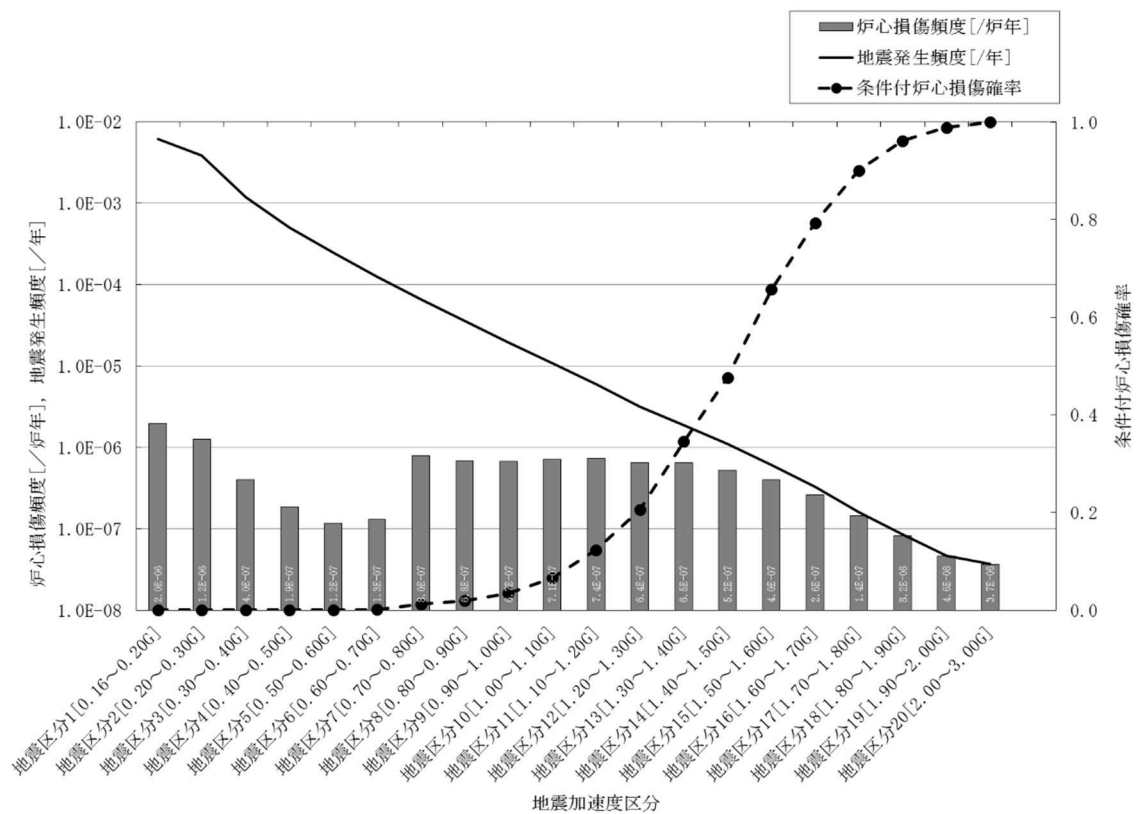


第 3.2.1.4－6 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合

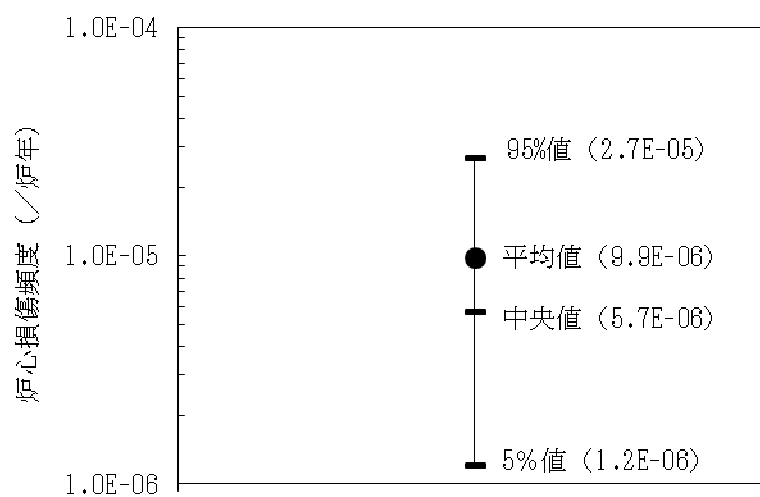


第 3.2.1.4－7 図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合



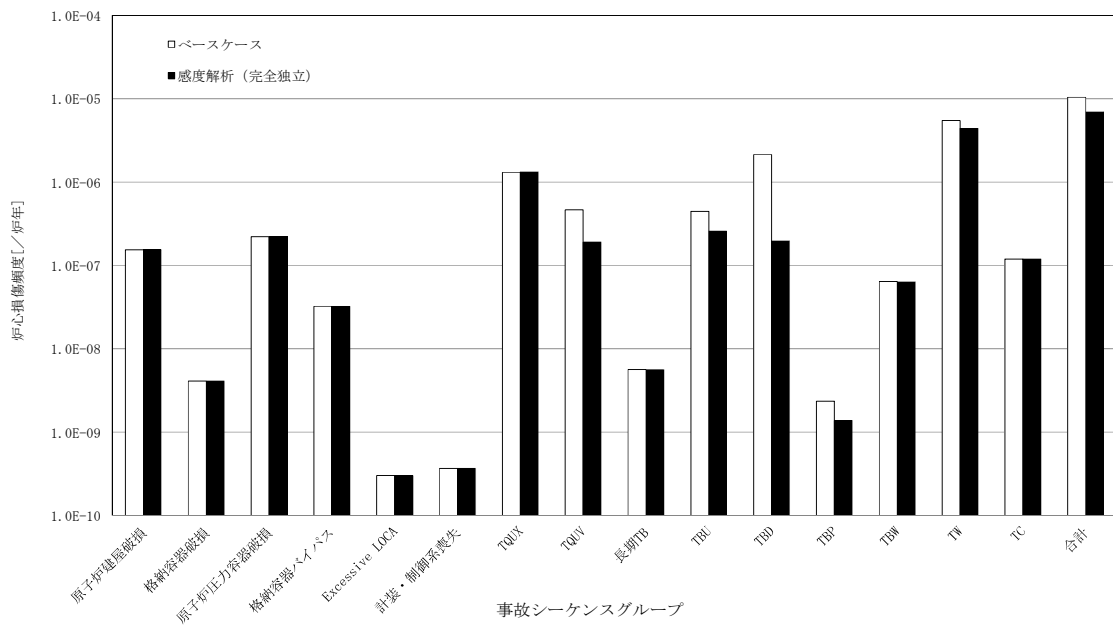


第 3.2.1.4-8 図 地震加速度区分別炉心損傷頻度

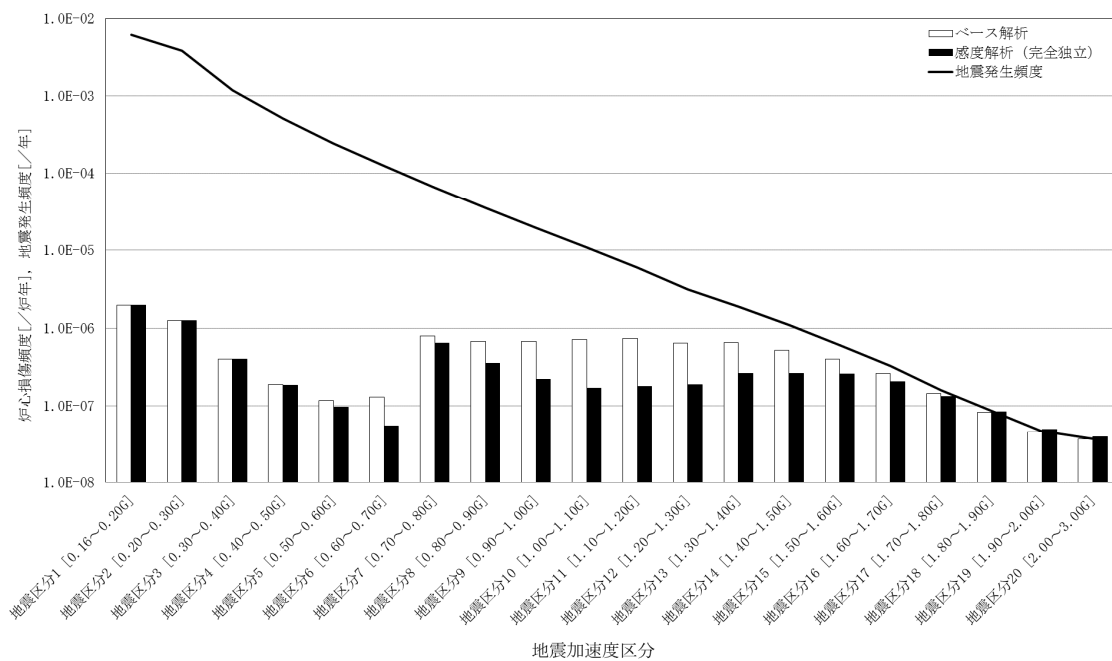


第 3.2.1.4-9 図 不確実さ評価結果



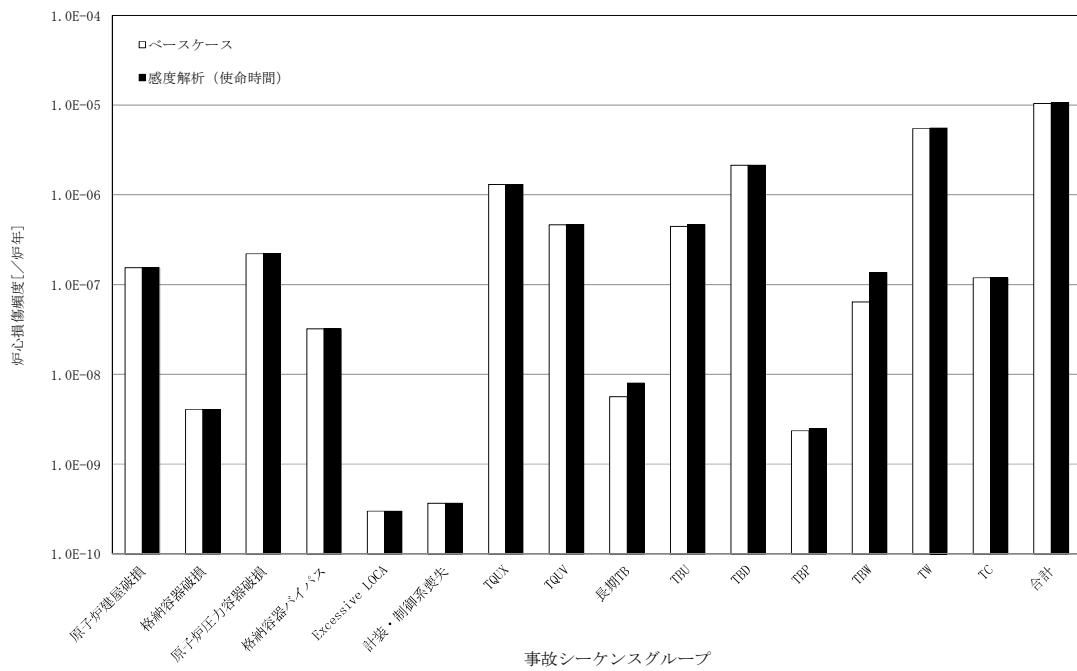


第 3.2.1.4-10 図 相関性を変更した場合の評価結果  
(事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度)

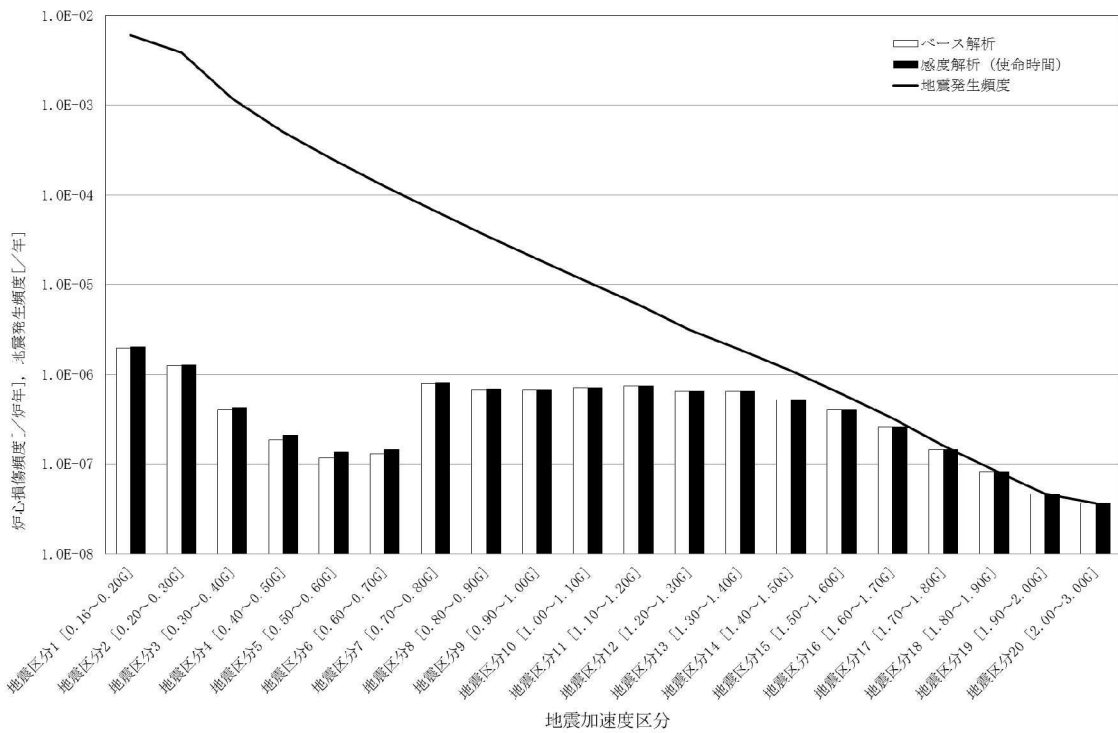


第 3.2.1.4-11 図 相関性を変更した場合の評価結果  
(地震加速度区分別炉心損傷頻度)





第 3.2.1.4-12 図 使命時間を 72 時間とした場合の評価結果  
(事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度)



第 3.2.1.4-13 図 使命時間を 72 時間とした場合の評価結果  
(地震加速度区分別炉心損傷頻度)



## 地震 P R Aにおけるプラントウォークダウンのチェック項目について

地震 P R Aにおけるプラントウォークダウンで確認すべきチェック項目の具体的内容について、以下に示す。これらの項目をチェックシートに整理し、プラントウォークダウンを実施した。

### 1. 耐震安全性の確認

#### (1) 対象機器本体に対するチェック項目

耐震バックチェック等における耐震計算では、各機器が図面どおりに設置されており、機器の各部位に耐力を低下させるような要因がないことが前提になっている。このため本項目では、各機器について図面との相違や、腐食・亀裂等の地震に対する耐力の低下につながる要因はないかについて点検し、耐震計算の前提に問題がないことを確認する。

- a. 対象機器の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い
- 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
- c. 配管接合部と図面に外見上の相違点は無い
- d. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い

#### (2) アンカーボルトに対するチェック項目

前項と同様に、耐震計算の前提となっているアンカーボルトの設置本数・配置状況や健全性について点検し、耐震計算に与える影響はないかを確認する。

- a. 図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い
- b. 外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い



c. 締め付け強度は適切に管理されている

- ・ボルトの締め付け強度の管理に関しては、以下の点をチェックすることで確認する。

- ボルトに引かれている合いマークがずれていない
- ボルトに塗られているペンキに割れや剥がれがない
- スプリングワッシャーやダブルナットによるゆるみ止めがされている
- ボルトを緩ませるような振動が発生する機器ではない
- 定検等の点検において構造に係るトラブルが発生したことがない

d. アンカーボルト付近のコンクリート部に異常がない

2. 二次的影響に対するチェック項目

a. 周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊により被害を受けない

- ・調査対象機器の周辺に、それが損傷することにより対象機器を破損させる耐震クラスの低い機器類（特に照明、電線管、小口径配管等及び仮設設備）がないかを確認する。なお、現場調査時に耐震クラス等が不明であった場合には、写真等で状況を記録した後に、系統図・配管ルート図等で確認する。

b. 被害を与えうる周辺の機器の耐震性は問題ない（対象設備への波及的機器があるか）

- ・損傷した場合に調査対象機器に衝突するなどして被害を与えうる機器について、その機器の支持構造物・定着部等を点検することで耐震性に問題がないかを確認する。



c. 無筋のブロック壁が近傍にない

- ・調査対象機器の周辺にブロックを積み上げただけのような，仮設の壁面がないかを確認する。



## 耐震 B，C クラスの評価対象設備の取扱いについて

### 1. 耐震 B，C クラスの評価対象設備の取扱い

耐震 B，C クラスの設備について，地震 P R A の評価上期待している設備は以下のとおりであり，評価におけるモデル化の方法を示す。

- ・ 外部電源系：耐震 C クラス

外部電源に関連する機器のフラジリティについては，送電網を含めたシステム全体として評価し，開閉所設備の碍子部で代表させていることから，地震 P R A のモデルに開閉所設備（碍子部）のフラジリティを入力している。

- ・ 燃料移送系：耐震 C クラス

使命時間内（24 時間）の非常用ディーゼル発電機への燃料移送機能に期待しているため，地震 P R A のモデルに軽油貯蔵タンクのフラジリティを入力している。

- ・ 復水移送系<sup>※1</sup>：耐震 B クラス

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系（以下「高圧注水系」という。）の初期水源を復水貯蔵タンクとしており，水源切替に失敗すると，高圧注水系の機能損傷につながることから，水源切替の人的過誤についてモデル化を行い，フラジリティの入力を行っていない。高圧注水系の水源切替のモデル化の方法について，次項に示す。

---

※1 復水移送系とは，復水貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系への移送配管を含む設備系統をいう。



## 2. 高圧注水系の水源切替のモデル化方法

### 2.1 高圧注水系の水源の構成について

東海第二発電所の高圧注水系は、初期水源を復水貯蔵タンクとし、復水貯蔵タンクの水位が低下した場合又はサプレッション・チェンバの水位が上昇した場合に自動又は手動でサプレッション・チェンバに水源を切り替える設計としている。高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の系統概要図を図 1 及び図 2 に示す。

### 2.2 地震 P R Aにおける高圧注水系の水源のモデル化方法について

東海第二発電所の復水貯蔵タンクの耐震クラスが B クラスであることを考慮し、地震 P R Aにおいては、高圧注水系の水源は次のとおりモデル化している。

- 0.7G<sup>※2</sup>未満の地震加速度区分においては、復水貯蔵タンクからの取水ラインが地震により損傷する可能性はあるものの、高圧注水系の吸込み圧力が確保できなくなるような配管破断は考えにくいため、運転員による水源切替操作に成功した場合は高圧注水系の機能が維持できると想定し、運転員によるサプレッション・チェンバへの水源切替操作失敗及び水源切替弁等の機械的故障（地震による損傷を含む）をモデル化している。
- 0.7G<sup>※2</sup>を超過する地震加速度区分においては、復水貯蔵タンクからの取水ラインが地震により損傷し、高圧注水系の吸込み圧力が確保できなくなるような配管破断が発生する可能性があることから、保守的に運転員による水源切替操作に必ず失敗すると仮定し、高圧注

---

※2 「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）」（平成 26 年 5 月 20 日申請）における基準地震動  $S_s$  の最大加速度。



水系に期待しないモデルとしている。

上記のモデル化により、 $0.7G^{※2}$ を超過する地震加速度区分では高圧注水系に期待していないため、 $0.7G^{※2}$ 未満の地震加速度区分に比べて炉心損傷頻度が増加する。

### 3. 高圧注水系の水源切替操作のモデル化方法に関する感度解析

ベースケースでは、加速度区分 7 ( $0.70G\sim0.80G$ ) 以降は高圧注水系の水源切替操作に必ず失敗するものとして評価しているが、この高圧注水系の水源切替操作のモデル化方法が全炉心損傷頻度に与える影響を確認するため、高圧注水系の水源切替操作に全加速度区分で成功とした場合の感度解析を実施した。その結果、全炉心損傷頻度は  $9.2E-06$ ／炉年であり、ベースケースの  $1.0E-05$ ／炉年から有意な変化はなかった。地震加速度区分別の炉心損傷頻度を図 3 に示す。

感度解析ケースでは、加速度区分 7 ( $0.70G\sim0.80G$ ) から加速度区分 14 ( $1.40G\sim1.50G$ ) の中加速度領域の炉心損傷頻度が低減するものの、全炉心損傷頻度に対して支配的な加速度区分はいずれのケースも加速度区分 1 ( $0.16G\sim0.20G$ ) 及び加速度区分 2 ( $0.20G\sim0.30G$ ) であるため、高圧注水系の水源切替操作のモデル化方法は全炉心損傷頻度に対して有意な影響を与えるものではない。

したがって、地震発生時の復水貯蔵タンクからの取水ラインの損傷の程度及び運転員による高圧注水系の水源切替操作には不確かさがあると考えられるものの、加速度区分 7 ( $0.70G\sim0.80G$ ) 以上の地震動に対する高圧注水系の水源切替操作における仮定は、評価結果に有意な影響を与えない。



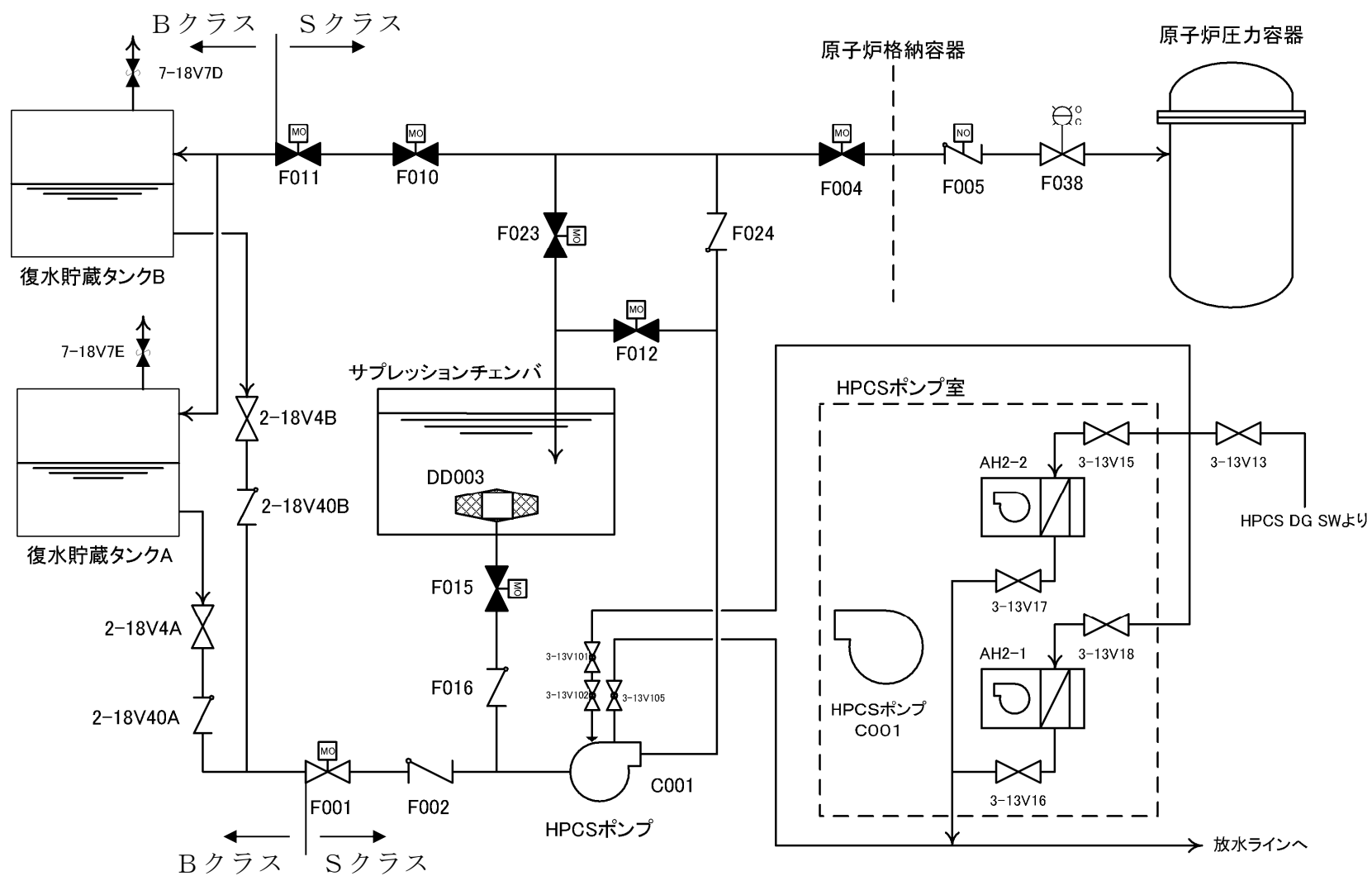


図1 高圧炉心スプレイ系の系統概要図



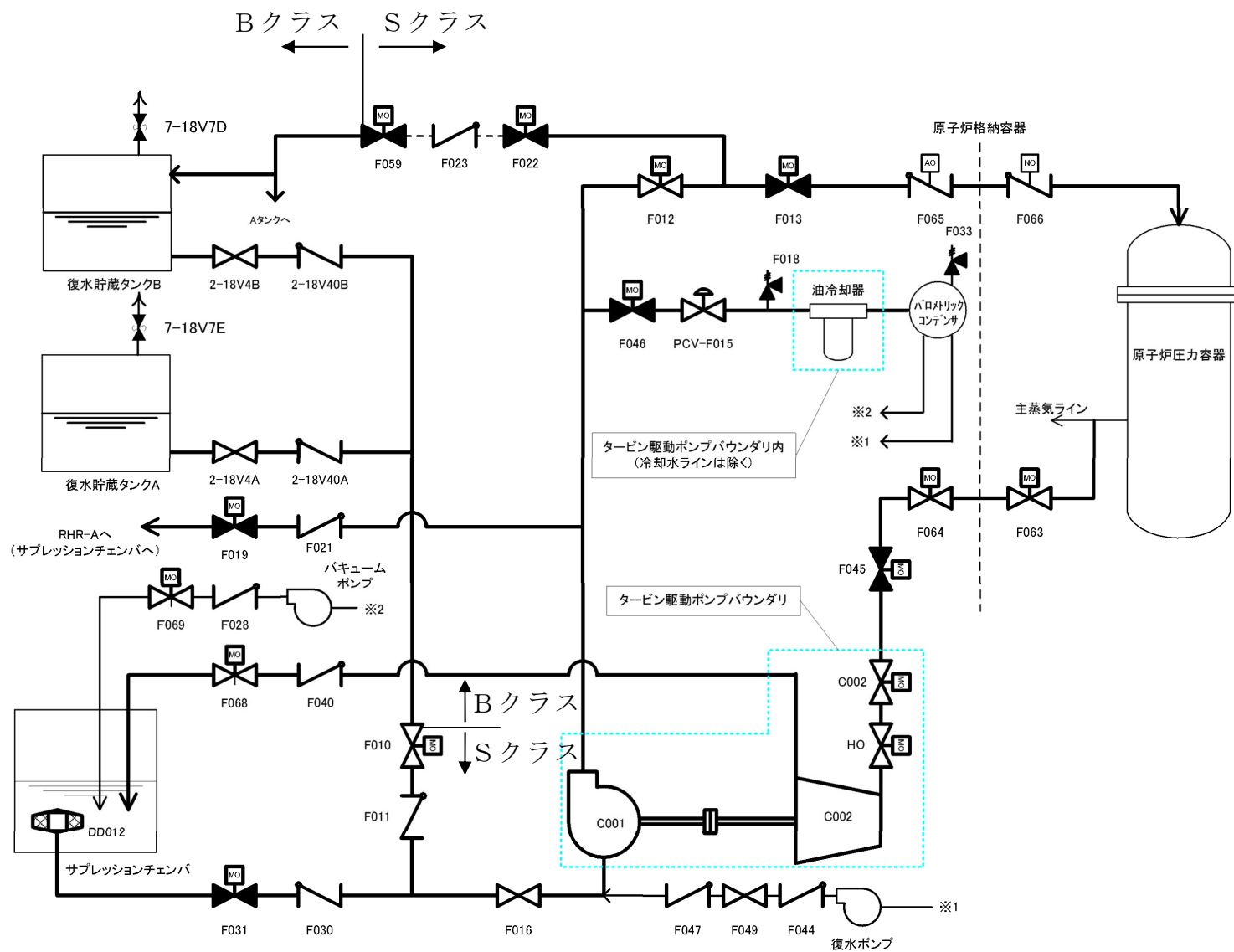


図 2 原子炉隔離時冷却系の系統概要図



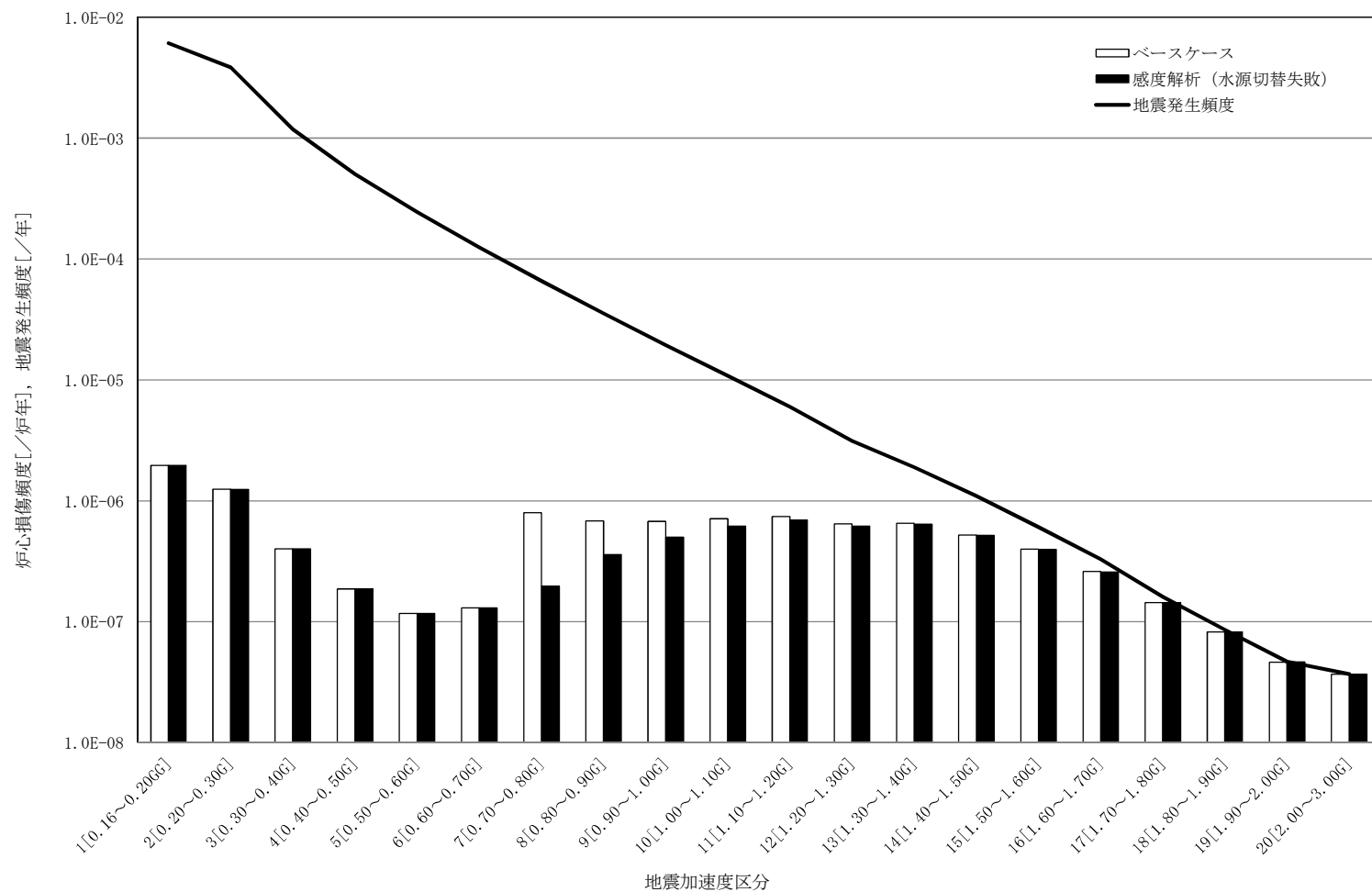


図3 地震加速度区分別炉心損傷頻度（高圧注水系の水源切替のモデル化方法に関する感度解析）



建屋・機器リストとフラジリティデータの外部電源喪失において、開閉所設備の碍子部を評価部位の代表箇所とする妥当性について

1. はじめに

東海第二発電所の地震PRAでは、送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響を開閉所設備の碍子部の損傷で代表して評価する手法を取っている。この仮定の置き方が、シーケンス選定の目的に照らして、妥当であるとする理由について以下に記載する。

2. 開閉所設備の碍子部を評価部位の代表箇所とする妥当性

「第3.2.1.1-2表 地震による事故シナリオ及びスクリーニング結果」のうち、「送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響」において、「外部電源に関連する機器のフラジリティについては、送電網を含めたシステム全体として評価し、開閉所設備の碍子部で代表させている」としている。

これは、東北地方太平洋沖地震における送電網の鉄塔の耐震性を示した報告書として、「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について」（平成23年5月16日、東京電力株式会社）があり、「4. 電源線鉄塔の耐震性」において、地震により倒壊した鉄塔はないが、支持碍子の折損が発生していることが示されており、送電網の碍子の耐力が小さいことが確認されているからである。（補足資料1）

なお、東海第二発電所の開閉所設備については、信頼性向上対策として気中絶縁開閉装置と比べて重心が低く耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更することとしている。これにより、開閉所設備の耐力は向上するものの、開閉所設備のフラジリティに送電網を含めたシステム全体としての影響を包含さ



せるため、フラジリティ評価において開閉所設備の耐力の向上は考慮しないこととした。

### 3. 外部電源喪失を仮定した場合の感度解析

東海第二発電所の地震P R Aにおいて、外部電源が必ず喪失すると仮定した場合の感度解析を実施し、全炉心損傷頻度への影響は限定的であることを確認した。(補足資料 2)



原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について

平成 23 年 5 月 16 日

東京電力株式会社



#### 4. 電源線鉄塔の耐震性（指示事項3）

##### 4. 1 送電設備の耐震性について

「防災基本計画」（平成7年7月 中央防災会議決定）に基づき、「電気設備防災対策検討会」（資源エネルギー庁長官の私的検討会）の報告書（平成7年11月24日）において、下記の通り各電気設備の耐震性確保に関する基本的考え方が示されている。

##### (1) 一般的な地震動に際し、

個々の設備毎に機能に重大な支障が生じないこと。

##### (2) 高レベルの地震動に際しても、

著しい（長期的かつ広範囲）供給支障が生じないよう、代替性の確保、多重化等により総合的にシステムの機能が確保されること。

また、報告書では、兵庫県南部地震における地震動や被害の程度が設計で想定した範囲内かどうかの分析を行うとともに、被害実態を踏まえた実証的な検討を併せて行い、現行耐震基準の妥当性に関する検討が行われた。

この検討の結果、現行耐震基準は、各電気設備が確保すべき耐震性を規定するものとして妥当であると評価された。すなわち、各電気設備の現行耐震基準は、一般的な地震動に際して機能に重大な支障が生じない耐震性を確保するとともに、高レベルの地震動に際しても著しい（長期的かつ広範囲）供給支障が生じることのないよう、代替性の確保、多重化等により、総合的にシステムの機能を確保するものであることを確認し、現行耐震基準は妥当であると評価された。

そこで、上記評価に加えて、東北地方太平洋沖地震（以下、今回の地震という）における被害実態を踏まえ、原子力発電所に外部電源供給系統として直接接続している送電設備 7 線路（510 基）を対象に耐震性の評価を行った。



【耐震性評価対象送電設備】

電圧	線路名	基数
500kV	新新潟幹線	214 基
500kV	南新潟幹線	201 基
275kV	東海原子力線	44 基
275kV	原研那珂線	4 基
154kV	原子力線	8 基
154kV	村松線	38 基
154kV	村松北線	1 基

4. 2 送電鉄塔の耐震性について

(1) 今回の地震での被害実態と推定原因

【被害実態】

- ・原子力発電所の電源線およびそれ以外の送電線を含め、鉄塔倒壊は 1 基。
- ・送電鉄塔に設置されている支持がいしの折損が多数発生し、送電線によっては、絶縁距離不足による送電不能事象が発生。

【推定原因】

- ・鉄塔倒壊の原因は、隣接地の大規模な盛土が地震動により崩壊し、鉄塔敷地になだれ込み、その土圧により倒壊したものと現時点では推定。
- ・支持がいしの折損は、地震動によるものと推定。

(2) 耐震性の評価

【鉄 塔】

- ・今回の地震においても、当社および東北電力ともに、地震動が直接原因となり倒壊した鉄塔は無い。
- ・今回の地震を含め、過去の大規模地震（兵庫県南部地震、中越地震）で倒壊した鉄塔は 3 基であるが、その原因は、全て地震による鉄塔敷地周辺の影響による被害（以下、二次的被害という）であり、地震動による鉄塔倒壊は無い。
- ・従って、今回の地震においても、平成 7 年の報告書どおり、鉄塔は十分な耐震性を有していると評価できる。
- ・ただし、今回の地震では、隣接地の大規模盛土の崩壊による鉄塔倒壊が 1 基発生しているため、鉄塔敷地周辺の影響による基礎の安定性について検討する必要がある。



【支持がいし】

- ・地震動による折損が多数発生しているため、耐震性が確保されているとは言い難い。
- ・従って、より耐震性に優れたものに取り替えるなどの対応が必要である。
- ・今回、電気事故の原因は、長幹支持がいしを用いたジャンパー支持がいしの破損によることから、原子力電源線における類似設備の抽出を行った。
- ・対策方法としては、長幹支持がいしを懸垂がいしや有機がいしに変更する方法を検討する。

【評価対象線路と類似設備箇所数】

対策線路名	対策基数	対策期間
500kV 新新潟幹線 (全 214 基)	0 基	暫定対策：－ 本 対 策：－
500kV 南新潟幹線 (全 201 基)	0 基	暫定対策：－ 本 対 策：－
275kV 東海原子力線 (全 44 基)	16 基	暫定対策：－ 本 対 策：H23.5 ～ H23.12
275kV 原研那珂線 (全 4 基)	0 基	暫定対策：－ 本 対 策：－
154kV 原子力線 (全 8 基)	0 基	暫定対策：－ 本 対 策：－
154kV 村松線 (全 38 基)	1 基	暫定対策：－ 本 対 策：H23.5 ～ H23.12
154kV 村松北線 (全 1 基)	0 基	暫定対策：－ 本 対 策：－

【対策スケジュール】

項 目	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月
耐震設計	■							
性能確認 試験		■	■	■				
製 造					■	■	■	
改修工事								■



## 外部電源喪失を前提とした場合の炉心損傷頻度について

## 1. はじめに

東海第二発電所の地震 P R A では、評価上、開閉所設備の碍子部のフラジリティを用いて外部電源喪失の発生の有無を評価しているが、実際には、地震により送電系統等が損傷した場合は、開閉所設備の碍子部が健全であっても外部電源が喪失する。そのため、地震により外部電源が必ず喪失すると仮定した場合の感度解析を実施し、炉心損傷頻度への影響を評価した。

## 2. 感度解析結果

地震により外部電源が必ず喪失すると仮定したため、感度解析ケースの全炉心損傷頻度は  $1.3\text{E-}05$ /炉年となり、ベースケースの  $1.0\text{E-}05$ /炉年に比べて増加したものの、有意な変化ではなかった。地震加速度区分別の炉心損傷頻度の比較を表 1 及び図 1 に、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の比較を表 2 及び図 2 示す。

炉心損傷頻度は加速度区分 1 ( $0.16\text{G}\sim 0.20\text{G}$ ) から加速度区分 8 ( $0.80\text{G}\sim 0.90\text{G}$ ) の低加速度領域のみで増加している。この理由は、ベースケースにおいて外部電源喪失の確率を与えている開閉所設備の碍子の耐力が小さく、外部電源が必ず喪失するとの仮定は、低加速度領域のみに影響を与えるためである。

なお、長期 T B 及び T B W の事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が有意に増加しているが、これらの事故シーケンスグループは低加速度領域の炉心損傷頻度が支配的であることによるものである。



### 3. まとめ

東海第二発電所の地震P R Aにおいて，外部電源が必ず喪失すると仮定した場合の感度解析を実施した。

その結果，全炉心損傷頻度への影響は有意なものではないことを確認した。



表 1 地震加速度区分別の炉心損傷頻度の比較

加速度区分	感度解析ケース (外部電源なし)		ベースケース		感度解析ケース／ベースケース
	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合	
1 (0.16～0.20G)	3.2E-06	25.2%	2.0E-06	18.8%	1.65
2 (0.20～0.30G)	2.0E-06	15.8%	1.2E-06	12.0%	1.64
3 (0.30～0.40G)	6.3E-07	4.9%	4.0E-07	3.8%	1.57
4 (0.40～0.50G)	2.7E-07	2.1%	1.9E-07	1.8%	1.46
5 (0.50～0.60G)	1.5E-07	1.2%	1.2E-07	1.1%	1.29
6 (0.60～0.70G)	1.4E-07	1.1%	1.3E-07	1.2%	1.10
7 (0.70～0.80G)	8.0E-07	6.2%	8.0E-07	7.6%	1.01
8 (0.80～0.90G)	6.8E-07	5.3%	6.8E-07	6.5%	1.00
9 (0.90～1.00G)	6.8E-07	5.2%	6.7E-07	6.5%	1.00
10 (1.00～1.10G)	7.1E-07	5.5%	7.1E-07	6.8%	1.00
11 (1.10～1.20G)	7.4E-07	5.8%	7.4E-07	7.1%	1.00
12 (1.20～1.30G)	6.4E-07	5.0%	6.4E-07	6.2%	1.00
13 (1.30～1.40G)	6.5E-07	5.1%	6.5E-07	6.2%	1.00
14 (1.40～1.50G)	5.2E-07	4.1%	5.2E-07	5.0%	1.00
15 (1.50～1.60G)	4.0E-07	3.1%	4.0E-07	3.8%	1.00
16 (1.60～1.70G)	2.6E-07	2.0%	2.6E-07	2.5%	1.00
17 (1.70～1.80G)	1.4E-07	1.1%	1.4E-07	1.4%	1.00
18 (1.80～1.90G)	8.2E-08	0.6%	8.2E-08	0.8%	1.00
19 (1.90～2.00G)	4.6E-08	0.4%	4.6E-08	0.4%	1.00
20 (2.00～3.00G)	3.7E-08	0.3%	3.7E-08	0.4%	1.00
合計	1.3E-05	100%	1.0E-05	100.0%	1.23



表 2 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度評価結果の比較

事故シーケンスグループ		感度解析ケース (外部電源なし)		ベースケース		感度解析ケース／ベースケース
		炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合	
高圧・低圧注水機能喪失	T Q U V	4.7E-07	3.6%	4.6E-07	4.5%	1.01
高圧注水・減圧機能喪失	T Q U X	1.3E-06	10.3%	1.3E-06	12.5%	1.01
全交流動力電源喪失	長期 T B	1.8E-07	1.4%	5.6E-09	<0.1%	31.1
	T B U	4.5E-07	3.5%	4.4E-07	4.3%	1.02
	T B P	3.3E-09	<0.1%	2.4E-09	<0.1%	1.40
	T B D	2.1E-06	16.6%	2.1E-06	20.5%	1.00
崩壊熱除去機能喪失	T W	5.8E-06	45.2%	5.5E-06	52.5%	1.06
	T B W	2.0E-06	15.3%	6.4E-08	0.6%	30.6
原子炉停止機能喪失	T C	1.2E-07	0.9%	1.2E-07	1.1%	0.99
原子炉建屋破損		1.5E-07	1.2%	1.5E-07	1.5%	1.00
格納容器破損		4.1E-09	<0.1%	4.1E-09	<0.1%	1.00
原子炉圧力容器破損		2.2E-07	1.7%	2.2E-07	2.1%	1.00
格納容器バイパス		3.2E-08	0.3%	3.2E-08	0.3%	1.00
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)		3.0E-10	<0.1%	3.0E-10	<0.1%	1.00
計装・制御喪失		3.7E-10	<0.1%	3.7E-10	<0.1%	1.00
合計		1.3E-05	100%	1.0E-05	100.0%	1.23



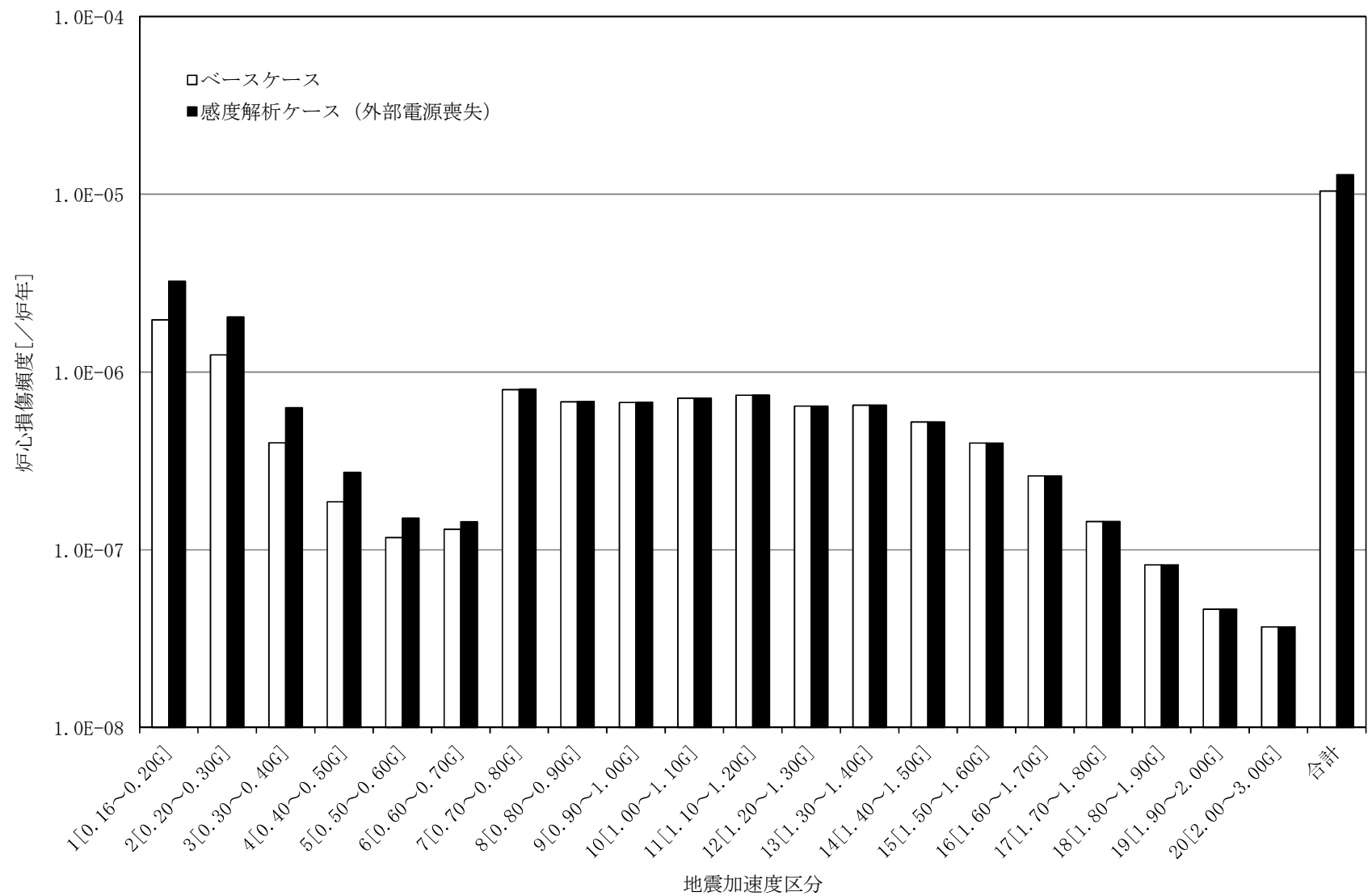


図1 地震加速度区分別の炉心損傷頻度評価結果の比較



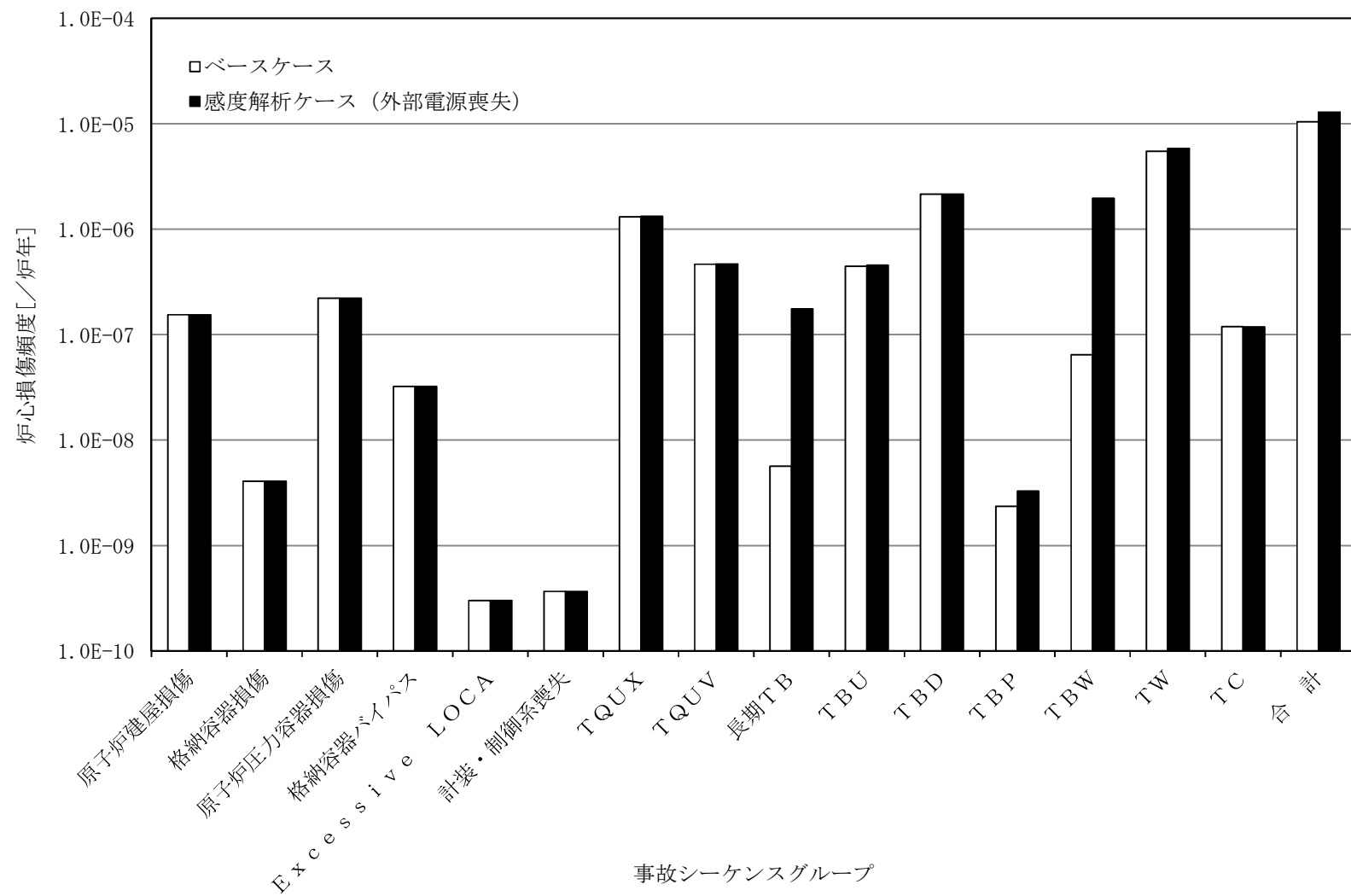


図2 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度評価結果の比較



## 「余震による炉心損傷への影響」に関する整理について

## 1. 建屋

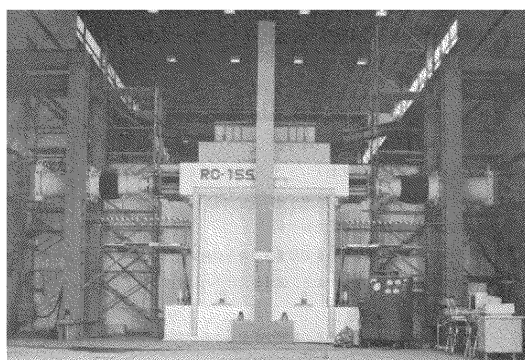
学会標準の【解説 10】において、原子炉建屋の主要耐震要素である R C 造耐震壁、R C C V 及び P C C V について、最大耐力あるいは耐力低下後の破壊に至るまでの静的試験、振動台等による動的試験がこれまで数多く実施されており、JEAG 4601 - 追補版にはそれらの復元力特性の評価法が纏められている。静的試験の結果から、荷重の繰り返しに対して、各振幅の最大荷重はほぼスケルトンカーブに一致し、繰り返しによる劣化は認められない。さらに、地震時の耐震壁等の挙動を確認するための動的試験又は仮動的試験で R C 造耐震壁の耐力に相当するせん断変形角  $4 \sim 5 \times 10^{-3}$  程度までは、地震力の繰り返しに対して最大点を示す復元力特性が維持され、スケルトンカーブの低下が見られないことが確認されている。したがって、「本震あるいは余震による応答が、耐力以下であれば、本震と余震の地震動の大きさに係わらず、原子炉建屋は健全性を保つことができる。」との記載に従い、余震による建屋 fragility 評価は、本震による建屋 fragility 評価に含まれているものと考えられることができる。

具体的には【解説 10】の記載内容に基づき、本震による地震動と同等の余震による地震動を数回想定しても耐震壁の最大応答値及び現実的耐力評価にはほとんど影響を与えないこと、並びに、fragility 評価用地震動の設定に際しては、【解説 57】に基づき、以下に示すとおり継続時間が長くなるように配慮していることを踏まえて、余震による建屋 fragility 評価は本震による建屋 fragility 評価に含まれているものと判断している。

【解説 57】模擬地震波作成の経時特性を設定するための地震規模及び震源距離は、確率論的地震ハザード評価において支配的な震源に対応したものを



用いれば十分であると考えられる。支配的な震源の評価方法としては、対象サイト周辺震源の中で地震動が最も大きくなると予想されるものを用いるか、確率論的地震ハザード評価より求まる平均的な地震規模及び震源距離の組合せを用いる方法などがある。東海第二発電所の評価では、前者の方法により評価を行っており、この評価によると地震動が長くなり最大振幅が複数回存在していることとなるため、余震の影響をある程度加味した評価となっている。



R C造耐震壁の仮動的試験で、終局せん断ひずみを上回るせん断変形角  $2 \times 10^{-3}$  ~  $7 \times 10^{-3}$  程度までの 3 レベルの試験を実施。  
各試験では、ほぼ同じ振幅レベルを 2~3 回程度繰り返した応答を示しているが、履歴特性及びスケルトンカーブの劣化は見られない。

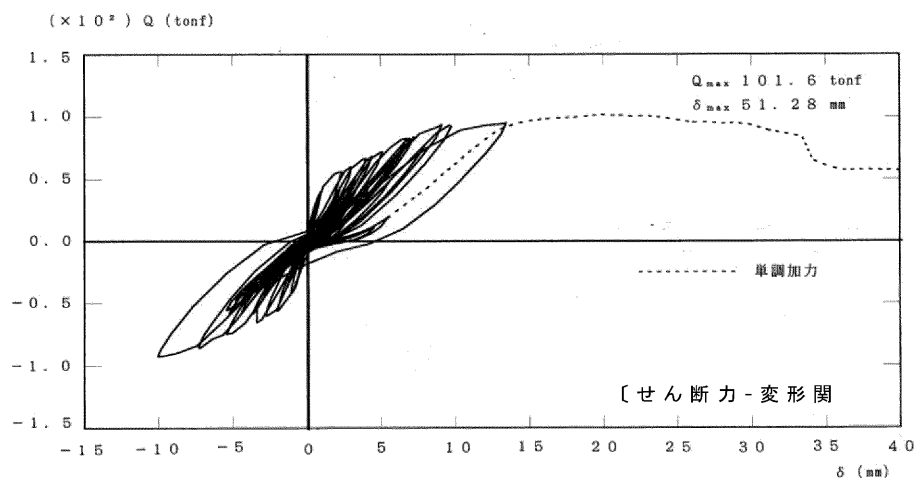
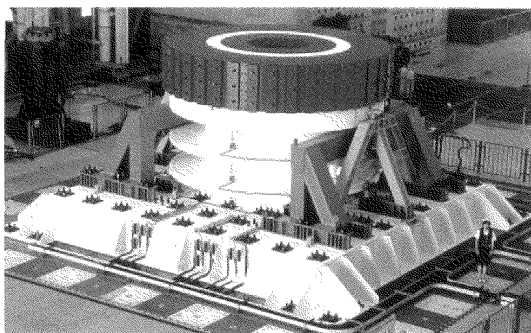


図1 I型耐震壁の仮動的試験例





R C C Vについて $S_2$ の9倍の地震動レベルまで振動試験を実施。正側で $S_2$ の4倍（最大耐力時 $R=8 \times 10^{-3}$ 程度），負側で3倍（最大耐力時 $R=5 \times 10^{-3}$ 程度）まで履歴特性及びスケルトンカーブの劣化は見られない。

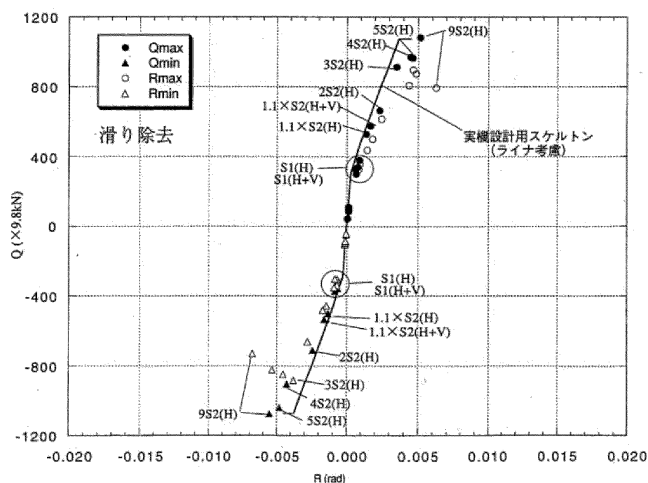
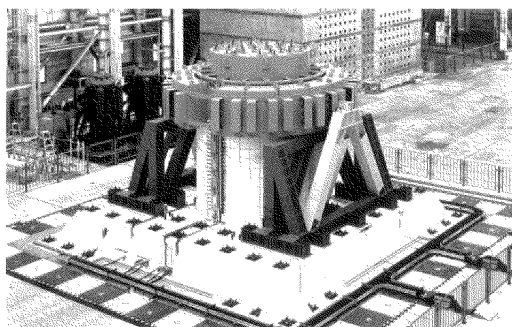


図2 R C C Vの振動試験例



P C C Vについて $S_2$ の5倍の地震動レベルまで振動試験を実施。 $S_2$ の4倍で最大耐力に達しているが，履歴特性及びスケルトンカーブの劣化は見られない。

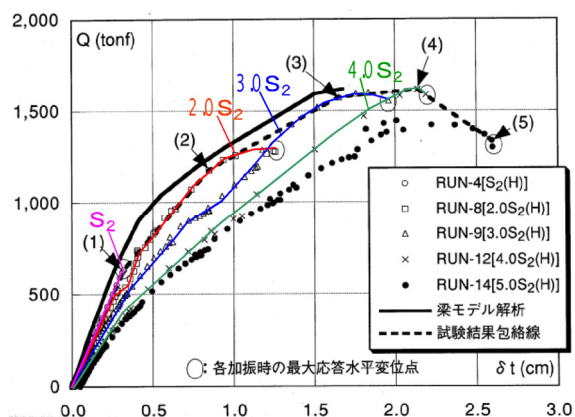


図3 P C C Vの振動試験例



## 2. 機器・配管系

学会標準の【解説 10】において配管及び動的機器の余裕が記載されている。各サイトの機器・配管系の設計用繰り返し回数の余裕を評価し、設計想定レベル以上の地震が繰り返し生じても問題ないとしている。

具体的には以下のとおりである。

### (1) 静的機器に対する余震の影響

静的機器に対する余震の影響について配管系を例に説明する。

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

それらの結果によれば、現行耐震設計法によって設計された配管系は、設計用基準地震動  $S_2$  に対する許容応力 ( $3S_m$ ) の 10 倍以上の応力強さにおいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じないこと、低サイクル疲労強度は設計疲れ線図を上回る強度を有している等が確認されている。したがって、配管系は破損に対して非常に大きな安全裕度を保有しており、余震による地震動の影響は小さいものとする。

また、プラントの耐震設計で用いる地震の等価繰り返し回数は一律に保守的な回数を設定しており、実際の繰り返し回数に比べ多めになっている。

これらのことから、現状の静的機器の構造強度に対する耐震設計手法は、疲労損傷に対して十分な余裕を含んでおり、余震による地震動の影響は小さいといえる。



## (2) 動的機器および電気品に対する余震の影響

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

このことから、動的機器及び電気品は、機能維持が確認された範囲内であれば、各部位は弾性範囲内であり、余震による繰り返し荷重の影響は受けないものと考えている。

また、動的機能に関する加振試験結果から以下のことがいえる。

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

実機試験では、試験横型ポンプの代表機種として原子炉補機冷却ポンプ（RCWポンプ）を対象に最大約  $6 \times 9.8 \text{ m/s}^2$  の加速度による振動試験を行い、ポンプの運転状態、外観等に異常が見られないことを確認している。また、電気品の実機試験では、原子炉補助盤、中央制御盤、計装ラック、論理回路制御盤等について最大約  $6 \times 9.8 \text{ m/s}^2$  の振動試験を行い、電氣的に異常がないことが確認されている。

これらの振動試験では、1 試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振試験を実施して、最終的に機能維持が確認された最大加速度を地震PRAにおける現実的耐力値として採用している。したがって、これらの耐力評価結果において、余震による地震動の繰り返しの影響はないものと考えられる（あるいは繰り返しの影響を含めた耐力評価結果となってい



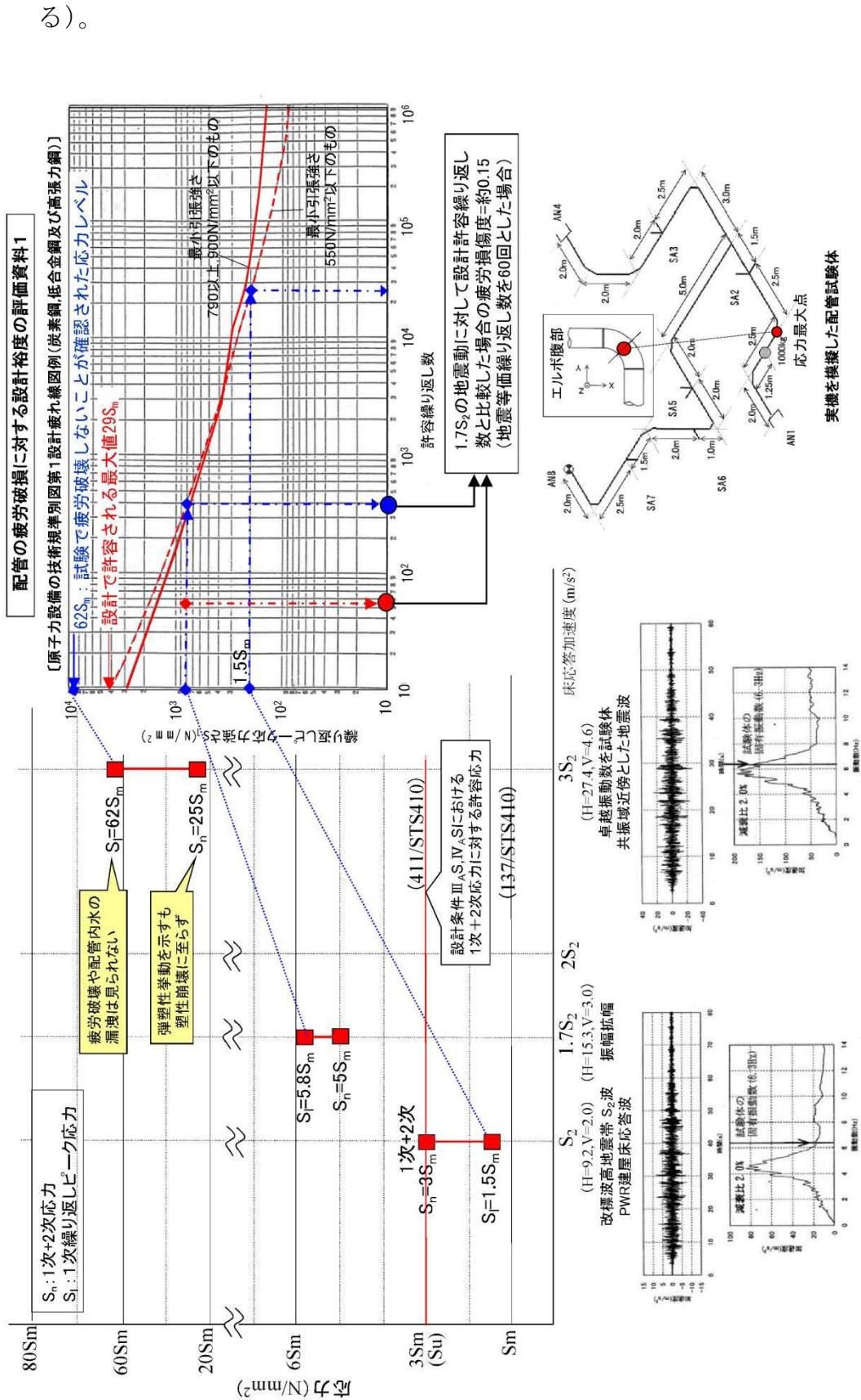


図 4 実機配管系モデルの終局強度試験



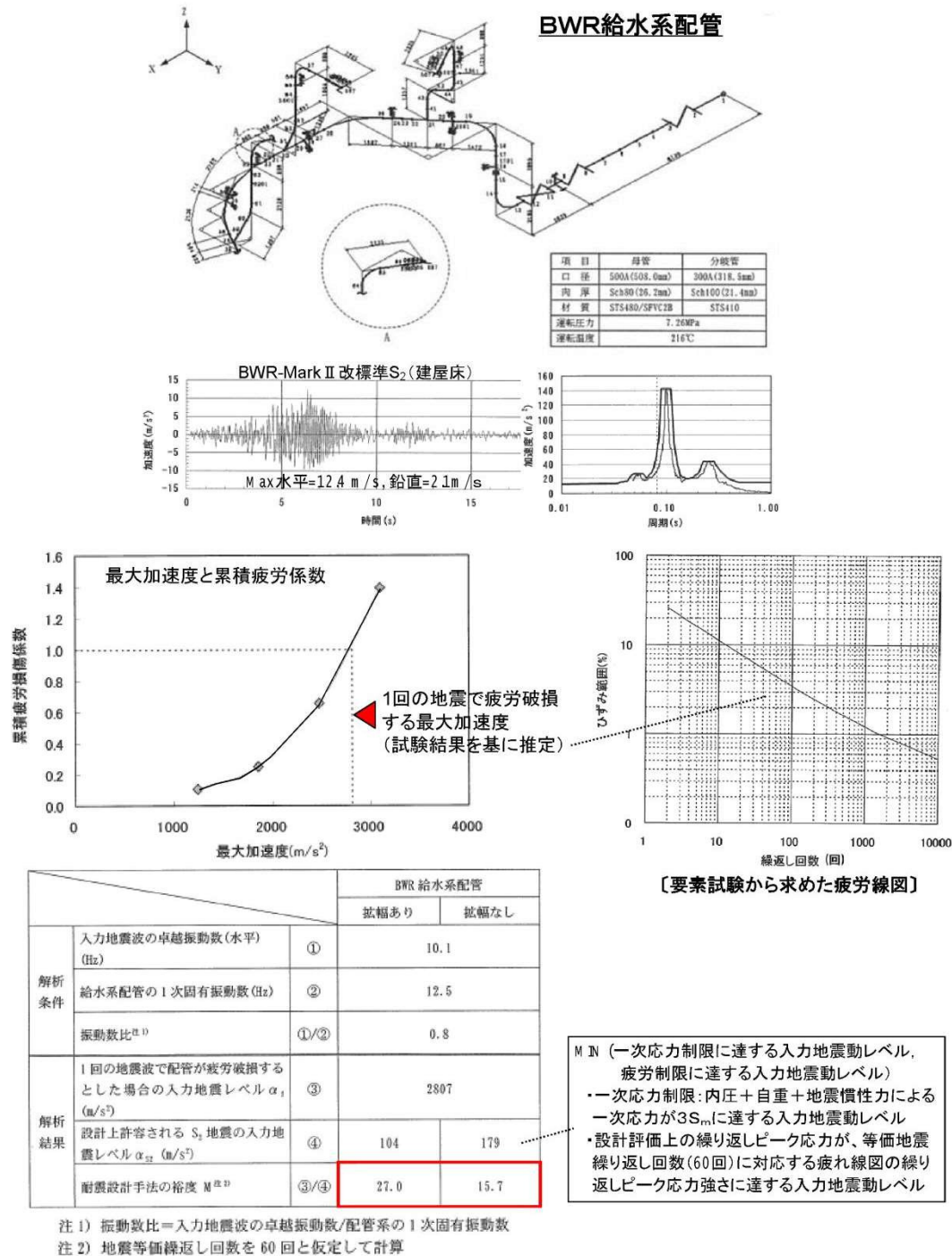


図 5 実機配管系の安全裕度の評価例 (BWR 給水系配管)



## 起因事象の抽出に対する網羅性について

## 1. 概要

起因事象の抽出に関しては地震P S A学会標準で挙げられている事象を考慮したほか、国内で発生した地震による発電所への影響事例の調査（原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015 附属書D（参考）国内の震害事例の抜粋），及び海外文献調査を実施し、抽出結果の網羅性を確認した。

## 2. 国内で発生した地震による発電所への影響事例調査

## 2.1 概要

国内で発生した地震による発電所への影響として、次に挙げる地震に対し、施設に影響した地震規模、安全上重要な設備への影響（AM設備への影響及び波及的影響を含む），外部電源への影響及び復旧操作へのアクセス性の観点で事例を抽出した。

- － 宮城県沖地震（2005 年 8 月）による女川原子力発電所に対する影響
- － 能登半島地震（2007 年 3 月）による志賀原子力発電所に対する影響
- － 新潟県中越沖地震（2007 年 7 月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響
- － 駿河湾の地震（2009 年 8 月）による浜岡原子力発電所に対する影響
- － 東北地方太平洋沖地震（2011 年 3 月）による福島第一原子力発電所，福島第二原子力発電所，東通原子力発電所，女川原子力発電所，及び東海第二発電所に対する影響



上記の震害事例を調査した結果、一部の地震において、地震観測記録が発電所設計時に設定された基準地震動  $S_2$  若しくは耐震安全性評価で設定された基準地震動  $S_3$  を上回ることが確認されたが、安全上重要な設備に対する地震による直接的な異常は確認されなかった。また、波及的影響の可能性としては、点検及び仮置き中の重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触、低耐震クラス配管の損傷又は津波による溢水事象、並びに、電気盤火災による波及的影響が確認された。

地震随伴溢水及び火災については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。

## 2.2 震害事例調査結果

### 2.2.1 宮城県沖地震（2005 年 8 月）による女川原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であった 1 号機、2 号機及び 3 号機は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、一部の周期で発電所設計時に設定された基準地震動  $S_2$  を上回ることが確認されたが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 1 に示す。

### 2.2.2 能登半島地震（2007 年 3 月）による志賀原子力発電所に対する影響

敷地地盤や 1 号機、2 号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動  $S_2$  を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重



要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 2 に示す。

#### 2.2.3 新潟県中越沖地震（2007 年 7 月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中又は起動中であつた 2 号機，3 号機，4 号機及び 7 号機は，地震に伴い自動停止。（1 号機，5 号機及び 6 号機は定期検査のため停止中）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，耐震設計上考慮すべき地震による地震動の周期帯のほぼ全域にわたって発電所設計時に設定された基準地震動  $S_2$  を上回ることが確認され，機器によっては構造強度や機能維持に影響を与えと考えられる異常が確認されているものの，重大な損傷をもたらしたものではなく，原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であつた。

安全上重要な設備への影響については，点検及び仮置き中であつた重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触事例や，地震に伴う消火系配管の損傷による一部 AM 設備の浸水事例が確認されたものの，地震による直接的な異常は確認されなかった。なお，3 号機の所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 3 に示す。

#### 2.2.4 駿河湾の地震（2009 年 8 月）による浜岡原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であつた 4 号機及び 5 号機は，地震に伴い自動停



止。（3号機は定期検査のため停止中。1号機及び2号機は廃止措置準備中。）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、3号機及び4号機については、発電所設計時に設定された基準地震動 $S_2$ による床応答スペクトルを超えるものではなく、設備の健全性が確保されていることが確認されている。5号機については、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において基準地震動 $S_1$ による床応答スペクトルを上回っていたが、主要な耐震設計上重要な機器及び配管の固有周期では下回っていたこと、また床応答スペクトルの一部が超えたことについては観測記録による地震応答解析結果によって全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることが確認されている。以上のことから、安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 4 に示す。

## 2.2.5 東北地方太平洋沖地震（2011 年 3 月）による原子力発電所に対する影響

### (1) 福島第一原子力発電所に対する影響

地震時、運転中であった1号機、2号機、3号機は、地震に伴い自動停止（4号機、5号機、6号機は定期検査中）。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管など）について、地震観測記録及び基準地震動 $S_s$ それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動による地震荷重より耐力の方が大きく、地震直後、各安全機能は保持されていたものと評価されている。

しかし、1～5号機については、地震後の津波によって、非常用ディー



ゼル発電設備，電源設備などが被水，機能喪失したことで全交流電源喪失に至り，１～３号機については最終的に炉心損傷に至った。５号機及び６号機については，原子炉に燃料が装荷されている状態で，１～３号機同様，津波による影響によって海水系が機能喪失に至ったものの，６号機の空冷式ディーゼル発電設備による電源確保（５号機については，６号機から電源融通実施）を行うとともに，仮設海水系ポンプによる冷却機能確保などの復旧措置によって冷温停止状態への移行及び維持が図られた。

また，全燃料が使用済燃料プールへ取り出されていた４号機をはじめとする，各号機の使用済燃料プール内燃料については，注水又は冷却によって使用済燃料プール水位を確保し，燃料損傷防止が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表５に示す。

## (2) 福島第二原子力発電所に対する影響

地震時，１～４号機は運転中であつたが，地震に伴い全号機自動停止。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器，残留熱除去系配管など）について，地震観測記録及び基準地震動 $S_s$ それぞれによる応答解析を比較した結果，基準地震動 $S_s$ による地震荷重より耐力の方が大きく，地震後，各安全機能は保持されていたものと評価されている。

３号機を除く，１号機，２号機及び４号機については，地震後の津波によって，海水系設備が被水することでヒートシンク喪失に至ったものの，外部電源及び３号機非常用ディーゼル発電設備，電源車による電源確保，海水系ポンプのモータ取り替えなどの復旧措置によって，除熱機能を確保することで，各号機とも冷温停止状態への移行，維持が図られた。



施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 6 に示す。

(3) 東通原子力発電所に対する影響

地震時において 1 号機は定期検査のため停止中。発電所敷地内で観測された地震加速度は 17Gal であり，地震による設備への影響はなかった。また，地震後に外部電源が全て喪失したが，非常用ディーゼル発電機が自動起動し全交流電源喪失には至らなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 7 に示す。

(4) 女川原子力発電所に対する影響

地震時に運転中又は起動中であつた 1 号機，2 号機及び 3 号機は，地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計用の基準地震動  $S_s$  による床応答スペクトルを上回っていたが，地震観測結果に基づく原子炉建屋及び耐震安全上重要な主要設備の地震時における機能を概略評価（建屋については最大応答せん断ひずみ及び層せん断力，設備については影響構造強度評価及び動的機能維持評価）した結果，機能維持の評価基準を下回っていることが確認されている。今後は詳細なシミュレーション解析によって健全性を確認するとともに主要設備以外の耐震安全上重要な設備を含め設備の健全性を確認することとしている。

安全上重要な設備への影響については次のとおりである。1 号機において常用系の高圧電源盤火災によって地絡した同期検定器の出力回路ケーブルから非常用母線と予備変圧器の連絡しゃ断器投入コイルに電圧が印加さ



れ、非常用母線電圧が瞬時低下したため、同母線から受電していた残留熱除去系ポンプ 2 台の自動停止が確認された。2 号機において海水ポンプ室に流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋の一部に流入し、原子炉補機冷却水系の 1 系統及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系の機能喪失が確認された。同冷却水系の喪失によって非常用ディーゼル発電機 1 系統及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の自動停止が確認された。さらに、常用系の高圧電源盤火災の影響により、非常用ディーゼル発電機が起動していない状態でしゃ断器投入が発生し、非常用ディーゼル発電機界磁回路損傷が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 8 に示す。

#### (5) 東海第二発電所に対する影響

地震時に運転中であった東海第二発電所は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる原子炉建屋の最大応答加速度は、設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動  $S_s$  の最大応答加速度以下であった。また、観測された地震データによる原子炉建屋の床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計時に用いた床応答スペクトルを上回っていたが、主要な周期帯で観測地震記録が下回っていることが確認されている。安全上重要な設備への影響については、津波対策工事が完了していなかった一部の海水ポンプ室に海水が浸水し 3 台ある非常用ディーゼル発電機用海水ポンプのうち 1 台が停止したこと、並びに、125V 蓄電池 2 B 室のドレンファンネルからの逆流によって床面に 3cm の深さで溢水が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。



施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 9 に示す。



表 1 2005 年 8 月に発生した宮城県沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の 関係)	<p>女川原子力発電所 1 号機, 2 号機, 3 号機は, 定格熱出力運転中のところ平成 17 年 8 月 16 日に発生した宮城県沖を震源とするマグニチュード 7.2 (震源深さ 72km, 震央距離 73km, 震源距離 84km) の地震の影響によって, 11 時 46 分に 1 号機, 2 号機, 3 号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお, 観測された保安確認用地震動は, 最大で 251.2Gal であった。</p> <p>1 号機, 2 号機, 3 号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル (周期ごとの加速度の最大値) は, 機器が設置されていない屋上を除き, 全ての周期において基準地震動 <math>S_2</math> による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また, 岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ, 一部周期において基準地震動 <math>S_2</math> を超えている部分があることを確認した。この地震で, 一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果, 宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。</p>
②-1 安全上重要な設備への影響 (波及影響も含む)	<p>無し</p> <p>今回観測された地震データを用いて, 安全上重要な設備 (建屋及び機器) の耐震安全性の評価を実施し, 耐震安全性が確保されていることを確認した。</p>
②-2 既存の AM 設備への影響 (波及影響も含む)	無し
③-1 外部電源への影響	無し
③-2 D/G への影響	無し
③-3 補機冷却系への影響	無し
③-4 電源融通の可能性	可能
③-5 復旧操作へのアクセス性	<p>重大な影響は無し。ただし, 構内道路アスファルト亀裂, 波うち及び段差が発生した。</p>
④その他 (安全機能には影響しないもの, 留意しておく必要のある事項)	無し



表 2 2007 年 3 月に発生した能登半島地震による志賀原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の 関係)	<p>【志賀 1 号機, 2 号機】</p> <p>敷地地盤や 1 号機, 2 号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果, 観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動 <math>S_2</math> を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが, この周期帯に関して, 安全上重要な施設に影響がないことを確認した。</p> <p>また, 1 号機, 2 号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果, 各施設とも弾性範囲内に収まっており, 施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管, 並びに排気筒について, 敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果, 各施設とも弾性範囲内に収まっており, 施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに, 今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動 <math>S_2</math> を上回ったことから, 長周期側で今回の地震動を上回る地震動(検討に用いた地震動)を想定し, 長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果, 耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上, 安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から, 能登半島地震を踏まえても耐震安全性は確保されていることが確認できたと考えられる。</p>
②-1 安全上重要な設備への影響 (波及影響も含む)	【志賀 1, 2 号機】無し
②-2 既存の AM 設備への影響 (波及影響も含む)	【志賀 1, 2 号機】無し
③-1 外部電源への影響	<p>【志賀 1, 2 号機】</p> <p>供用中の 3 回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが, 事象発生 of 6 分後に復旧した。</p>
③-2 D/G への影響	【志賀 1, 2 号機】無し
③-3 補機冷却系への影響	【志賀 1, 2 号機】無し
③-4 電源融通の可能性	【志賀 1, 2 号機】可能
③-5 復旧操作へのアクセス性	【志賀 1, 2 号機】影響は無し
④その他(安全機能には影響しないもの, 留意しておく必要のある事項)	<p>■水銀灯の落下</p> <p>1 号機タービン建屋運転階の水銀灯が 7 個, また 2 号機原子炉建屋運転階の水銀灯が 2 個落下した。</p> <p>また, 2 号機で落下した水銀灯の破片は, 約 97% を運転階床上から回収したが, 残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため, これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p>



確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）（つづき）	<p>■ 2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ</p> <p>組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し，わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ，動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p>
	<p>■ 1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散</p> <p>使用済燃料貯蔵プールの水約 45 リットル（放射エネルギー約 750 万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち，養生シート外には約 8 リットル（放射エネルギー約 130 万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響は無し。</p>



表 3 2007 年 7 月に発生した中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																																																						
①施設に影響した地震規模 （地震観測記録と基準地震動の 関係）	<p>【柏崎刈羽 1 ～ 7 号機】</p> <p>新潟県中越沖においてマグニチュード 6.8 の地震が 発生、震央距離 16km、震源距離 23km に位置している柏 崎刈羽においては、全号機（1 ～ 7 号機）にて基準地震 動を超える加速度を確認、原子炉建屋基礎版上での最大 加速度のものは、1 号機での 680Gal（設計時の最大加 速度応答値 273Gal）であった。各号機で原子炉建屋基 礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表 の通り。</p> <table><tr><th colspan="2" rowspan="2">観測値</th><th colspan="2">南北</th><th colspan="2">東西</th><th colspan="2">上下</th></tr><tr><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計※</th></tr><tr><td>1 号機</td><td>最下階</td><td>311</td><td>274</td><td>680</td><td>273</td><td>408</td><td>(235)</td></tr><tr><td>2 号機</td><td>最下階</td><td>304</td><td>167</td><td>606</td><td>167</td><td>282</td><td>(235)</td></tr><tr><td>3 号機</td><td>最下階</td><td>308</td><td>192</td><td>384</td><td>193</td><td>311</td><td>(235)</td></tr><tr><td>4 号機</td><td>最下階</td><td>310</td><td>193</td><td>492</td><td>194</td><td>337</td><td>(235)</td></tr><tr><td>5 号機</td><td>最下階</td><td>277</td><td>249</td><td>442</td><td>254</td><td>205</td><td>(235)</td></tr><tr><td>6 号機</td><td>最下階</td><td>271</td><td>263</td><td>322</td><td>263</td><td>488</td><td>(235)</td></tr><tr><td>7 号機</td><td>最下階</td><td>267</td><td>263</td><td>356</td><td>263</td><td>355</td><td>(235)</td></tr></table> <p>※上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用</p> <p>1 ～ 7 号機で観測された地震観測記録に基づき、設計 時の解放基盤表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照 し、解放基盤表面における地震動を推定したところ、基 準地震動 <math>S_2</math>（450Gal）に対して 1 ～ 4 号機で約 2.3 ～ 3.8 倍、5 ～ 7 号機で 1.2 ～ 1.7 倍の結果であった。</p> <p>設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維 持に影響を与えと考えられる異常が確認されてはい るが、機器の重大な損傷をもたらしたものではなく、原 子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であ った。</p> <p>安全上重要な設備については、1 号機において異常が 数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転 倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火系配管の建屋接 続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったこと が原因であり、地震による直接的な異常は確認されてい ない。</p>	観測値		南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計※	1 号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)	2 号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)	3 号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)	4 号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)	5 号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)	6 号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)	7 号機	最下階	267	263	356	263	355	(235)
観測値				南北		東西		上下																																																															
		観測	設計	観測	設計	観測	設計※																																																																
1 号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)																																																																
2 号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)																																																																
3 号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)																																																																
4 号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)																																																																
5 号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)																																																																
6 号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)																																																																
7 号機	最下階	267	263	356	263	355	(235)																																																																
②－1 安全上重要な設備への影 響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽 1 ～ 7 号機】無し																																																																						
②－2 既存の AM 設備への影 響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽 1 ～ 7 号機】無し																																																																						
③－1 外部電源への影響	【柏崎刈羽 1 ～ 7 号機】 4 回線中、2 回線が機能喪失																																																																						
③－2 D／G への影響	【柏崎刈羽 1 ～ 7 号機】無し																																																																						
③－3 補機冷却系への影響	【柏崎刈羽 1 ～ 7 号機】無し																																																																						
③－4 電源融通の可能性	【柏崎刈羽 1 ～ 7 号機】無し																																																																						
③－5 復旧操作へのアクセス性	土捨て場北側斜面の一部が崩落（復旧操作のためのア クセス性への影響は無し）																																																																						



確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■ 3号機</p> <p>原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。</p> <p>なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p>
	<p>■ 1号機</p> <p>不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。</p> <p>地震による建屋周辺の地盤沈下などのため、消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。</p> <p>さらに、原子炉複合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉複合建屋内に流入。</p> <p>その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p>



表 4 2009 年 8 月に発生した駿河湾の地震による浜岡原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の 関係)	<p>【浜岡 3 号機, 4 号機】</p> <p>地震観測記録と基準地震動 <math>S_1</math> による応答を比較した結果, 地震観測記録は基準地震動 <math>S_1</math> による応答を十分下回っており, 地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから, 設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡 5 号機】</p> <p>耐震設計上重要な設備について, 地震観測記録と基準地震動 <math>S_1</math> による応答を比較し, 原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動 <math>S_1</math> による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は, 地震観測記録における最大加速度が基準地震動 <math>S_1</math> による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは, 一部の周期帯において基準地震動 <math>S_1</math> の床応答スペクトルを上回っているが, 主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており, 地震時に弾性状態にあったことから, これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5 号機については, 主要な設備は弾性状態にあり, 健全性は確保されていることを確認していたが, 一部の観測記録で基準地震動 <math>S_1</math> による応答加速度を超えたことから, 地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い, 設備の健全性評価の結果は, 全ての設備が弾性状態にあったことから, 設備の健全性が確保されていることを確認した。</p>
②-1 安全上重要な設備への影響 (波及影響も含む)	【浜岡 3～5 号機】 無し
②-2 既存の AM 設備への影響 (波及影響も含む)	【浜岡 3～5 号機】 無し
③-1 外部電源への影響	<p>【浜岡 3～5 号機】</p> <p>3, 4 号機: 3 ルート 6 回線すべてが健全</p> <p>5 号機: 2 ルート 4 回線すべてが健全</p>
③-2 D/G への影響	【浜岡 3～5 号機】 無し
③-3 補機冷却系への影響	【浜岡 3～5 号機】 無し
③-4 電源融通の可能性	【浜岡 3～5 号機】 可能
③-5 復旧操作へのアクセス性	<p>【浜岡 5 号機】</p> <p>タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下 (15m×15m, 10cm 程度) を確認した。</p>
④その他 (安全機能には影響しないもの, 留意しておく必要のある事項)	<p>■ 5 号機 “補助変圧器過電流トリップ” (常用系):</p> <p>地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作 (リレーチャター発生) ⇒ より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果, 水平 3G, 上下 1G 程度の実力のある保護継電器に取替え。</p>



確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）（つづき）	■ 5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。
	■ 原子炉建屋管理区域区分の変更, 原子炉建屋5階(放射線管理区域内) 燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって、燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが、プール水に遊離し、プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。
	■ 主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕，変形，ネジ損傷などが見られた。



表 5 2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																																							
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の関係)	<p>【福島第一 1 ～ 6 号機】</p> <p>平成 23 年 3 月 11 日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所 1 ～ 6 号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動 <math>S_s</math> から求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2 号機、3 号機、5 号機の東西方向の観測記録が、基準地震動 <math>S_s</math> による最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度(観測値、設計時応答値)は下表の通り。</p> <table><tr><th rowspan="2">観測値</th><th colspan="2">南北</th><th colspan="2">東西</th><th colspan="2">上下</th></tr><tr><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th></tr><tr><td>1 号機</td><td>460*</td><td>487</td><td>447</td><td>489</td><td>258</td><td>412</td></tr><tr><td>2 号機</td><td>348*</td><td>441</td><td>550</td><td>438</td><td>302</td><td>420</td></tr><tr><td>3 号機</td><td>322*</td><td>449</td><td>507</td><td>441</td><td>231</td><td>429</td></tr><tr><td>4 号機</td><td>281*</td><td>447</td><td>319</td><td>445</td><td>200</td><td>422</td></tr><tr><td>5 号機</td><td>311*</td><td>452</td><td>548</td><td>452</td><td>258</td><td>427</td></tr><tr><td>6 号機</td><td>288*</td><td>445</td><td>444</td><td>448</td><td>244</td><td>415</td></tr></table> <p>※記録開始から 130 秒～150 秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系(主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒(挿入性)など)に加え、1 号機については非常用復水器系配管、原子炉再循環系配管などについて、地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、ほとんどの機器及び配管系において基準地震動 <math>S_s</math> による地震荷重の方が大きく、それらについては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p> <p>一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて、現場確認が可能な 5 号機については、目視によって、可能な範囲で損傷の有無など、現場状況の確認を実施し、主要な弁、ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから、地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1 号機	460*	487	447	489	258	412	2 号機	348*	441	550	438	302	420	3 号機	322*	449	507	441	231	429	4 号機	281*	447	319	445	200	422	5 号機	311*	452	548	452	258	427	6 号機	288*	445	444	448	244	415
観測値	南北		東西		上下																																																			
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																		
1 号機	460*	487	447	489	258	412																																																		
2 号機	348*	441	550	438	302	420																																																		
3 号機	322*	449	507	441	231	429																																																		
4 号機	281*	447	319	445	200	422																																																		
5 号機	311*	452	548	452	258	427																																																		
6 号機	288*	445	444	448	244	415																																																		
②-1 安全上重要な設備への影響 (波及影響も含む)	【福島第一 1 ～ 6 号機】 無し(推定)																																																							
②-2 既存の AM 設備への影響 (波及影響も含む)	【福島第一 1 ～ 6 号機】 不明(消火系配管に損傷が確認されているが、津波(漂流物含む)による影響と考えられる。)																																																							



確認項目	確認結果
③－1 外部電源への影響	【福島第一 1～6 号機】 全 6 回線中，5 回線機能喪失 ※1 回線は，工事のため受電停止中
③－2 D／G への影響	【福島第一 1～6 号機】 影響は無し（津波によって喪失。ただし，一部空 冷式 D／G については，津波襲来後も機能維持）
③－3 補機冷却系への影響	【福島第一 1～6 号機】 影響無し（津波によって喪失）
③－4 電源融通の可能性	【福島第一 1～6 号機】 ・影響は無し（津波によって喪失）・ 5－6 号機間 については，仮設ケーブル敷設によって電源融通実施
③－5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ，段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所 有り。
④その他（安全機能には影響し ないもの，留意しておく必要の ある事項）	【福島第一 1～6 号機】 詳細確認不可



表 6 2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																									
①施設に影響した地震規模 （地震観測記録と基準地震動の 関係）	<p>【福島第二 1 ～ 4 号機】</p> <p>平成 23 年 3 月 11 日，東北地方太平洋沖地震が発生，福島第二原子力発電所 1 ～ 4 号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動 <math>S_s</math> から求めた原子炉建基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機，原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は，基準地震動 <math>S_s</math> に対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table><tr><th rowspan="2">観測値</th><th colspan="2">南北</th><th colspan="2">東西</th><th colspan="2">上下</th></tr><tr><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th></tr><tr><td>1 号機</td><td>254</td><td>434</td><td>230*</td><td>434</td><td>305*</td><td>512</td></tr><tr><td>2 号機</td><td>243</td><td>428</td><td>196*</td><td>429</td><td>232*</td><td>504</td></tr><tr><td>3 号機</td><td>277*</td><td>428</td><td>216*</td><td>430</td><td>208*</td><td>504</td></tr><tr><td>4 号機</td><td>210*</td><td>415</td><td>205*</td><td>415</td><td>288*</td><td>504</td></tr></table> <p>※記録開始から 130 秒～150 秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管，原子炉格納容器，残留熱除去系配管，炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動 <math>S_s</math> を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果，一部の機器及び配管系を除き基準地震動 <math>S_s</math> による地震荷重の方が大きく，それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部，地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても，適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果，基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており，地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1 号機	254	434	230*	434	305*	512	2 号機	243	428	196*	429	232*	504	3 号機	277*	428	216*	430	208*	504	4 号機	210*	415	205*	415	288*	504
観測値	南北		東西		上下																																					
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																				
1 号機	254	434	230*	434	305*	512																																				
2 号機	243	428	196*	429	232*	504																																				
3 号機	277*	428	216*	430	208*	504																																				
4 号機	210*	415	205*	415	288*	504																																				
②－1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二 1 ～ 4 号機】 無し																																									
②－2 既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二 1 ～ 4 号機】 影響は無し（消火系配管に損傷が確認されているが，津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）																																									
③－1 外部電源への影響	【福島第二 1 ～ 4 号機】 4 回線中，1 回線機能停止 ※1 回線は停止点検中。さらに 1 回線は，避雷器の損傷が確認されたため，被害拡大防止を目的として受電停止の上，復旧作業を実施。																																									
③－2 D／G への影響	【福島第二 1 ～ 4 号機】 影響は無し（3 号機を除き，津波によって機能喪失）																																									
③－3 補機冷却系への影響	【福島第二 1 ～ 4 号機】 影響は無し（3 号機を除き，津波によって機能喪失）																																									



確認項目	確認結果
③－４ 電源融通の可能性	【福島第二 1～4 号機】 影響は無し（津波によって喪失）
③－５ 復旧操作へのアクセス性	道路に割れ，段差など生じるも影響無し。
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	【福島第二 1～4 号機】 特に影響は無し



表 7 2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震による東通原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	発電所において観測した地震加速度は 17Gal であり，設備への影響はなかった。
②－1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し
②－2 既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）	無し
③－1 外部電源への影響	むつ幹線（2 回線），東北白糠線の停止に伴い，外部電源が喪失した。 同日 23 時 59 分に東北白糠線が復旧した。
③－2 D／G への影響	外部電源喪失に伴い，非常用ディーゼル発電機が自動起動した。
③－3 補機冷却系への影響	無し
③－4 電源融通の可能性	可能
③－5 復旧操作へのアクセス性	無し
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	■8 台あるモニタリングポストのうち 4 台がバッテリー切れによって停止した。



表 8 2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目		確認結果					
①施設に影響した地震規模 （地震観測記録と基準地震動の 関係）		女川原子力発電所は、1号機及び3号機が定格熱出力一定運転中、また、2号機が原子炉起動中のところ、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は567.5Gal（保安確認用地震計：1号機原子炉建屋地下2階）であり、全号機とも、原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。 最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。					
原子炉建屋の最大加速度値							
観測位置		観測記録			基準地震動Ssに対する		
		最大加速度値（ガル）			最大応答加速度値（ガル）		
		NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向
1号機	屋上	2000※1	1636	1389	2202	2200	1388
	燃料取替床（5階）	1303	998	1183	1281	1443	1061
	1階	573	574	510	660	717	527
	基礎版上	540	587	439	532	529	451
2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091
	燃料取替床（3階）	1270	830	743	1220	1110	968
	1階	605	569	330	724	658	768
	基礎版上	607	461	389	594	572	490
3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064
	燃料取替床（3階）	956	917	888	1201	1200	938
	1階	657	692	547	792	872	777
	基礎版上	573	458	321	512	497	476
※1 当該地震計の最大設定値（2000ガル）を上回っているため参考値 ※2 網掛けは基準地震動Ssに対する最大応答加速度値を超えていることを示す							
②－1 安全上重要な設備への影響 （波及影響も含む）		【女川1号】 ●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災 タービン建屋地下1階において高圧電源盤6-1Aからの発煙が発生した。また、高圧電源盤6-1Aの火災の影響によって、S／P水冷却のために手動起動したRHRポンプ（A）及び（C）号機が自動停止した。					
②－2 既存のAM設備への影響 （波及影響も含む）		無し					



確認項目	確認結果
③－１ 外部電源への影響	<p>５回線中４回線が機能喪失</p> <p>女川原子力発電所には、外部電源として５回線（牡鹿幹線１，２号線（２７５ｋＶ系），松島幹線１，２号線（２７５ｋＶ系），塚浜支線（６６ｋＶ系））が接続されている。地震直後は、当社管内の送電線事故に伴う系統保護回路の動作によって、松島幹線２号１回線のみとなったが、３月１２日２０時１２分に牡鹿幹線１号、同日２０時１５分に牡鹿幹線２号、３月１７日１０時４７分に松島幹線１号、３月２６日１５時４１分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。</p> <p>【牡鹿１，２号線避雷器の損傷】</p> <p>地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う牡鹿幹線１，２号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。）</p>
③－２Ｄ／Ｇへの影響	<p>【女川１号】</p> <p>●非常用ＤＧ（Ａ）界磁回路の損傷</p> <p>ＤＧ（Ａ）の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、ＤＧ（Ａ）が起動していない状態でＤＧ（Ａ）のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。</p> <p>⇒メタクラ６－１Ａで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。</p> <p>【女川２号】</p> <p>●浸水によるＤＧ（Ｂ）及びＤＧ（Ｈ）の停止</p> <p>海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、ＲＣＷ（Ｂ）系及びＨＰＣＷの２系統が機能喪失したことによって、ＤＧ（Ｂ）、並びにＤＧ（Ｈ）が自動停止となった。（ＤＧ（Ａ）は健全）</p>
③－３ 補機冷却系への影響	<p>【女川２号】</p> <p>●浸水によるＤＧ（Ｂ）及びＤＧ（Ｈ）の停止</p> <p>海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、ＲＣＷ（Ｂ）系及びＨＰＣＷの２系統が機能喪失した。</p>
③－４ 電源融通の可能性	<p>女川１号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。</p>
③－５ 復旧操作へのアクセス性	無し



確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p><b>【女川 1 号】</b></p> <p>●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 主に定検時に使用する高圧電源盤（1 号機所内電源を 2 号機から受電する際に使用）において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。</p> <p>●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。</p> <p>●125V 直流主母線盤の地絡（計 2 件） 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。</p> <p><b>【女川 2 号】</b> 特に無し</p> <p><b>【女川 3 号】</b></p> <p>●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウエル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No. 1 及び No. 2）を固定しているゲート押さえ金具計 4 個のうち 3 個のスイングボルトが外れていた。</p> <p>●H P C S 圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4 月 7 日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずの H P C S 圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）</p> <p><b>【各号機共通】</b></p> <p>●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1 号機で 1 カ所、2 号機で 2 カ所、3 号機で 1 カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。</p>



表 9 2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動の関係)	観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動 $S_s$ の最大応答加速度以下であることを確認した。 原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯(約 0.65 秒から約 0.90 秒)で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管系のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。
②-1 安全上重要な設備への影響(波及影響も含む)	地震による影響は無し
②-2 既存の AM 設備への影響(波及影響も含む)	地震による影響は無し
③-1 外部電源への影響	3 回線中 3 回線が機能喪失 (13 日 12:32 154kV 系東海原子力線復旧)
③-2 D/G への影響	地震による影響は無し(津波によって DGSW-2C が水没したため、DG-2C は手動停止)
③-3 補機冷却系への影響	地震による影響は無し
③-4 電源融通の可能性	可能(HPCS-DG から 6.9kV の交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通)
③-5 復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し
④その他(安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項)	タービン設備などの一部で、耐震クラス B、C クラスの設備が損傷を受けた。 【蒸気タービン】 低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み(10 本中 3 本) 【主発電機関係】 主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷



### 3. 海外の P R A 関連文献調査

海外文献についての調査結果をまとめたものを表 10 に示す。海外の地震 P R A 関連文献を調査した結果、他にモデル化すべき起因事象は存在しなかった。

海外文献では原子炉冷却材喪失（L O C A）についてサイズや場所を分類した評価を例示している文献があったが、今回の評価では L O C A を 1 つの起因事象として選定した。これは次の 2 つの理由による。1 つは、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）が困難で、破断の規模による分類が厳密には難しいこと、もう 1 つは、相関を持つ配管を同定し、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が伴うことである。このため、地震 P S A 学会標準に許容されている取り扱いとして、これらの事象はより厳しい条件となる起因事象に包含させ、この起因事象は格納容器内にある一次系配管の大規模な破断により E C C S 性能を上回る大規模な原子炉冷却材喪失（E x c e s s i v e L O C A）が発生するものと想定し、緩和系によって事象の進展を抑制することができずに炉心損傷に至る可能性があるため、保守的に直接炉心損傷に至る起因事象で代表させた。

地震随伴溢水については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。



表 10 海外文献調査結果 (1/2)

	文献名	記載内容	確認結果
1	A S M E 標準 <sup>(i)</sup> (239 ページ)	地震 P R A で考慮される起因事象は例えば以下を含める。 (a) R P V やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷 (b) 様々なサイズと場所での L O C A (c) トランジェント (L O P A は特に重要) P C S やヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば, L O P A) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。 また, 他のトランジェントの例として, service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した <sup>※1</sup> 。
2	I A E A Safety Guide (SSG-3) <sup>(ii)</sup> (108 ページ)	特に, 以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。 (a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer) (b) 様々なサイズと場所の L O C A。極小 L O C A も考慮すべき。 (c) L O P A (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (P C S が失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した <sup>※1</sup> 。
3	E P R I 地震 P R A 実施ガイド <sup>(iii)</sup> (5~7 ページ)	“initiator” は例えば以下を含める。 (a) R P V やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer 等) の損傷 (b) 様々なサイズと場所の L O C A (c) サポートシステム故障 (service water や直流電源) (d) トランジェント (L O P A は特に重要) P C S やヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば, L O P A) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。外電が使用可能だが他の地震要因損傷があるシーケンスも考慮しなければならない。(なぜなら, L E R F を考えた場合, 外電や I A が必ず喪失すると仮定することが, 必ず保守的とは限らないからである。例えば格納容器隔離弁が外電喪失や I A 喪失で安全側に閉動作となる。) E x c e s s i v e L O C A やリレーチャタリングも考慮しなければならない。	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した <sup>※1</sup> 。

※1 様々なサイズと場所の L O C A (極小 L O C A を含む) については, 本評価においては完全相関を仮定しているため, 保守的に極大 L



OCAとしてまとめて評価している。

表 10 海外文献調査結果 (2/2)

	文献名	記載内容	確認結果
4	スイス連邦原子力安全検査局 (E N S I) P S Aガイド <sup>(iv)</sup> (25 ページ)	以下のように起因事象を定義しなければならない。 ・最小のH C L P F 値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも 7 つの起因事象が含まれないといけない。 ・スクリーニング値を超える地震加速度で、1 つの起因事象を定義しないといけない。	左記の起因事象数を、評価において満足していることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「原子炉建屋損傷」「格納容器損傷」が支配的である。



< 調査対象文献一覧 >

- ( i ASME/ANS RA-Sa-2009, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard.” American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2009.
- ( ii IAEA Safety Guide SSG-3, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.” International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.
- ( iii Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, Palo Alto, CA:2003. 1002989.
- ( iv Probabilistic Safety Assessment (PSA) : Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) , Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.





## 機器フラジリティの設定における「規格値に含まれる余裕」の考え方について

### 1. はじめに

機器フラジリティ評価における強度係数  $F_s$  は、「規格値に含まれる余裕」を考慮して限界応力の中央値を算出している。この「規格値に含まれる余裕」の考え方を以下に示す。

### 2. 規格値に含まれる余裕の考え方

地震 P S A 学会標準の解説 80「機器材料の限界強度データに基づく現実的耐力の中央値の設定例」に以下の記載がある。

**【解説 80】 機器材料の限界強度データに基づく現実的耐力の中央値の設定例** ここでは、設計・建設規格に記載の引張強さ及び降伏応力に対する限界強度データに基づく現実的な耐力の中央値の求め方の例を示す。下記の考え方は工学的判断に基づく一例であり、他の考え方、又は試験結果を用いた現実的な耐力の設定を行うこともできる。

a) **引張強さ** 引張強さに対する現実的な耐力の中央値は、**【解説 81】** 機器の材料強度に関する文献を参考に、設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 9 に記載の  $S_u$  値を用いて、 $\alpha \times S_u$  と設定することができる。係数“ $\alpha$ ”は、材料に応じて、1.1～1.2 解説 81-1)などの適切な現実的な値を設定する。

b) **引張降伏点** 引張降伏点に対する現実的な耐力の中央値は、**【解説 81】** 機器の材料強度に関する文献を参考に、設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 8 に記載の  $S_y$  値を用いて、 $\beta \times S_y$  と設定することができる。係数“ $\beta$ ”は、材料に応じて、1.1～1.25 解説 81-2)などの適切な現実的な値を設定する。

なお、現実的耐力の設定に関しては、“発電用原子炉設備に関する構造などの技術基準（通商産業省告示第 501 号）”（以下、“告示 501 号”という。）解説 81-3)別表 9, 10 の備考“この表に規定されていない材料の値は、引張試験結果を行い耐力に次の値を乗じる。ステンレス鋼及び高ニッケル合金においては 0.885, 上記以外の材料においては 0.856…”の記載内容を参考に、設計・建設規格の規定値に基づき、材料に応じて 1.13 ( $=1/0.885$ ), 又は 1.17 ( $=1/0.856$ ) を乗じて現実的耐力を設定することもできる。

**【本体 6.4.2.2】**

機器フラジリティ評価においては、ステンレス鋼及び高ニッケル合金の場合 1.13, それ以外の材料の場合 1.17 を、「規格値に含まれる余裕」と



している。

審査資料の中で，機器フラジリティ評価の例として取り上げた設備の規格値に含まれる余裕は下記のとおりである。

大型機器（原子炉圧力容器）                      SUSF304 : 1.13

静的機器（残留熱除去系熱交換器） SCM435 : 1.17

配管（残留熱除去系海水系配管）              STPT42 : 1.17



## 機器フラジリティ評価に用いる比率補正の考え方について

## 1. はじめに

機器フラジリティ評価における強度係数  $F_s$  の評価において、耐震バックチェックの耐震評価結果を一様ハザードスペクトルの耐震評価結果に補正するために、比率補正を行っている。比率の算出方法及び比率補正の適用の考え方を以下に示す。

## 2. 比率の算出方法

## (1) 応答解析

一様ハザードスペクトル及び耐震バックチェック評価用地震動を用いて原子炉建屋応答解析又は大型機器連成解析を行い、震度、荷重、応答加速度、相対変位を算出する。

## (2) 比率の算出

原子炉建屋応答解析又は大型機器連成解析毎の比率の算出方法を以下に示す。

## a. 原子炉建屋応答解析による比率算出方法

原子炉建屋応答解析により求めた震度、応答加速度に対して以下の計算式より比率を算出する。

$$\text{比率} = \frac{\begin{array}{c} \text{一様ハザードスペクトルによる} \\ \text{原子炉建屋応答解析により求めた} \\ \text{震度、応答加速度} \end{array}}{\begin{array}{c} \text{耐震バックチェック評価用地震動による} \\ \text{原子炉建屋応答解析により求めた} \\ \text{震度、応答加速度} \end{array}}$$



#### b. 大型機器連成解析による比率算出方法

大型機器連成解析により求めた震度，荷重，応答加速度，相対変位に対して以下の計算式より比率を算出する。

$$\text{比率} = \frac{\begin{array}{c} \text{一様ハザードスペクトルによる} \\ \text{大型機器連成解析により求めた} \\ \text{震度，荷重，応答加速度，相対変位} \end{array}}{\begin{array}{c} \text{耐震バックチェック評価用地震動による} \\ \text{大型機器連成解析により求めた} \\ \text{震度，荷重，応答加速度，相対変位} \end{array}}$$

### 3. 比率補正の適用の考え方

比率補正に用いる比率には，個別比率と代表比率があり，それぞれについて適用の考え方を以下に示す。

#### (1) 個別比率

2. (2)で求めた質点毎の震度，荷重，応答加速度，相対変位の比率の算出結果を，個別機器に特化した評価に適用できるように，機器の設置レベル，固有周期等を特定した比率を個別比率として算出する。

個別比率は，代表比率を用いてフラジリティ評価を行った結果を用いて，事故シーケンス評価を行った際に，F V重要度が高く，過度に保守性を含むような場合に，より現実的な評価となるようにフラジリティの向上を図る目的で使用する。フラジリティ評価において，個別比率を適用した設備を表1に示す。

#### (2) 代表比率

2. (2)で求めた質点毎の震度，荷重，応答加速度，相対変位の比率の算出結果から，フラジリティ評価の結果が最も厳しくなる比率を各々選定し，



代表比率とする。代表比率は、同じ応答（評価手法）を用いて評価する設備の比率補正に対して、一律適用できる値であり、炉心損傷頻度への寄与が小さい設備に対してフラジリティ評価を効率良く実施することができる。代表比率の算出結果を表 2 に示す。

なお、ケーブルトレイについては全炉心損傷頻度への寄与が高い設備であるが、ケーブルトレイのフラジリティは、ケーブルトレイを支持しているサポートの集合体として、最も耐震裕度の小さいサポートを代表箇所として選定して評価している。ケーブルトレイのサポートは、原子炉建屋の各階層に設置されており、幅広い固有周期を有していることから、機器の設置レベルや固有周期を特定した個別比率ではなく、代表比率での評価が適している。



表 1 個別比率でフラジリティ評価した設備 (1/2)

起因事象／ 影響緩和機能	設 備	個別比率	解析モデル
格納容器損傷	格納容器	1. 83	大型機器連成解析
格納容器損傷	格納容器スタビライザ	1. 83	大型機器連成解析
原子炉圧力容器損傷	原子炉遮へい壁	1. 75	大型機器連成解析
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器スタビライザ	1. 52	大型機器連成解析
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	0. 93	大型機器連成解析
格納容器バイパス	主蒸気系配管	0. 72	大型機器連成解析
格納容器バイパス	主蒸気ドレン弁（内側）	0. 49	大型機器連成解析
格納容器バイパス	主蒸気ドレン配管（内側）	0. 49	大型機器連成解析
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系蒸気隔離弁	1. 25	大型機器連成解析
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系配管	1. 59	原子炉建屋応答解析
格納容器バイパス	原子炉冷却材浄化系隔離弁	1. 78	原子炉建屋応答解析
格納容器バイパス	原子炉冷却材浄化系配管	1. 51	大型機器連成解析
格納容器バイパス	給水系逆止弁	1. 47	大型機器連成解析
格納容器バイパス	給水系配管	0. 97	大型機器連成解析
E x c e s s i v e L O C A	再循環系配管	1. 01	大型機器連成解析
E x c e s s i v e L O C A	原子炉冷却材浄化系配管	1. 51	大型機器連成解析
E x c e s s i v e L O C A	主蒸気系配管	0. 72	大型機器連成解析
E x c e s s i v e L O C A	給水系配管	0. 97	大型機器連成解析
E x c e s s i v e L O C A	原子炉隔離時冷却系配管	1. 59	原子炉建屋応答解析
E x c e s s i v e L O C A	主蒸気ドレン配管（内側）	0. 49	大型機器連成解析
E x c e s s i v e L O C A	逃がし安全弁	0. 93	大型機器連成解析



表 1 個別比率でフラジリティ評価した設備 (2/2)

起因事象／ 影響緩和機能	設 備	個別比率	解析モデル
スクラム系	制御棒駆動水圧系配管	0.63	大型機器連成解析
スクラム系	制御棒駆動機構ハウジング	1.71	大型機器連成解析
H P C S	高圧炉心スプレイ系逆止弁	0.85	大型機器連成解析
H P C S	高圧炉心スプレイ系配管	1.63	原子炉建屋応答解析
R C I C	原子炉隔離時冷却系配管	1.59	原子炉建屋応答解析
L P C S	低圧炉心スプレイ系配管	1.00	原子炉建屋応答解析
L P C I R H R	残留熱除去系逆止弁	0.97	大型機器連成解析
L P C I R H R	残留熱除去系熱交換器	1.47	原子炉建屋応答解析
L P C I R H R	残留熱除去系配管	1.00	原子炉建屋応答解析

表 2 代表比率の算出結果

算出条件		代表比率	備考
原子炉建屋応答解析 震度		1.77	原子炉建屋内設備の震度で評価する設備の代表比率として設定
大型機器連成解析 震度		1.84	炉内構造物の震度で評価する設備の代表比率として設定
大型機器連成解析 荷重	せん断力, モーメント, 軸力	3.24	炉内構造物の荷重で評価する設備の代表比率として設定
	ばね反力	1.83	炉内構造物の荷重で評価する設備の代表比率として設定
	グリット反力	1.61	炉内構造物の荷重で評価する設備の代表比率として設定
原子炉建屋応答解析, 大型機器連成解析 応答加速度		3.15	床応答スペクトルにて計算する設備の代表比率として設定
大型機器連成解析 相対変位		1.72	燃料集合体のみ使用



機能損傷に対するフラジリティ評価で片方向の評価を採用する理由について

1. はじめに

地震P S A学会標準の解説 68「機器の損傷モードの例」において、「上下地震動によって損傷する可能性のある設備については、水平地震動と同様に上下地震動による損傷にも注意して損傷モードを選定する必要がある。」と記載されている。

一方、「第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ」には、水平方向と鉛直方向の評価結果うち片方の評価結果を記載していることから、本理由について以下に示す。

2. 水平方向と鉛直方向のうち、片方の評価結果を採用する理由

機能損傷に対するフラジリティ評価は、地震P S A学会標準の記載に従い、水平方向及び鉛直方向の耐震評価結果のうち、裕度の小さい方向の評価結果を用いて評価を行っている。事故シーケンス評価において機器をモデル化するには、機器に対して1つのフラジリティの値を入力するため、水平方向及び鉛直方向の厳しい方向のフラジリティを選定して建屋・機器リストに記載している。

なお、「第 3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ」において、機能損傷を評価している機器に対しては、評価した方向を識別できるように、評価部位の列に「水平方向評価」と「鉛直方向評価」を記載した。



## 高圧炉心スプレイ系の相関の取扱いについて

## 1. はじめに

高圧炉心スプレイ系の関連設備のうち、ケーブルトレイ（区分Ⅲ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系については、区分Ⅰ／Ⅱの同種設備と完全相関を仮定している。この考え方を以下に示す。

## 2. ケーブルトレイ

ケーブルトレイ（電線管含む）のフラジリティは、ケーブルトレイを支えているサポート部を代表部位として評価している。ケーブルトレイのサポートは、区分Ⅰ／Ⅱ／Ⅲに関わらず構造がほぼ同じであり、フラジリティ評価における機器の耐力がほぼ同じであること、また、ケーブルトレイは原子炉建屋内の広範囲に渡り張り巡らされており、同一フロア（建屋応答が同じフロア（図1））内に区分Ⅰ／Ⅱ／Ⅲのケーブルトレイが設置されていることから、設置場所の応答が同じであることを踏まえ、完全相関を仮定した。

## 3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

D G S W関連機器とH P C S－D G S W関連機器は、ポンプや電動機の構造がほぼ同じであり、フラジリティ評価における機器の耐力がほぼ同じであること、また、設置場所も海水ポンプ室の同一高さに設置されており設置床面の応答が同じであることから、完全相関を仮定した。逆止弁やストレーナ、配管についても同様の考えを適用している。海水ポンプ室内におけるポンプの配置を図2及び図3に示す。



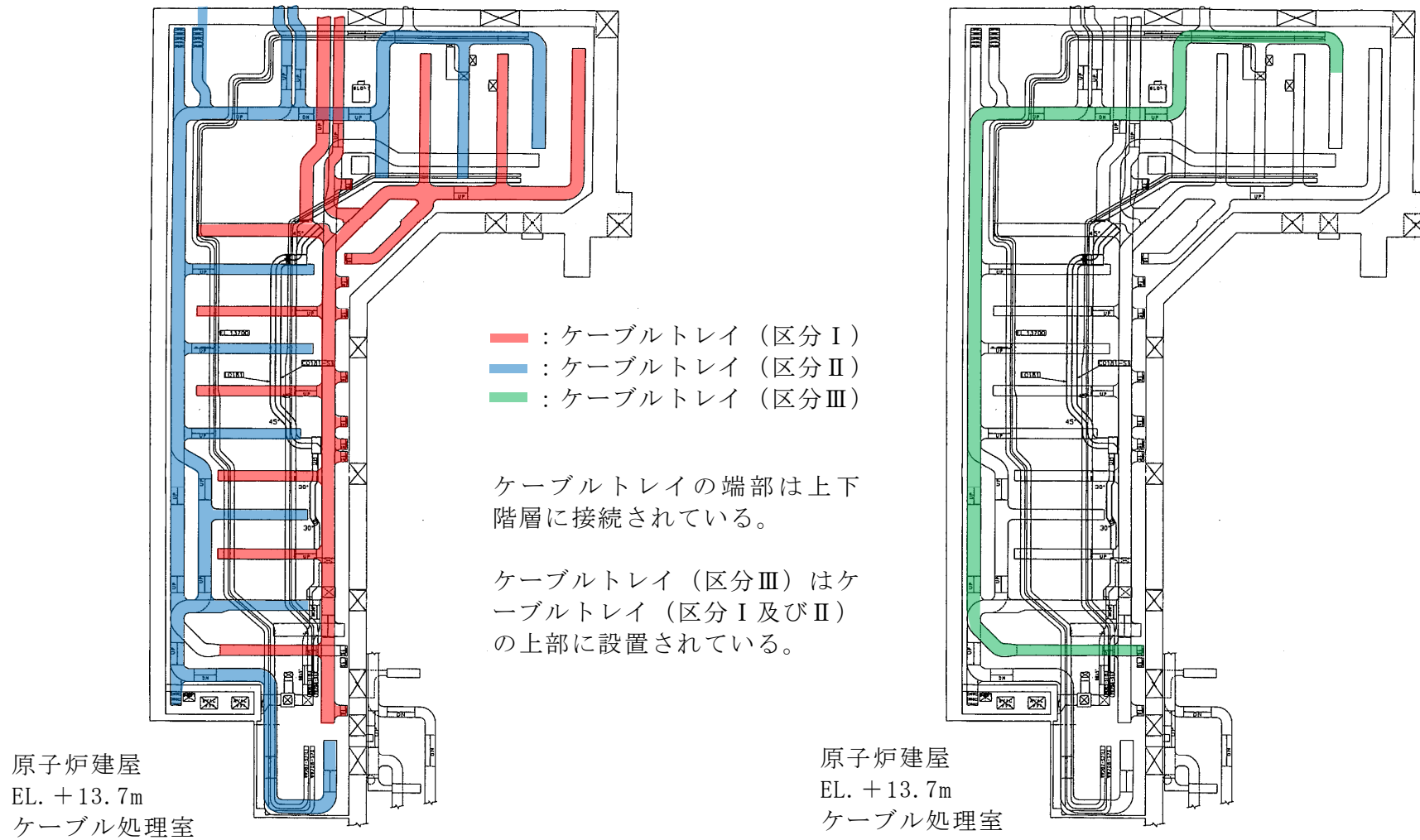


図 1 直流電源系ケーブルトレイ配置図



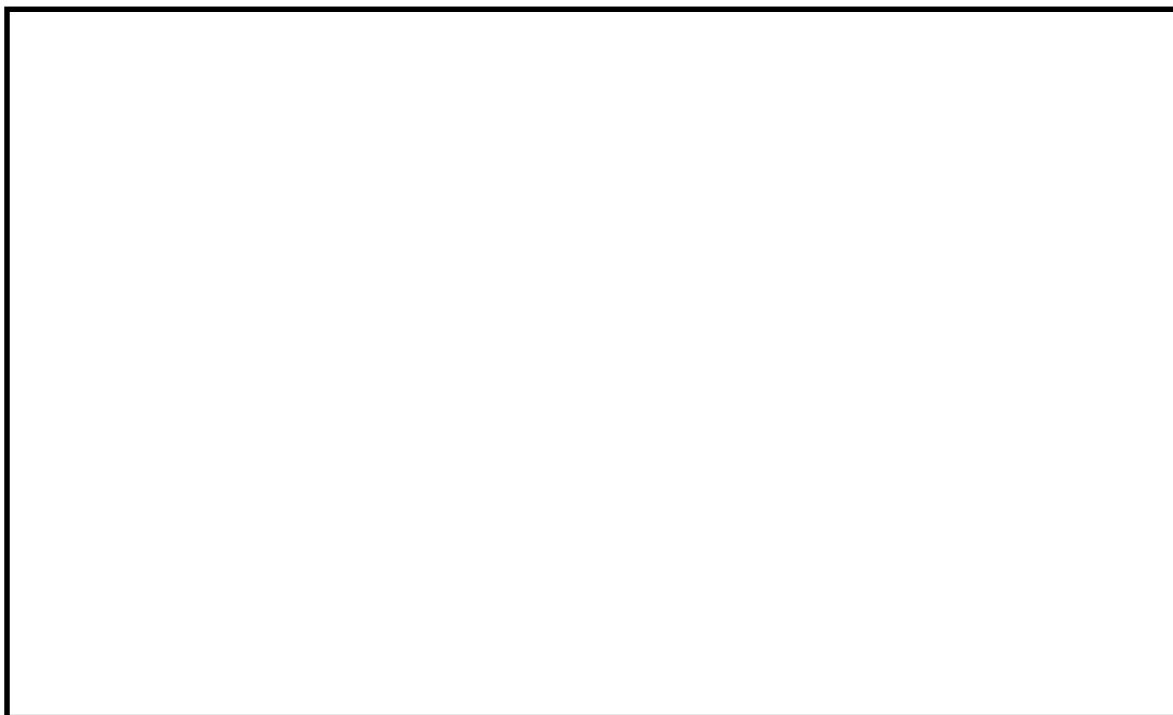


図 2 海水ポンプ室平面図

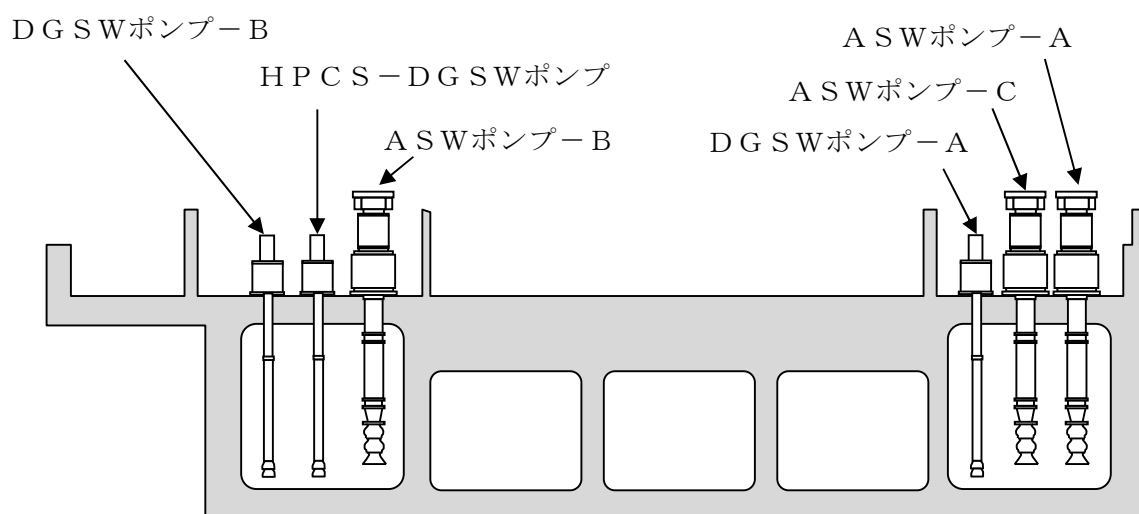


図 3 海水ポンプ室断面図（A－A矢視）



### 3.2.2 津波PRA

津波PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下「津波PRA学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。津波PRAの評価フローを第3.2.2-1図に示す。

なお、今回の津波PRAでは、津波単独の影響のみを評価しており、地震と津波等の重畳事象は対象としていない。

#### 3.2.2.1 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

###### a. 機器・系統の配置及び形状・設備容量

津波PRAの実施に当たり、内部事象出力運転時レベル1PRAにおいて収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、耐津波設計やプラント配置の特徴等を踏まえて、津波固有に考慮すべき関連情報を配置関連設計図書等により収集・分析した。津波PRAで収集した情報及び情報源を第3.2.2.1-1表に示す。

収集したプラント情報に基づき、津波PRAの評価対象設備として、内部事象出力運転時レベル1PRAの評価対象とした設備のほか、耐津波設計としての設計基準対象施設である津波防護施設及び浸水防止設備を選定した。

プラントの設備配置の概略図を第3.2.2.1-1図に示す。また、津波防護施設及び浸水防止設備の概要を以下に示す。



- (a) 基準津波による遡上波が設計基準対象施設の設置された敷地に到達及び流入することを防止するために、発電所を取り囲む形で高さ T. P. +20m<sup>※1</sup>（敷地前面東側）～T. P. +18m（敷地側面北側・南側）の防潮堤を設置
- (b) 海と接続する取水路及び放水路等の経路並びに海水ポンプ室及び原子炉建屋への浸水の可能性がある経路（扉、開口部、貫通口等）からの津波の流入を防止するため、浸水対策を実施

## b. プラントウォークダウン

### (a) プラントウォークダウンの実施手順

津波 P R A では、上記 a. において第 3.2.2.1-1 表に示した情報をもとにシナリオを想定しているが、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討した事故シナリオの妥当性を確認するため、以下に示す観点からプラントウォークダウン実施要領書及びチェックシートを作成し、プラントウォークダウンを実施した。（添付資料 3.2.2.1-1）

- i) 津波影響の確認
- ii) 間接的被害の可能性の確認

### (b) プラントウォークダウン対象機器の選定

プラントウォークダウンの実施に当たっては、上記(a)に示した観点を考慮して、プラントウォークダウン対象機器の選定フローを作成し、以下に示す機器を調査対象として選定した。プラントウォークダウン

---

※1 本資料中の T. P. と EL. の記載について

T. P. は Tokyo Peil の略で東京湾中等潮位（平均潮位）を示すもので、EL. は Elevation の略で地盤の標高を示すものである。EL. は T. P. ±0m を基準としているため T. P. =EL. となる。これらの資料中における記載は、原則、津波の水位等に関する数値には T. P. を使用し、地盤高さ等に関する数値には EL. を使用している。ただし、防潮堤高さなど津波の水位と比較する場合には、T. P. で記載している。



対象機器の選定フローを第 3.2.2.1-2 図に示す。

i) 津波影響の確認

- ・津波が原子炉建屋の 1 階床面高さである EL. +8.2m に到達した場合、建屋内浸水が生じ、建屋内の機器が没水、被水により機能喪失するものと仮定している。このため、後述(2) c. に示す建屋・機器リスト（事故シナリオの明確化及び起因事象の分析結果に基づき抽出した、津波防護施設、浸水防止設備、起因事象を引き起こす設備及び起因事象を緩和する設備のリスト）に記載されているもののうち、原子炉建屋外の機器、原子炉建屋外壁の貫通部等を調査対象とした。
- ・原子炉建屋内の機器を津波の影響から防護するため、建屋外壁（地下トレンチ取り合い部及び隣接する建屋境界含む。）は建屋バウンダリとしての機能が要求される。このため、原子炉建屋の 1 階床面高さである EL. +8.2m 以下の範囲に存在する建屋外壁の貫通部等を調査対象とした。

ii) 間接的被害の可能性の確認

- ・津波襲来時に屋外に設置されている機器の津波の波力による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の間接的な被害の影響を確認するため、漂流物となる可能性のある機器等を調査対象とした。

(c) プラントウォークダウン結果

プラントウォークダウン用チェックシートに基づき、上記(b)で選定した機器を対象に調査を実施した。調査結果の例として、残留熱除去系海水系ポンプを対象としたチェックシートを第 3.2.2.1-3 図に示す。また、プラントウォークダウン結果を第 3.2.2.1-2 表に示す。第



3.2.2.1-2 表に示したとおり、プラントウォークダウンによって、津波 P R A の評価上特に問題となる箇所は見当たらなかった。

c. 今回実施した津波 P R A の前提条件等について

今回実施した津波 P R A について、主に留意すべき点について以下に示す。(添付資料 3.2.2.1-2)

- (a) 原子炉は、津波襲来前に地震により自動停止する可能性が高く、自動停止しない場合においても、地震発生から津波襲来までの時間余裕の間に原子炉を手動停止することから、津波襲来時には原子炉は停止しているものとする。(添付資料 3.2.2.1-3)
- (b) 地震が安全上重要な設備に及ぼす影響は考慮せず、津波による影響のみを評価する。
- (c) 起因事象に対する対応は、設計基準事故対象設備による対応を基本とし、これまでに整備した A M 策及び緊急安全対策並びに重大事故等対処設備については、期待しないものとする。
- (d) 原子炉建屋の 1 階床面高さである EL. +8.2m に津波が到達した場合は、津波が建屋内に浸水し、建屋内の機器が没水、被水により機能喪失するものと仮定した。

(2) 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

a. 事故シナリオの広範な分析・選定及び事故シナリオのスクリーニング

津波特有の事故シナリオを広範に分析・選定するため、津波 P R A 学会標準を参考に、考慮すべき影響として以下に示す直接的影響及び間接的影響を抽出した。

(a) 直接的影響



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

(b) 間接的影響

- i) 洗掘
- ii) 漂流物の衝突
- iii) 津波による高ストレス
- iv) 作業環境の悪化

その上で、直接的影響又は間接的影響ごとに、影響を受ける可能性のある設備と、考えられる事故シナリオを抽出した。津波による事故シナリオの抽出結果を第 3.2.2.1-3 表に示す。

なお、直接的影響のうち、海底砂移動及び引き波による水位低下、間接的影響のうち、津波による高ストレス及び作業環境の悪化については、以下の理由から事故シナリオの対象外とした。

・海底砂移動

海底砂移動に関して事故シナリオを検討するためには、取水口が閉塞する津波高さの評価結果が必要となるが、現状では定量的な評価をする手法が整備されていないことから、津波 P R A 学会標準<sup>※2</sup>に従い、今回の津波 P R A においては評価の対象外とした。なお、基準津波に伴う砂移動については評価を行っており、取水口の開口高さに比べて取水口前面における砂の堆積厚が小さいこと、最大堆

---

※2 「炉心損傷に至るまでの事故進展が不明確、あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては、定量的なスクリーニングに比重をおいて判断せざるを得ないことに留意する。スクリーニングで除外されない事故シナリオを、事故シーケンス評価の対象とするか、又は、留意事項として報告書等に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」（津波 P R A 学会標準 6.2 項より抜粋）



積量分布から取水口前面の砂の堆積は局所的であることから、閉塞することはないことを確認している。(添付資料 3.2.2.1-4)

- ・引き波による水位低下

海水の潮位が低下して、海水を水源とするポンプ（非常用海水ポンプ※<sup>3</sup>及び常用海水ポンプ※<sup>4</sup>）の取水障害が発生し、キャビテーションでポンプが機能喪失することとなる。その後の事象進展は、押し波により非常用海水ポンプ又は常用海水ポンプが損傷して発生するシナリオと同じであり、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、対象外とした。(添付資料 3.2.2.1-5)

- ・津波による高ストレス

緩和設備の操作失敗に係る人的過誤確率の評価において考慮するため対象外とした。

- ・作業環境の悪化

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

## b. 事故シナリオの明確化及び起因事象の分析

上記 a. における事故シナリオの抽出結果に基づき、津波特有の原因によって炉心損傷に至る事故シナリオを明確化するとともに、明確化した事故シナリオを対象に津波を起因として炉心損傷に至る起因事象を分析した。事故シナリオの明確化及び起因事象の分析結果を第 3.2.2.1-4 表及び第 3.2.2.1-4 図に示す。

また、抽出した起因事象のスクリーニングの過程を以下に示す。

---

※3 残留熱除去系海水系ポンプ（RHRS ポンプ）、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ（DG SW ポンプ）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ（HPCS-DG SW ポンプ）

※4 循環水ポンプ、補機冷却系海水ポンプ



○津波の遡上高さ：～EL. +8.2m

津波の敷地内浸水の影響等により海水ポンプ室への浸水が生じ、以下の事象が発生する。

- ・ 循環水ポンプの機能喪失による「①復水器真空度喪失」
- ・ 非常用海水ポンプの機能喪失による「②最終ヒートシンク喪失」
- ・ 補機冷却系海水ポンプの機能喪失による「⑤タービン・サポート系故障」

これらの事象は、海水ポンプ室への浸水に伴い同時に発生するが、津波襲来前に原子炉は既に停止しており、津波 P R A の評価では①、⑤の事象に伴い機能喪失する給・復水系に期待していないことから、緩和設備の機能喪失の要因となる「最終ヒートシンク喪失」を想定して評価する。

○津波の遡上高さ： EL. +8.2m～

敷地内へ浸水した津波が EL. +8.2m 以上の高さに到達した場合、上記の事象に加え、以下の事象が発生する。

- ・ 変圧器機能喪失による外部電源喪失及び最終ヒートシンク喪失の重畳による「③全交流動力電源喪失」
- ・ 「④ 復水貯蔵タンクの機能喪失，燃料移送系機能喪失」
- ・ タービン建屋内機器機能喪失による「⑤タービン・サポート系故障」
- ・ 「⑥原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」

これらの事象は、津波が EL. +8.2m 以上の敷地高さまで到達するような場合に発生するが、津波 P R A の評価では、原子炉建屋内浸水に伴う原子炉建屋内機器が機能喪失し、全交流動力電源喪失及び



全緩和設備の機能喪失により直接的に炉心損傷に至る「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」を想定して評価する。

なお，防潮堤が損傷する場合，上記事象に加え，以下の事象が発生する。

・「⑦防潮堤損傷」

この事象は，津波による防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで，屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する事象である。しかし，屋内外の津波による影響の程度の不確かさが大きく，どの程度の緩和設備に期待できるか厳密に特定することが困難であることから，他の事象と区別して「防潮堤損傷」を想定して評価する。

この結果，スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオによる起因事象としては，「最終ヒートシンク喪失」，「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」及び「防潮堤損傷」の3事象が選定された。

また，「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」は，津波が原子炉建屋1階床面の高さである EL. +8.2m に達した場合に建屋内浸水が生じるものとしている。

選定された起因事象の説明を以下に示す。

(a) 最終ヒートシンク喪失

- i) 津波の敷地内浸水の影響（防潮堤越流），津波波力の影響（防潮堤及び防潮扉の損傷，放水路止水機能喪失，取水路止水機能喪失等）により，海水ポンプ室浸水が生じ，非常用海水ポンプの機能喪失による最終ヒートシンク喪失に至る。



(b) 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）

i) 津波の敷地内浸水の影響（防潮堤越流）、津波波力の影響（防潮堤及び防潮扉の損傷、放水路止水機能喪失、取水路止水機能喪失並びに取水路止水機能喪失に引き続く原子炉建屋外壁部止水機能喪失）により、原子炉建屋内浸水が生じ、複数の緩和機能喪失に至る。

ii) 津波波力の影響、漂流物の衝突の影響（原子炉建屋損傷、排気筒損傷に引き続く原子炉建屋損傷）により、原子炉建屋内浸水が生じ、複数の緩和機能喪失に至る。

(c) 防潮堤損傷

i) 津波波力の影響（防潮堤及び防潮扉の損傷）により、防潮堤が大規模に損傷し、防潮堤損傷に至る。

#### c. 建屋・機器リストの作成

上記 b. における起因事象の分析結果に基づき、津波 P R A の評価対象として、津波防護施設、浸水防止設備、起因事象を引き起こす設備及び起因事象を緩和する設備を選定して、建屋・機器リストを作成した。

建屋・機器リストを第 3.2.2.1-5 表に示す。（添付資料 3.2.2.1-6, 添付資料 3.2.2.1-7）

#### 3.2.2.2 確率論的津波ハザード

##### (1) 確率論的津波ハザード評価の方法

基準津波の年超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価については、津波 P R A 学会標準，土木学会（2009，2011，2016），原子力安全基



盤機構（2014）（以下「J N E S（2014）」という。），地震調査研究推進本部（2012，2014）等を踏まえて実施した。また，2011 年東北地方太平洋沖地震の発生に伴い，当該地震の発生領域に蓄積していたひずみはほぼ解消し，今後数百年オーダーの期間に，プレート境界部で 2011 年東北地方太平洋沖地震と同程度の規模のすべりの発生が起こる可能性は小さいことも考慮した。

## （2） 確率論的津波ハザード評価に当たっての主要な仮定

評価対象とする津波発生領域は，敷地に与える津波の影響が大きい日本海溝沿いの海域とした。津波発生領域は，津波 P R A 学会標準，土木学会（2009）等に示される領域を参考に，以下のように設定した。なお，三陸沖北部から房総沖の領域については，2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見を踏まえ，プレート間地震と津波地震の連動型地震も考慮した。

a．プレート間地震と津波地震の連動型地震（茨城県沖～房総沖）

b．津波地震（J T T）

c．海洋プレート内の正断層地震（J T N R）

なお，上記 a．～c．以外の領域については，土木学会（2016）に示されるスクリーニング式により，年超過確率に与える影響が微小であることを確認したため，ロジックツリーに含めないこととした。

津波発生領域を第 3.2.2.2-1 図に，ロジックツリーを第 3.2.2.2-2 図，第 3.2.2.2-3 図に示す。

## （3） 確率論的津波ハザード評価結果

防潮堤前面における波源別のハザード曲線及びフラクタイルハザード曲線をそれぞれ第 3.2.2.2-4 図，第 3.2.2.2-5 図に示す。



なお、津波 P R A の設置高さや事故シナリオを検討した結果、防潮堤を越流する津波によって発生する起因事象のみを評価対象とすることから、評価位置として防潮堤前面でのハザードを選定した。

### 3.2.2.3 建屋・機器フラジリティ

#### (1) 評価対象と損傷モードの設定

3.2.2.1(2) b. における起因事象の分析結果（第 3.2.2.1-4 図）及び 3.2.2.1(2) c. で作成した建屋・機器リスト（第 3.2.2.1-4 表）に基づき、評価対象設備の考慮すべき影響（損傷モード）ごとにフラジリティを検討した。なお、事故シナリオのスクリーニングにおいて対象外とした、海底砂移動及び引き波による水位低下については除外している。建屋・機器のフラジリティ評価結果を第 3.2.2.3-1 表に示す。（添付資料 3.2.2.3-1, 添付資料 3.2.2.3-2, 添付資料 3.2.2.3-3）

評価対象設備のフラジリティ検討の結果、津波防護施設及び浸水防止設備については波力を、また、起因事象を引き起こす設備及び起因事象を緩和する設備については没水、被水を津波による支配的な損傷モードとして抽出した。

#### (2) フラジリティ評価結果

抽出した評価対象設備に対する波力、没水、被水の損傷モードについては、津波が評価対象設備を損傷又は評価対象設備に到達する津波高さに達した時点で、当該設備が確率 1.0 で損傷すると仮定し、フラジリティ曲線は、第 3.2.2.3-1 図に示すステップ状とした。

上記を踏まえた建屋・機器のフラジリティ評価結果について、津波高さの区分ごとに整理した。



- a. 非常用海水ポンプは、津波高さが防潮堤高さである T.P. +20m を超えた時点で没水、被水により機能喪失する。
- b. 原子炉建屋内機器は、津波高さが T.P. +22m を超えた時点で原子炉建屋内浸水が生じ、没水、被水により機能喪失する。(添付資料 3.2.2.3-4)
- c. 防潮堤は、津波高さが T.P. +24m を超えた時点で損傷する。(添付資料 3.2.2.3-2)

#### 3.2.2.4 事故シーケンス

##### (1) 起因事象

##### a. 津波高さごとのシナリオ分類

津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため、津波高さと敷地内浸水深の関係及び建屋・機器フラジリティを考慮し、プラントへの影響が同等となる津波高さを分類した。分類した津波区分において発生する起因事象及び事故シナリオについて、第 3.2.2.4-1 表及び第 3.2.2.4-1 図に示す。また、以下に各区分の特徴を示す。

なお、津波高さ T.P. +20m 以下の津波については、プラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。

##### (a) 津波区分 1 (津波高さ T.P. +20m～T.P. +22m)

防潮堤位置における津波高さが T.P. +20m を超過する場合、津波が防潮堤を越流し、敷地内浸水が発生する。本津波区分では、R H R S ポンプ、D G S W ポンプ及び H P C S - D G S W ポンプが没水、被水して、起因事象「最終ヒートシンク喪失」が発生する。

##### (b) 津波区分 2 (津波高さ T.P. +22m～T.P. +24m)

防潮堤位置における津波高さが T.P. +22m を超過する場合、防潮堤



を越流して敷地内の浸水した津波が原子炉建屋1階床面高さであるEL. +8.2mまで到達し、原子炉建屋内への浸水が発生する。本津波区分では、防潮堤の健全性は維持されるものの、起因事象「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」が発生し、直接炉心損傷に至る。

(c) 津波区分3（津波高さ T.P. +24m～）

防潮堤位置における津波高さが T.P. +24m を超過する場合、防潮堤の損傷に伴い多量の海水が敷地内及び原子炉建屋内に浸水する。防潮堤の損傷の有無によりプラントの状況は大きく変化すると考えられることから、本津波区分では、防潮堤耐力を超える津波高さを対象としており、起因事象「防潮堤損傷」の発生により、直接炉心損傷に至る。

b. 階層イベントツリーについて

選定した起因事象及び津波区分をもとに、津波により発生する起因事象の影響の大きさを考慮することで階層イベントツリーを作成し、評価を行った。

津波 P R A の階層イベントツリーを第 3.2.2.4-2 図に示す。階層イベントツリーの各ヘディング及び分岐構造に関する考え方は以下のとおりである。

(a) 防潮堤損傷

津波波力による防潮堤損傷の有無を分岐として設定した。津波波力により防潮堤が損傷し、多量の津波が敷地内に浸水することで、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失する。防潮堤が損傷した場合、津波の影響の程度を特定することが困難であるため、防潮堤の損傷の有無で事故シーケンスを分類することとした。本事象の発生により、屋



内外の施設が広範囲にわたり喪失するため、イベントツリー上では防潮堤損傷後のヘディングの分岐は設けず、直接炉心損傷に至るものとした。

(b) 原子炉建屋内浸水

防潮堤が健全な場合における、防潮堤を越流した津波による原子炉建屋への浸水の有無を分岐として設定した。津波 P R A では、原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策に期待していないため、津波が原子炉建屋 1 階床面高さである EL. +8.2m に到達した時点で建屋内への浸水が発生し、建屋内の複数の緩和機能が喪失すると仮定している。このため、イベントツリー上では原子炉建屋内浸水後のヘディングの分岐は設けず、直接炉心損傷に至るものとした。

(c) 最終ヒートシンク喪失

防潮堤を越流した津波による非常用海水ポンプの機能喪失の有無を分岐として設定した。

(2) 成功基準

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と津波 P R A で相違ないため、内部事象出力運転時レベル 1 P R A で設定した成功基準を用いることができる。ただし、津波襲来までに原子炉は停止していることから、原子炉停止機能については評価対象とはせず考慮しない。

使命時間については、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様に 24 時間とし、機器や外部電源の復旧には期待していない。

(3) 事故シーケンス

津波により発生する起因事象「最終ヒートシンク喪失」のイベントツリ



一を第 3.2.2.4-3 図に示す。「最終ヒートシンク喪失」については、いずれのシーケンスも炉心損傷に至るが、高圧炉心冷却系である R C I C の成否により事故シーケンスが異なるため、圧力バウンダリ健全性（逃がし安全弁再閉鎖）及び高圧炉心冷却をヘディングとしてイベントツリーを展開している。なお、圧力バウンダリ健全性（逃がし安全弁再閉鎖）のヘディングについては、逃がし安全弁再閉鎖失敗により R C I C の駆動蒸気が喪失し、R C I C が機能喪失することを考慮して設定したものである。

#### (4) システム信頼性解析

システムの非信頼度は、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様の評価を用いた。

#### (5) 人的過誤

##### a. 起因事象発生前の人的過誤

事象発生前における設備の試験・保守作業終了後の復旧忘れ等であり、津波による影響を考慮する必要がないため、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様の評価を用いた。

##### b. 起因事象発生後の人的過誤

事象発生後における対応操作に対する過誤であり、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様の対応操作の過誤を想定している。ただし、過誤確率の評価においては、津波襲来後に対応する作業であることを考慮し、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と比較して高いストレスレベルを仮定した。起因事象発生後の人的過誤確率を第 3.2.2.4-2 表に示す。



## (6) 炉心損傷頻度

### a. 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

津波 P R A では、計算コード RiskSpectrum®PSA を用いて、フォールトツリー結合法により事故シーケンスを定量化し、炉心損傷頻度を算出した。

### b. 炉心損傷頻度評価結果

上記のとおりの手順で定量化を行った結果、津波の影響による全炉心損傷頻度（点推定値）は  $4.3\text{E-}06$ ／炉年となった。津波区分ごとの評価結果及び全炉心損傷頻度に対する寄与割合を第 3.2.2.4-3 表及び第 3.2.2.4-4 図に示す。津波区分別の結果では、津波区分 1（津波高さ T.P. +20m～T.P. +22m）の炉心損傷頻度が最も高く約 75%を占め、次いで津波区分 2（津波高さ T.P. +22m～T.P. +24m）が約 18%、津波区分 3（津波高さ T.P. +24m～）が約 8%となった。

また、事故シーケンスごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度に対する寄与割合を第 3.2.2.4-4 表及び第 3.2.2.4-5 図に示す。事故シーケンスごとの炉心損傷頻度は「最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後 R C I C 停止）」の寄与割合が約 74%と最も大きく、次いで「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」の寄与割合が約 18%、「防潮堤損傷」の寄与割合が約 8%となった。

### c. 重要度解析，不確実さ解析，感度解析

#### (a) 重要度解析

津波 P R A の重要度解析については、評価対象となる津波高さ以上（T.P. +20m～）では、必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施し



でも有用な情報は得られないと判断し、実施していない。

(b) 不確実さ解析

確率論的津波ハザードの不確かさを考慮し、不確実さ解析を実施した。不確実さ解析の結果を第 3.2.2.4-6 図に示す。全炉心損傷頻度の平均値は  $4.3\text{E-}06$ /炉年となり、点推定値と同値となった。また、T.P. +20m を超える津波高さでは、確率論的津波ハザードの不確かさが非常に大きいものとなっている。

(c) 感度解析

ベースケースでは地震による直接的影響がないものとして評価しているが、大規模な地震時には地震耐力の小さい外部電源設備が損傷している可能性があることから、津波襲来前に地震により外部電源が喪失すると仮定した感度解析を実施した。(添付資料 3.2.2.4-1)

感度解析結果を第 3.2.2.4-5 表及び第 3.2.2.4-7 図に示す。評価対象となる津波高さ (T.P. +20m～) では「最終ヒートシンク喪失」が発生し、崩壊熱除去機能喪失により必ず炉心損傷に至るため、全炉心損傷頻度は変わらない。一方、事故シーケンスごとの評価結果については、地震による外部電源喪失を仮定したことにより津波区分 1 (津波高さ T.P. +20m～T.P. +22m) の範囲における、「外部電源喪失+最終ヒートシンク (蓄電池枯渇後 R C I C 停止)」の事故シーケンスが全炉心損傷頻度の約 74% を占め、支配的となった。

d. まとめ

東海第二発電所の津波 P R A を実施した結果、全炉心損傷頻度の点推定値は、 $4.3\text{E-}06$ /炉年となった。事故シーケンスとしては、「最終ヒートシンク喪失」が発生し、崩壊熱除去機能喪失により炉心損傷に至るシ



一ケンス「最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後 R C I C 停止）」が最も寄与割合が多く、次いで津波が原子炉建屋内に浸水し、「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」により炉心損傷に至るシーケンスの寄与割合が大きくなった。

また、感度解析として地震により外部電源が喪失していると仮定した場合の評価を行った。その結果、外部電源の有無の違いはあるものの、各事故シーケンスの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度は変わらないことを確認した。

なお、海底砂移動による海水取水機能障害の影響については、事故シナリオの検討で現時点では評価技術が十分でないことから評価対象外としているが、リスク要因となり得ることに留意する必要がある。



第 3.2.2.1-1 表 津波 P R A で収集した情報及び主な情報源

項目	P R A 評価作業		収集すべき情報	主な情報源
1	対象プラントと事故シナリオ		・ 津波 P R A の実施に当たり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報	・ 内部事象出力運転時レベル 1 P R A で収集した図書（原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書，保安規定等） ・ 津波固有に考慮すべき関連図書（配管施工図，据付図，外形図，配置図，原子炉建屋一般配置図等） ・ プラントウォークダウン報告書
2	確率論的津波ハザード		・ 評価対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	・ 下記の参考文献※
3	建屋・機器フラジリティ		・ プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 ・ 浸水解析結果	・ 上記項目 1 の情報源
4	事故シーケンス	a) 事故シナリオ及び起因事象の分析	・ 津波時に想定されるプラント状態での必要な情報	・ 上記項目 1 の情報源
		b) 事故シーケンスの分析 ・ 成功基準の設定 ・ イベントツリーの作成	・ 安全系等のシステム使用条件 ・ システムの現実的な性能 ・ 運転員による緩和操作	・ 上記項目 1 の情報源 ・ 既往の P R A 情報
		c) システムのモデル化	・ 評価対象プラントに即した機器故障モード，運転状態	
		d) 事故シーケンスの定量化	・ 評価結果の妥当性を確認できる情報	

- ※
- ・ 土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2002)：原子力発電所の津波評価技術
  - ・ 土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2009)：確率論的津波ハザード解析の方法（案）
  - ・ 土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2011)：確率論的津波ハザード解析の方法
  - ・ 原子力安全基盤機構(2014)：確率論的手法に基づく基準津波策定手引き
  - ・ 地震調査研究推進本部地震調査委員会(2012)：三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価（第二版）について
  - ・ 地震調査研究推進本部地震調査委員会(2014)：全国地震動予測地図 2014 年版～全国の地震動ハザードを概観して～付録 1



第 3.2.2.1-2 表 プラントウォークダウン結果

No.	機器名称等※ <sup>1</sup>	津波影響の確認					間接的な被害の可能性の確認	総合評価
		対象機器の図面（配置図・構造図等）との相違※ <sup>2</sup>		屋外の構築物、機器の波力に対する耐力の低減要因の確認（周辺環境含む）※ <sup>2</sup>			津波襲来時に建物外部にある設備の津波による離脱，移動等に起因して生じる干渉及び衝突の間接的な被害の可能性はないか	
		図面から想定した設置高さ（フロア）と相違無いか 損傷部位の高さより低い位置に損傷要因となる部位は無いか	対象建屋貫通部が、図面等から想定した状況（貫通孔の有無，水密化処理の有無，設置高さ）と相違無いか	基礎ボルト（又は設置面溶接部）及び支持構造物に外観上の異常（腐食・亀裂等）はないか（ボルトの場合は締め付けについても確認）	対象機器周辺の配管に外観上の異常（腐食・亀裂等）は無いか	海水ポンプ室開口部・貫通部及び原子炉建屋貫通部の開口部・貫通部の止水状態に外観上の異常はないか		
1	残留熱除去系海水系※ <sup>3</sup>	Y	N／A	Y	Y	N／A	N／A※ <sup>6</sup>	問題なし
2	非常用ディーゼル発電機用海水系※ <sup>2</sup>	Y	N／A	Y	Y	N／A	N／A※ <sup>6</sup>	問題なし
3	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系※ <sup>3</sup>	Y	N／A	Y	Y	N／A	N／A※ <sup>6</sup>	問題なし
4	循環水ポンプ	Y	N／A	Y	Y	N／A	N／A※ <sup>6</sup>	問題なし
5	補機冷却系海水ポンプ	Y	N／A	Y	Y	N／A	N／A※ <sup>6</sup>	問題なし
6	海水ポンプ室開口部・貫通部	N／A	Y	N／A	N／A	Y	N／A※ <sup>7</sup>	問題なし
7	原子炉建屋外壁貫通部（原子炉建屋，タービン建屋）※ <sup>4</sup>	N／A	Y	N／A	N／A	Y	N／A※ <sup>7</sup>	問題なし
8	起動変圧器，予備変圧器	Y	N／A	N／A※ <sup>5</sup>	N／A※ <sup>5</sup>	N／A	N／A※ <sup>8</sup>	問題なし
9	復水貯蔵タンク	Y	N／A	N／A※ <sup>5</sup>	N／A※ <sup>5</sup>	N／A	N／A※ <sup>8</sup>	問題なし
10	燃料移送系	Y	N／A	N／A※ <sup>5</sup>	N／A※ <sup>5</sup>	N／A	N／A※ <sup>8</sup>	問題なし
11	排気筒	Y	N／A	N／A※ <sup>5</sup>	N／A※ <sup>5</sup>	N／A	N／A※ <sup>8</sup>	問題なし

【凡例】 Y：YES N：NO U：調査不可 N/A：対象外

※1 第 3.2.2.1-2 図のプラントウォークダウン対象機器の選定フローにより抽出される新規設置設備（防潮堤、防潮扉及び放水路止水対策）は、プラントウォークダウンの対象外とする。

※2 津波が、原子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m に到達した時点で、原子炉建屋内浸水が生じ、建屋内の機器が没水、被水により機能喪失すると仮定しているため、高さ EL. + 8.2m までの範囲について確認した。

※3 海水ポンプ及び海水ポンプ室内の関連機器を含む。

※4 地下トレンチ取り合い部及び隣接する建屋境界含む。

※5 津波が、EL. + 8.2m に到達した時点で、原子炉建屋内浸水が生じ、建屋内の機器が没水、被水により機能喪失するため調査対象外とした。

※6 漂流物の衝突等による間接的な被害が生じる前に、没水、被水により当該機器は機能喪失するため調査対象外とした。

※7 漂流物の衝突等による間接的な被害が生じる可能性がないため、調査対象外とした。

※8 漂流物の衝突等による間接的な被害が生じる前に、原子炉建屋内浸水が生じ、建屋内機器の没水、被水により機能喪失するため、調査対象外とした。



第 3.2.2.1-3 表 津波による事故シナリオの抽出結果 (1/5)

津波の影響	影響の種類	建屋・構築物，機器・配管系への影響	影響を受ける可能性のある設備	考えられるシナリオ
直接的	1. 浸水による設備の没水，被水	設備の動的機能喪失 電気設備の発電／送電機能喪失	(1) 循環水ポンプ	① 津波の防潮堤越流により海水ポンプ室浸水が生じ，循環水ポンプの機能喪失による復水器真空度喪失が発生する。
			(2) 補機冷却系海水ポンプ	① 津波の防潮堤越流により海水ポンプ室浸水が生じ，補機冷却系海水ポンプの機能喪失によるタービン・サポート系故障が発生する。
			(3) 非常用海水系 ※ 1	① 津波の防潮堤越流により海水ポンプ室浸水が生じ，非常用海水ポンプの機能喪失による最終ヒートシンク喪失が発生する。
			(4) 起動変圧器， 予備変圧器	① 津波の防潮堤越流により敷地内浸水が生じ，起動変圧器及び予備変圧器の機能喪失による外部電源喪失が発生する。
			(5) 燃料移送ポンプ	① 津波の防潮堤越流により敷地内浸水が生じ，燃料移送ポンプの機能喪失による燃料移送系機能喪失が発生する。
			(6) タービン建屋内機器	① 津波の防潮堤越流によりタービン建屋内浸水が生じ，タービン建屋内機器の機能喪失によるタービン・サポート系故障が発生する。
			(7) 原子炉建屋内機器	① 津波の防潮堤越流により原子炉建屋内浸水が生じ，複数の緩和系機器の機能喪失が発生する。
	2. 津波波力，流体力，浮力	建屋・構築物，機器の構造的損傷	(8) 防潮堤及び防潮扉	① 津波波力により防潮堤及び防潮扉が損傷する。 ② ①により海水ポンプ室浸水，タービン建屋内浸水及び原子炉建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1. 浸水による設備の没水，被水と同じ。 ③ 津波波力により防潮堤が損傷し，敷地内に多量の津波が流入することで，屋外内の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する防潮堤損傷が発生する。
			(9) 放水路止水対策（構内排水路止水対策含む）	① 津波波力により放水路止水機能が喪失する。 ② ①により海水ポンプ室浸水，敷地浸水，タービン建屋内浸水及び原子炉建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1. 浸水による設備の没水，被水と同じ。

※1 非常用海水系とは，残留熱除去系海水系ポンプ（R H R S ポンプ），非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ（D G S W ポンプ），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ（H P C S - D G S W ポンプ）及び海水ポンプ室内の関連機器を含む。以下，同じ。



第 3.2.2.1-3 表 津波による事故シナリオの抽出結果 (2/5)

津波の 影響	影響の 種類	建屋・構築物，機器 ・配管系への影響	影響を受ける可 能性のある設備	考えられるシナリオ
直接的	2. 津波波 力，流 体力， 浮力 (つづき)	建屋・構築物，機器・ 配管系の構造的損傷 (つづき)	(10) 取水路止水 対策（海水取 水ピット止 水対策含む）	① 津波波力により取水路止水機能が喪失する。 ② ①により海水ポンプ室浸水，敷地浸水，タービン建屋内浸水及び原子炉建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1. 浸水による設備の没水，被水と同じ。
			(11) 原子炉建屋 外壁部止水 対策	① 津波波力により取水路止水機能が喪失し，引き続き原子炉建屋外壁部止水対策の機能が喪失する。 ② ①により原子炉建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1. 浸水による設備の没水，被水の(7)原子炉建屋内機器と同じ。
			(12) 起動変圧器， 予備変圧器	① 津波波力により起動変圧器及び予備変圧器が損傷する。 ② ①により，変圧器機能喪失が生じ，外部電源喪失が発生する。
			(13) 復水貯蔵タ ンク	① 津波波力により復水貯蔵タンクが損傷する。 ② ①により，復水貯蔵タンク機能喪失が生じ，これを水源とする機器の機能喪失が発生する。
			(14) 燃料移送系 ※ 2	① 津波波力により燃料移送ポンプが損傷する。 ② ①により，燃料移送系機能喪失が生じ，非常用ディーゼル発電機の機能喪失が発生する。
			(15) タービン建 屋	① 津波波力によりタービン建屋が損傷する。 ② ①によりタービン建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1. 浸水による設備の没水，被水の(6)タービン建屋内機器と同じ。
			(16) 原子炉建屋	① 津波波力により原子炉建屋が損傷する。 ② ①により原子炉建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1. 浸水による設備の没水，被水の(7)原子炉建屋内機器と同じ。

※2 燃料移送系とは，燃料移送ポンプ及び関連設備を含む。以下，同じ。



第 3.2.2.1-3 表 津波による事故シナリオの抽出結果 (3/5)

津波の 影響	影響の 種類	建屋・構築物，機器 ・配管系への影響	影響を受ける可 能性のある設備	考えられるシナリオ
直接的	2. 津波波力，流体力，浮力（つづき）	建屋・構築物，機器・配管系の構造的損傷（つづき）	(17) 排気筒	① 津波波力により排気筒が損傷する。 ② ①によりタービン建屋が損傷し，タービン建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1. 浸水による設備の没水，被水の(6)タービン建屋内機器と同じ。 ③ ①により原子炉建屋が損傷し，原子炉建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1. 浸水による設備の没水，被水の(7)原子炉建屋内機器と同じ。
	3. 海底砂移動※ <sup>3</sup>	海水取水設備の機能喪失	(18) 循環水ポンプ	① 海底砂移動により海水取水機能障害が生じ，循環水ポンプの機能喪失による復水器真空度喪失が発生する。
			(19) 補機冷却系海水ポンプ	① 海底砂移動により海水取水機能障害が生じ，補機冷却系海水ポンプの機能喪失によるタービン・サポート系故障が発生する。
			(20) 非常用海水ポンプ	① 海底砂移動による海水取水機能障害が生じ，非常用海水ポンプの機能喪失による最終ヒートシンク喪失が発生する。
	4. 引き波による水位低下※ <sup>4</sup>	海水取水設備の機能喪失	(21) 循環水ポンプ	① 引き波による水位低下により海水取水機能障害が生じ，循環水ポンプの機能喪失による復水器真空度喪失が発生する。
			(22) 補機冷却系海水ポンプ	① 引き波による水位低下により海水取水機能障害が生じ，補機冷却系海水ポンプの機能喪失によるタービン・サポート系故障が発生する。
			(23) 非常用海水ポンプ	① 引き波による水位低下により海水取水機能障害が生じ，非常用海水ポンプの機能喪失による最終ヒートシンク喪失が発生する。

※3 海底砂移動は，現時点では評価技術が十分でないため，津波PRA学会標準に従い，今回の津波PRAにおいては評価の対象外とした。

※4 引き波による水位低下は，押し波により非常用海水ポンプ又は常用海水ポンプが損傷して発生するシナリオと同じであり，新たな事故シーケンスを発生させるものではないため，対象外とした。



第 3.2.2.1－3 表 津波による事故シナリオの抽出結果（4／5）

津波の 影響	影響の 種類	建屋・構築物，機器 ・配管系への影響	影響を受ける可 能性のある設備	考えられるシナリオ
間接的	5. 洗掘	建屋・構築物，機器・ 配管系の構造的損傷	(24) 防潮堤及び 防潮扉	① 洗掘により防潮堤・防潮扉が損傷する。 ② ①により海水ポンプ室浸水，タービン建屋内浸水及び原子炉建 屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1．浸水による設備 の没水，被水と同じ。 ③ 洗掘により防潮堤が損傷し，敷地内に多量の津波が流入するこ とで，屋外内の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する防潮 堤損傷が発生する。
	6. 漂流物 の衝突	建屋・構築物，機器・ 配管系の構造的損傷	(25) 防潮堤・防潮 扉	① 漂流物の衝突により防潮堤・防潮扉が損傷する。 ② ①により海水ポンプ室浸水，タービン建屋内浸水及び原子炉建 屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1．浸水による設備 の没水，被水と同じ。 ③ 漂流物の衝突により防潮堤が損傷し，敷地内に多量の津波が流 入することで，屋外内の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失 する防潮堤損傷が発生する。
			(26) 起動変圧器， 予備変圧器	① 漂流物の衝突により起動変圧器及び予備変圧器が損傷する。 ② ①により，変圧器機能喪失が生じ，外部電源喪失が発生する。
			(27) 復水貯蔵タ ンク	① 津波波力により復水貯蔵タンクが損傷する。 ② ①により，復水貯蔵タンク機能喪失が生じ，これを水源とする 機器の機能喪失が発生する。
			(28) 燃料移送系 ※ 2	① 漂流物の衝突により燃料移送ポンプが損傷する。 ② ①により，燃料移送系機能喪失が生じ，非常用ディーゼル発電 機の機能喪失が発生する。
			(29) タービン建 屋	① 漂流物の衝突によりタービン建屋が損傷する。 ② ①によりタービン建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは， 1．浸水による設備の没水，被水の(6)タービン建屋内機器と 同じ。
			(30) 原子炉建屋	① 漂流物の衝突により原子炉建屋が損傷する。 ② ①により原子炉建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1． 浸水による設備の没水，被水の(7)原子炉建屋内機器と同じ。



第 3.2.2.1-3 表 津波による事故シナリオの抽出結果 (5/5)

津波の 影響	影響の 種類	建屋・構築物，機器 ・配管系への影響	影響を受ける可 能性のある設備	考えられるシナリオ
間接的	6. 漂流物の衝突 (つづき)	建屋・構築物，機器・ 配管系の構造的損傷 (つづき)	(31)排気筒	① 漂流物の衝突により排気筒が損傷する。 ② ①によりタービン建屋が損傷し，タービン建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1．浸水による設備の没水，被水の(6)タービン建屋内機器と同じ。 ③ ①により原子炉建屋が損傷し，原子炉建屋内浸水が生じる。その後のシナリオは，1．浸水による設備の没水，被水の(7)原子炉建屋内機器と同じ。
	7. 津波による高 ストレス	運転員等の操作失敗	—	① 津波による高ストレスは，緩和設備の操作失敗に係る人的過誤確率の評価において考慮するため，シナリオから除外する。
	8. 作業環境の悪 化	運転員等の回復操作 失敗	—	① 事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備(可搬型設備等)については期待していないため，シナリオから除外する。



第 3.2.2.1-4 表 津波による影響を受ける建屋・機器及び発生する起因事象

津波の遡上高さ	津波による影響を受ける建屋・機器	起因事象※
～EL. + 8.2m	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 循環水ポンプ</li> <li>・ 非常用海水ポンプ (R H R S, D G S W, H P C S - D G S W)</li> <li>・ 補機冷却系海水ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>(① 復水器真空度喪失)</u></li> <li>・ <u>② 最終ヒートシンク喪失</u></li> <li>・ <u>(⑤ タービン・サポート系喪失)</u></li> </ul>
EL. + 8.2m～	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 起動変圧器, 予備変圧器</li> <li>・ 燃料移送系</li> <li>・ 復水貯蔵タンク</li> <li>・ タービン建屋</li> <li>・ 原子炉建屋</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ (① 復水器真空度喪失)</li> <li>・ (② 最終ヒートシンク喪失)</li> <li>・ (⑤ タービン・サポート系喪失)</li> <li>・ <u>(③ 全交流動力電源喪失)</u> <u>(外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失)</u></li> <li>・ <u>(④ -)</u> <u>(燃料移送系, 復水貯蔵タンク損傷に伴う緩和設備の機能喪失)</u></li> <li>・ <u>⑥ 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (最終ヒートシンク喪失)</u></li> <li>・ <u>⑦ 防潮堤損傷</u></li> </ul>

※ 下線の起因事象は、津波の遡上高さが高くなることにより新たに発生する起因事象となる。

また、( ) 内の起因事象は、同時に発生する可能性があるが、他の起因事象で発生する影響に包含される起因事象となる。



第 3.2.2.1-5 表 建屋・機器リスト (1/2)

区 分		No.	建屋・機器（系統）名称		設置場所※ <sup>1</sup>	設置場所 の高さ※ <sup>1</sup> （EL.）
津波防護施設及び浸水防止設備		1	防潮堤及び防潮扉	—	屋外	—
		2	放水路止水対策（構内排水路止水対策含む）	—	屋外	—
		3	取水路止水対策（海水引込み管，緊急用海水取水管止水対策含む）	—	海水ポンプ室及び屋外	—
		4	原子炉建屋外壁部（地下部分）止水対策（隣接する建屋境界部含む）	—	原子炉建屋及び屋外	—
起因事象を引き起こす設備		5	残留熱除去系海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		6	非常用ディーゼル発電機用海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		7	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		8	循環水ポンプ	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		9	補機冷却系海水ポンプ	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		10	起動変圧器，予備変圧器	変圧器	屋外	+8.2m
		11	原子炉建屋	1階床面	—	+8.2m
		12	タービン建屋	1階床面	—	+8.2m
		13	排気筒	排気筒	屋外	+8.5m
起因事象を緩和する設備	フロントライン系	14	高圧炉心スプレイ系	ポンプ，電動弁，空調機	原子炉建屋（地下2階）	-4.0m
		15	原子炉隔離時冷却系	ポンプ，タービン，電動弁，器具，分電盤	原子炉建屋（地下2階）	-4.0m
		16	低圧炉心スプレイ系	ポンプ，電動弁，空調機	原子炉建屋（地下2階）	-4.0m
		17	低圧注水系（残留熱除去系）	ポンプ，電動弁，空調機	原子炉建屋（地下2階）	-4.0m
		18	自動減圧系	制御盤	原子炉建屋（2階）	+18.0m
	サポート系	19	復水貯蔵タンク	タンク	屋外	+3.0m
		20	燃料移送系	タンク，ポンプ	屋外	+8.3m
		21	直流電源系	分電盤	原子炉建屋（地下2階）	-4.0m
		22	非常用交流電源系	ディーゼル発電設備	原子炉建屋（地下2階）	-4.0m



第 3.2.2.1-5 表 建屋・機器リスト (2/2)

区 分		No.	建屋・機器（系統）名称		設置場所※ <sup>1</sup>	設置場所 の高さ※ <sup>1</sup> (EL.)
起 因 事 象 を 緩 和 す る 設 備	サ ポ ー ト 系	23	残留熱除去系海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		24	残留熱除去系海水系（原子炉建屋内設置機器）	熱交換器	原子炉建屋 (地下2階)	-4.0m
		25	非常用ディーゼル発電機用海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		26	非常用ディーゼル発電機用海水系（原子炉建屋附属棟内設置機器）	熱交換器	原子炉建屋 (地下2階)	-4.0m
		27	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		28	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（原子炉建屋内設置機器）	熱交換器	原子炉建屋 (地下2階)	-4.0m

※1 設置場所の高さは、工事計画認可申請書、配管施工図、配置図、据付図等を元に調査し、没水・被水による機能喪失に着目して、当該機器の設置床面の高さを記載している。（添付資料 3.2.2.1-7）

なお、複数の機器が異なる高さに設置されている場合は、今回の津波 P R A の評価の前提条件を踏まえ、以下の方針で記載している。

<海水ポンプ室>

防潮堤越流により、海水ポンプ室内の機器が没水、被水するため、複数の機器が異なる高さに設置されている場合は、最も低い位置に設置されている設備の設置床面の高さを記載している。

<原子炉建屋>

原子炉建屋の1階床面高さである EL.+8.2m に津波が到達した場合は、津波が建屋内に浸水し、建屋内の機器が没水、被水により機能喪失するものと仮定していることから、複数の機器が異なる高さに設置されている場合は、最も低い位置に設置されている設備の設置床面の高さを記載している。

<建屋本体>

原子炉建屋及びタービン建屋については、地上1階の床面高さとしている。



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (1/11)

区分	No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
津波防護施設及び浸水防止設備	1	防潮堤及び防潮扉	没水，被水	—	津波の敷地内浸水を防止するものであり，没水，被水では機能喪失しないため，評価対象外とした。	
			波力，流体力，浮力	○	防潮堤については，防潮堤位置における津波高さ T.P. + 24m までの耐力を確保する設計としているため，原子炉建屋が浸水する津波高さ T.P. + 22m に対しても健全性を確保できる。なお，本損傷モードの発生前に津波の防潮堤越流による没水，被水により，起因事象を引き起こす設備及び起因事象を緩和する設備が機能喪失する。	※1
			洗掘	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，洗掘防止対策を講じる設計としているため，支配的な損傷モードとならない。	
			漂流物	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，漂流物の衝突を考慮した設計としているため，支配的な損傷モードとならない。	※1
	2	放水路止水対策（構内排水路止水対策含む）	没水，被水	—	津波の敷地内浸水を防止するものであり，没水，被水では機能喪失しないため，評価対象外とした。	
			波力，流体力，浮力	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，防潮堤耐力を超える津波を考慮した設計としている。なお，本損傷モードの発生前に津波の防潮堤越流による没水，被水により，起因事象を引き起こす設備及び起因事象を緩和する設備が機能喪失する。	※1
			洗掘	—	放水ピット及び構内排水路には，洗掘は生じないため，評価対象外とした。	
			漂流物	—	放水ピット及び構内排水路には，漂流物は衝突しないため，評価対象外とした。	

※1 添付資料 3.2.2.3-1「防潮堤に対する漂流物の衝突影響評価に用いる漂流物の選定について」及び添付資料 3.2.2.3-2「防潮堤及び津波流入経路止水対策の耐力について」参照。



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (2/11)

区分	No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
津波防護施設及び浸水防止設備 (つづき)	3	取水路止水対策（海水取水ピット止水対策含む）	没水，被水	—	津波の海水ポンプ室及び敷地内浸水を防止するものであり，没水，被水では機能喪失しないため，評価対象外とした。	
			波力，流体力，浮力	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，防潮堤耐力を超える津波を考慮した設計としている。なお，本損傷モードの発生前に津波の防潮堤越流による没水，被水により，起因事象を引き起こす設備及び起因事象を緩和する設備が機能喪失する。	※1
			洗掘	—	海水ポンプ室及び海水取水ピットには，洗掘は生じないため，評価対象外とした。	
			漂流物	—	海水ポンプ室及び海水取水ピットには，漂流物は衝突しないため，評価対象外とした。	
	4	原子炉建屋外壁部（地下部分）止水対策（隣接する建屋境界部含む）	没水，被水	—	津波の原子炉建屋内浸水を防止するものであり，没水，被水では機能喪失しないため，評価対象外とした。	
			波力，流体力，浮力	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，取水路止水対策が損傷した場合に生じるものであるため，可能性は小さいと想定した。	
			洗掘	—	原子炉建屋地下部であり，洗掘の影響は生じないため，評価対象外とした。	
			漂流物	—	原子炉建屋地下トレンチ取り合い部及び隣接建屋境界に対する止水対策であり，漂流物は衝突しないため，評価対象外とした。	
起因事象を引き起こす設備	5	残留熱除去系海水系（海水ポンプ及び海水ポンプ室内関連機器含む）	没水，被水	○	防潮堤高さ T.P. +20m を超える津波の越流により，海水ポンプ室浸水が生じ，機能喪失する。	
			波力，流体力，浮力	—	本損傷モードの発生前に没水，被水により残留熱除去系海水系は機能喪失するため，評価対象外とした。	
			洗掘	—	海水ポンプ室内であり，洗掘は生じないため，評価対象外とした。	
			漂流物	—	海水ポンプ室内であり，漂流物は衝突しないため，評価対象外とした。	



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (3/11)

区分	No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 引 き 起 こ す 設 備 ( つ づ き )	6	非 常 用 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 用 海 水 系 ( 海 水 ポ ン プ 及 び 海 水 ポ ン プ 室 内 関 連 機 器 含 む )	没 水 , 被 水	○	防 潮 堤 高 さ T.P. + 20m を 超 え る 津 波 の 越 流 に よ り , 海 水 ポ ン プ 室 浸 水 が 生 じ , 機 能 喪 失 す る 。	
			波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	本 損 傷 モ ー ド の 発 生 前 に 没 水 , 被 水 に よ り 非 常 用 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 用 海 水 系 は 機 能 喪 失 す る た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	
			洗 掘	—	海 水 ポ ン プ 室 内 で あ り , 洗 掘 は 生 じ な い た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	
			漂 流 物	—	海 水 ポ ン プ 室 内 で あ り , 漂 流 物 は 衝 突 し な い た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	
	7	高 圧 炉 心 ス プ レ イ 系 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 用 海 水 系 ( 海 水 ポ ン プ 及 び 海 水 ポ ン プ 室 内 関 連 機 器 含 む )	没 水 , 被 水	○	防 潮 堤 高 さ T.P. + 20m を 超 え る 津 波 の 越 流 に よ り , 海 水 ポ ン プ 室 浸 水 が 生 じ , 機 能 喪 失 す る 。	
			波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	本 損 傷 モ ー ド の 発 生 前 に 没 水 , 被 水 に よ り 高 圧 炉 心 ス プ レ イ 系 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 用 海 水 系 は 機 能 喪 失 す る た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	
			洗 掘	—	海 水 ポ ン プ 室 内 で あ り , 洗 掘 は 生 じ な い た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	
			漂 流 物	—	海 水 ポ ン プ 室 内 で あ り , 漂 流 物 は 衝 突 し な い た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	
	8	循 環 水 ポ ン プ	没 水 , 被 水	○	防 潮 堤 高 さ T.P. + 20m を 超 え る 津 波 の 越 流 に よ り , 海 水 ポ ン プ 室 浸 水 が 生 じ , 機 能 喪 失 す る 。	
			波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	本 損 傷 モ ー ド の 発 生 前 に 没 水 , 被 水 に よ り 循 環 水 ポ ン プ は 機 能 喪 失 す る た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	
			洗 掘	—	海 水 ポ ン プ 室 内 で あ り , 洗 掘 は 生 じ な い た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	
			漂 流 物	—	海 水 ポ ン プ 室 内 で あ り , 漂 流 物 は 衝 突 し な い た め , 評 価 対 象 外 と し た 。	



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果（4／11）

区分	No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 引 き 起 こ す 設 備 ( つ づ き )	9	補 機 冷 却 系 海 水 ポ ン プ	没 水 , 被 水	○	防潮堤高さ T.P. + 20m を超える津波の越流により, 海水ポンプ室浸水が生じ, 機能喪失する。	
			波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	本損傷モードの発生前に没水, 被水により補機冷却系海水ポンプは機能喪失するため, 評価対象外とした。	
			洗 掘	—	海水ポンプ室内であり, 洗掘は生じないため, 評価対象外とした。	
			漂 流 物	—	海水ポンプ室内であり, 漂流物は衝突しないため, 評価対象外とした。	
	10	起 動 変 圧 器 , 予 備 変 圧 器	没 水 , 被 水	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが, 本損傷モードが発生する津波高さで没水, 被水により原子炉建屋内浸水が生じ, 原子炉建屋内機器が機能喪失する。	
			波 力 , 流 体 力 , 浮 力	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが, 本損傷モードの発生前に没水, 被水により原子炉建屋内浸水が生じ, 原子炉建屋内機器が機能喪失する。	
			洗 掘	(○)	同上	
			漂 流 物	(○)	同上	



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (5/11)

区分	No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 引 き 起 こ す 設 備 ( つ づ き )	11	原子炉建屋	没水，被水 (浸水)	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. +22m を超える津波により，原子炉建屋 1 階床面高さである EL. +8.2m まで津波が到達した場合，原子炉建屋内浸水が生じ，原子炉建屋内機器の機能喪失が発生する。	※2
			波力，流体力，浮力	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，本損傷モードの発生前に没水，被水により原子炉建屋内浸水が生じ，原子炉建屋内機器は機能喪失が発生する。	
			洗掘	—	原子炉建屋は岩盤上に設置されているため，支配的な損傷モードとならない。	
			漂流物	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，本損傷モード発生前に没水，被水により機能喪失が発生する。	
	12	タービン建屋	没水，被水 (浸水)	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，本損傷モードが発生する津波高さで没水，被水により原子炉建屋内浸水が生じ，原子炉建屋内機器が機能喪失する。	※2
			波力，流体力，浮力	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，本損傷モードの発生前に没水，被水により原子炉建屋内浸水が生じ，原子炉建屋内機器は機能喪失が発生する。	
			洗掘	—	タービン建屋は岩盤上に設置されているため，支配的な損傷モードとならない。	
			漂流物	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが，本損傷モード発生前に没水，被水により機能喪失が発生する。	

※2 添付資料 3.2.2.3-3 「津波による敷地内浸水解析について」 参照。以下，同じ。



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (6/11)

区分		No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 引 き 起 こ す 設 備 ( つ づ き )		13	排気筒	没水, 被水	—	鋼製部材より構成されるものであり, 没水, 被水では機能喪失しないため, 評価対象外とした。	
				波力, 流体力, 浮力	(○)	機能喪失要因となる可能性があるが, 本損傷モード発生前に没水, 被水により原子炉建屋内浸水が生じ, 原子炉建屋内機器が機能喪失する。	
				洗掘	(○)	同上	
				漂流物	(○)	同上	
起 因 事 象 を 緩 和 する 設 備	フ ロ ン ト ラ イ ン 系	14	高圧炉心ス プレイ系	没水, 被水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. + 22m を超える津波により, 原子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m まで津波が到達すると, 建屋内浸水により機能喪失する。	※2
				波力, 流体力, 浮力	—	原子炉建屋内に設置されているため, 評価対象外とした。	
				洗掘	—	同上	
				漂流物	—	同上	
		15	原子炉隔離 時冷却系	没水, 被水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. + 22m を超える津波により, 原子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m まで津波が到達すると, 建屋内浸水により機能喪失する。	※2
				波力, 流体力, 浮力	—	原子炉建屋内に設置されているため, 評価対象外とした。	
				洗掘	—	同上	
				漂流物	—	同上	



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果（7／11）

区分		No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 緩 和 す る 設 備 （ つ づ き ）	フ ロ ン ト ラ イ ン 系	16	低 圧 炉 心 ス プ レ イ 系	没 水, 被 水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. + 22m を超える津波により, 原子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m まで津波が到達すると, 建屋内浸水により機能喪失する。	※2
				波 力, 流 体 力, 浮 力	—	原子炉建屋内に設置されているため, 評価対象外とした。	
				洗 掘	—	同上	
				漂 流 物	—	同上	
		17	低 圧 注 水 系 （ 残 留 熱 除 去 系 ）	没 水, 被 水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. + 22m を超える津波により, 原子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m まで津波が到達すると, 建屋内浸水により機能喪失する。	※2
				波 力, 流 体 力, 浮 力	—	原子炉建屋内に設置されているため, 評価対象外とした。	
				洗 掘	—	同上	
				漂 流 物	—	同上	
		18	自 動 減 圧 系	没 水, 被 水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. + 22m を超える津波により, 原子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m まで津波が到達すると, 建屋内浸水により機能喪失する。	※2
				波 力, 流 体 力, 浮 力	—	原子炉建屋内に設置されているため, 評価対象外とした。	
				洗 掘	—	同上	
				漂 流 物	—	同上	



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果（8／11）

区分		No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 緩 和 す る 設 備 ( つ づ き )	サ ポ ー ト 系	19	復 水 貯 蔵 タ ン ク	没 水 , 被 水	( ○ )	機能喪失要因となる可能性があるが, 本損傷モードの発生前に没 水, 被水により原子炉建屋内浸水が生じ, 原子炉建屋内機器が機 能喪失する。	
				波 力 , 流 体 力 , 浮 力	( ○ )	同上	
				洗 掘	( ○ )	同上	
				漂 流 物	( ○ )	同上	
		20	燃 料 移 送 系	没 水 , 被 水	( ○ )	機能喪失要因となる可能性があるが, 本損傷モードの発生前に没 水, 被水により原子炉建屋内浸水が生じ, 原子炉建屋内機器が機 能喪失する。	
				波 力 , 流 体 力 , 浮 力	( ○ )	同上	
				洗 掘	( ○ )	同上	
				漂 流 物	( ○ )	同上	



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (9/11)

区分		No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 緩 和 す る 設 備 ( つ づ き )	サ ポ ー ト 系	21	直 流 電 源 系	没水，被水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. + 22m を超える津波により，原子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m まで津波が到達すると，建屋内浸水により機能喪失する。	※2
				波力，流体 力，浮力	—	原子炉建屋内に設置されているため，評価対象外とした。	
				洗掘	—	同上	
				漂流物	—	同上	
		22	非 常 用 交 流 電 源 系	没水，被水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. + 22m を超える津波により，原子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m まで津波が到達すると，建屋内浸水により機能喪失する。	※2
				波力，流体 力，浮力	—	原子炉建屋内に設置されているため，評価対象外とした。	
				洗掘	—	同上	
				漂流物	—	同上	
		23	残 留 熱 除 去 系（海水ポン プ及び海水ポン プ室内関連機器 含む）	没水，被水	○	防潮堤高さ T.P. + 20m を超える津波の越流により，海水ポンプ室浸水が生じ，機能喪失する。	
				波力，流体 力，浮力	—	本損傷モードの発生前に没水，被水により残留熱除去系は機能喪失するため，評価対象外とした。	
				洗掘	—	海水ポンプ室内であり，洗掘は生じないため，評価対象外とした。	
				漂流物	—	海水ポンプ室内であり，漂流物は衝突しないため，評価対象外とした。	



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (10/11)

区分		No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 緩 和 す る 設 備 ( つ づ き )	サ ポ ー ト 系	24	残 留 熱 除 去 系 ( 原 子 炉 建 屋 内 機 器 )	没 水 , 被 水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. +22m を超える津波により, 原 子 炉 建 屋 1 階 床 面 高 さ で あ る E.L. +8.2m ま で 津 波 が 到 達 す る と , 建 屋 内 浸 水 に よ り 機 能 喪 失 す る。	※2
				波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	原子炉建屋内に設置されているため, 評価対象外とした。	
				洗 掘	—	同上	
				漂 流 物	—	同上	
		25	非 常 用 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 用 海 水 系 ( 海 水 ポ ン プ 及 び 海 水 ポ ン プ 室 内 関 連 機 器 含 む )	没 水 , 被 水	○	防潮堤高さ T.P. +20m を超える津波の越流により, 海水ポンプ室 浸水が生じ, 機能喪失する。	
				波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	本損傷モードの発生前に没水, 被水により非常用ディーゼル発電 機 用 海 水 系 は 機 能 喪 失 す る た め , 評 価 対 象 外 と し た。	
				洗 掘	—	海水ポンプ室内であり, 洗掘は生じないため, 評価対象外とした。	
				漂 流 物	—	海水ポンプ室内であり, 漂流物は衝突しないため, 評価対象外と した。	
		26	非 常 用 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 用 海 水 系 ( 原 子 炉 建 屋 附 属 棟 内 機 器 )	没 水 , 被 水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. +22m を超える津波により, 原 子 炉 建 屋 1 階 床 面 高 さ で あ る E.L. +8.2m ま で 津 波 が 到 達 す る と , 建 屋 内 浸 水 に よ り 機 能 喪 失 す る。	※2
				波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	原子炉建屋内に設置されているため, 評価対象外とした。	
				洗 掘	—	同上	
				漂 流 物	—	同上	



第 3.2.2.3-1 表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (11/11)

区分		No.	設備名称	津波損傷モード		建屋・機器フラジリティ	備考
起 因 事 象 を 緩 和 す る 設 備 ( つ づ き )	サ ポ ー ト 系	27	高 圧 炉 心 ス プ レ イ 系 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 用 海 水 系 ( 海 水 ポ ン プ 及 び 海 水 ポ ン プ 室 内 関 連 機 器 含 む )	没 水 , 被 水	○	防潮堤高さ T.P. + 20m を超える津波の越流により, 海水ポンプ室 浸水が生じ, 機能喪失する。	
				波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	本損傷モードの発生前に没水, 被水により機能喪失するため, 評 価対象外とした。	
				洗 掘	—	海水ポンプ室内であり, 洗掘は生じないため, 評価対象外とした。	
				漂 流 物	—	海水ポンプ室内であり, 漂流物は衝突しないため, 評価対象外と した。	
		28	高 圧 炉 心 ス プ レ イ 系 デ ィ ー ゼ ル 発 電 機 用 海 水 系 ( 原 子 炉 建 屋 内 機 器 )	没 水 , 被 水	○	防潮堤位置における津波高さ T.P. + 22m を超える津波により, 原 子炉建屋 1 階床面高さである EL. + 8.2m まで津波が到達すると, 建屋内浸水により機能喪失する。	※2
				波 力 , 流 体 力 , 浮 力	—	原子炉建屋内に設置されているため, 評価対象外とした。	
				洗 掘	—	同上	
				漂 流 物	—	同上	

＜津波損傷モードにおける記号凡例＞

- 当該損傷モードが機器の機能喪失の支配的な要因になる。
- (○) 当該損傷モードは機器の機能喪失要因となる可能性があるが, 当該損傷モード発生前に他の損傷モードにより機能喪失する又は支配的な損傷モードとならないあるいは可能性が小さい。
- 当該損傷モードにより機器は機能喪失しない又は対象外。



第 3.2.2.4-1 表 津波高さによるシナリオ分類

津波区分	津波高さ	津波による影響を受ける建屋・機器	起因事象
津波区分 1	T. P. +20m～T. P. +22m	・ 非常用海水ポンプ機能喪失	・ 最終ヒートシンク喪失
津波区分 2	T. P. +22m～T. P. +24m	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用海水ポンプ機能喪失</li> <li>・ 起動変圧器，予備変圧器機能喪失</li> <li>・ 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）</li> </ul>	・ 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）
津波区分 3	T. P. +24m～	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用海水ポンプ機能喪失</li> <li>・ 起動変圧器，予備変圧器機能喪失</li> <li>・ 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）</li> <li>・ 防潮堤損傷</li> </ul>	・ 防潮堤損傷



第 3.2.2.4-2 表 起回事象発生後の人的過誤

起回事象発生後の人的過誤		余裕時間	ストレスファクタ※		過誤確率 (平均値) [／d]	エラー ファクタ
			認知	操作		
原子炉水位制御操作失敗		30 分	5	5	6.6E-03	6.4
水源切替操作失敗		30 分	5	5	6.6E-03	6.4
起動信号共通原因故障時	注水不能認知失敗	30 分	5	－	2.6E-03	13.8
	高圧注水系起動操作失敗	－	－	5	6.2E-03	3.0

※ 内部事象出力運転時レベル 1 P R A と比較して 1 段階高いストレスレベルのストレスファクタを設定。



第 3.2.2.4-3 表 津波区分ごとの炉心損傷頻度

津波区分	津波高さ	津波発生頻度 (／年)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
津波区分 1	T. P. +20m～T. P. +22m	3. 2E-06	3. 2E-06	74. 6%
津波区分 2	T. P. +22m～T. P. +24m	7. 6E-07	7. 6E-07	17. 7%
津波区分 3	T. P. +24m～	3. 3E-07	3. 3E-07	7. 7%
全炉心損傷頻度			4. 3E-06	100. 0%

第 3.2.2.4-4 表 事故シーケンスごとの炉心損傷頻度

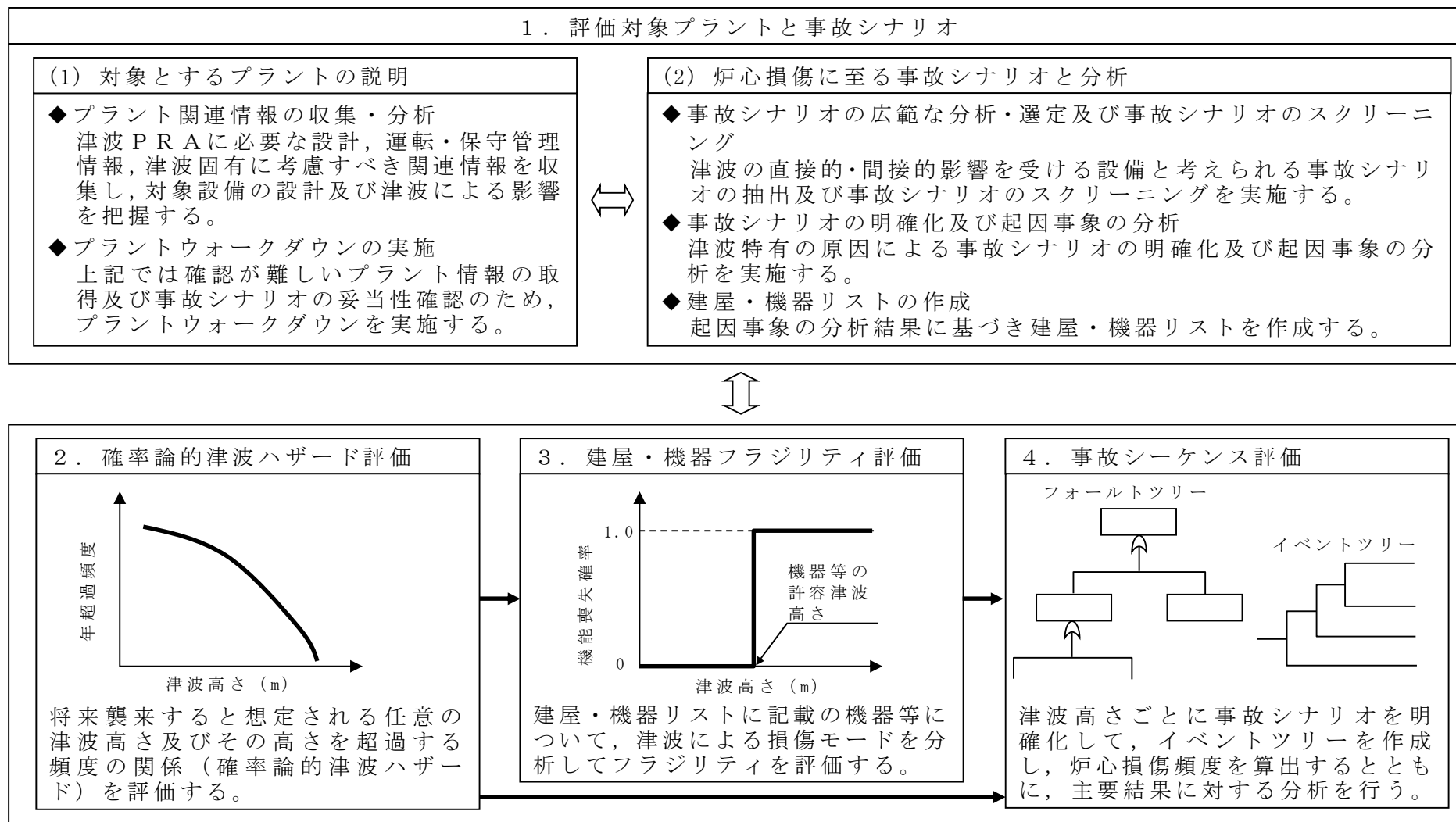
事故シーケンス	津波区分	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後 R C I C 停止）	津波区分 1	3. 2E-06	73. 9%
最終ヒートシンク喪失＋高圧注水機能喪失	津波区分 1	1. 1E-08	0. 3%
最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	津波区分 1	1. 7E-08	0. 4%
原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）	津波区分 2	7. 6E-07	17. 7%
防潮堤損傷	津波区分 3	3. 3E-07	7. 7%
全炉心損傷頻度		4. 3E-06	100. 0%



第 3.2.2.4－5 表 感度解析結果

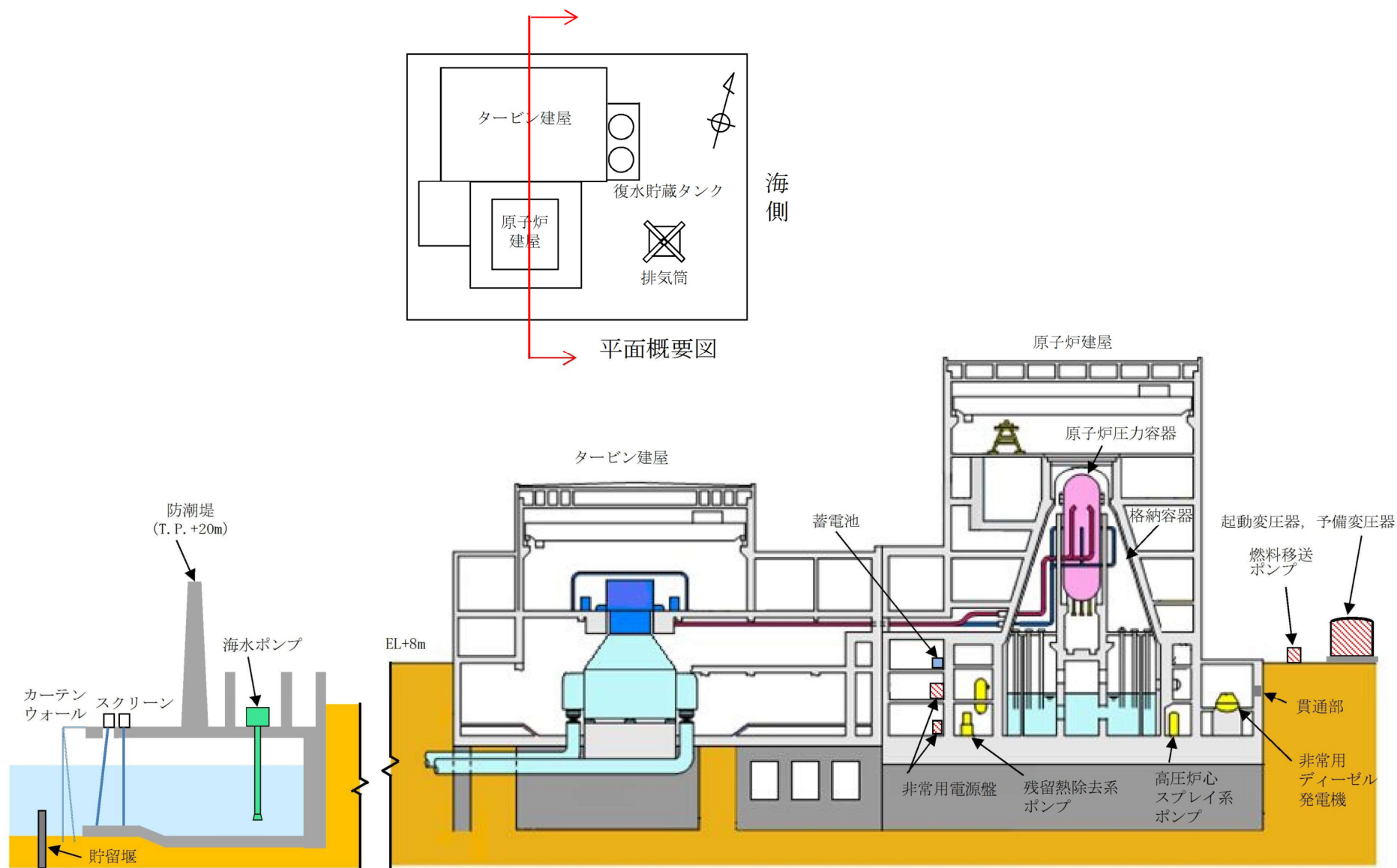
事故シーケンス	津波区分	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
外部電源喪失＋最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後 R C I C 停止）	津波区分 1	3.2E-06	73.9%
外部電源喪失＋最終ヒートシンク喪失＋高圧注水機能喪失	津波区分 1	1.1E-08	0.3%
外部電源喪失＋最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	津波区分 1	1.7E-08	0.4%
原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）	津波区分 2	7.6E-07	17.7%
防潮堤損傷	津波区分 3	3.3E-07	7.7%
全炉心損傷頻度		4.3E-06	100.0%





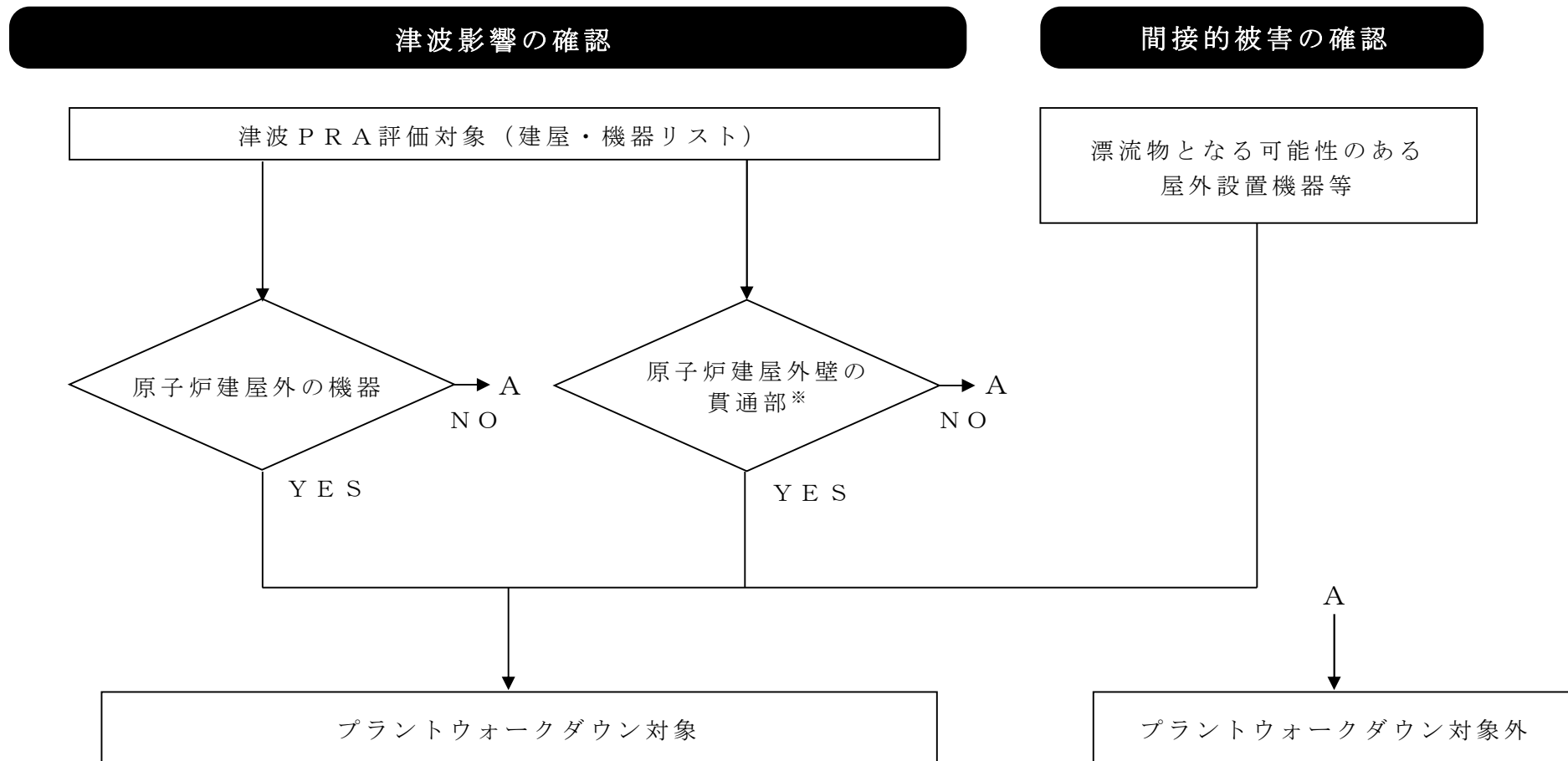
第 3.2.2-1 図 津波PRAの評価フロー





第 3.2.2.1-1 図 プラントの設備配置の概略図



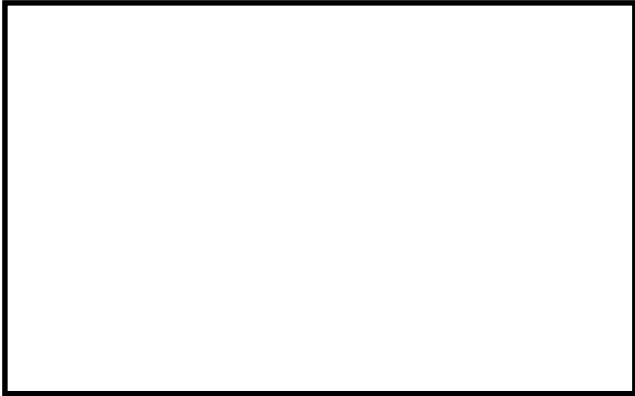



※ 原子炉建屋 1 階床面高さ EL. + 8.2m 以下の範囲

第 3.2.2.1-2 図 プラントウォークダウン対象機器の選定フロー

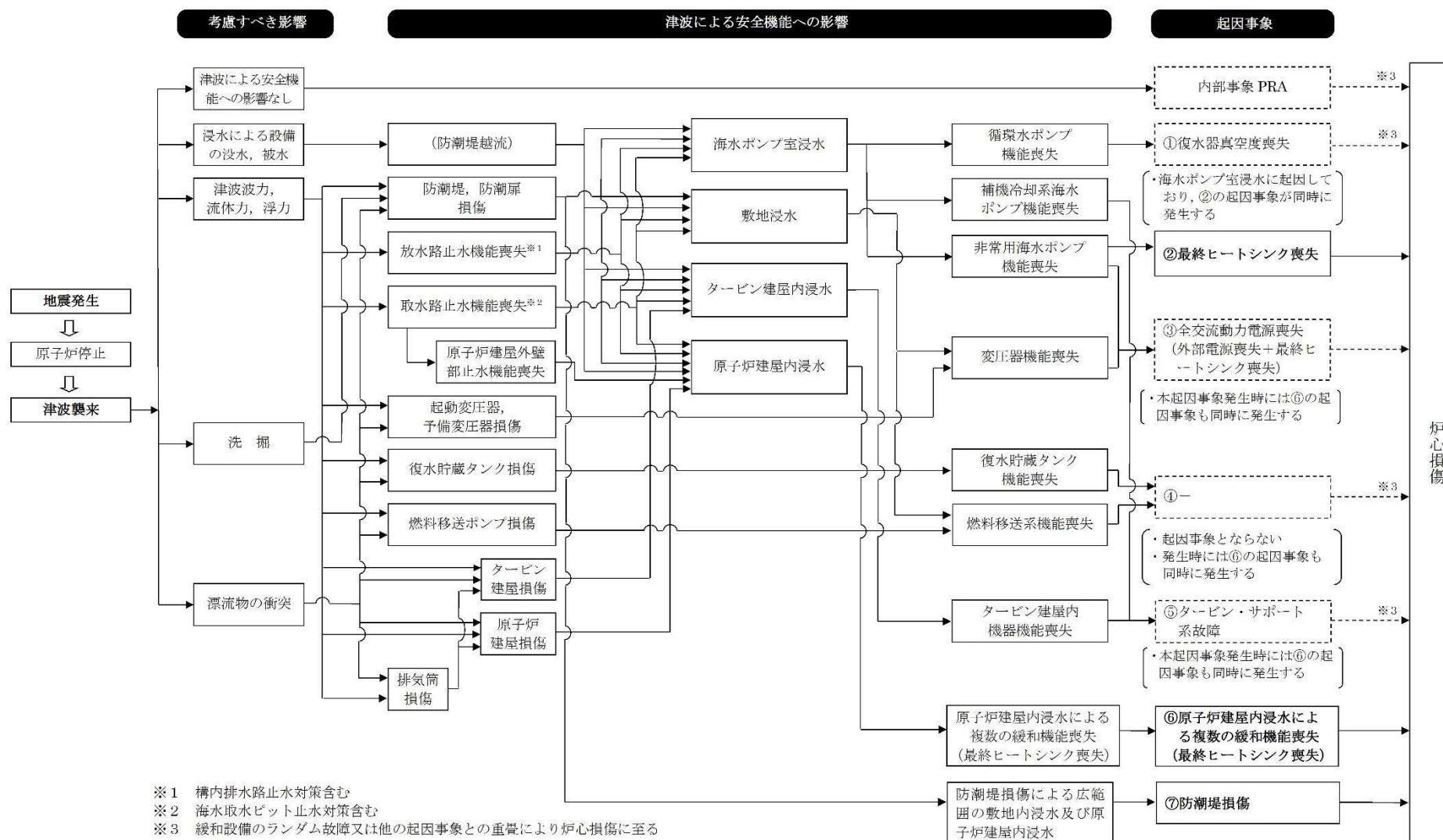


現地調査表（調査日 2014/8/25）

【東海第二発電所】屋外				No. 1
ウォークダウン対象機器名称		残留熱除去系海水系ポンプ A		
調査対象の設置場所		海水ポンプ室		
		PP：内・外		
				
No	確認内容	評価	備考	考察
1	対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点は無いか	問題なし		<ul style="list-style-type: none"> <li>・設置位置は防潮堤設置予定位置に隣接している。ポンプの上部は大気開放状態であるため、防潮堤を越流した海水が流れ込むと考えられる。</li> <li>・基礎ボルトの状態に問題はなく、津波による機器の離脱及び移動の可能性は低い。</li> <li>・間接的な影響を及ぼす対象物はなし。</li> </ul>
2	屋外の構築物・機器については、その周辺環境も含め、潜在的に波力に対する耐力を大きく低減させるような問題点は無いか。 a. 基礎ボルト（又は設置面溶接部）、及び支持構造物に概観上の異常（腐食・亀裂等）は無いか（ボルトの場合は締め付けについても確認） b. 対象機器周辺の配管に概観上の異常（腐食・亀裂等）は無いか	問題なし		
3	津波襲来時に建物外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突の間接的な被害の可能性はないか。	問題なし		
		評価	問題なし	備考

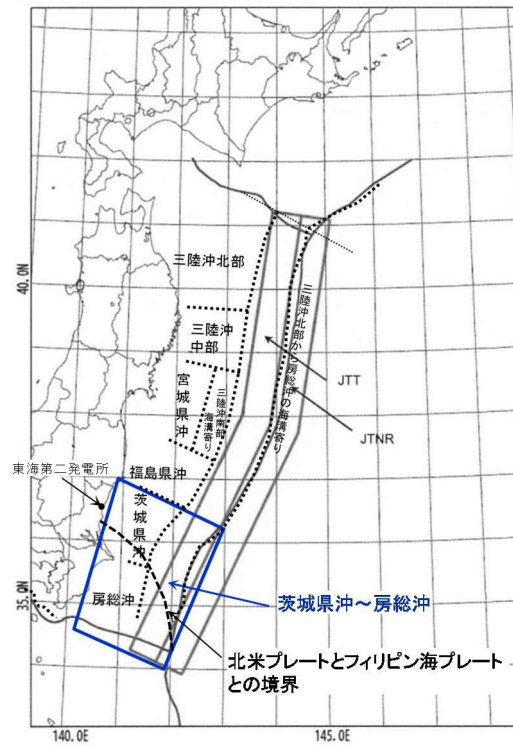
第 3.2.2.1-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート（残留熱除去系海水系ポンプの例）



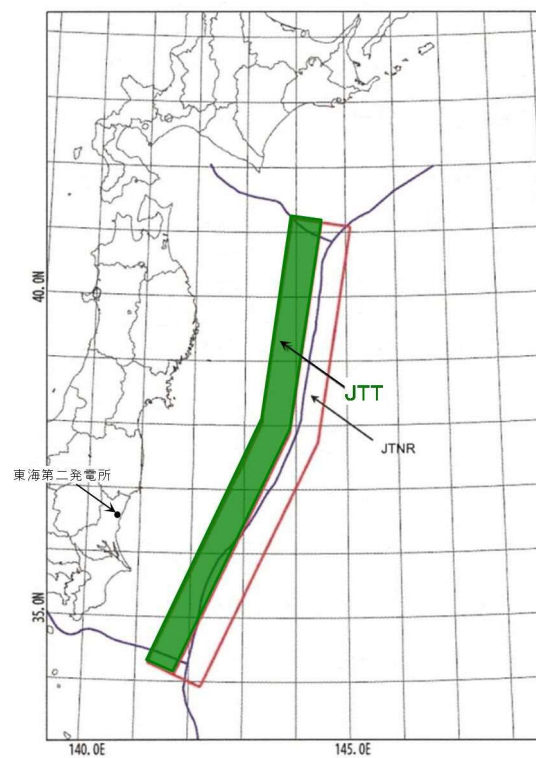


第 3.2.2.1-4 図 事故シナリオの明確化及び起因事象の分析結果



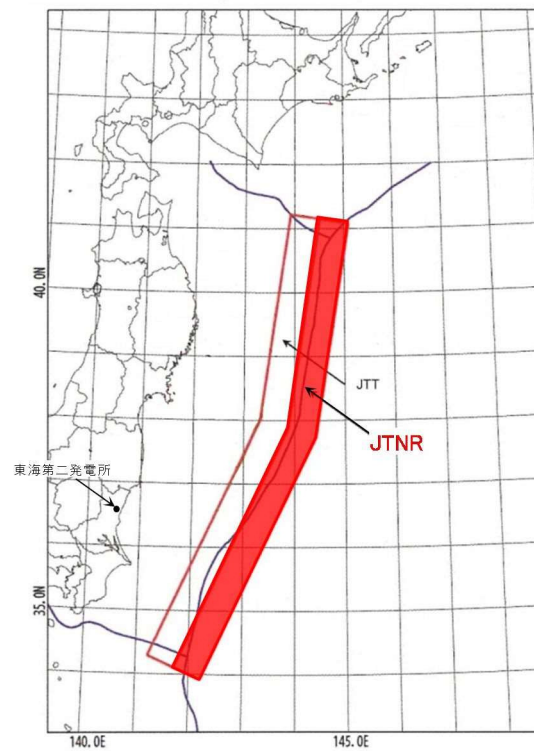


第 3.2.2.2-1 図(1) 津波発生領域(茨城県沖～房総沖)



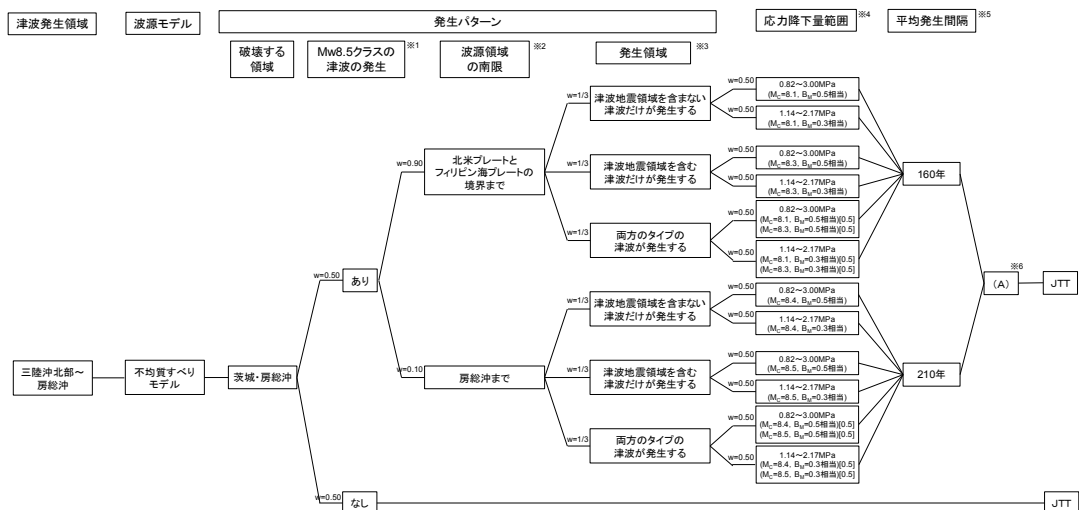
第 3.2.2.2-1 図(2) 津波発生領域 ( J T T )





第 3. 2. 2. 2-1 図(3) 津波発生領域 ( J T N R )





※1 過去に発生したという知見はないが、今後起きることを考慮して分岐及び重みを設定

※2 2011年東北地方太平洋沖地震の特徴と関連する知見を考慮して設定

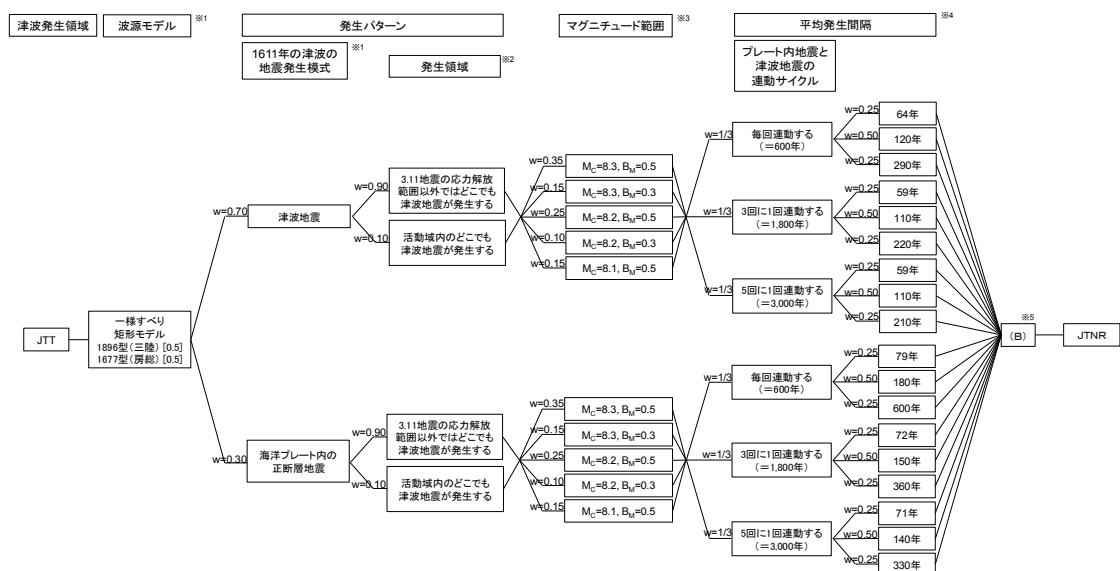
※3 貞観地震は2011年東北地方太平洋沖地震と同様に津波地震領域が連動しているという考え方と連動していないという考え方があるため、分岐として設定

※4 土木学会（2016）等を参考に分岐及び重みを設定

※5 Gutenberg-Richter式を参考に、分岐及び重みを設定

※6 津波推定値のばらつきに関するロジックツリー（偶然的不確実さの考慮）

### 第 3.2.2.2-2 図(1) 津波発生モデルのロジックツリー (プレート間地震と津波地震の連動型地震)



※1 土木学会（2016）等を参考に分岐及び重みを設定

※2 2011年東北地方太平洋沖地震の応力解放範囲で津波地震が発生する可能性については、2011年東北地方太平洋沖地震の発生により、同地震で活動した領域に蓄積していた歪みはほぼ解消したため、発電所の供用期間には同領域で巨大地震は発生しないと考えられる。しかしながら、津波地震については、単独で活動する際に必要な歪みは相対的に小さいことを踏まえ、分岐及び重みを設定

※3 土木学会（2009）等を参考に分岐及び重みを設定

※4 津波地震の平均発生間隔については、土木学会（2011）を参考に、プレート間地震と津波地震の連動型地震である東北地方太平洋沖型の地震のうち津波地震領域を含む地震の発生間隔を除いて分岐及び重みを設定

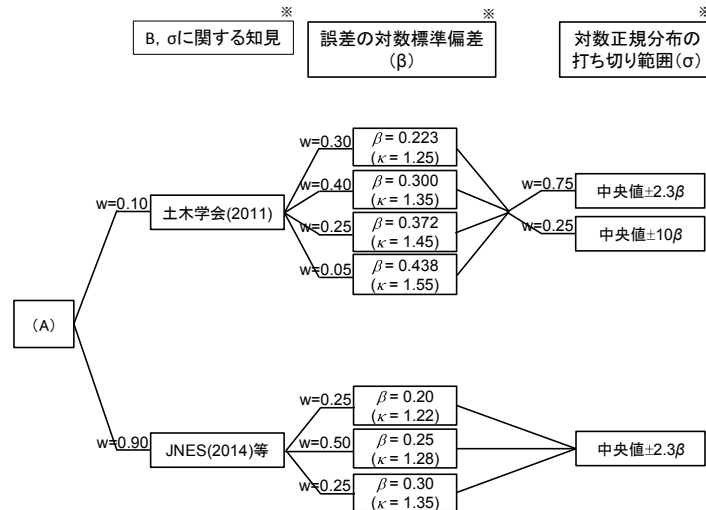
※5 津波推定値のばらつきに関するロジックツリー（偶然的不確実さの考慮）

### 第 3.2.2.2-2 図(2) 津波発生モデルのロジックツリー（J T T）



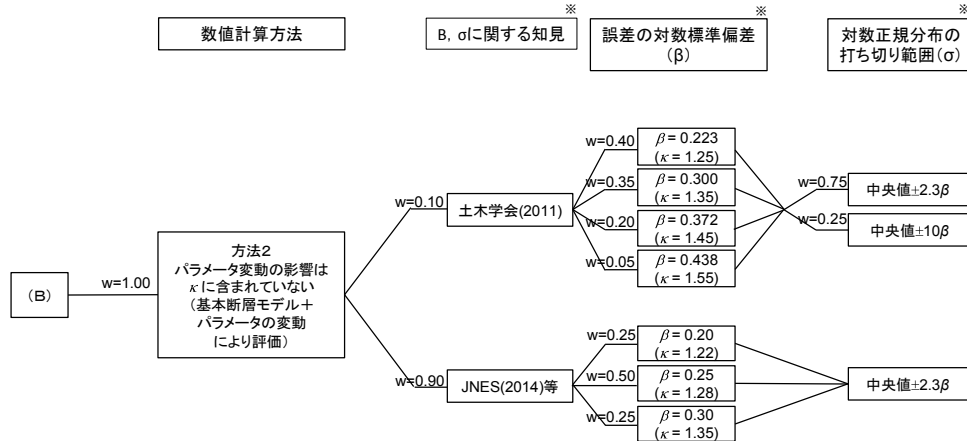






※ 土木学会（2011），原子力安全基盤機構（2014）等を参考に分岐及び重みを設定

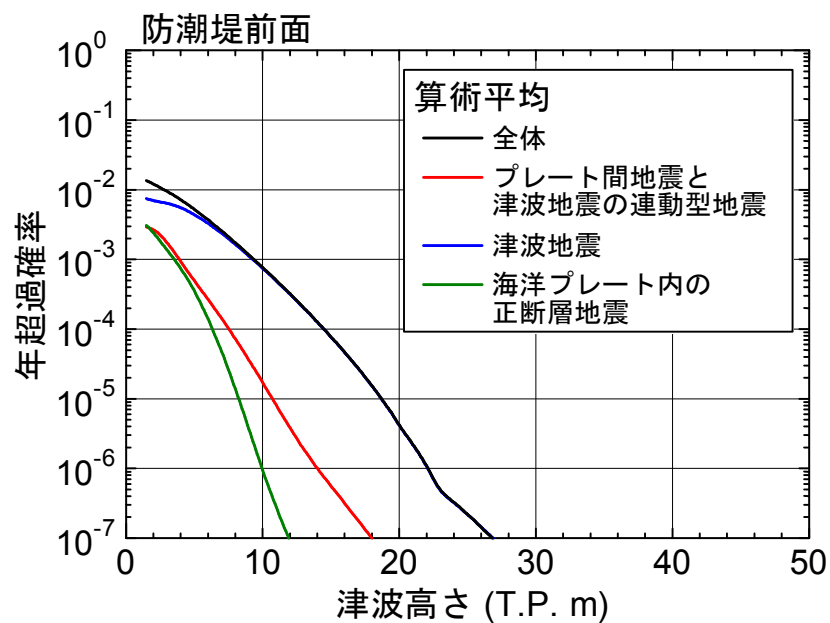
### 第 3.2.2.2-3 図(1) 津波推定値のばらつきに関するロジックツリー (不均質すべりモデル)



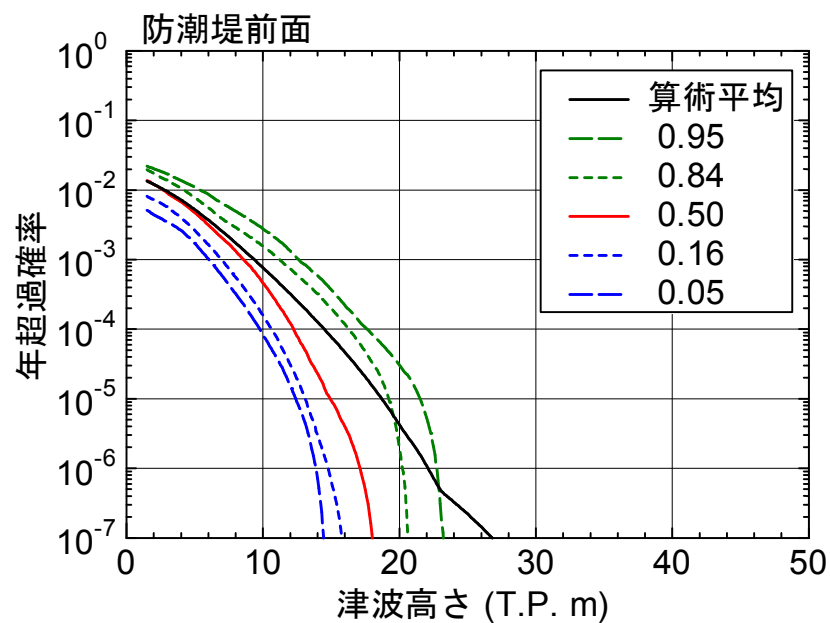
※ 土木学会（2011），原子力安全基盤機構（2014）等を参考に分岐及び重みを設定

### 第 3.2.2.2-3 図(2) 津波推定値のばらつきに関するロジックツリー (一様すべり矩形モデル)



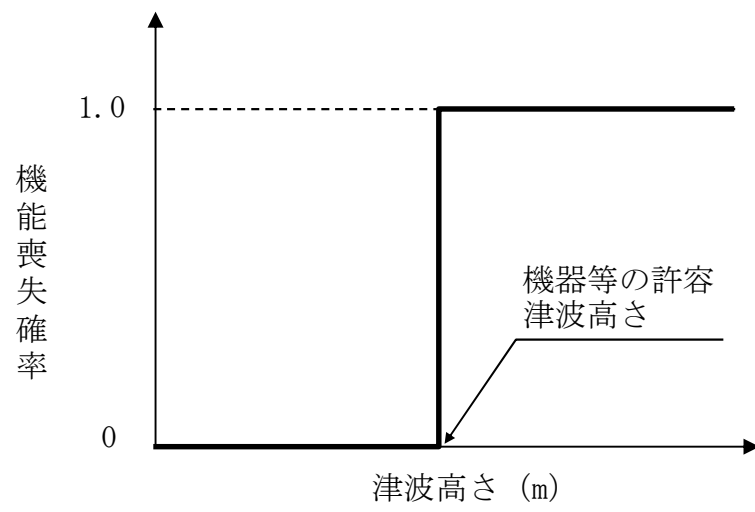


第 3. 2. 2. 2-4 図 波源別のハザード曲線(上昇側, 防潮堤前面)



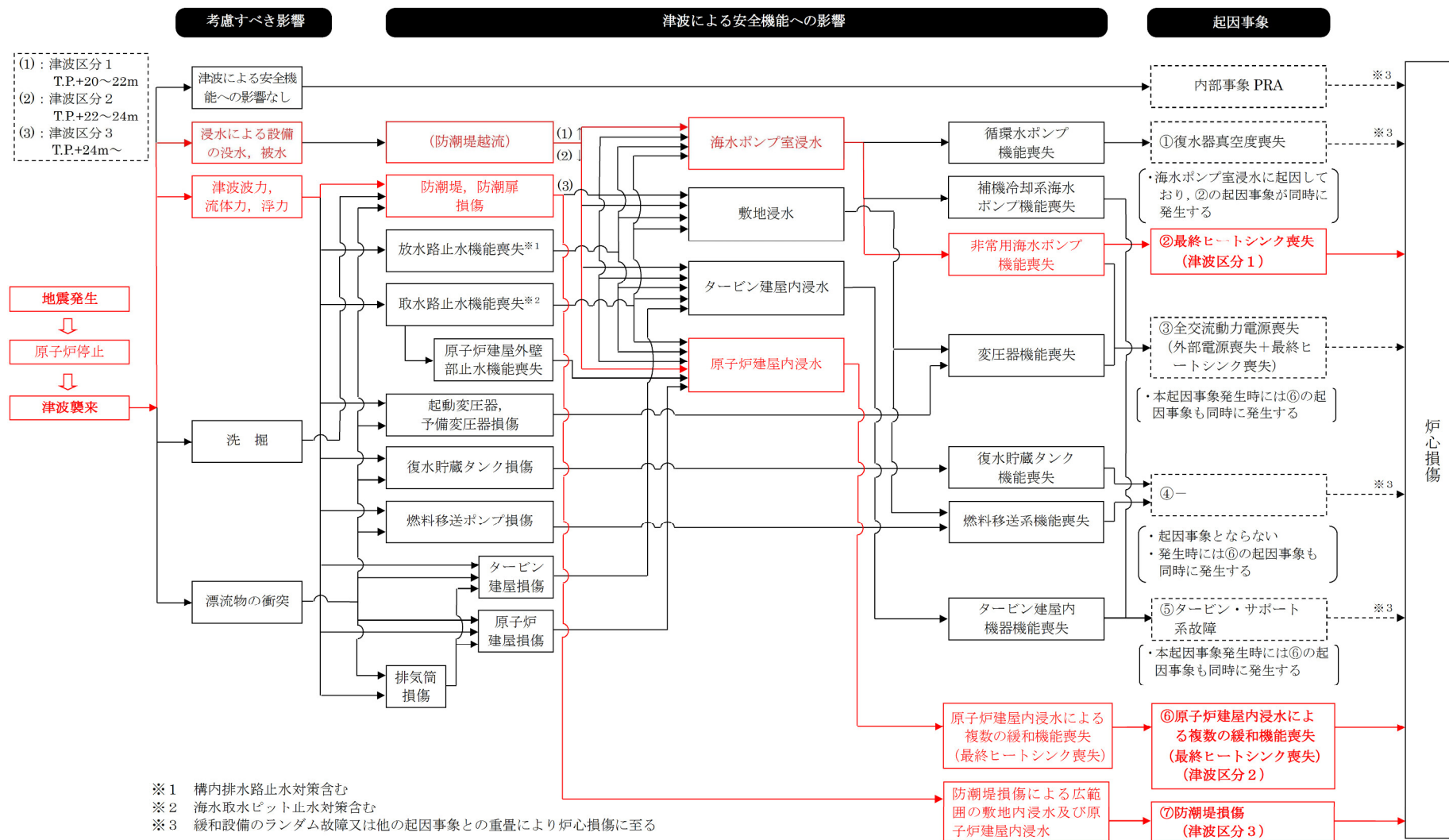
第 3. 2. 2. 2-5 図 フラクタイルハザード曲線(上昇側, 防潮堤前面)





第 3.2.2.3-1 図 機器等のフラジリティ曲線（波力，没水，被水）





第 3.2.2.4-1 図 評価対象となる事故シナリオと起因事象



津波 (津波高さ)	防潮堤損傷 (T. P. + 24m～)	原子炉建屋内浸水 (T. P. + 22m～24m)	最終ヒートシンク喪失 (T. P. + 20m～22m)	発生する起因事象	事故シーケンス
	発生なし	発生なし	発生なし	—	—
			発生	—	—
		発生		最終ヒートシンク喪失 (T. P. + 20m～22m)	—
	発生			原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (最終ヒートシンク喪失) ※ (T. P. + 22m～24m)	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (最終ヒートシンク喪失)
				防潮堤損傷※ (T. P. + 24m～)	防潮堤損傷

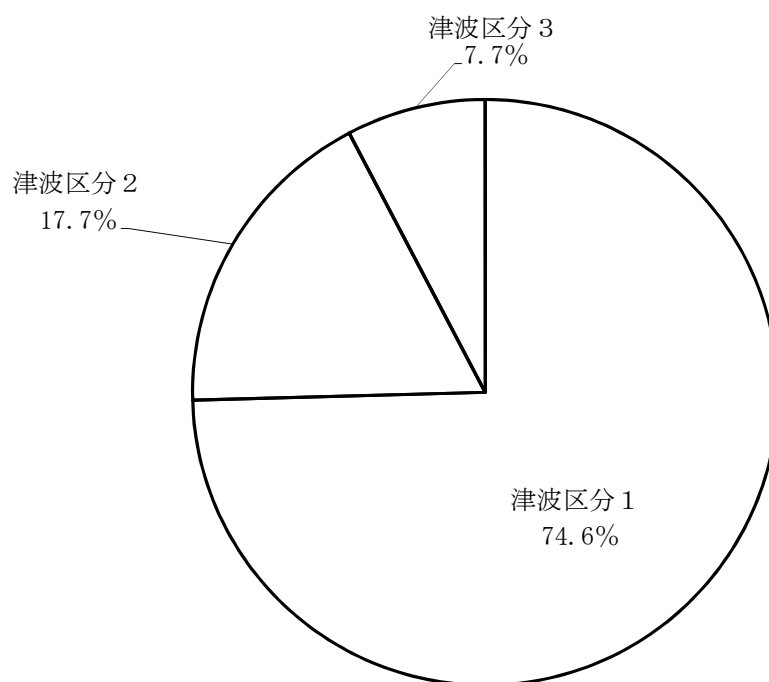
※ 炉心損傷直結のためイベントツリーは展開しない。

第 3.2.2.4-2 図 階層イベントツリー

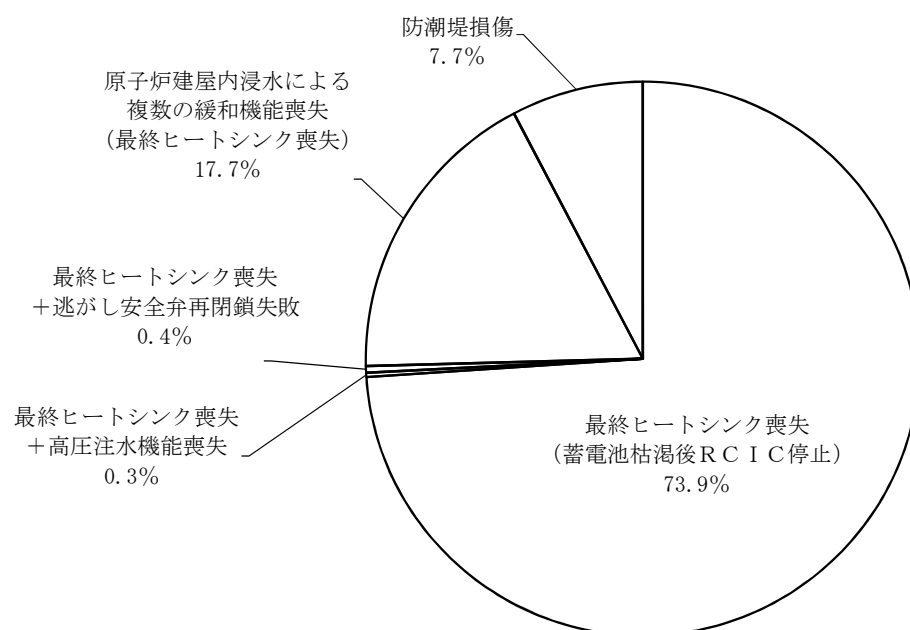
最終ヒートシンク喪失	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス
	成功	成功	最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後 R C I C 停止）
		失敗	最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗
	失敗		最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再開鎖失敗

第 3.2.2.4-3 図 最終ヒートシンク喪失のイベントツリー





第 3.2.2.4-4 図 津波区分ごとの炉心損傷頻度への寄与割合

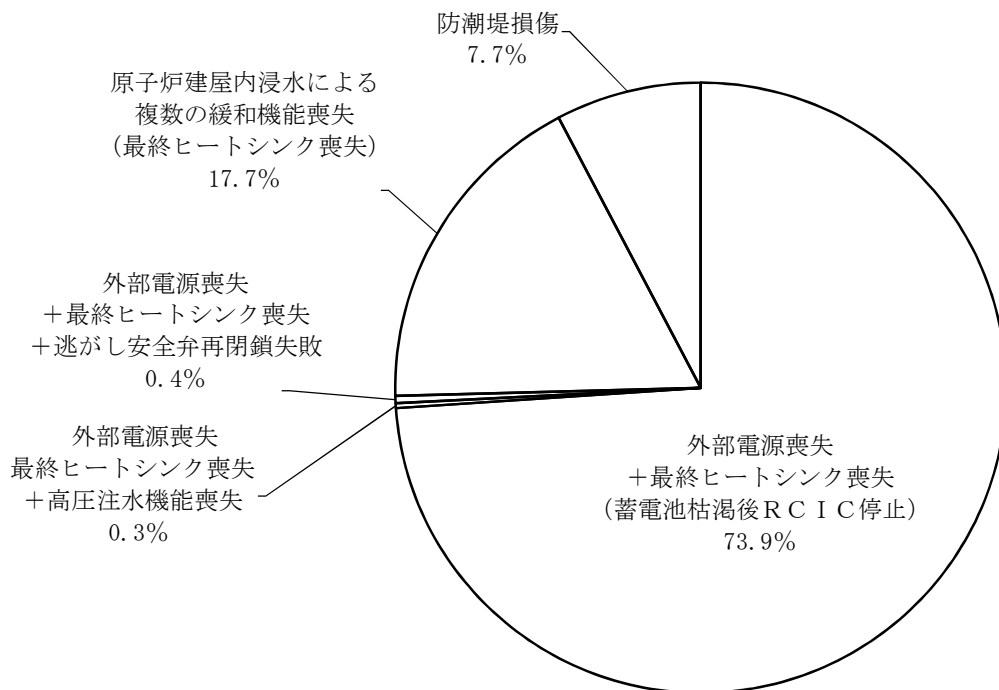


第 3.2.2.4-5 図 事故シーケンスごとの炉心損傷頻度への寄与割合





第 3.2.2.4-6 図 不確実さ解析結果



第 3.2.2.4-7 図 感度解析

(事故シーケンスごとの全炉心損傷頻度への寄与割合)



## プラントウォークダウンのチェックの観点について

### 1. はじめに

津波 P R A におけるプラントウォークダウンで確認すべきチェック項目の具体的内容について、以下に示す。これらの項目をチェックシートに整理し、プラントウォークダウンを実施した。

### 2. 調査対象機器

プラントウォークダウンの調査対象機器は、以下の種類に分類されることから、これらの種類毎にチェックの観点を整理した。

- ・ 津波の影響を受ける可能性のある屋外設置機器
- ・ 建屋外壁開口部・貫通部（海水ポンプ室含む）

### 3. チェックの観点

#### 3.1 津波の影響を受ける可能性のある屋外設置機器

##### (1) 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点は無いか

- 対象機器が、図面等から想定した設置高さ（フロア）と相違無いかチェックを行い、相違無ければチェックシートにチェックする。合わせて、対象機器の損傷部位の高さ（浸水口高さ）より低い位置に損傷要因となる部位は無いかをチェックする。
- 必要に応じて、対象機器や当該部位の写真を撮影し、エビデンスを残す。

##### (2) 屋外の構築物・機器については、その周辺環境も含め、潜在的に波力に対する耐力を大きく低減させるような問題点はないか。



a. 基礎ボルト（又は設置面溶接部），及び支持構造物に外観上の異常（腐食・亀裂等）は無いか（ボルトの場合は締め付けについても確認）

➤以下の点に合致していることが目視にて確認できれば，ボルトの締め付けは妥当であると判断し，チェックシートにチェックする。

- ーボルトに引かれている合いマークがずれていない
- ーボルトに塗られているペンキに割れや剥がれがない
- ースプリングワッシャーやダブルナットによるゆるみ止めがされている

- ーボルトを緩ませるような振動が発生する機器ではない

➤海水ポンプのように，海水に浸水している箇所がある設備について，防潮堤を越流する前に海水ポンプの基礎ボルトに緩みがあった場合，海水ポンプのフランジ部からの漏えいにより，海水ポンプの没水・被水が発生する可能性があることから，基礎ボルトの外観上を確認する。

➤起動変圧器，予備変圧器，復水貯蔵タンク，燃料移送系，排気筒のように敷地に設置されている設備に関しては，設置高さに津波高さが到達した場合には没水・被水することとしていることから基礎ボルトの外観上の確認は対象外とする。

➤必要に応じて，基礎ボルト（又は設置面溶接部），及び支持構造物（ボルトの締め付け含む）が確認できる写真を撮影し，エビデンスとして残す。



b. 対象機器周辺の配管に外観上の異常（腐食・亀裂等）は無いか

- 海水ポンプ周辺の海水配管において、外観上の異常（フランジ部からの漏えい、配管本体の腐食、亀裂等）があった場合には、想定される津波高さ以下で対象設備の没水・被水が発生するため、外観上の異常の有無を確認し、チェックシートにチェックする。
- 起動変圧器、予備変圧器、復水貯蔵タンク、燃料移送系、排気筒のように敷地に設置されている設備に関しては、設置高さに津波高さが到達した場合には没水・被水することとしていることから配管の外観上の確認は対象外とする。
- 必要に応じて、当該配管の写真を撮影し、エビデンスとして残す。

(3) 津波襲来時に建物外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突の間接的な被害の可能性はないか。

- プラントウォークダウンの対象とした機器は、漂流物の衝突等による間接的な被害が生じる前に、没水、被水により当該機器以外の機器が機能喪失するか、建屋内機器で漂流物による被害が生じる可能性がない機器であるため、本観点からの調査は対象外とする。なお、防潮堤の機能に関わる漂流物に関しては別途検討する。

3.2 建屋外壁開口部・貫通部（海水ポンプ室含む）

(1) 対象建屋貫通部の図面（配置図等）に対し、貫通孔の有無、水密処理の有無、高さをチェックする。



- 対象建屋貫通部が，図面等から想定した状況（貫通孔の有無，水密処理の有無，設置高さ）と相違無いかチェックを行い，相違無ければチェックシートにチェックする。
- 必要に応じて，対象の建屋貫通部，写真を撮影し，エビデンスとして残す。

(2) 対象建屋貫通部の止水状態に外観上の異常は無いか

- (1)において，水密処理の有無を確認しているが，経年劣化を考慮したときの止水状態に外観上の異常は無いかを確認する。



## 今回実施した津波 P R A の前提条件について

## 1. はじめに

東海第二発電所の津波 P R A では、敷地に遡上する津波を想定して評価を行っている。この前提に基づいた、東海第二発電所の津波 P R A のモデル化の方法について、以下に詳細を記載する。

## 2. 津波 P R A の前提条件

今回の津波 P R A における前提条件については、以下の前提条件に基づき実施している。この前提条件については、審査資料「3.2.2.1 (1) c. 今回実施した津波 P R A の前提条件について」に記載しているものである。

- (a) 原子炉は、津波襲来前に地震により自動停止する可能性が高く、自動停止しない場合においても、地震発生から津波襲来までの時間余裕の間に原子炉を手動停止することから、津波襲来時には原子炉は停止しているものとする。
- (b) 地震が安全上重要な設備に及ぼす影響は考慮せず、津波による影響のみを評価する。
- (c) 起因事象に対する対応は、設計基準事故対処設備による対応を基本とし、これまでに整備した A M 策及び緊急安全対策並びに重大事故等対処設備については、期待しないものとする。
- (d) 原子炉建屋の 1 階床面高さである EL. +8.2m に津波が到達した場合は、津波が建屋内に浸水し、建屋内の機器が没水、被水により機能喪失するものと仮定した。



上述の前提条件のうち、(c)と(d)の条件について、次項で説明を補足する。

### 3. 前提条件の補足説明

#### (1) 津波P R Aにおいて期待する設備

津波P R Aの実施に当たっては、「P R Aの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）を参照し、設計基準事故対処設備による対応を基本とした条件で実施している。津波P R Aで期待する設備については、「第 3.2.2.1-5 表 建屋・機器リスト」に整理している。

東海第二発電所の津波P R Aにおいて特徴的な設計基準事故対処設備として、津波防護施設及び浸水防止設備（防潮堤やその他敷地内への流入経路に対する止水対策）があり、防潮堤前面位置で T.P. +20m の津波に対して浸水を防護できる条件としている。このため、防潮堤前面位置での津波高さが T.P. +20m を超えるまでは、津波を起因とした炉心損傷は発生しない。

#### (2) 原子炉建屋の水密化の扱い

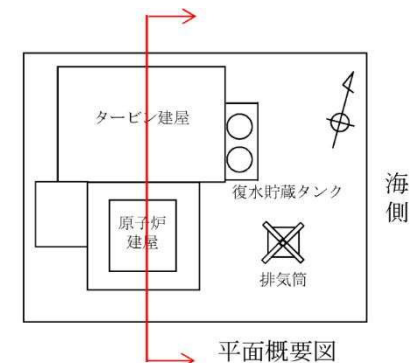
原子炉建屋外壁の水密化については、緊急安全対策として EL. +15m までの水密化対策を実施しているものの、設計基準事故対処設備としては位置付けていないため、今回の津波P R Aでは期待していない。このため、敷地を遡上し原子炉建屋の 1 階床面 EL. +8.2m を超える津波に対しては、原子炉建屋内浸水が生じる。敷地内浸水解析の結果、防潮堤前面位置での津波高さが T.P. +22m ～+23m の津波により、原子炉建屋内への浸水が生じることを確認しており、本評価では、T.P. +22m で建屋内浸水が生じるものとしている。

東海第二発電所の敷地配置図と津波高さの関係を図 1 に、防潮堤前面位置で T.P. +22m 及び T.P. +23m の津波による敷地内浸水解析の結果を、図 2 に示す。



# ◆津波高さ区分

- 津波PRAでは、防潮堤を超える領域における炉心損傷頻度を評価
- 津波区分1（EL. +8m以下の敷地浸水、津波高さT.P. +20m～T.P. +22m）  
本区分では、RHR Sポンプ、DG SWポンプ及びHPCS-DG SWポンプが没水、被水して、起因事象「最終ヒートシンク喪失」が発生
- 津波区分2（EL. +8m以上の敷地浸水、津波高さT.P. +22m～T.P. +24m）  
原子炉建屋1階床面高さまで津波が到達し、原子炉建屋内への浸水が発生することにより、起因事象「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」が発生  
また、本区分では変圧器の機能喪失により全交流電源喪失も発生
- 津波区分3（防潮堤損傷、津波高さT.P. +24m～）  
防潮堤の損傷に伴い多量の海水が敷地内及び原子炉建屋内に浸水することにより、起因事象「防潮堤損傷」が発生



添付3.2.2.1-2-3

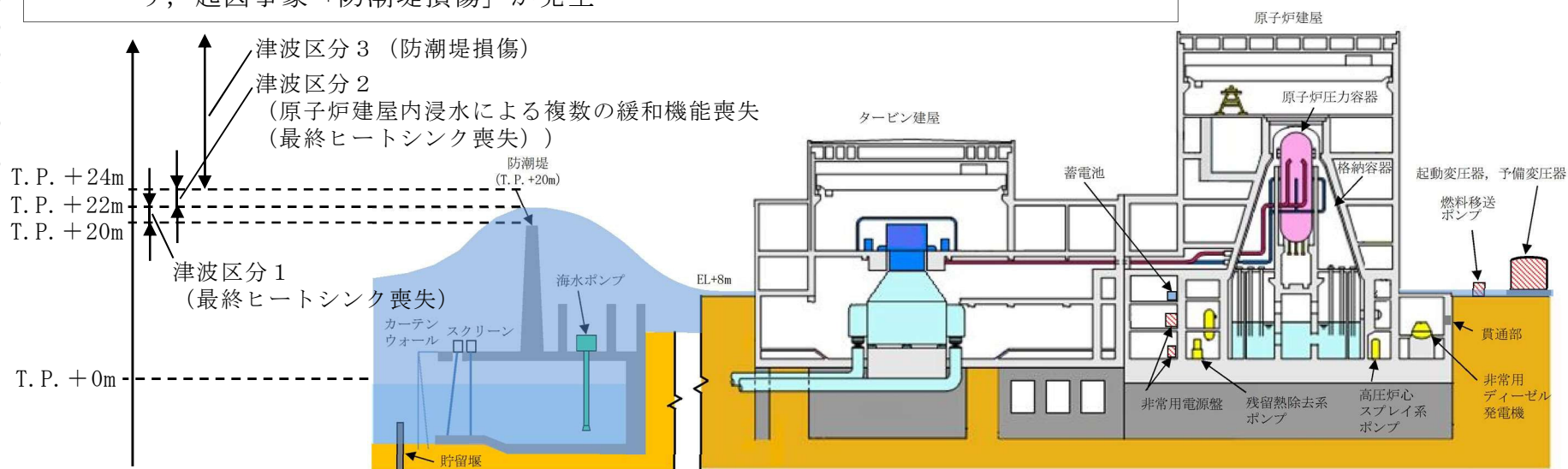


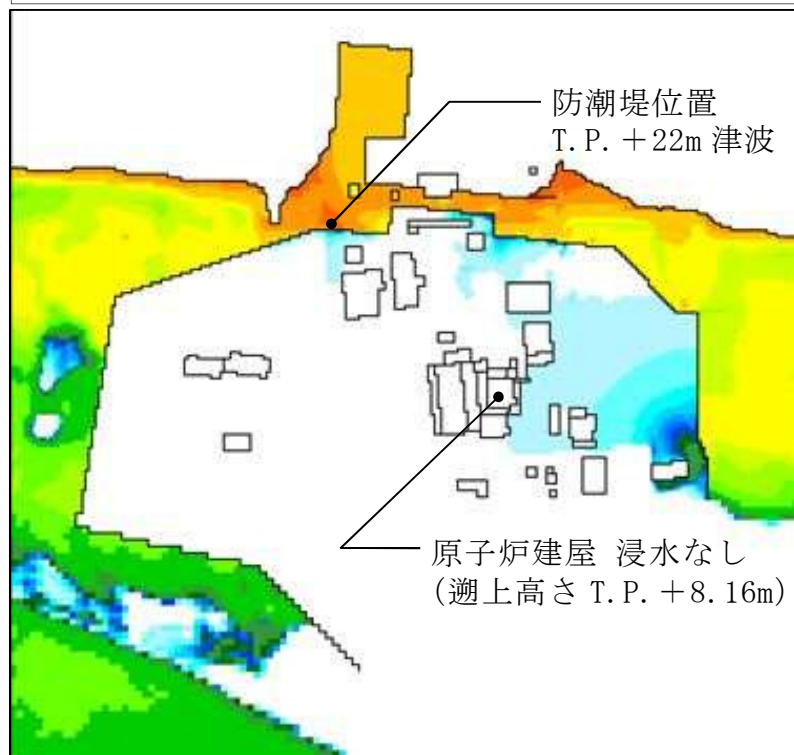
図1 東海第二発電所の敷地配置図と津波高さの関係



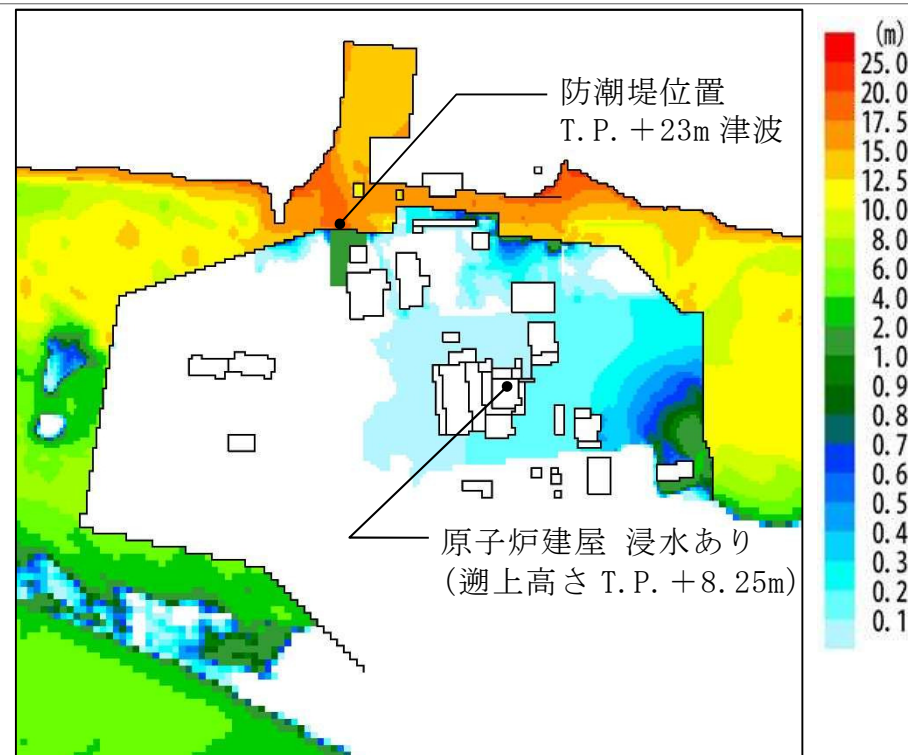
◆敷地内浸水解析結果

- 津波の影響を確認するため、防潮堤位置で T.P. +22m 津波と T.P. +23m 津波の敷地内浸水解析を実施
- 防潮堤位置で T.P. +22m 津波の場合、原子炉建屋 1 階床面高さ T.P. +8.2m には到達せず、T.P. +23m 津波の場合、原子炉建屋 1 階床面高さ T.P. +8.2m に到達すると評価
- 本評価結果を踏まえ、T.P. +22m 津波で原子炉建屋内浸水が生じると仮定し、T.P. +22m 津波を境にフラジリティや津波区分を設定

添付 3.2.2.1-2-4



T.P. +22m 津波による敷地内浸水解析結果



T.P. +23m 津波による敷地内浸水解析結果

図 2 防潮堤前面位置で T.P. +22m 及び T.P. +23m の津波による敷地内浸水解析の結果



#### 4. 原子炉建屋の水密化対策に期待した場合の評価

緊急安全対策で実施した原子炉建屋水密化対策（T.P. +15m）に期待した場合の感度解析を実施した。津波区分ごとの炉心損傷頻度の比較を表 1 に示す。

設計基準対処設備のみに期待した津波 P R A では，防潮堤高さを超える津波においては非常用海水ポンプが喪失し，炉心損傷防止ができないことから，原子炉建屋水密化対策に期待した場合においても，全炉心損傷頻度はベースケースと変わらない。

なお，本評価では重大事故等対処設備に期待していないが，これに期待した場合は津波区分 1（T.P. +20m～T.P. +22m）及び津波区分 2（T.P. +22m～T.P. +24m）の炉心損傷頻度が低減することにより，全炉心損傷頻度も低減する。



表 1 緊急安全対策で実施した原子炉建屋水密化対策に期待した場合の津波区分ごとの炉心損傷頻度

ベースケース（水密化に期待しない）				感度解析ケース（水密化に期待する）			
津波区分 (津波高さ)	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (／炉年)	全炉心損傷頻度に 対する寄与割合 (%)	津波区分 (津波高さ)	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (／炉年)	全炉心損傷頻度に 対する寄与割合 (%)
津波区分 1 (T. P. +20～+22m)	最終ヒートシンク喪失 (蓄電池枯渇後 R C I C 停止)	3. 2E-06	73. 9	津波区分 1 (T. P. +20～+22m)	最終ヒートシンク喪失 (蓄電池枯渇後 R C I C 停止)	3. 2E-06	73. 9
	最終ヒートシンク喪失 + 高圧注水機能喪失	1. 1E-08	0. 3		最終ヒートシンク喪失 + 高圧注水機能喪失	1. 1E-08	0. 3
	最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	1. 7E-08	0. 4		最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	1. 7E-08	0. 4
津波区分 2 (T. P. +22～+24m)	原子炉建屋内浸水による 複数の緩和機能喪失 (最終ヒートシンク喪失)	7. 6E-07	17. 7	津波区分 2 (T. P. +22～+24m)	最終ヒートシンク喪失 (蓄電池枯渇後 R C I C 停止)	7. 5E-07	17. 6
					最終ヒートシンク喪失+高圧注 水機能喪失	2. 6E-09	<0. 1
					最終ヒートシンク喪失+逃がし 安全弁再閉鎖失敗	3. 9E-09	<0. 1
津波区分 3 (T. P. +24m～)	防潮堤損傷	3. 3E-07	7. 7	津波区分 3 (T. P. +24m～)	防潮堤損傷	3. 3E-07	7. 7
合計		4. 3E-06		合計		4. 3E-06	



## 津波襲来時の原子炉停止手順について

東海第二発電所近傍で大きな地震が発生した場合、当該地震を検知して原子炉は自動スクラムする。また、地震により外部電源が喪失した場合、原子炉は自動スクラムする。そのため、震源が近い地震により津波が発生するような場合は、津波襲来時までに原子炉は既に停止していると考えられる。

また、震源が遠い地震の場合等、地震によって原子炉が自動停止に至らずに津波が襲来する場合を想定し、以下の手順を整備する。

- ・ 大津波警報が発表された場合は、原則として原子炉停止操作を開始する<sup>注)</sup>。
- ・ 津波警報又は津波注意報が発表された場合は、取水ピット水位計や津波監視カメラ等により津波監視を強化する。
- ・ 引き波により海水取水ピット水位が循環水ポンプの取水可能下限水位（T.P. - 1.59m：設計値）まで低下した場合等、原子炉の運転継続に支障がある場合に、原子炉を手動停止する。

注) 大津波警報が誤報であった場合、及び震源が遠い地震に伴う津波であって到達津波が到達するまでの間に大津波警報が解除又は見直された場合を除く

上記手順に則った津波襲来時の原子炉停止手順のフローを図 1 に示す。



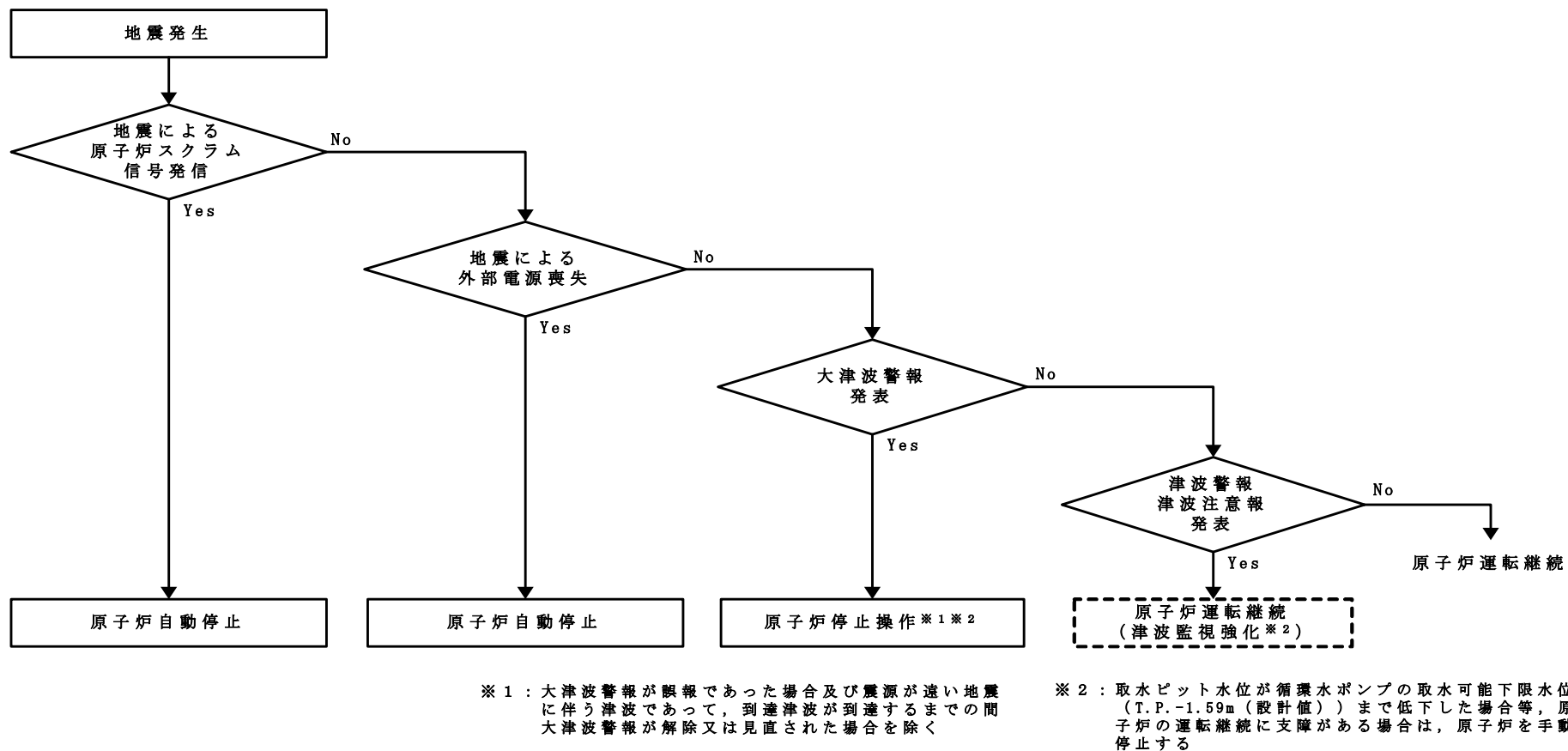


図 1 津波襲来時の原子炉停止手順のフロー



# 東海第二発電所 津波評価について (基準津波に対する安全性評価)

平成29年2月3日  
日本原子力発電株式会社



1

## 目 次

第439回審査会合  
資料2-1 再掲

1. 基準津波に対する安全性評価	
1.1 評価概要	3
1.2 砂移動評価(地形変化)	5
1.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)	28
2. 参考文献	35

### 補足説明資料

1. 高橋他(1999)の手法に関する補足資料	37
2. 高橋他(1999)の手法における浮遊砂濃度の影響評価	
2.1 評価概要	40
2.2 砂移動評価(地形変化)	42
2.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)	54
3. 参考文献	57



2



# 目 次

第439回審査会合  
資料2-1 再掲

## 1. 基準津波に対する安全性評価

### 1.1 評価概要

#### 1.2 砂移動評価(地形変化)

#### 1.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)

## 2. 参考文献

### 補足説明資料

#### 1. 高橋他(1999)の手法に関する補足資料

#### 2. 高橋他(1999)の手法における浮遊砂濃度の影響評価

##### 2.1 評価概要

##### 2.2 砂移動評価(地形変化)

##### 2.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)

## 3. 参考文献



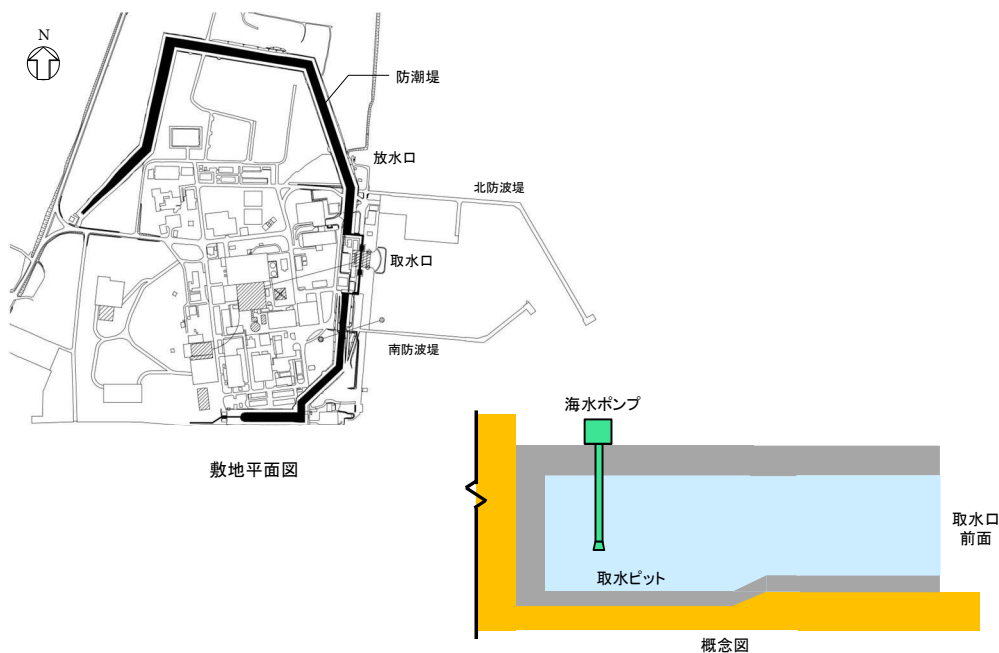
3

## 1. 基準津波に対する安全性評価

### 1.1 評価概要

第439回審査会合  
資料2-1 再掲

- 基準津波に対する安全性の評価に関して、以下を確認する。
  - ✓ 基準津波に伴う砂移動(地形変化)について評価を実施し、取水口が閉塞しないことを確認する。
  - ✓ 海水ポンプ室(取水ビット)における砂の堆積厚さを評価し、非常用海水ポンプの取水に影響がないことを確認する。



4



# 目次

第439回審査会合  
資料2-1 再掲

## 1. 基準津波に対する安全性評価

### 1.1 評価概要

### 1.2 砂移動評価(地形変化)

### 1.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)

## 2. 参考文献

## 補足説明資料

### 1. 高橋他(1999)の手法に関する補足資料

### 2. 高橋他(1999)の手法における浮遊砂濃度の影響評価

#### 2.1 評価概要

#### 2.2 砂移動評価(地形変化)

#### 2.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)

## 3. 参考文献



5

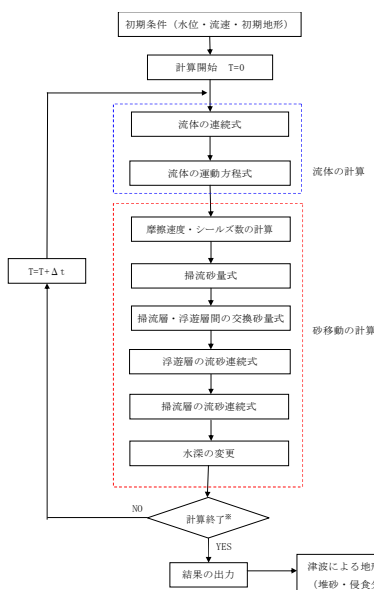
## 1. 基準津波に対する安全性評価 1.2 砂移動評価(地形変化)

### 解析概要

第439回審査会合  
資料2-1 再掲

- 基準津波に伴う砂移動について評価を実施し、取水口が閉塞しないことを確認する。
- 藤井他(1998)及び高橋他(1999)の手法に基づき砂移動の数値シミュレーションを実施した。

### 【数値シミュレーションのフロー】



※計算終了は浮遊砂濃度の変動が収束するまでとする。

	藤井他 (1998) の手法	高橋他 (1999) の手法
地盤高の連続式	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \alpha \left( \frac{\partial Q}{\partial x} \right) + \frac{E-S}{\sigma(1-\lambda)} = 0$	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \frac{1}{1-\lambda} \left( \frac{\partial Q}{\partial x} + \frac{E-S}{\sigma} \right) = 0$
浮遊砂濃度連続式	$\frac{\partial C}{\partial t} + \frac{\partial(UC)}{\partial x} - \frac{E-S}{D} = 0$	$\frac{\partial(C_s D)}{\partial t} + \frac{\partial(MC_s)}{\partial x} - \frac{E-S}{\sigma} = 0$
流砂量式	小林他 (1996) の実験式 $Q = 80\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$	高橋他 (1999) の実験式 $Q = 21\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$
巻き上げ量の算定式	$E = \frac{(1-\alpha)Qw^2\sigma(1-\lambda)}{Uk_z \left[ 1 - \exp\left\{ \frac{-wD}{k_z} \right\} \right]}$	$E = 0.012\tau_*^2 \sqrt{sgd} \cdot \sigma$
沈降量の算定式	$S = wC_b$	$S = wC_s \cdot \sigma$
摩擦速度の計算式	log-wake 則 ( $u_* / U = \kappa / \{ \ln(h/Z_0) - 1 \}$ に wake 関数を付加した式) を鉛直方向に積分した式より算出	マニング則より算出 $u_* = \sqrt{gn^2 U  U  / D^{1/3}}$

ここで、表中の記号は以下の意味を示す。

Z: 水深変化量(m) t: 時間(s) x: 平面座標 Q: 単位幅、単位時間当たりの掃流砂量(m<sup>3</sup>/s/m)  $\tau$ : シールズ数  
 $\sigma$ : 砂の密度 s:  $\sigma / \rho - 1$  d: 砂の粒径 g: 重力加速度(m/s<sup>2</sup>)  $\rho$ : 海水の密度(g/cm<sup>3</sup>) U: 流速(m/s)  
D: 全水深(m) M:  $U \times D$ (m<sup>2</sup>/s)  $\lambda$ : 空隙率 n: Manning の粗度係数  
 $\alpha$ : 局所的な外力のみに移動を支配される成分が全流砂量に占める比率 (=0.1 藤井ほか(1998)より)  
w: 土粒子の沈降速度(Rubey 式より算出)(m/s)  $Z_0$ : 粗度高さ(=k<sub>s</sub>/30)(m)  
k<sub>s</sub>: 鉛直抗係数(=0.2  $\kappa u_* h$ , 藤井ほか(1998)より)(m<sup>2</sup>/s) k<sub>s</sub>: 相当粗度(=7.66n<sup>10/3</sup>)(m)  
 $\kappa$ : カルマン定数(=0.4, 藤井ほか(1998)より) h: 水深(m)  
C, C<sub>s</sub>: 浮遊砂濃度、底面浮遊砂濃度 (浮遊砂濃度連続式より算出)(kg/m<sup>3</sup>) C<sub>s</sub>: 浮遊砂体積濃度 (浮遊砂濃度連続式より算出)  
log-wake 則: 対数則  $u_* / U = \kappa / \{ \ln(h/Z_0) - 1 \}$  に wake 関数 (藤井ほか(1998)より) を付加した式



6



## 解析条件

主な解析条件

	設定値	備考
砂移動モデル	・藤井他(1998)によるモデル ・高橋他(1999)によるモデル	
空間格子間隔	沖合4320m→2160m→720m→沿岸域240m→敷地周辺80m→40m→20m→10m→5mへ順次細分化	
計算時間間隔	0.05秒	
マニングの粗度係数	0.03 $m^{-1/3} \cdot s$	土木学会(2002)
浮遊砂上限濃度	・藤井他(1998)の手法 1%, 5% ・高橋他(1999)の手法 1%	
砂の粒径	0.15mm	底質調査より設定
砂粒の密度	2.72 $g/cm^3$	底質調査より設定
空隙率	0.4	高橋他(1992)
海水の密度	1.03 $g/cm^3$	理科年表より設定
潮位条件※	水位上昇側:T.P.+0.81m 水位下降側:T.P.-0.61m	
計算時間	地震発生後240分間(4時間)	
初期砂層厚	無限	

※ 2011年東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動量を考慮



7

## 解析条件(浮遊砂上限濃度)

- ・高橋他(1999)の浮遊砂上限濃度について、砂移動評価に関する論文を整理した。
- ・検証の結果、浮遊砂上限濃度5%は過大評価となっている。
- ・検証の結果、浮遊砂上限濃度1%は再現性が良好である。

高橋他(1999)の検証事例

実規模検証	文献	計算使用 砂粒径	計算格子 間隔	浮遊砂上限濃度	浮遊砂上限濃度に関する評価
気仙沼湾 (1960年チリ地震津波)	玉田他 (2009)	0.001~1mm	25m, 5m	1%, 5%	・計算格子間隔5mの場合、浮遊砂上限濃度5%では実績値より侵食深を過大に評価
八戸港 (1960年チリ地震津波)	藤田他 (2010)	0.26mm	10.3m	1%, 2%, 5%	・浮遊砂上限濃度5%は過大に評価 ・浮遊砂上限濃度1~2%の場合の再現性が良好
宮古港 (2011年東北地方太平洋沖 地震津波)	近藤他 (2012)	0.08mm	10m	1%	・土砂移動の全体的な傾向は良く一致 ・防波堤堤頭部の最大洗掘深や断面地形も定量的に概ね良く一致
気仙沼湾 (2011年東北地方太平洋沖 地震津波)	森下他 (2014)	0.3mm	10m	1% $C_{sed} = \alpha \times \sqrt{U^2 \times V^2}$	・砂移動評価に影響を及ぼす因子として、無次元掃揚力、流砂量式係数、飽和浮遊砂濃度の3つを抽出 ・上記の3つの因子を同時に変えたモデルにより、再現性が向上する可能性を示唆 ・飽和浮遊砂濃度については、摩擦速度の関数とすることで再現性向上につながることを示唆

 $C_{sed}$ :飽和浮遊砂濃度  $U$ ,  $V$ :断面平均流速分布  $\alpha$ :係数(0.01)

- ・以上より、高橋他(1999)の浮遊砂上限濃度を1%に設定する。

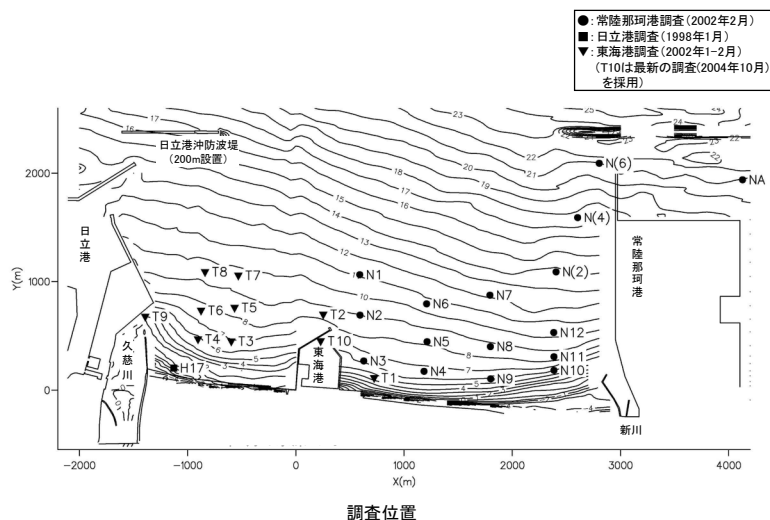


8



## 解析条件(粒径, 密度)

- ・ 砂の諸元については、茨城県(2005)を参考に設定した。
- ・ 中央粒径については、全26地点の平均値で0.18mmとなり、本解析で用いる中央粒径の設定値は保守的に0.15mmとした。
- ・ 密度については、全26地点の平均値である2.72g/cm<sup>3</sup>を設定値とした。



試料採取位置	密度(g/cm <sup>3</sup> )	中央粒径(mm)
H17	2.69	0.48
N1	2.76	0.11
N2	2.76	0.12
N3	2.76	0.13
N4	2.82	0.14
N5	2.81	0.13
N6	2.73	0.12
N7	2.79	0.13
N8	2.75	0.11
N9	2.73	0.14
N10	2.70	0.16
N11	2.68	0.11
N12	2.70	0.11
N(2)	2.76	0.13
N(4)	2.66	0.89
N(6)	2.58	0.01
T1	2.72	0.15
T2	2.73	0.16
T3	2.70	0.15
T4	2.68	0.18
T5	2.69	0.17
T6	2.69	0.14
T7	2.70	0.13
T8	2.67	0.31
T9	2.68	0.16
T10	2.67	0.18
平均値	2.72	0.18
設定値	2.72	0.15

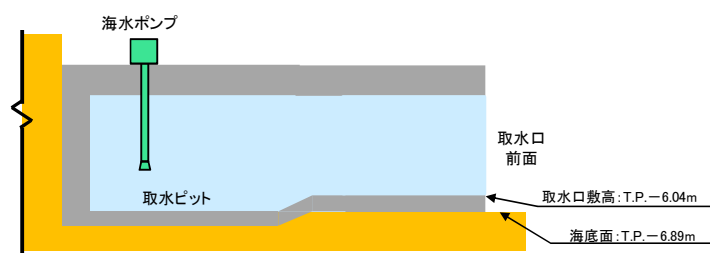


## 評価結果

- ・ 取水口前面における砂の堆積厚さは、最大で0.4m程度であり、取水口は閉塞しない。
- ・ 以上から、非常用海水ポンプの取水への影響はないことを確認した。

評価結果

基準津波	砂移動モデル	浮遊砂上限濃度	取水口前面における砂の堆積厚さ
水位上昇側	藤井他(1998)	1%	0.01 m
		5%	0.01 m
	高橋他(1999)	1%	0.33 m
水位下降側	藤井他(1998)	1%	0.01 m
		5%	0.01 m
	高橋他(1999)	1%	0.19 m



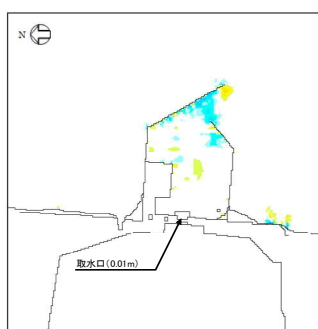
取水口概念図



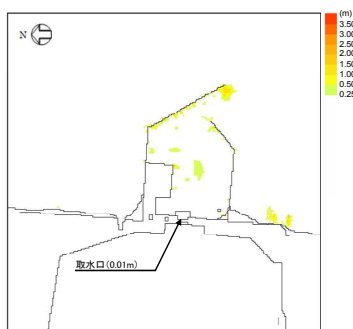


■地形変化量分布(地震発生4時間後), 最大堆積量分布

取水口前面における砂の堆積厚さ
0.01 m



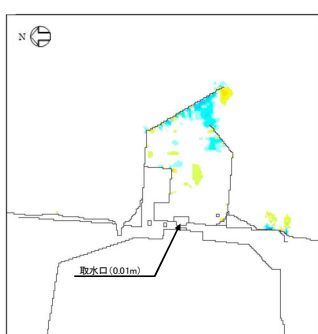
地形変化量分布(地震発生4時間後)



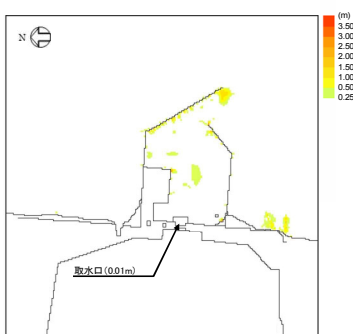
最大堆積量分布

■地形変化量分布(地震発生4時間後), 最大堆積量分布

取水口前面における砂の堆積厚さ
0.01 m



地形変化量分布(地震発生4時間後)



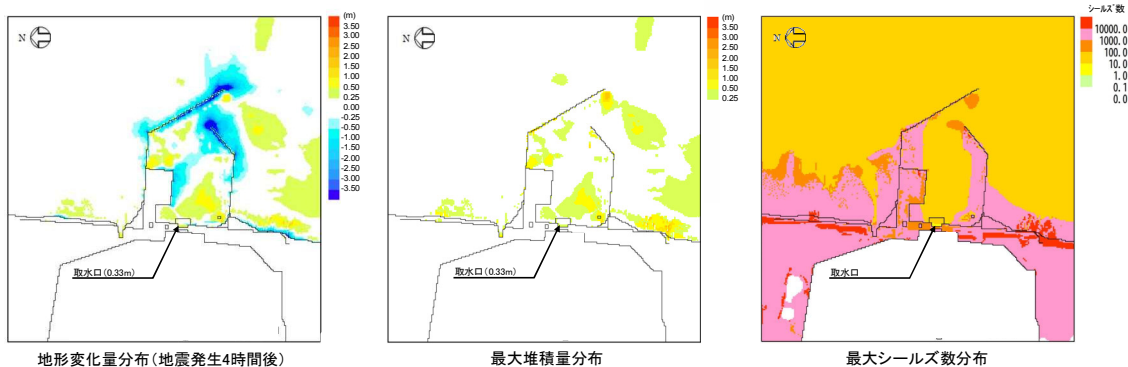
最大堆積量分布



■地形変化量分布(地震発生4時間後), 最大堆積量分布, 最大シールズ数分布

取水口前面における砂の堆積厚さ

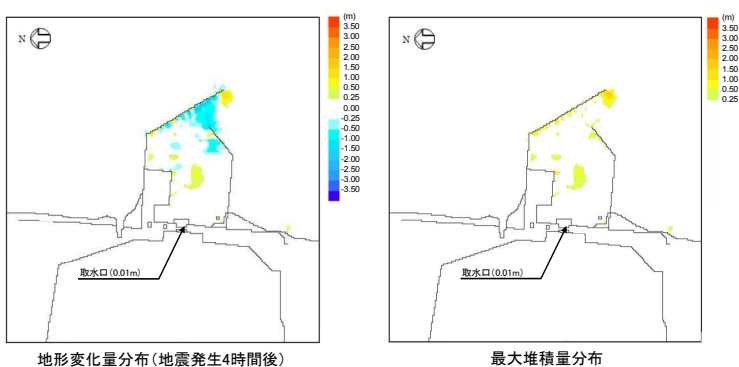
0.33 m



■地形変化量分布(地震発生4時間後), 最大堆積量分布

取水口前面における砂の堆積厚さ

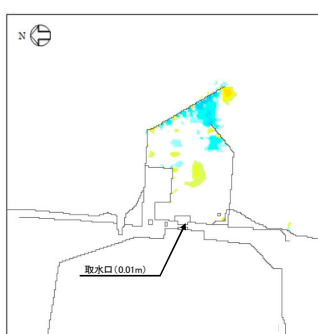
0.01 m



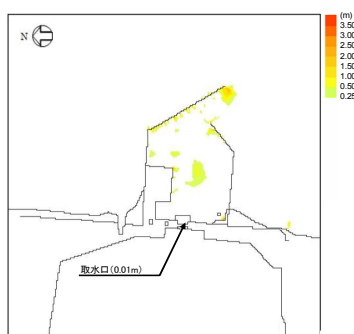


■地形変化量分布(地震発生4時間後), 最大堆積量分布

取水口前面における砂の堆積厚さ
0.01 m



地形変化量分布(地震発生4時間後)

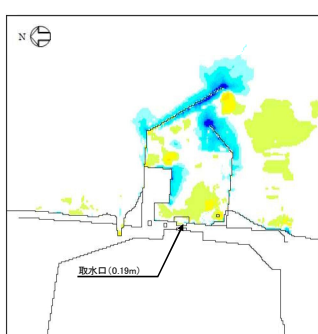


最大堆積量分布

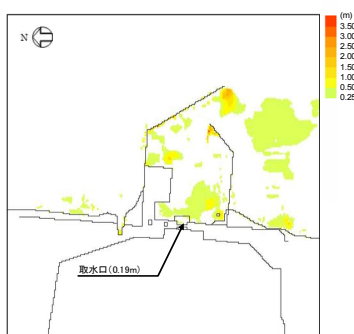


■地形変化量分布(地震発生4時間後), 最大堆積量分布, 最大シールズ数分布

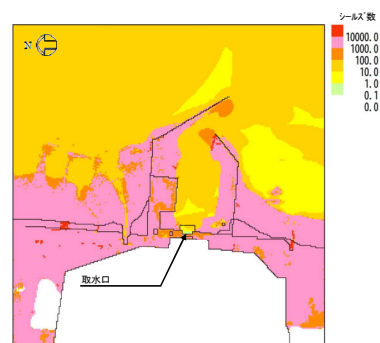
取水口前面における砂の堆積厚さ
0.19 m



地形変化量分布(地震発生4時間後)



最大堆積量分布



最大シールズ数分布





# 目 次

第439回審査会合  
資料2-1 再掲

## 1. 基準津波に対する安全性評価

### 1.1 評価概要

### 1.2 砂移動評価(地形変化)

### 1.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)

## 2. 参考文献

## 補足説明資料

### 1. 高橋他(1999)の手法に関する補足資料

### 2. 高橋他(1999)の手法における浮遊砂濃度の影響評価

#### 2.1 評価概要

#### 2.2 砂移動評価(地形変化)

#### 2.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)

## 3. 参考文献



28

## 1. 基準津波に対する安全性評価 1.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)

### 解析概要

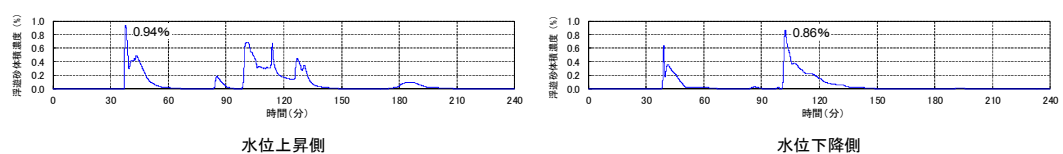
第439回審査会合  
資料2-1 再掲

- 海水ポンプ室(取水ピット)における砂の堆積厚さを評価し、非常用海水ポンプの取水に影響がないことを確認する。
- 取水設備を一次元でモデル化し、地形変化の評価から得られる取水口前面の浮遊砂濃度を境界条件として、取水設備内の浮遊砂濃度を算定し、非常用海水ポンプ位置における砂の堆積厚さを算定した。
- 取水路及び海水ポンプ室内の流量及び流速は、当該解析モデルで計算される管路解析結果を使用した。
- 水路内の砂移動評価については、地形変化の検討において取水口前面における砂の堆積厚さが最も大きくなるケースを対象に、高橋他(1999)の手法に基づき数値シミュレーションを実施した。

評価結果(地形変化)

基準津波	砂移動モデル	浮遊砂上限濃度	取水口前面における砂の堆積厚さ	備考
水位上昇側	藤井他(1998)	1%	0.01 m	
		5%	0.01 m	
	高橋他(1999)	1%	0.33 m	検討ケース
水位下降側	藤井他(1998)	1%	0.01 m	
		5%	0.01 m	
	高橋他(1999)	1%	0.19 m	検討ケース

■取水口前面における浮遊砂体積濃度の時刻歴波形(高橋他(1999), 浮遊砂上限濃度:1%)



29



## 解析条件(設定項目)

項目	設定内容
計算領域	取水口～取水路～取水ピット
基礎方程式	非定常開水路流及び管路流の連続式・運動方程式※1
非常用海水ポンプ 取水条件	流量: 2,549.4 (m³/hr) ・残留熱除去系海水ポンプ: 885.7 (m³/hr/台) × 2 台 ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ: 272.6 (m³/hr/台) × 2 台 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ: 232.8 (m³/hr/台) × 1 台
マンニングの粗度係数	$n=0.020\text{m}^{-1/3}\cdot\text{s}$
貝の付着代	貝代10cmを考慮
局所損失係数	電力土木技術協会(1995): 火力・原子力発電所土木構造物の設計—増補改訂版— 千秋信一(1967): 発電水力演習 土木学会(1999): 水理公式集[平成11年版]
入射条件	基準津波: 水位上昇側, 水位下降側
計算時間間隔	$\Delta t=0.01$ 秒
計算時間	地震発生後240分間(4時間)
潮位条件※2	水位上昇側: T.P.+0.81m 水位下降側: T.P.-0.61m

※1 基礎方程式

&lt;開水路&gt;

$$\text{a)運動方程式} \quad \frac{\partial Q}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left( \frac{Q^2}{A} \right) + gA \frac{\partial H}{\partial x} + gA \left( \frac{n^2 |v| v}{R^{4/3}} + \frac{1}{\Delta x} f \frac{|v| v}{2g} \right) = 0$$

$$\text{b)連続式} \quad \frac{\partial A}{\partial t} + \frac{\partial Q}{\partial x} = 0$$

&lt;管路&gt;

$$\text{a)運動方程式} \quad \frac{\partial Q}{\partial t} + gA \frac{\partial H}{\partial x} + gA \left( \frac{n^2 |v| v}{R^{4/3}} + \frac{1}{\Delta x} f \frac{|v| v}{2g} \right) = 0$$

$$\text{b)連続式} \quad \frac{\partial Q}{\partial x} = 0$$

ここに,  $t$ : 時間  $Q$ : 流量  $v$ : 流速  $x$ : 管底に沿った座標  $A$ : 流水断面積  $H$ : 圧力水頭+位置水頭(管路の場合)/位置水頭(開水路の場合)  
 $z$ : 管底高  $g$ : 重力加速度  $n$ : マニングの粗度係数  $R$ : 径深  $\Delta x$ : 管路の流れ方向の長さ  $f$ : 局所損失係数

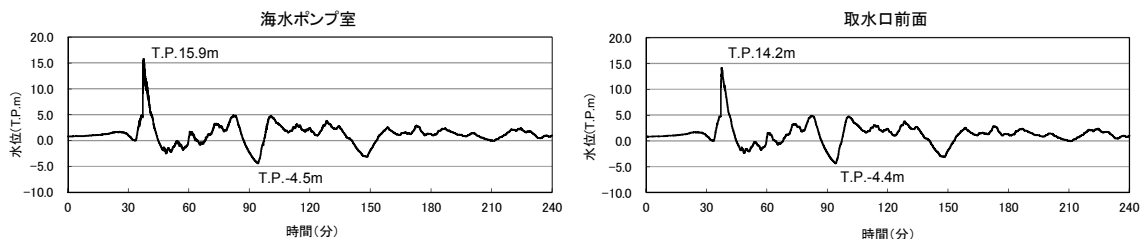
※2 2011年東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動量を考慮



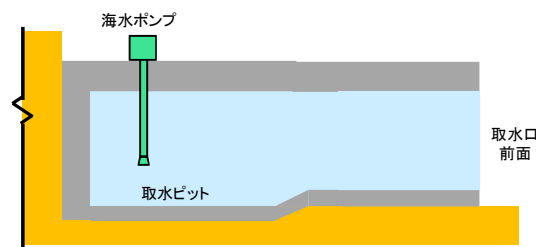
30

## 解析条件(取水設備の水理特性を考慮した水変動解析結果: 基準津波(水位上昇側))

- 基準津波(水位上昇側)による取水口前面の水位時刻歴波形を用いて算定した海水ポンプ室の水位時刻歴波形を以下に示す。



水位の時刻歴波形(水位上昇側)



取水口概念図

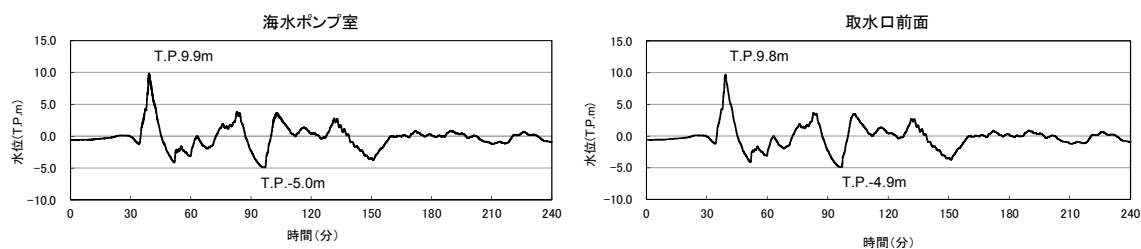


32

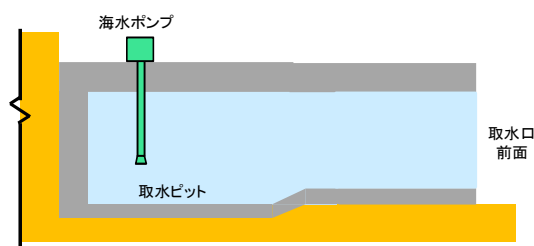


## 解析条件(取水設備の水理特性を考慮した水変動解析結果:基準津波(水位下降側))

- 基準津波(水位下降側)による取水口前面の水位時刻歴波形を用いて算定した海水ポンプ室の水位時刻歴波形を以下に示す。



水位の時刻歴波形(水位下降側)



取水口概念図

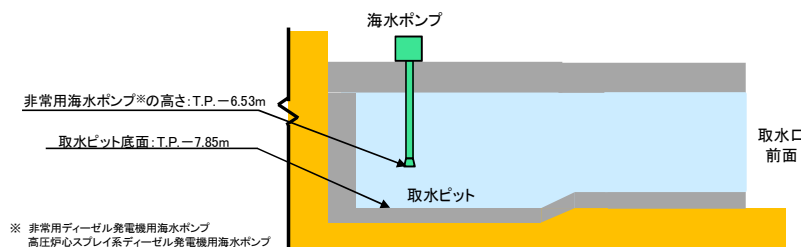


## 評価結果

- 海水ポンプ室(取水ビット)における砂の堆積厚さは最大で0.01m程度であり、非常用海水ポンプの高さを上回らない。
- 以上から、非常用海水ポンプの取水への影響はないことを確認した。

評価結果

基準津波	砂移動モデル	浮遊砂上限濃度	海水ポンプ室における砂の堆積厚さ
水位上昇側	高橋他(1999)	1%	0.01 m
水位下降側	高橋他(1999)	1%	0.01 m



※ 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ  
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

取水口概念図





1. 基準津波に対する安全性評価
  - 1.1 評価概要
  - 1.2 砂移動評価(地形変化)
  - 1.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)
2. 参考文献

## 補足説明資料

1. 高橋他(1999)の手法に関する補足資料
2. 高橋他(1999)の手法における浮遊砂濃度の影響評価
  - 2.1 評価概要
  - 2.2 砂移動評価(地形変化)
  - 2.3 砂移動評価(海水ポンプ室における砂の堆積厚さ)
3. 参考文献



35

## 2. 参考文献

第439回審査会合  
資料2-1 再掲

- ・ 藤井直樹・大森政則・高尾誠・金山進・大谷英夫(1998): 津波による海底地形変化に関する研究, 海岸工学論文集, 第45巻, pp.376-380
- ・ 高橋智幸・首藤伸夫・今村文彦・浅井大輔(1999): 掃流砂層・浮遊砂層間の交換砂量を考慮した津波移動床モデルの開発, 海岸工学論文集, 第46巻, pp.606-610
- ・ 小林昭男・織田幸伸・東江隆夫・高尾 誠・藤井直樹(1996): 津波による砂移動に関する研究, 海岸工学論文集, 第43巻, pp.691-695
- ・ 土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2002): 原子力発電所の津波評価技術
- ・ 高橋智幸・今村文彦・首藤伸夫(1992): 土砂移動を伴う津波計算法の開発, 海岸工学論文集, 第39巻, pp.231-235
- ・ 玉田崇・田村保・高橋智幸・佐々木元(2009): 河川での津波防災検討における津波移動床モデルの適用性に関する研究, 土木学会論文集B2(海岸工学), Vol.B2-65, No.1, pp.301-305
- ・ 藤田尚毅・稲垣和男・藤井直樹・高尾誠・金戸俊道(2010): 津波による海底地形変化評価モデルの現地適用性に関する研究, 海洋開発論文集, 第26巻, pp.213-216
- ・ 近藤武司・森本徹・藤本典子・殿最浩司・志方建仁(2012): 港湾での津波による土砂移動計算の再現性評価, 土木学会論文集B2(海岸工学), Vol.68, No.2, I\_396-I\_400
- ・ 森下祐・高橋智幸(2014): 2011年東北地方太平洋沖地震津波襲来時の気仙沼湾を対象とした津波移動床モデルの再現性向上, 土木学会論文集B2(海岸工学), Vol.70, No.2, I\_491-I\_495
- ・ 茨城県東海地区海岸保全対策研究会(2005): 茨城県東海地区海岸の保全に関する技術検討資料
- ・ 電力土木技術協会(1995): 火力・原子力発電所土木構造物の設計—増補改訂版—, pp826-833
- ・ 千秋信一(1967): 発電水力演習, pp76-89
- ・ 土木学会(1999): 水理公式集[平成11年版], pp373-377
- ・ 高橋智幸・黒川貴博・藤田将孝・島田広昭(2011): 津波による土砂移動の粒径依存性に関する水理実験, 土木学会論文集B2(海岸工学), Vol.67, No.2, I\_231-I\_235



36



## 事故シナリオの分析で引き波を除外する考え方について

## 1. 目的

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第5条（津波による損傷の防止）の解釈別記3において、水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止するため、非常用海水冷却系については、基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能保持でき、かつ、冷却に必要な海水が確保できる設計であることを要求している。

本規制要求を満足させるため、東海第二発電所では、引き波時においても非常用海水ポンプ※<sup>1</sup>の運転が継続可能なように、設計基準事故対処設備として、取水口前面の海中に貯留堰を設置する計画としている。貯留堰の概略構造を図1に示す。貯留堰については、天端高さをT.P. - 4.9mとすることで、引き波時においても非常用海水ポンプ全台が30分間程度の運転が継続可能なように、有効貯留量として約2,370m<sup>3</sup>の海水が貯留できる容量を有する設計としている。

このため、設計基準の引き波に対する非常用海水ポンプの健全性は維持されるものと言える。以下では、津波PRAの評価において、設計基準の引き波を下回る津波を想定した場合に対しても、貯留堰の設計を踏まえて、非常用海水ポンプの取水性が確保できる設計であることを確認することにより、事故シナリオの分析で引き波を除外可能であることを示す。

---

※1 非常用海水ポンプ：残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ



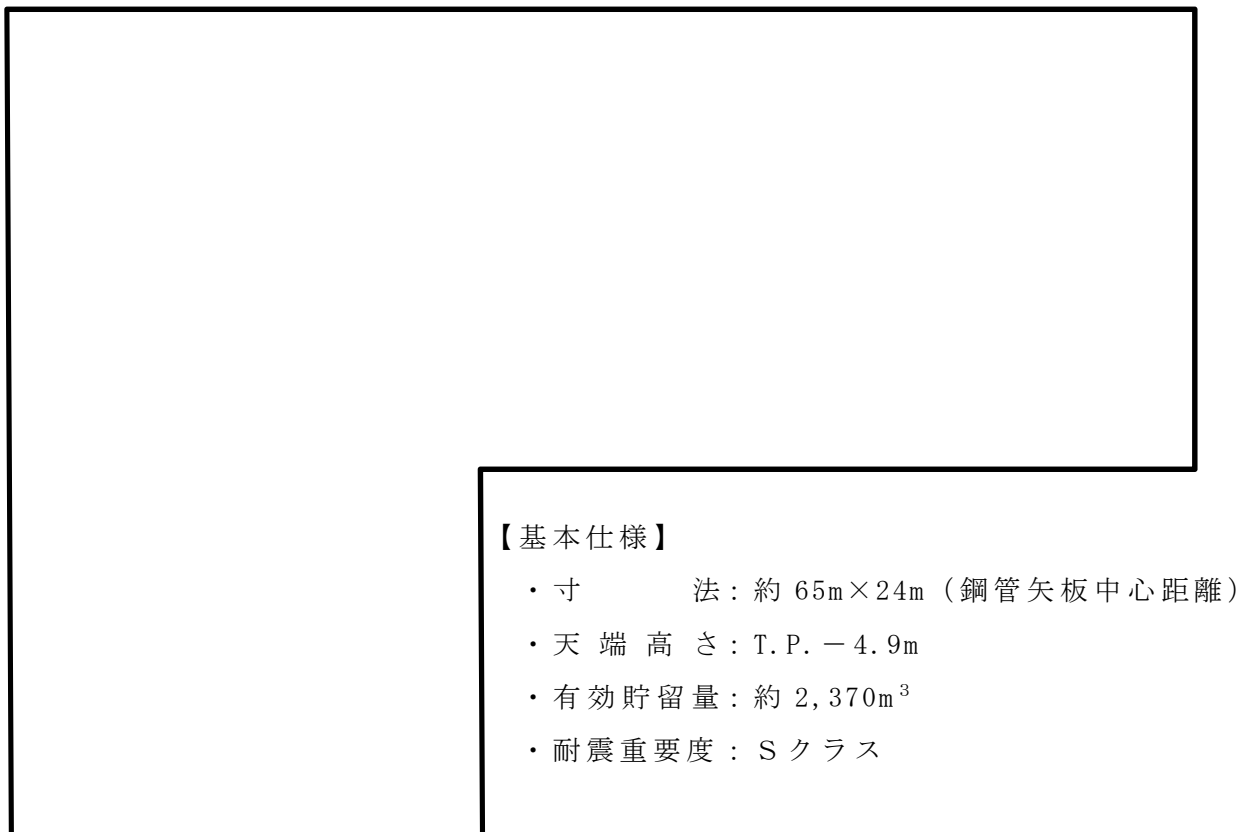


図 1 貯留堰の概略構造

## 2. 引き波時の最低水位と低下時間

一般に想定する津波の高さを高くするほど引き波の水位も低くなることから、本評価では、基準津波高さを上回る津波として、添付資料 3.2.2.3-2 において防潮堤の耐力を確保することとしている T.P. + 24m 津波の水位挙動に着目して評価を行う。T.P. + 24m 津波は、防潮堤前面高さ T.P. + 20m を上回ることから、そもそも押し波が防潮堤を越流して非常用海水ポンプが没水、被水して機能喪失することになるものの、ここでは保守性を確保した評価として、取水継続性を検討することとする。

T.P. + 24m 津波の防潮堤取水口前面における水位の時刻歴波形を図 2 に示す。図 2 において引き波の最低水位は T.P. - 6.8m となっており、最低水位の近傍で水位が貯留堰天端高さ (T.P. - 4.9m) を下回



る時間は約 7.5 分間となっている。

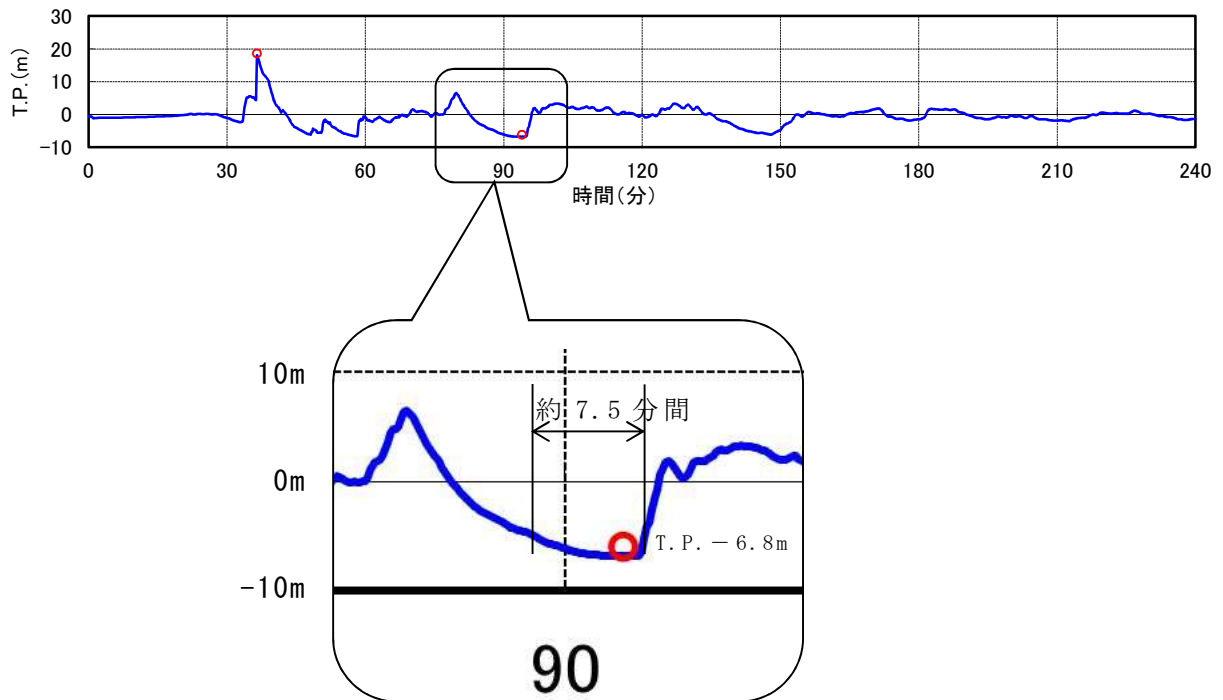


図 2 T. P. +24m 津波の水位の時刻歴波形と最低水位時拡大図

(取水口前面)

### 3. 貯留堰による非常用海水ポンプの運転継続可能時間の評価

#### (1) 評価内容及び方法

取水ピットは、非常用海水ポンプと常用海水ポンプ※<sup>2</sup>で共用している。このため、引き波により取水ピットの水位が停止警報設定値に達した場合には、常用系の循環水ポンプ及び補機冷却系海水ポンプを停止する運用としているが、ここでは、非常用海水ポンプ全台が運転状態の場合の運転継続可能時間とともに、常用海水ポンプの停止に失敗したことを想定した状態、つまり、非常用及び常用海水ポンプ全台が運転状態の場合における非常用海水ポンプの運転継続可能時間を評価した。

※<sup>2</sup>：常用海水ポンプ：循環水ポンプ及び補機冷却系海水ポンプ



## (2) 評価条件

非常用海水ポンプの運転継続可能時間の評価に当たり，非常用海水ポンプ及び常用海水ポンプの取水量は，各々のポンプの定格容量とした。非常用海水ポンプ及び常用海水ポンプの取水量を表 1 に示す。

また，安全側の評価となるよう常用海水ポンプは，ポンプ呑口下端まで取水可能とし，水位がポンプ呑口下端を下回った時点で停止するものとした。海水ポンプの取水可能水位を表 2 に示す。

表 1 非常用海水ポンプ及び常用海水ポンプの取水量

海水ポンプ	区分	台数	取水量 (m <sup>3</sup> /h)	
			1 台 当たり	合計
残留熱除去系海水系ポンプ	非常用	4 (2 系統)	886	3,544
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ		2 (2 系統)	273	546
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ		1 (1 系統)	233	233
循環水ポンプ	常用	3 (3 系統)	74,200	222,600
補機冷却系海水ポンプ		3 <sup>※3</sup> (3 系統)	2,838	5,676

※3：1 台は予備機。このため，取水量の合計は 2 台分の値としている。



表 2 海水ポンプの取水可能水位

海水ポンプ	区分	取水可能水位 (呑口部水位)
残留熱除去系海水系ポンプ	非常用	T.P. - 5.42m <sup>※4</sup>
		T.P. - 5.66m <sup>※5</sup>
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ		T.P. - 6.08m <sup>※4</sup>
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ		T.P. - 6.08m <sup>※4</sup>
循環水ポンプ	常用	T.P. - 1.59m (T.P. - 5.20m)
補機冷却系海水ポンプ		T.P. - 5.08m <sup>※4</sup> (T.P. - 6.51m)

※4：日本機械学会標準「ポンプの吸込水槽の模型試験法」(JSME S 004-1984)

吸込水槽の標準形状に対する最小没水深さによる値

※5：実機ポンプを用いた水理実験結果に基づく値

### (3) 評価結果

評価の結果、非常用海水ポンプは、常用海水ポンプが停止かつ非常用海水ポンプ全台が運転状態の場合で約 30 分間、非常用及び常用海水ポンプ全台が運転状態の場合で約 8 分間、運転継続可能であることを確認した。これらの時間は、いずれも引き波の水位が貯留堰の天端高さ (T.P. - 4.9m) を下回る時間である約 7.5 分間を上回っている。

#### a. 常用海水ポンプ停止条件での評価

①貯留堰内に貯留される有効貯留量：約 2,370m<sup>3</sup>

②非常用海水ポンプ全台の取水量：4,323m<sup>3</sup>/h

③非常用海水ポンプの運転継続時間：約 30 分

$$\cdot \text{約 } 2,370\text{m}^3 \text{ (①)} \div 4,323\text{m}^3/\text{h} \text{ (②)} = 32.8 \text{ 分}$$



b. 常用海水ポンプ運転継続条件での評価

①循環水ポンプ停止までに取水される貯留堰内の水量

: 約  $940\text{m}^3$

②非常用及び常用海水ポンプ全台の合計取水量

:  $232,599\text{m}^3/\text{h}$

③循環水ポンプ停止までの時間: 0 分 13 秒

・ 約  $940\text{m}^3$  (①) /  $232,599\text{m}^3/\text{h}$  (②) = 0 分 13 秒

④循環ポンプ停止後に貯留堰に貯留されている有効貯留量

:  $1,430\text{m}^3$

⑤非常用及び常用海水ポンプ（循環水ポンプ除く）全台の

取水量:  $9,999\text{m}^3/\text{h}$

⑥非常用海水ポンプの運転継続時間: 約 8 分

・  $1,430\text{m}^3$  (④) /  $9,999\text{m}^3/\text{h}$  (⑤) = 約 8.58 分

3. 事故シナリオの分析で引き波を除外する考え方

上述の検討により，敷地内浸水解析により原子炉建屋に到達すると評価した T.P. +24m 津波の引き波の水位が貯留堰の天端高さ(T.P. -4.9m)を下回る約 7.5 分間に対し，非常用海水ポンプの取水継続時間が十分長いことから，基準津波高さを上回る津波の引き波に対しても非常用海水ポンプの取水性が確保できることを確認した。

また，押し波が T.P. +20m を超えた時点で，防潮堤を越流し，非常用海水ポンプが機能喪失することから，引き波により非常用海水ポンプが機能喪失する事故シナリオは，押し波による事故シナリオに包含されると考えられるため考慮は不要である。

以上を踏まえ，事故シナリオの分析において引き波を除外した。



## 建屋・機器リストの抽出の考え方について

## 1. 津波PRA学会標準の規定

津波PRA学会標準には、建屋・機器リストの作成に関する以下の規定があり、東海第二発電所の建屋・機器リストについても、当該規定に基づき作成を行っている。

(津波PRA学会標準 6.5 項抜粋部)

## 6.5 建屋・機器リストの作成

6.3 事故シナリオの明確化と 6.4 起因事象の分析に基づき、9. 事故シーケンス評価に必要な建屋・機器リストを作成する。このリストは、図 6.5-1 に示す津波PRAの一連の作業の中で調整・利用される。建屋・機器リストの作成に関連する作業項目には、5. プラント構成・特性及びサイト状況の調査、6. 事故シナリオの同定、8. 建屋・機器フラジリティ評価、9. 事故シーケンス評価がある。

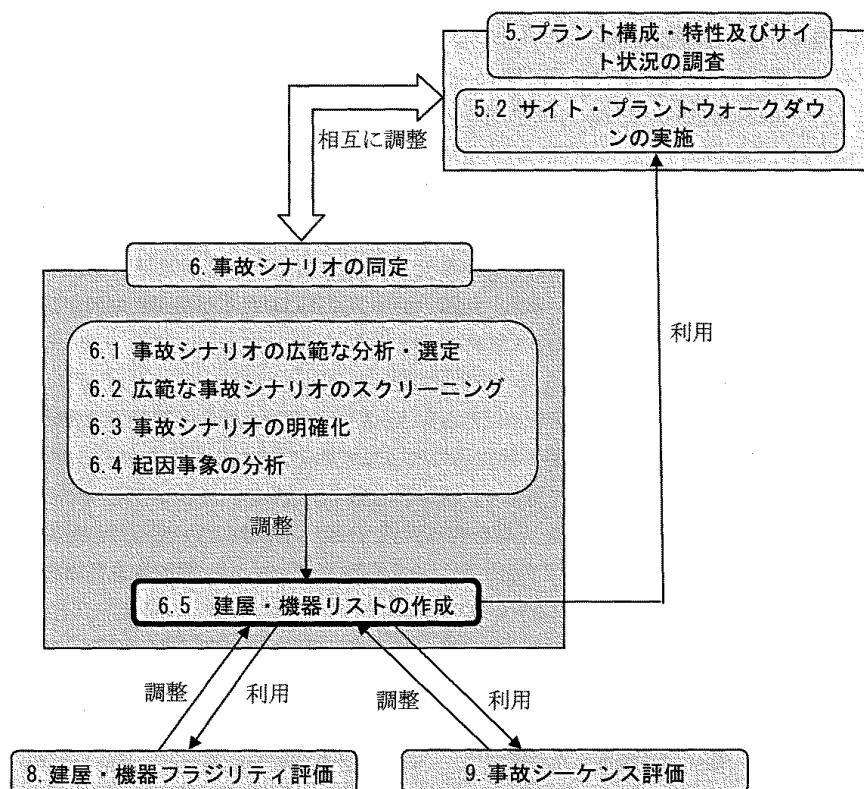


図 6.5-1 建屋・機器リストの調整・利用の流れ



## 2. 建屋・機器リストの作成手順

津波 P R A 学会標準の評価の流れに従い、「6.1 事故シナリオの広範な分析・選定」及び「6.2 広範な事故シナリオのスクリーニング」を行い、「6.3 事故シナリオの明確化」及び「6.4 起因事象の分析」の結果に基づき、津波 P R A の評価対象として、津波防護施設、浸水防止設備、起因事象を引き起こす設備及び起因事象を緩和する設備を選定して、「6.5 建屋・機器リストの作成」を行った。各設備区分に該当する設備の抽出の考え方を以下に示す。

### (1) 津波防護施設及び浸水防止設備

設計基準事故対処設備である、防潮堤、防潮扉、放水路止水対策、取水路止水対策及び原子炉建屋外壁部止水対策（EL. +8.2m 以下<sup>※3</sup>）を抽出した。

### (2) 起因事象を引き起こす設備

事故シナリオの明確化及び起因事象の分析結果（図 1）に基づき、起因事象を引き起こす設備を抽出した。

### (3) 起因事象を緩和する設備

設計基準事故対処設備である緩和設備を抽出対象とし、内部事象出力運転時レベル 1 P R A において考慮する緩和設備（表 1）を抽出した。ただし、津波到達前に原子炉が停止していることから、緩和設備のうちスクラム系は対象外とした。

## 3. 建屋・機器リスト

2. の作成手順に基づき作成した建屋・機器リストを表 2 に示す。

---

※3 原子炉建屋外壁部止水対策のうち、EL. +8.2m 以下の地下部については、屋外タンク破損や降雨等による水の原子炉建屋内への流入を防止するため、設計基準事故対処設備として止水対策を行っている。なお、EL. +8.2m 以上の地上部については、緊急安全対策で設置した止水対策であり、設計基準事故対処設備として位置付けていない。



#### 4. プラントウォークダウンへの活用

津波PRA学会標準には、建屋・機器リストのプラントウォークダウンへの利用に関して以下の規定があり、東海第二発電所のプラントウォークダウン対象機器の選定の際にも活用している。

(津波PRA学会標準 6.5 項抜粋部)

作成した建屋・機器リストは、8. 建屋・機器フラジリティ評価、9. 事故シナシエンス評価に利用する他、5. プラント構成・特性及びサイト状況の調査のサイト・プラントウォークダウンへの利用も有用であり、評価手順に拘らず、一連の作業の中で相互に調整し利用すべきものであることに留意し、必要に応じてフィードバックを行う。



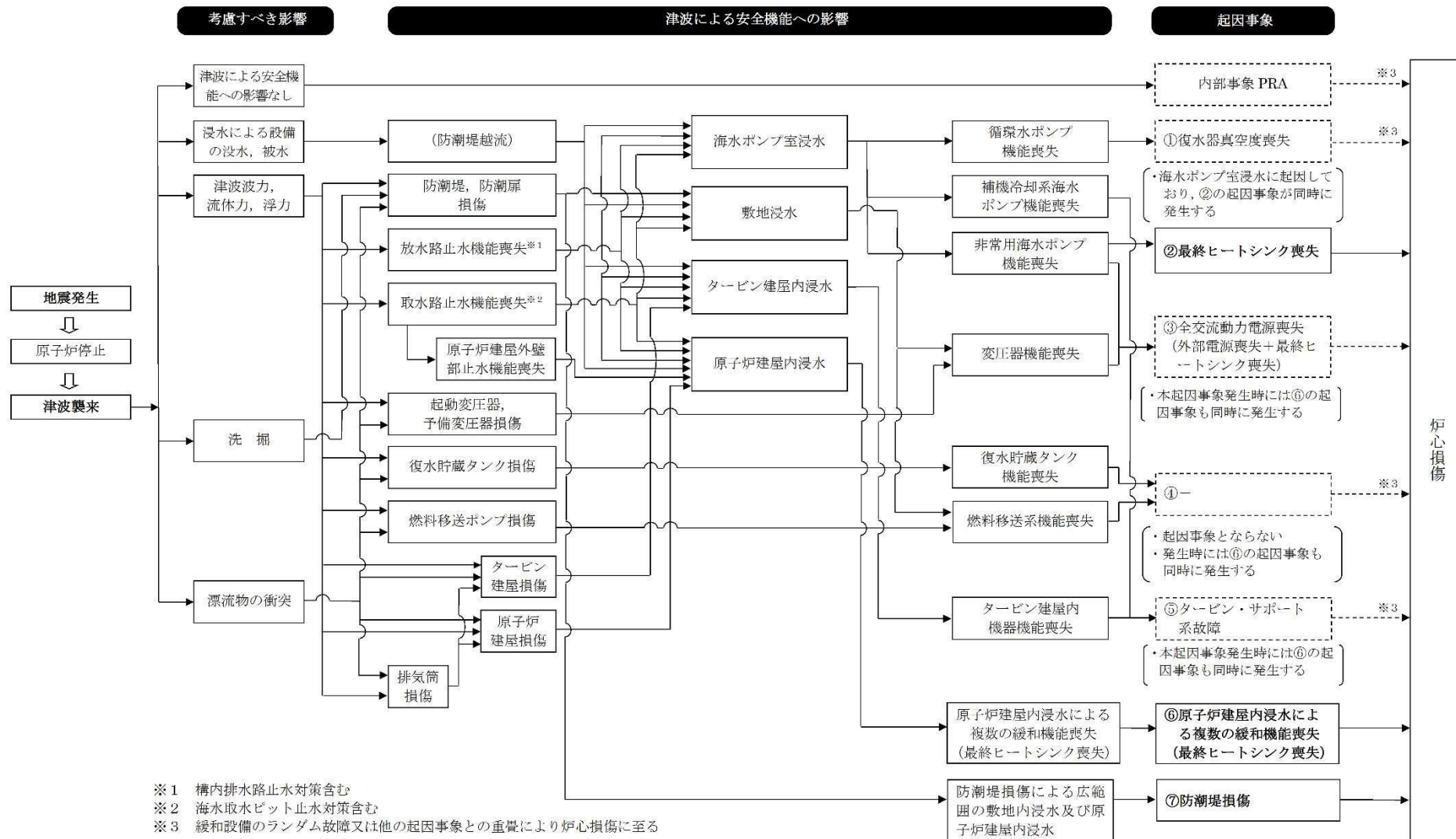


図 1 (第 3.2.2.1-4 図) 事故シナリオの明確化及び起因事象の分析結果



表 1 内部事象出力運転時レベル 1 P R A で考慮する代表的な緩和設備

機能及び系統名	系統の概要
炉心冷却機能	
高圧炉心スプレイ系 (H P C S)	原子炉水位異常低下 (レベル 2) 又はドライウエル圧力高の信号で自動起動し、電動駆動のポンプにより、復水貯蔵タンク又はサブプレッション・チェンバを水源にして高圧～低圧状態の原子炉に注水する。
原子炉隔離時冷却系 (R C I C)	原子炉水位異常低下 (レベル 2) の信号で自動起動し、蒸気タービン駆動のポンプにより、復水貯蔵タンク又はサブプレッション・チェンバを水源にして原子炉に注水する。
低圧炉心スプレイ系 (L P C S)	原子炉水位異常低下 (レベル 1) 又はドライウエル圧力高の信号で自動起動し、電動駆動のポンプにより、サブプレッション・チェンバを水源にして低圧状態の原子炉に注水する。
低圧注水系 (L P C I) (残留熱除去系 (R H R))	L P C I は R H R の機能の 1 つであり、原子炉水位異常低下 (L 1) 又はドライウエル圧力高の信号で自動起動し、電動駆動のポンプにより、サブプレッション・チェンバを水源にして低圧状態の原子炉に注水する。
自動減圧系 (逃がし安全弁) (A D S)	原子炉水位異常低下 (L 1) 及びドライウエル圧力高の信号により、A D S 機能を有する逃がし安全弁を自動開放して原子炉圧力を低下させる。
格納容器除熱機能	
残留熱除去系 (R H R) (格納容器スプレイ冷却系／サブプレッション・プール冷却系)	格納容器スプレイ冷却モードは R H R の機能の 1 つであり、サブプレッション・プール水を R H R の熱交換器で冷却し、ドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで格納容器内の温度、圧力を低減させる。 サブプレッション・プール冷却モードは R H R の機能の 1 つであり、サブプレッション・プール水を R H R の熱交換器で冷却し、再びサブプレッション・チェンバへ戻すことによりサブプレッション・プールの温度を低減させる。
安全機能のサポート機能	
残留熱除去系海水系 (R H R S) 非常用ディーゼル発電機海水系 (D G S W) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 (H P C S - D G S W)	直接海水を供給することで、各々の補機を冷却する。 R H R S : L P C S, R H R 等 D G S W : D G - 2 C / 2 D H P C S - D G S W : H P C S, H P C S - D G
[交流電源] 非常用ディーゼル発電機 (D G) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (H P C S - D G) 燃料移送系	外部電源の喪失等を受けて自動起動し、非常用機器に給電する。
直流電源 (D C)	R C I C やディーゼル発電機の起動、逃がし安全弁の電磁弁や遮断器の開閉等の非常用機器の制御に用いる。



表 2 (第 3.2.2.1-5 表) 建屋・機器リスト (1/2)

区 分		No.	建屋・機器（系統）名称		設置場所※ <sup>1</sup>	設置場所 の高さ※ <sup>1</sup> （EL.）	
津波防護施設及び浸水防止設備		1	防潮堤及び防潮扉	－	屋外	－	
		2	放水路止水対策（構内排水路止水対策含む）	－	屋外	－	
		3	取水路止水対策（海水引込み管、緊急用海水取水管止水対策含む）	－	海水ポンプ室及び屋外	－	
		4	原子炉建屋外壁部（地下部分）止水対策（隣接する建屋境界部含む）	－	原子炉建屋及び屋外	－	
起因事象を引き起こす設備		5	残留熱除去系海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	＋0.8m	
		6	非常用ディーゼル発電機用海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	＋0.8m	
		7	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系（海水ポンプ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	＋0.8m	
		8	循環水ポンプ	ポンプ	海水ポンプ室	＋0.8m	
		9	補機冷却系海水ポンプ	ポンプ	海水ポンプ室	＋0.8m	
		10	起動変圧器，予備変圧器	変圧器	屋外	＋8.2m	
		11	原子炉建屋	1階床面	－	＋8.2m	
		12	タービン建屋	1階床面	－	＋8.2m	
		13	排気筒	排気筒	屋外	＋8.5m	
起因事象を緩和する設備		フロントライン系	14	高圧炉心スプレイ系	ポンプ，電動弁，空調機	原子炉建屋（地下2階）	－4.0m
			15	原子炉隔離時冷却系	ポンプ，タービン，電動弁，器具，分電盤	原子炉建屋（地下2階）	－4.0m
			16	低圧炉心スプレイ系	ポンプ，電動弁，空調機	原子炉建屋（地下2階）	－4.0m
			17	低圧注水系（残留熱除去系）	ポンプ，電動弁，空調機	原子炉建屋（地下2階）	－4.0m
			18	自動減圧系	制御盤	原子炉建屋（2階）	＋18.0m
		サポート	19	復水貯蔵タンク	タンク	屋外	＋3.0m
			20	燃料移送系	タンク，ポンプ	屋外	＋8.3m
			21	直流電源系	分電盤	原子炉建屋（地下2階）	－4.0m
			22	非常用交流電源系	ディーゼル発電設備	原子炉建屋（地下2階）	－4.0m



表 2（第 3.2.2.1－5 表） 建屋・機器リスト（2／2）

区 分		No.	建屋・機器（系統）名称		設置場所※ <sup>1</sup>	設置場所 の高さ※ <sup>1</sup> (EL.)
起 因 事 象 を 緩 和 す る 設 備	サ ポ ー ト 系	23	残留熱除去系海水系（海水ポン プ及び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		24	残留熱除去系海水系（原子炉建 屋内設置機器）	熱交換器	原子炉建屋 （地下2階）	-4.0m
		25	非常用ディーゼル発電機用海水 系（海水ポンプ及び関連機器含 む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		26	非常用ディーゼル発電機用海水 系（原子炉建屋附属棟内設置機 器）	熱交換器	原子炉建屋 （地下2階）	-4.0m
		27	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機用海水系（海水ポンプ及 び関連機器含む）	ポンプ	海水ポンプ室	+0.8m
		28	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機用海水系（原子炉建屋内 設置機器）	熱交換器	原子炉建屋 （地下2階）	-4.0m

※1：設置場所の高さは、工事計画認可申請書，配管施工図，配置図，据付図等を元に調査し，没水・被水による機能喪失に着目して，当該機器の設置床面の高さを記載している。（添付資料 3.2.2.1－7）

なお，複数の機器が異なる高さに設置されている場合は，今回の津波 P R A の評価の前提条件を踏まえ，以下の方針で記載している。

< 海水ポンプ室 >

防潮堤越流により，海水ポンプ室内の機器が没水，被水するため，複数の機器が異なる高さに設置されている場合は，最も低い位置に設置されている設備の設置床面の高さを記載している。

< 原子炉建屋 >

原子炉建屋の1階床面高さである EL.+8.2m に津波が到達した場合は，津波が建屋内に浸水し，建屋内の機器が没水，被水により機能喪失するものと仮定していることから，複数の機器が異なる高さに設置されている場合は，最も低い位置に設置されている設備の設置床面の高さを記載している。

< 建屋本体 >

原子炉建屋及びタービン建屋については，地上1階の床面高さとしている。



## 建屋・機器リストの設備の設置高さの根拠について

### 1. はじめに

建屋・機器リストに記載している設置場所の高さの設定の考え方について，原子炉隔離時冷却系（以下「R C I C」という。）を例に以下で説明する。

### 2. 設置場所の高さの設定方法

#### (1) R C I C 関連機器の抽出

基本系統図及び電気計装図を元に，R C I C の機能維持に必要な機器を抽出しリスト化する。R C I C の機器リストを表 1 に示す。

#### (2) 各機器の設置場所の高さの調査

工事計画認可申請書，配管施工図，据付図，外形図，配置図，原子炉建屋一般配置図等を用いて，各機器が設置されている原子炉建屋の階層を特定し，当該階層の床面高さを設置場所の高さとする。各機器の設置場所の高さを表 1 に，R C I C ポンプ／タービンの設置高さを示した機器配置図を図 1 に示す。

#### (3) R C I C の設置場所の高さの特定

R C I C は複数の階層に設置されていることから，最も低い階層である原子炉建屋地下 2 階の床面高さ EL. -4.0m を，R C I C の設置場所の高さと設定する。



表1 R C I C 関連機器リスト

総称名	機器名称	設置場所	設置場所の 高さ (EL.)
ポンプ	R C I C ポンプ	原子炉棟地下 2 階	− 4. 0m
タービン	R C I C タービン	原子炉棟地下 2 階	− 4. 0m
弁	R C I C 原子炉注入弁	原子炉棟 4 階	+ 29. 0m
	R C I C 外側隔離弁	原子炉棟 3 階	+ 20. 3m
	R C I C タービン排気弁	原子炉棟地下 1 階	+ 2. 0m
	R C I C 蒸気供給弁	原子炉棟地下 2 階	− 4. 0m
	：	：	：
器具	R C I C DIV-I 計装ラック	原子炉棟地下 1 階	+ 2. 0m
	R C I C PUMP DISCHARGE FLOW (伝送器)	原子炉棟地下 2 階	− 4. 0m
	R C I C TURBINE CONTROL BOX	電気室上部 3 階	+ 23. 0m
	：	：	：
直流 M C C	直流 125V MCC 2A-2	原子炉棟 4 階	+ 29. 0m
	直流 125V MCC 2A-1	原子炉棟地下 1 階	+ 2. 0m
蓄電池	直流 125V 蓄電池 (2A)	電気室 1 階	+ 8. 2m
充電器盤	直流 125V 充電器盤 (2A)	電気室 1 階	+ 8. 2m
直流母線盤	直流 125V 直流母線盤 (2A)	電気室 1 階	+ 8. 2m
分電盤	直流 125V 分電盤 (2A-1)	電気室 1 階	+ 8. 2m
	直流 125V 分電盤 (2A-2-1)	電気室地下 2 階	− 4. 0m



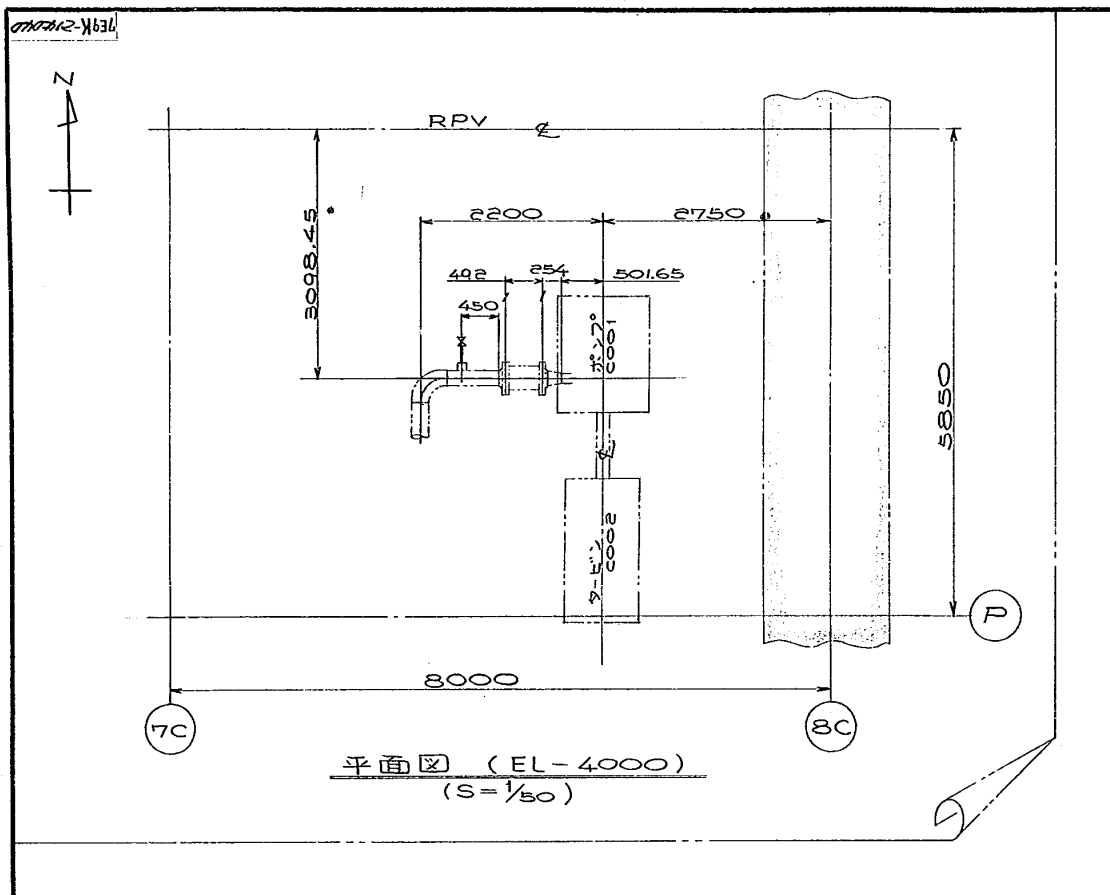


図1 RCICポンプ／タービンの機器配置図



## 防潮堤に対する漂流物の衝突影響評価に用いる漂流物の選定について

### 1. はじめに

起因事象の分析結果に基づく機器フラジリティ評価に当たり、防潮堤の漂流物の衝突による影響を評価するため、考慮すべき漂流物を選定する必要がある。このため、発電所敷地内及び発電所敷地外を対象に、漂流物となる可能性のある施設・設備（発電所港湾施設に接岸する船舶含む。以下同じ。）について広範な調査を実施し、漂流物の衝突による影響評価において考慮する漂流物を選定した。

なお、漂流物に関する調査結果は、以下の審査資料に詳細を記載していることから、本資料においては、当該資料の要点を記載することとする。

- ・「東海第二発電所 津波による損傷の防止 2.5.2(4)基準津波に伴う津波防護施設等の健全性確保及び取水口付近の漂流物に対する取水性確保」
- ・「東海第二発電所 重大事故等対処設備について 別添資料-1 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する津波防護方針について 2.5.2 [漂流物の影響]」

### 2. 漂流物調査範囲の設定

防潮堤外側の漂流物評価については、設置許可基準規則第5条に「設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」と規定されていることから、基準津波に伴う防潮堤外側の漂流物を漂流物評価フローに基づき適切に評価し、防潮堤に対する漂流物の衝突影響がないことを確認し



ている。

基準津波（津波高さT.P. + 17.7m（防波堤なし））による漂流物調査範囲については、東海第二発電所の取水口から半径5kmの範囲としており、基準津波による敷地前面海域の流向及び流速を考慮し、想定する漂流物の最大移動量の算出結果が約3.6kmであることを設定根拠としている。この漂流物調査範囲は、最大約3.6kmの移動量に保守性を考慮した半径5kmの範囲を漂流物調査範囲と設定していることから、津波P R Aで想定する津波高さT.P. + 24mに対しても適用できるものとする。

基準津波による漂流物調査範囲の設定については「東海第二発電所 津波による損傷の防止2.5.2(4) b. 漂流物調査範囲の設定」参照。

### 3. 漂流物となる可能性のある施設・設備の抽出

漂流物となる可能性のある施設・設備を漂流物評価フローに基づき抽出する。図1に防潮堤外側における漂流物評価フローを示す。



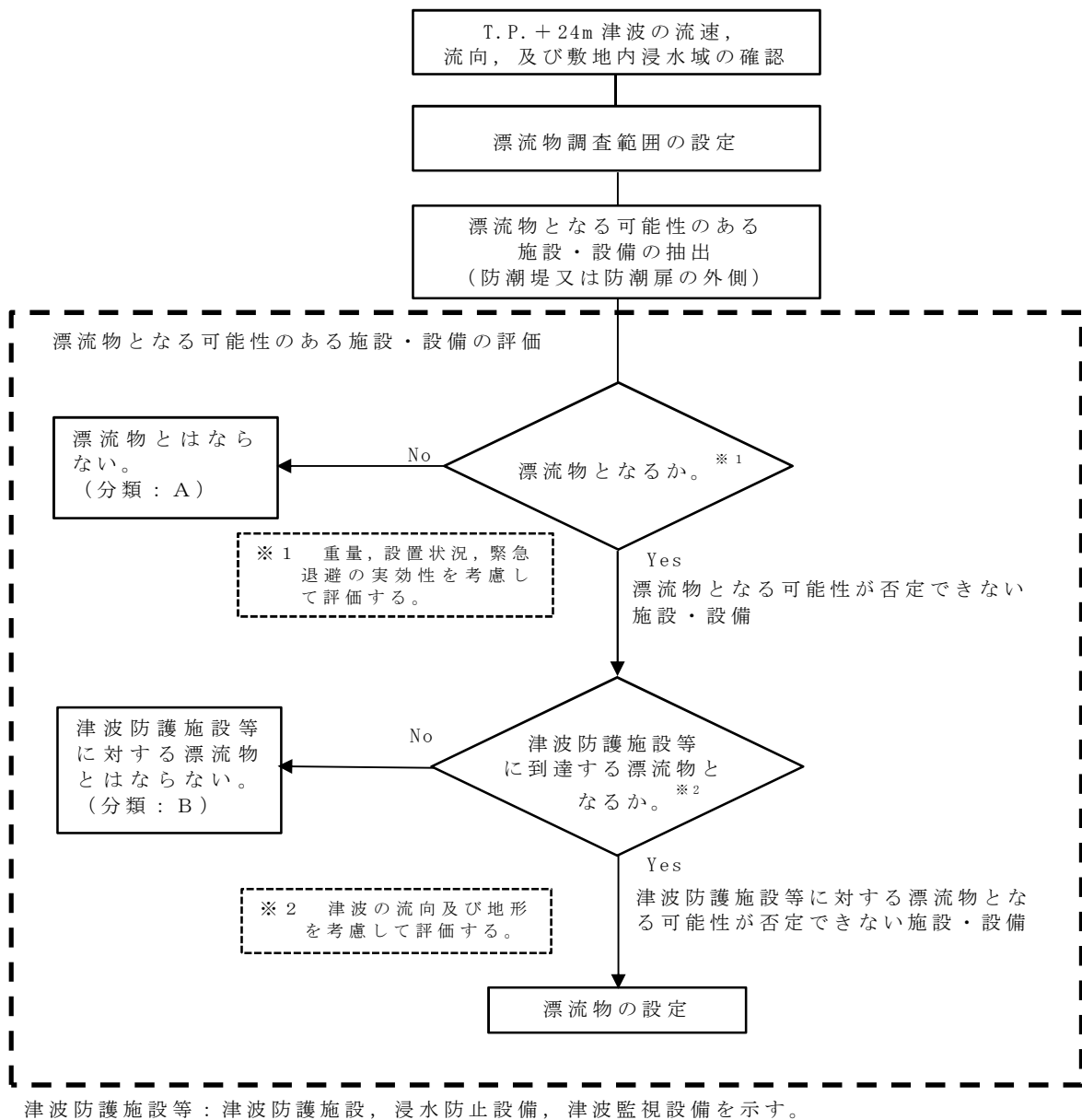


図 1 防潮堤外側における漂流物評価フロー



#### 4. 漂流物となる可能性のある施設・設備の抽出結果

防潮堤外側における抽出結果については、「東海第二発電所 重大事故等対処設備について 別添資料-1 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する津波防護方針について 2.5.2 [漂流物の影響] d. 漂流物となる可能性のある施設・設備の抽出結果」参照。主な抽出結果を以下に示す。

- ・ 発電所敷地内（防潮堤外側）：

コンクリート片，外装板，車両等

- ・ 発電所敷地外：

5t 級漁船，コンクリート片，外装板，プラント設備の一部，防砂林等

#### 5. 漂流物の衝突影響において考慮する漂流物の選定

防潮堤の漂流物衝突影響評価の際に用いる漂流物として，上述の抽出結果のうち最も重量の大きい総トン数 5t（排水トン数 15t）の漁船を対象漂流物とし，漂流物衝突荷重の設定において考慮する。



## 津波防護対策の設計耐力について

## 1. 防潮堤の耐力

## (1) 防潮堤の概要

防潮堤は、基準津波による遡上波が設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に到達・流入することを防止するため、敷地を取り囲む形で設置する津波防護施設であり、天端高さは敷地前面東側で T.P. +20m、敷地側面北側及び南側で T.P. +18m である。

海水ポンプエリアの防潮堤は、鉄筋コンクリート造の地中連続壁を基礎構造とし、上部工は鋼製防護壁及び鉄筋コンクリート防潮壁に大別される。また、敷地周辺エリアについては、鋼管杭を基礎構造とし、上部工は鋼管杭鉄筋コンクリート壁の構造である。

防潮堤の配置図を図 1 に示す。

## (2) 防潮堤の設計耐力

防潮堤の設計耐力については、敷地に遡上する津波（防潮堤位置における津波高さ T.P. +24.0m の津波）に対して耐力を確保する設計とする。なお、防潮堤の設計においては、以下のとおり、常時荷重、地震荷重、敷地に遡上する津波荷重及び余震荷重、漂流物衝突荷重を適切に組み合わせた条件で評価を行う。

- ・ 常時荷重＋地震荷重
- ・ 常時荷重＋敷地に遡上する津波荷重
- ・ 常時荷重＋敷地に遡上する津波荷重＋余震荷重
- ・ 常時荷重＋敷地に遡上する津波荷重＋漂流物衝突荷重



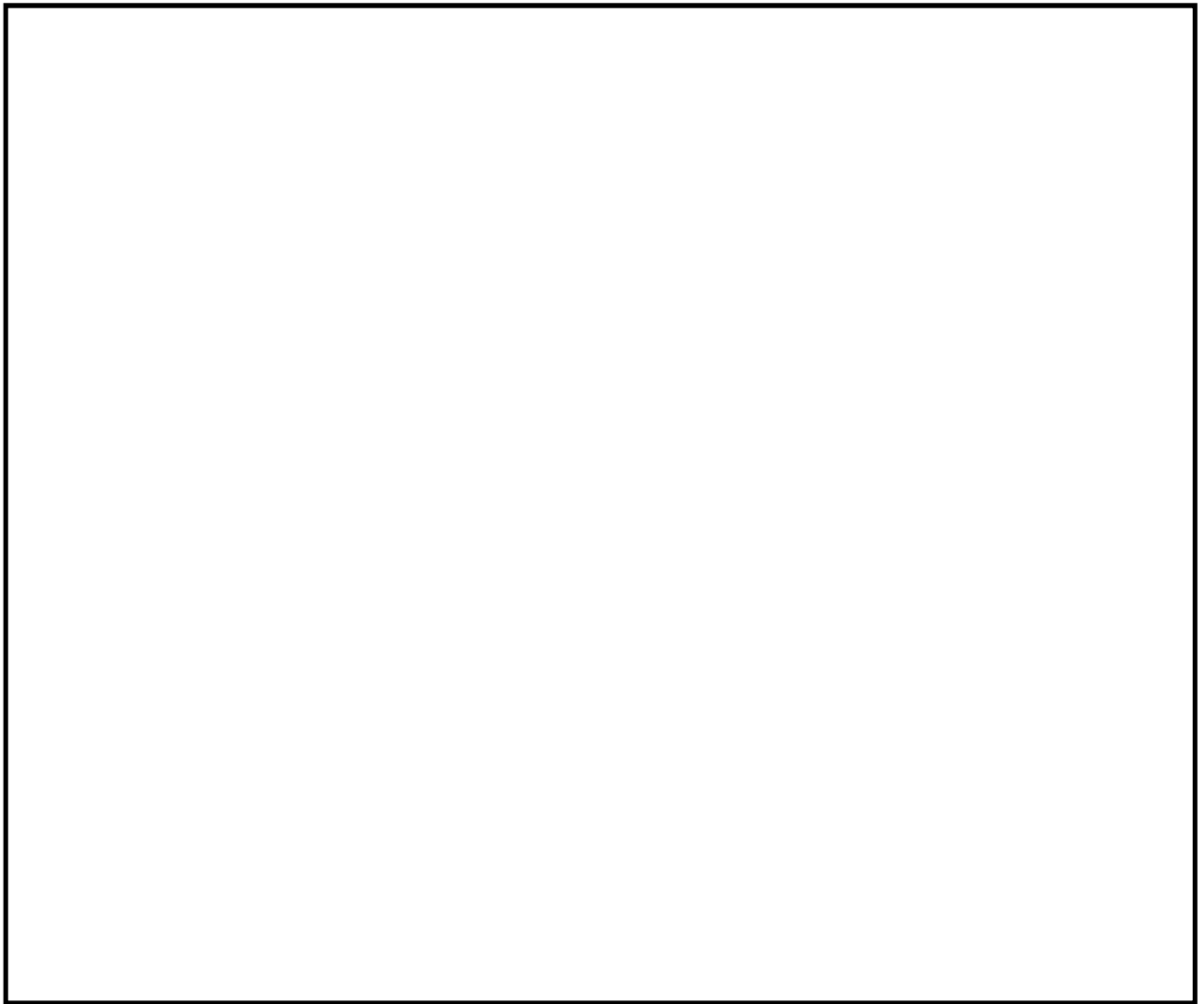


図 1 防潮堤配置図

## 2. 防潮堤以外の津波防護対策の耐力

### (1) 防潮堤以外の津波防護対策の概要

防護対象設備の設置された敷地への津波の流入経路に対して，津波の流入を防止するため，津波防護対策を実施する。表 1 に各津波防護対策の設備分類と設置目的を，図 2 に敷地の特性に応じた津波防護の概要を示す。

### (2) 防潮堤以外の津波防護対策の設計耐力



津波防護対策の設計耐力に際しては、防潮堤の設計耐力に合わせて、敷地に遡上する津波（防潮堤位置における津波高さ T.P. +24.0m の津波）に対して耐力を確保する設計とする。なお、防潮堤以外の津波防護対策の設計においては、以下のとおり、常時荷重、地震荷重、敷地に遡上する津波荷重及び余震荷重を適切に組み合わせた条件で評価を行う。

- ・ 常時荷重＋地震荷重
- ・ 常時荷重＋敷地に遡上する津波荷重
- ・ 常時荷重＋敷地に遡上する津波荷重＋余震荷重



表 1 各津波防護対策の設備分類と設置目的 (1/2)

津波防護対策		設備分類	設置目的
防潮堤及び防潮扉（防潮堤道路横断部に設置）		津波防護施設	・基準津波による遡上波が設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に到達・流入することを防止する。
放水路ゲート			・放水路からの流入津波が放水路ゲート及び放水ピットの点検用開口部（上流側）、放水ピット並びに放水ピット及び放水路に接続される配管貫通部を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
構内排水路逆流防止設備			・構内排水路からの流入津波が集水枡を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
貯留堰			・引き波時において、非常用海水ポンプによる補機冷却に必要な海水を確保し、非常用海水ポンプの機能を保持する。
取水路	取水路点検用開口部浸水防止蓋	浸水防止設備	・取水路からの流入津波が取水路の点検用開口部を経由し、海水ポンプ室側壁外側に流入することを防止することにより、隣接する海水ポンプ室への浸水を防止する。
海水ポンプ室	海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁		・取水路からの流入津波が海水ポンプグランドドレン排出口を経由し、海水ポンプ室に流入することを防止する。
	取水ピット空気抜き配管逆止弁		・取水路からの流入津波が取水ピット空気抜き配管を経由し、循環水ポンプ室に流入することを防止することにより、隣接する海水ポンプ室への浸水を防止する。
	海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋		・地震による非常用海水系配管（戻り管）の損傷及び屋外タンクからの溢水がケーブル点検口を経由し、海水ポンプ室に流入することを防止する。
	貫通部止水処置		・地震による循環水ポンプ内の循環水系等配管の損傷に伴う溢水が、貫通部を経由して隣接する海水ポンプ室に流入することを防止する。
放水路	放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋		・放水路からの流入津波が放水路ゲートの点検用開口部（下流側）を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
S A用海水ピット	S A用海水ピット開口部浸水防止蓋		・海水取水路からの流入津波がS A用海水ピット開口部を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
緊急用海水ポンプ室	緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋		・緊急用海水取水管及び海水取水路からの流入津波が緊急用海水ポンプのグランドドレン排出口、緊急用海水ポンプ室の床ドレン排出口、点検用開口部を経由し、設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に流入することを防止する。
	緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁		
	緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁		



表 1 各津波防護対策の設備分類と設置目的 (2/2)

津波防護対策		設備 分類	設置目的
防潮堤, 防潮扉	貫通部止水処置	浸水 防止 設備	・防潮堤及び防潮扉を取り付けるコンクリート躯体下部の貫通部から設計基準対象施設の津波防護対象設備の設置された敷地に津波が流入することを防止する。
原子炉 建屋境界	貫通部止水処置		・地震によるタービン建屋内及び非常用海水系配管カルバート等の循環水系等機器・配管の損傷に伴う溢水が、浸水防護重点化範囲に流入することを防止する。



【凡例】

- T. P. + 3. 0m ~ T. P. + 8. 0m
- T. P. + 8. 0m ~ T. P. + 11. 0m
- T. P. + 11. 0m 以上

- 津波防護施設
- 浸水防止設備
- 津波監視設備
- 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する  
建屋及び区画

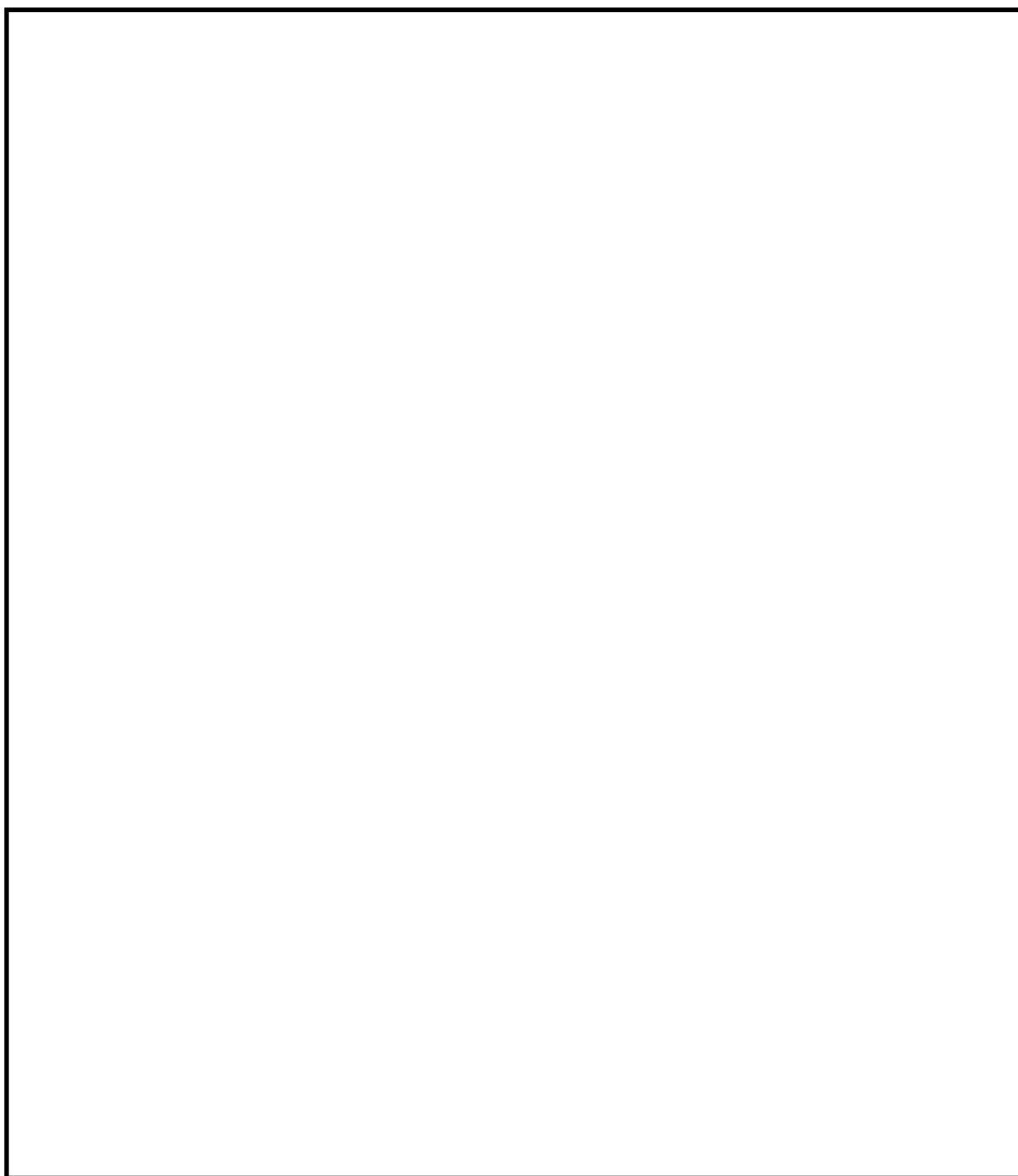


図 2 敷地の特性に応じた津波防護の概要 (1/2)



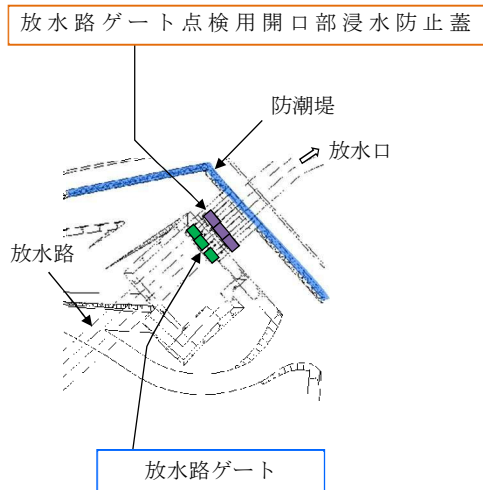
【凡例】

津波防護施設

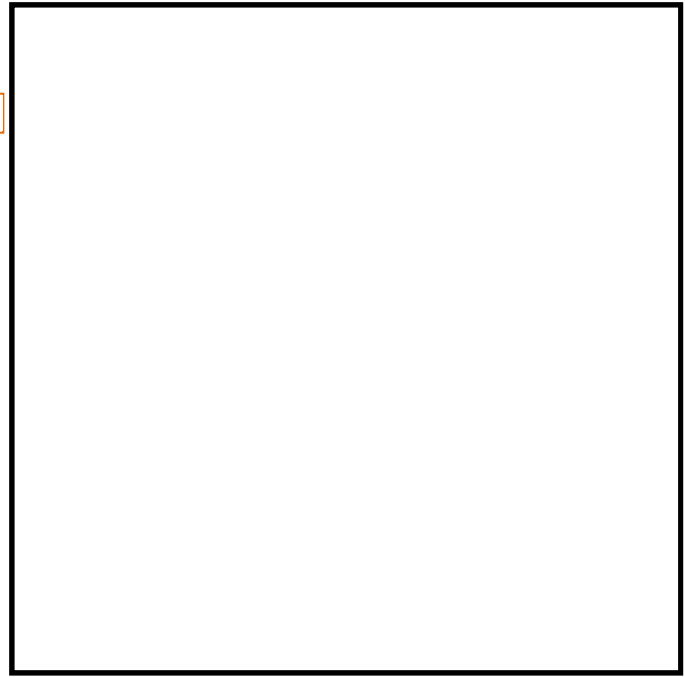
浸水防止設備

津波監視設備

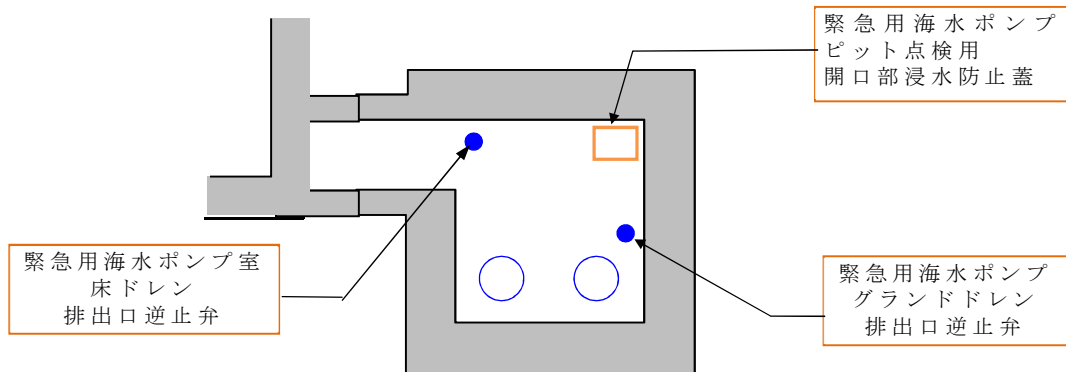
設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する  
建屋及び区画



図①（放水口周辺拡大図）



図②（海水ポンプエリア周辺拡大図）



図③（緊急用海水ポンプエリア周辺拡大図）

図 2 敷地の特性に応じた津波防護の概要（2／2）



## 津波による敷地内浸水解析について

## 1. はじめに

基準津波による遡上波の敷地内への到達又は流入を防止するため、津波防護施設として敷地を取り囲む形で防潮堤を設置する計画である。また、海と接続する取水路、放水路等からの津波の浸水を防止するため、津波防護施設として放水ピット開口部に放水ピット逆流防止設備を設置するとともに、浸水防止設備として海水ポンプエリア等、敷地への津波の流入の可能性のある経路を特定して、貫通部等に対して止水措置等を講じることとしている。

このため、基準津波が地上部又は地下部から敷地内に到達又は流入することはないが、防潮堤高さを超える津波が襲来した場合には、敷地内への浸水が生じることから、基準津波を超える津波の襲来を想定した敷地内浸水解析を実施した。

## 2. 浸水解析条件

## (1) 防潮堤高さ

基準津波による防潮堤位置における最高水位は、海水ポンプエリア近傍で T.P. + 17.1m である。このため、防潮堤高さは、海岸側防潮堤で T.P. + 20m、敷地側面及び背面で T.P. + 18m としている。

## (2) 敷地内浸水想定

上記(1)のとおり、海岸側の防潮堤高さは T.P. + 20m であるため、津波の遡上波を含む津波高さが T.P. + 20m までは、敷地内に津波



が流入することはない。

しかし、防潮堤高さ T.P. +20m を超える津波の襲来を想定すると、津波は防潮堤を越流し始め、まず、海水ポンプ室内に津波が流入し、非常用海水ポンプの機能喪失を引き起こす。さらに、津波高さが高くなると、原子炉建屋が設置されている EL. +8m 盤の敷地まで津波が到達し、原子炉建屋地上 1 階の床面高さ EL. +8.2m を超えると原子炉建屋内への流入が生じる。

原子炉建屋地上 1 階の床面高さ EL. +8.2m に到達する津波高さを確認するため、T.P. +23m 及び T.P. +22m の津波の襲来を想定した場合の敷地内の浸水解析を実施した。

なお、防潮堤は添付資料 3.2.2.3-2 に示すとおり T.P. +24m 津波に対する耐力を有している。また、海と接続する取水路、放水路等からの津波の浸水対策については、T.P. +24m の津波に対しても、機能保持できる設計とするため、取水路、放水路等からの津波の浸水は生じない。

### (3) 入力津波の作成

日本海溝沿いのプレート間地震 (Mw8.7) による津波の波源を、防潮堤位置において T.P. +23m 程度となるように、津波波源モデルのすべり量 (1.415 倍) を調整させたものを T.P. +23m 津波とした。防潮堤位置の最高水位地点を図 1 に、防潮堤位置の最高水位地点の時刻歴波形を図 2 に示す。

また、T.P. +22m 津波に対しても、同様の手順により作成した。



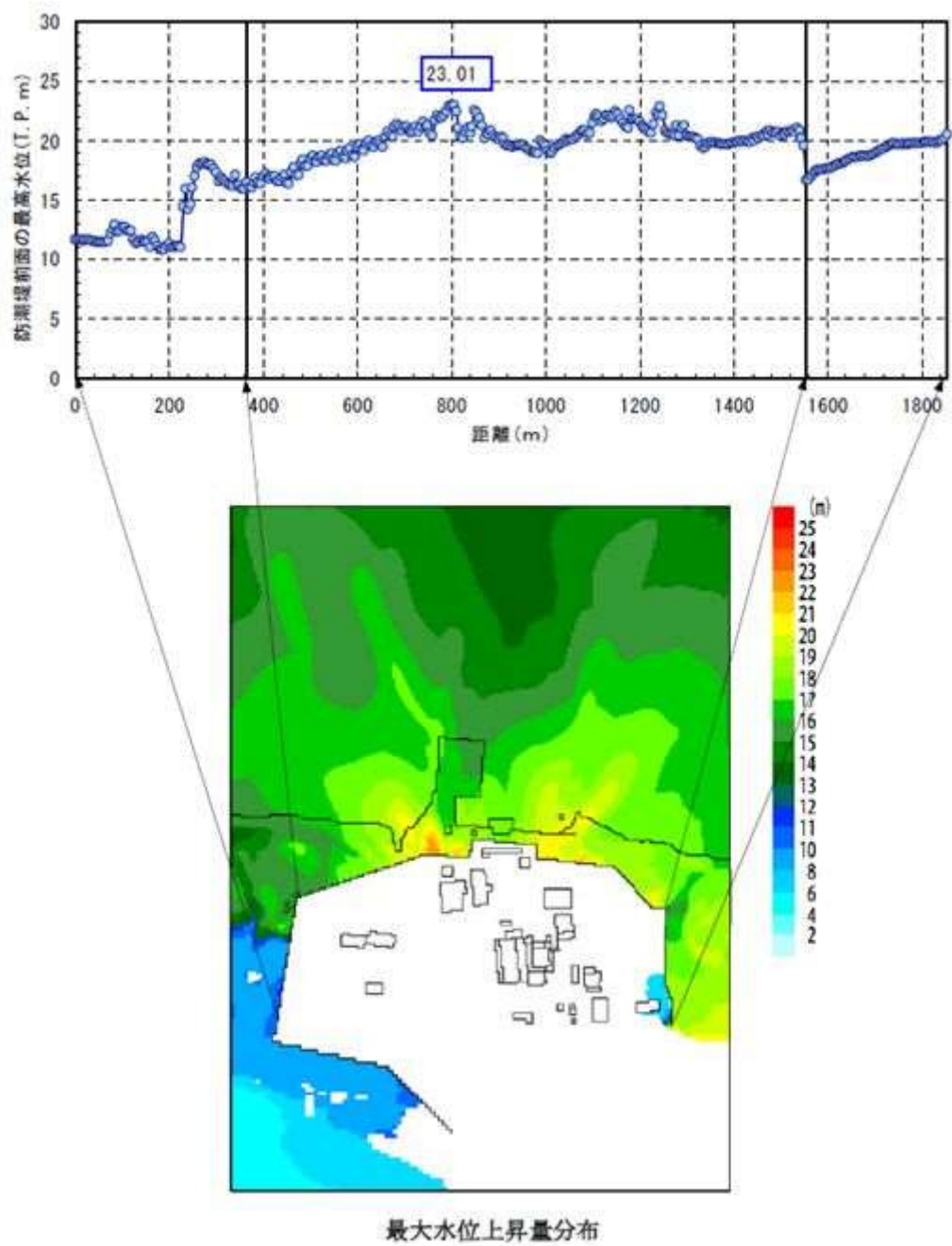


図 1 防潮堤位置の最高水位地点

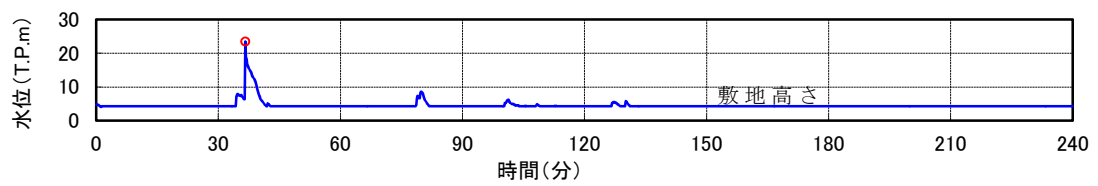


図 2 防潮堤位置の最高水位地点の時刻歴波形



#### (4) 敷地内浸水の検討

上記(3) で作成した T.P. + 23m 津波及び T.P. + 22m 津波を用いて、敷地内への浸水解析を実施した。

敷地内浸水解析に当たっては、敷地内に存在する建物・構築物等をモデル化し、原子炉建屋が設置されている EL. + 8m 盤の敷地における津波の最大浸水深を求めた。なお、最大浸水深の算定に当たっては、安全側の評価となるように防潮堤を越流した津波は全量敷地内に留まるものとし、排出施設等からの排出は考慮しないこととした。

### 3. 敷地内浸水解析結果

#### (1) T.P. + 23m 津波による敷地内浸水解析結果

T.P. + 23m 津波の襲来を想定し、敷地内浸水解析を実施した。T.P. + 23m 津波による敷地内における最大浸水深分布を図 3 に示す。

解析の結果、原子炉建屋周辺の津波の遡上高さは T.P. + 8.25m となった。これに対し、原子炉建屋地上 1 階の床面高さは EL. + 8.2m であるため、T.P. + 23m 津波の襲来を想定した場合には、原子炉建屋の入口扉から建屋内への津波の流入が生じ、建屋内の設備の機能喪失が生じる。

なお、原子炉建屋周辺への津波の浸水は、防潮堤前面東側で最高水位となる位置からの越流によるものではなく、敷地側面南側からの越流が支配的である。これは、敷地前面東側の防潮堤高さが T.P. + 20m に対し、敷地側面南側の防潮堤高さが T.P. + 18m であることに加え、津波の波源が敷地の南東側に位置しているため、南側からの越流が発生しやすい状況にあるためと考えられる。



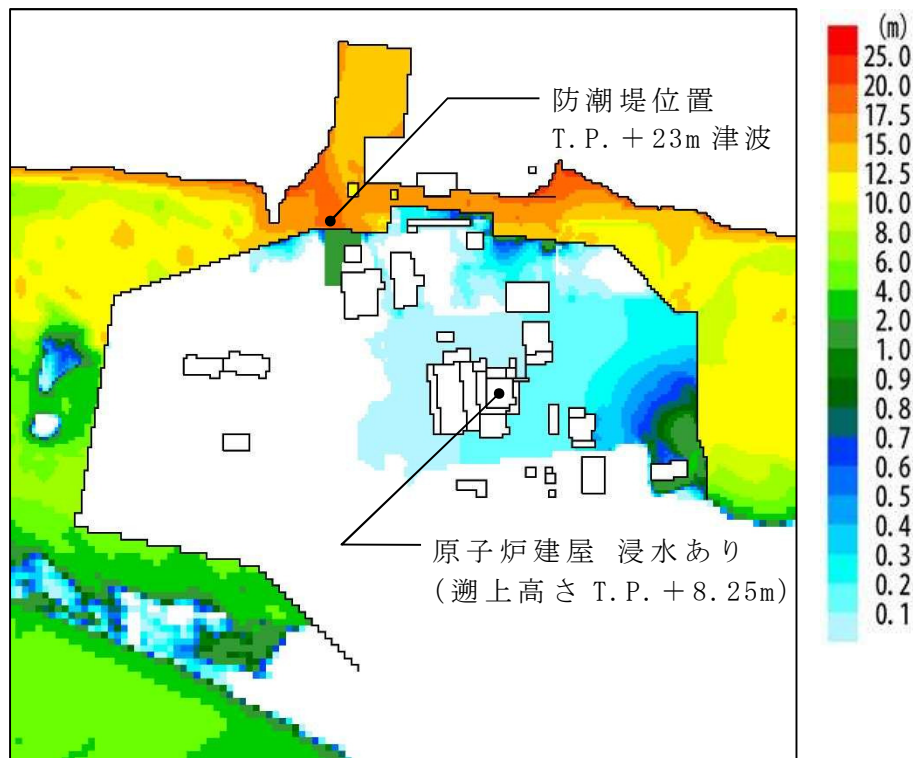


図 3 T.P. + 23m 津波による敷地内における最大浸水深分布

## (2) T.P. + 22m 津波による敷地内浸水解析結果

上記(1)の T.P. + 23m 津波による敷地内浸水解析の結果，EL. + 8m 盤の敷地における津波の遡上高さは T.P. + 8.25m であったため，T.P. + 22m 津波の襲来を想定した敷地内浸水解析を実施した。

この結果，T.P. + 22m 津波では原子炉建屋周辺の津波の遡上高さは T.P. + 8.16m となり，原子炉建屋 1 階床面高さ EL. + 8.2m を超えないことを確認した。T.P. + 22m 津波による敷地内における最大浸水深分布を図 4 に示す。



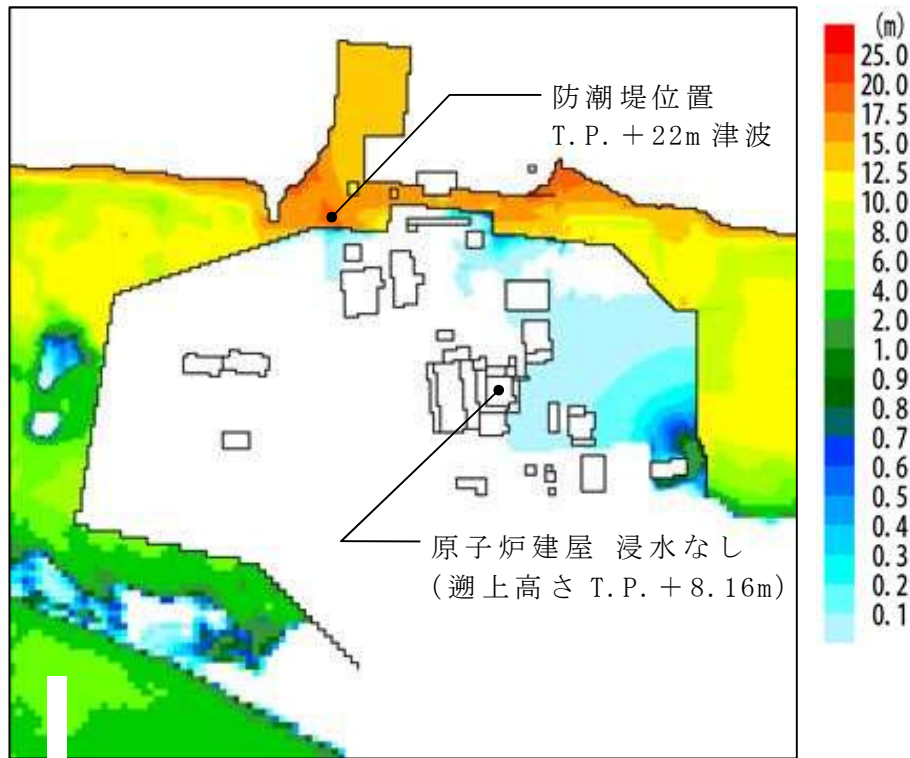


図 4 T.P. + 22m 津波による敷地内における最大浸水深分布

#### 4. まとめ

防潮堤高さ T.P. + 20m を超える津波の襲来を想定した敷地内浸水解析を実施した。解析結果は以下のとおりである。

- ・ T.P. + 22m までの津波では、原子炉建屋周辺の津波の遡上高さは T.P. + 8.16m までであり、原子炉建屋 1 階床面 (EL. + 8.2m) まで津波が到達しないため、建屋内の設備は機能喪失しない。
- ・ T.P. + 22m ~ T.P. + 23m 未満の津波では、原子炉建屋内への津波の流入が生じ、建屋内の設備が機能喪失する可能性がある。
- ・ T.P. + 23m 以上の津波では、原子炉建屋 1 階床面 (EL. + 8.2m) まで津波が到達するため、原子炉建屋の入口扉から津波が流入し、建屋内の設備が機能喪失する。

以上の解析結果を踏まえ、津波 P R A の評価においては、T.P.



+22m 津波により原子炉建屋への流入が生じ，建屋内の設備が機能喪失するものとして，津波区分を設定することとした。



## 建屋内浸水評価について

津波 P R A の評価では、原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策等に期待しない条件で評価を行っている。そのため、津波が防潮堤を越流し、原子炉建屋 1 階床面高さである EL. +8.2m に到達すると、原子炉建屋内への浸水が生じ、「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」により直接炉心損傷に至るものとして評価している。

以下に、直接炉心損傷に至るものとして評価した事象について、建屋内浸水を考慮した場合のシナリオを分析した結果を示す。

## 1. 建屋内浸水評価対象設備の選定

敷地内浸水により、建屋内浸水前に下記の設備及びこれらをサポート系として用いる設備が機能喪失しているため、「最終ヒートシンク喪失」及び「全交流動力電源喪失」状態となっていることから、建屋内浸水評価の対象は原子炉隔離時冷却系（以下「R C I C」という。）のみとなる。

< 建屋内浸水前に津波により機能喪失している設備等 >

- ・ 非常用海水ポンプ（残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）
- ・ 起動変圧器，予備変圧器

このため、評価対象機器を R C I C の機能維持に必要な設備とし、機能維持に必要な設備とその設置場所を表1に示す。

これらの評価対象設備が設置されている区画のうち、津波浸水を考慮する箇所は、原子炉棟の地下 1 階共通エリア，地下 2 階 R C I C



ポンプ室，電気室の１階，地下１階，地下２階となるため，この区画に着目して評価を実施する。

表１ ＲＣＩＣ系機能維持に必要な設備の配置

設置場所		主な設備
原子炉棟 ４階	EL. + 29. 0m	ＲＣＩＣ原子炉注入弁
		直流 125V MCC (2A-2)
		：
原子炉棟 ３階	EL. + 20. 3m	ＲＣＩＣ外側隔離弁
原子炉棟 地下１階 共通エリア	EL. + 2. 0m	ＲＣＩＣタービン排気弁
		ＲＣＩＣDIV-I計装ラック
		直流 125V MCC (2A-1)
		：
原子炉棟 地下２階 ＲＣＩＣポンプ室	EL. - 4. 0m	ＲＣＩＣポンプ
		ＲＣＩＣタービン
		ＲＣＩＣ蒸気供給弁
		ＲＣＩＣPUMP DISCHARGE FLOW (伝送器)
		：
電気室上部 ３階 空調機械室	EL. + 23. 0m	ＲＣＩＣTURBINE CONTROL BOX
電気室 １階	EL. + 8. 2m	直流 125V 蓄電池(2A)
		直流 125V 充電器盤(2A)
		直流 125V 直流母線盤(2A)
		直流 125V 分電盤(2A-1)
電気室 地下２階	EL. - 4. 0m	直流 125V 分電盤(2A-2-1)



## 2. 原子炉建屋への浸水経路の特定

### (1) 原子炉棟

原子炉棟への浸水経路としては、直接の浸水経路として、原子炉建屋大物搬入口からの浸水を考慮する。また、隣接する建屋からの浸水として、廃棄物処理棟を経由した浸水を考慮する。廃棄物処理棟への浸水経路は、建屋外壁部からの直接浸水とタービン建屋経由の経路がある（図 1 参照）。

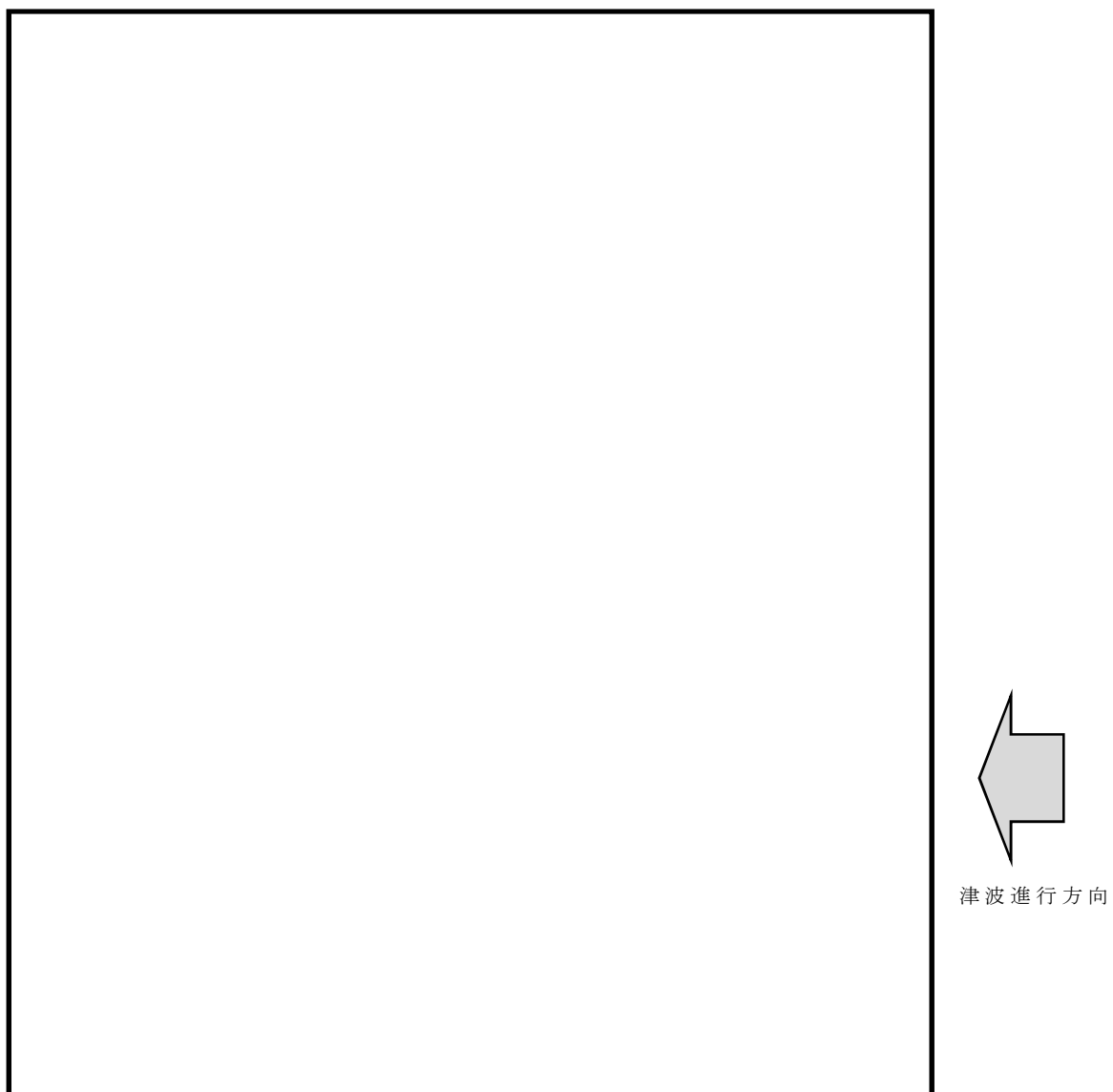
原子炉棟へ浸水した海水は、階段やエレベータ部からの流下経路を伝い、原子炉棟の地下 1 階共通エリア、地下 2 階 R C I C ポンプ室へと浸水するため、当該エリアに設置されている R C I C の機能維持に必要な設備の没水・被水により、R C I C の機能喪失に至る（図 2 から図 4 参照）。

### (2) 電気室

電気室への浸水経路としては、建屋外壁部からの浸水として、直接の浸水経路となる電気室機器搬入口（EL. + 9.0m）がある。また、隣接する建屋からの浸水として、サービス建屋とディーゼル発電機室から連絡扉を経由した浸水を考慮する（図 1 参照）。

電気室へ浸水した海水は、階段からの流下経路を伝い、電気室の地下 1 階、地下 2 階へと浸水するため、当該エリアに設置されている R C I C の機能維持に必要な設備の没水・被水により、R C I C の機能喪失に至る（図 2 から図 4 参照）。





：評価対象設備が設置されているエリア



：津波により浸水するエリア

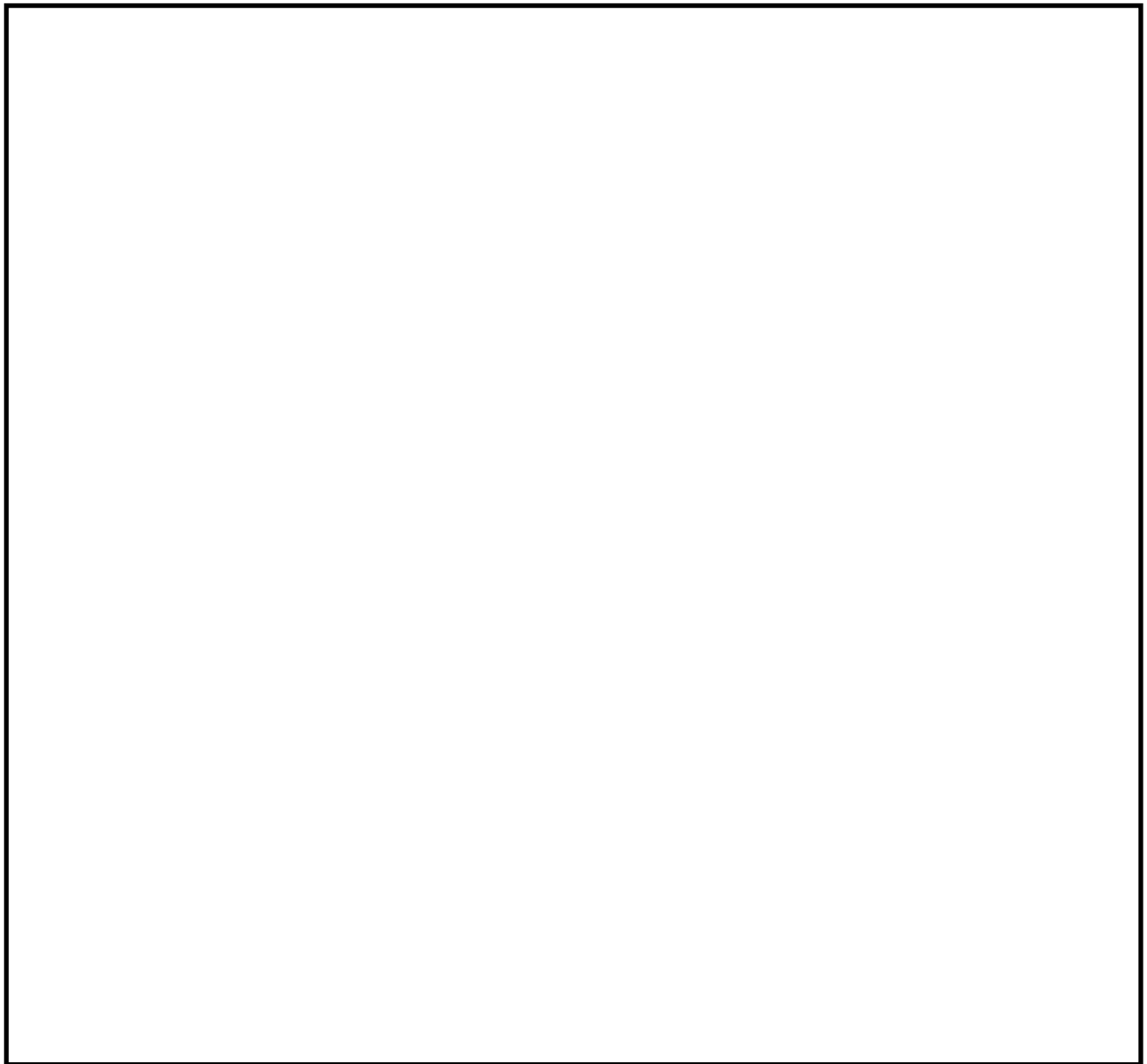


：大物搬入口，人員用扉等からの浸水経路

＊原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策等は考慮しない。

図 1 東海第二発電所 原子炉建屋配置





：評価対象設備が設置されているエリア



：大物搬入口，人員用扉等からの浸水経路



：階段・エレベータ部等からの流下経路

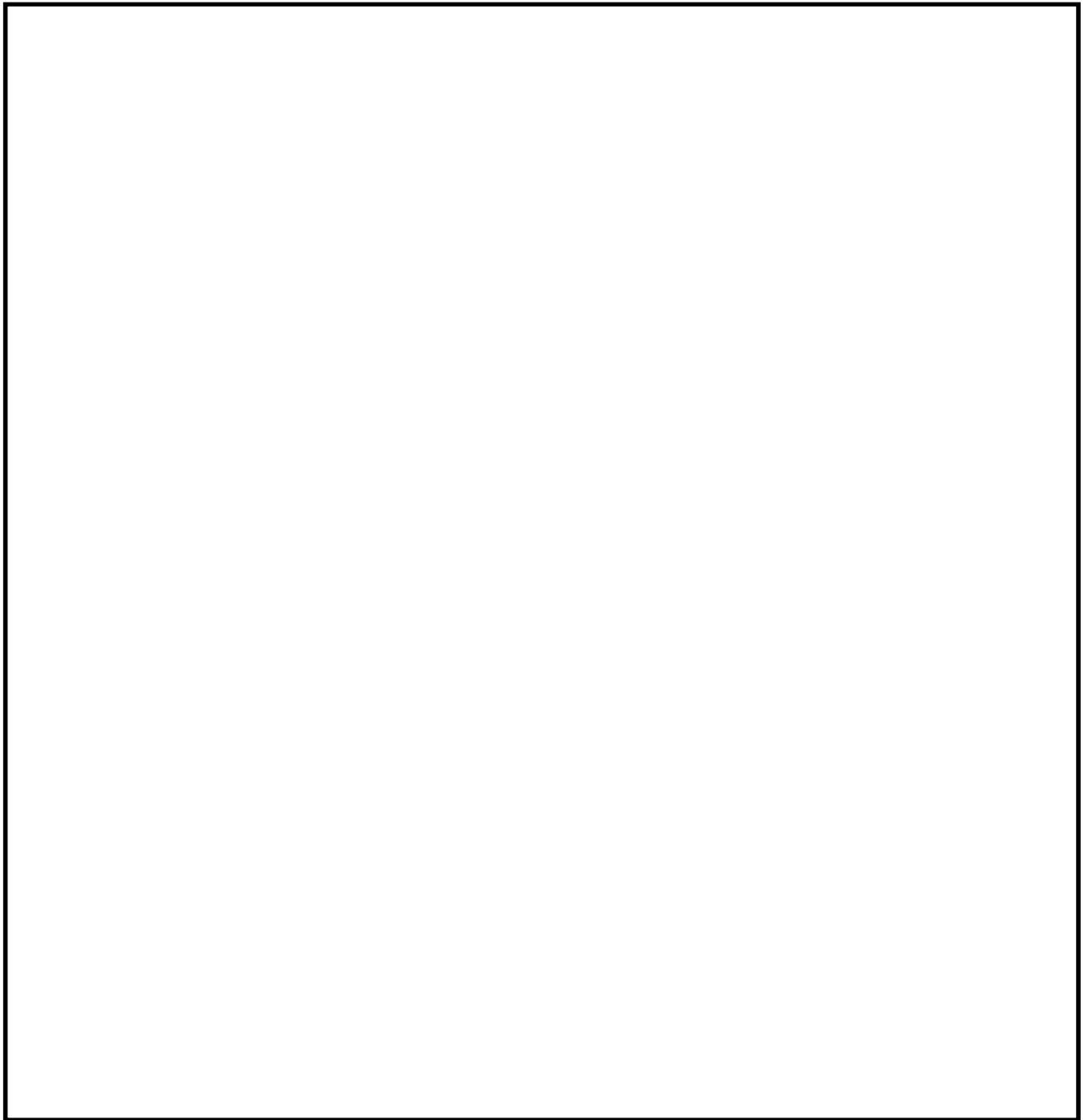


：津波により浸水するエリア

\* 原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策等は考慮しない。

図 2 東海第二発電所 原子炉建屋地上 1 階 (EL. +8.2m)





：評価対象設備が設置されているエリア



：大物搬入口，人員用扉等からの浸水経路



：階段・エレベータ部等からの流下経路

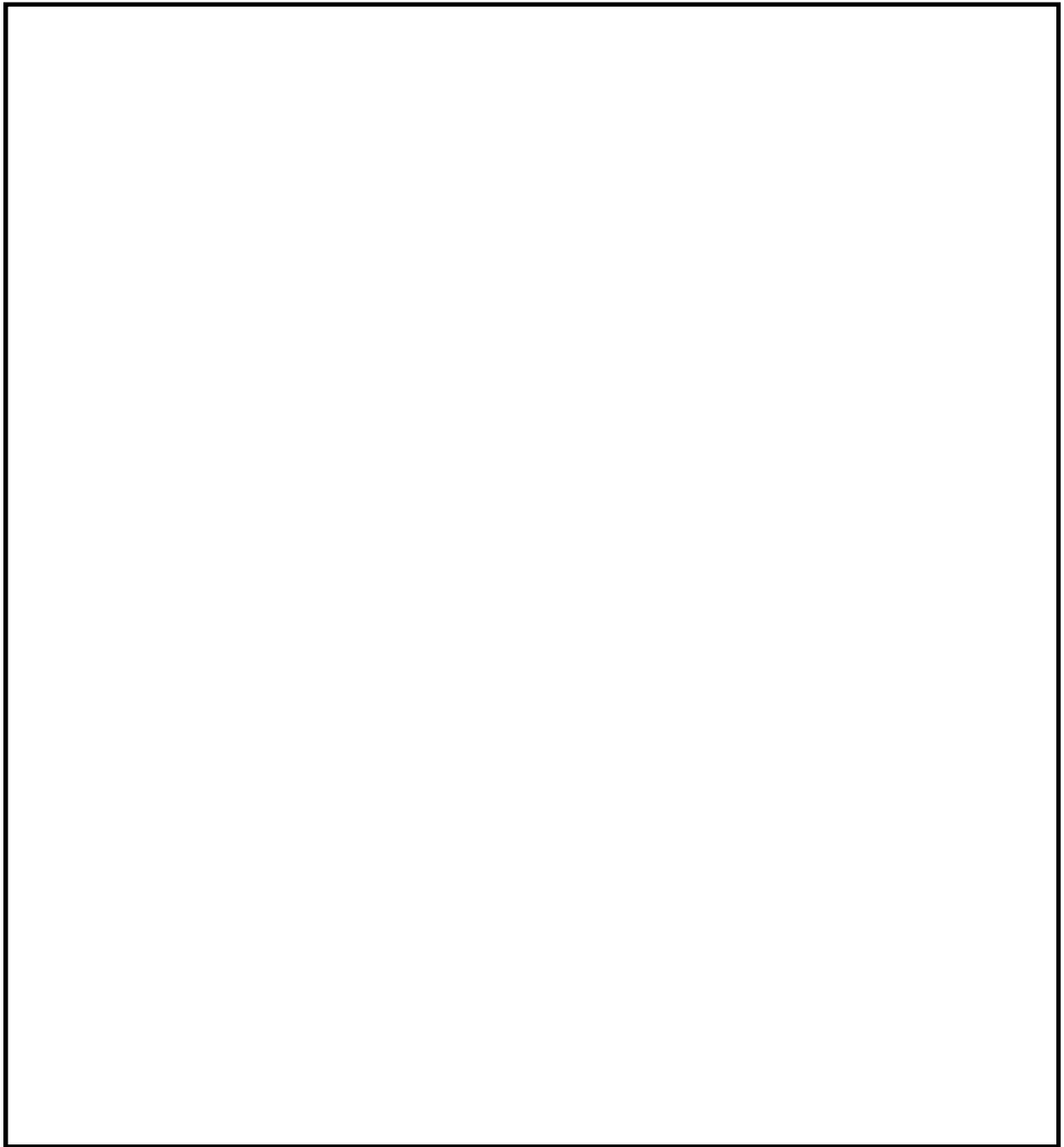


：津波により浸水するエリア

＊原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策等は考慮しない。

図 3 東海第二発電所 原子炉建屋地下 1 階（EL. + 2.0m）





：評価対象設備が設置されているエリア



：大物搬入口，人員用扉等からの浸水経路



：津波により浸水するエリア

\* 原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策等は考慮しない。

図 4 東海第二発電所 原子炉建屋地下 2 階 (EL. - 4.0m)



### 3. 内部溢水対策の考慮

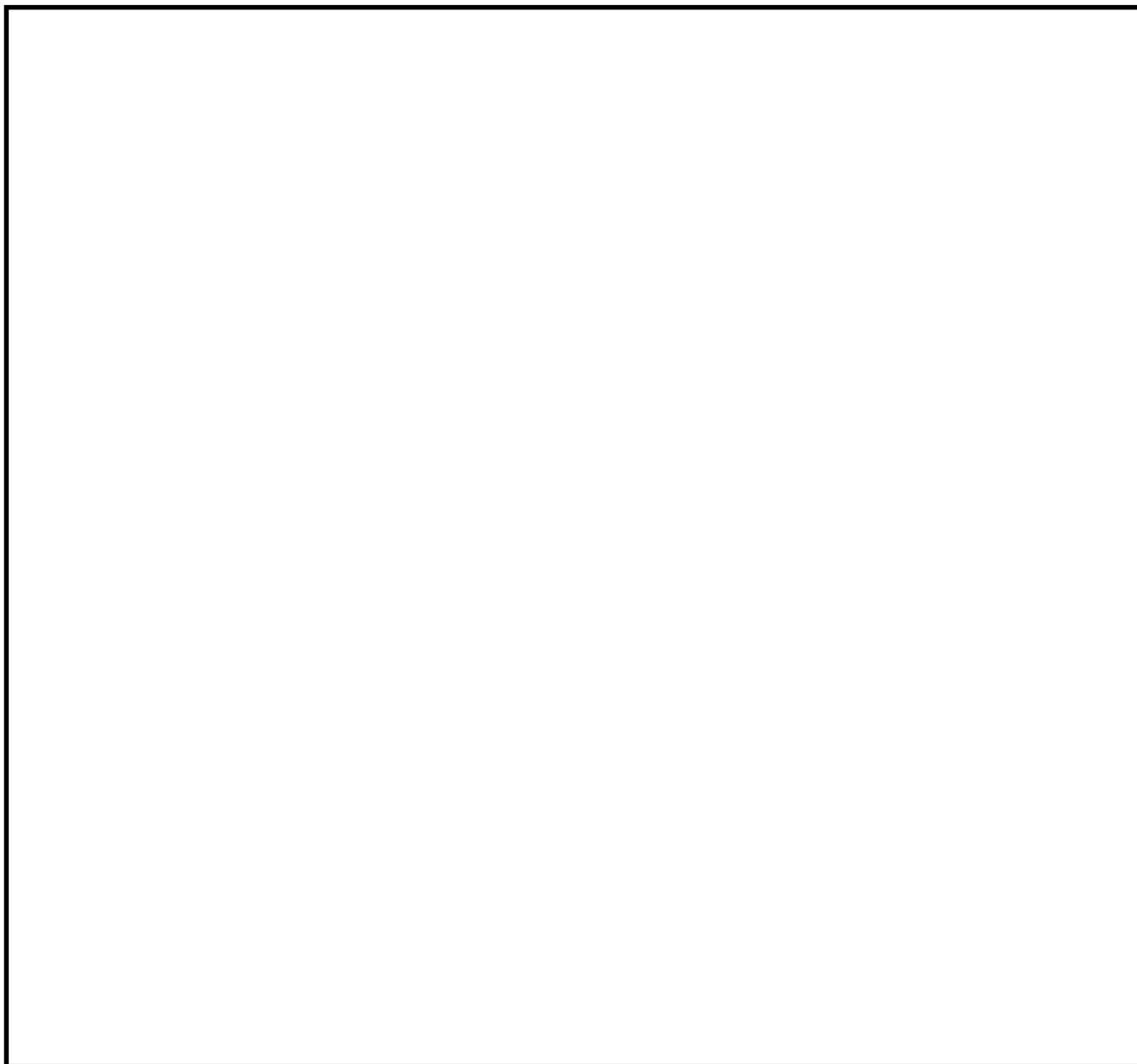
原子炉建屋における内部溢水に対する設計基準事故対処設備として期待している水密扉の配置を、図 5 から図 7 に示す。

また、隣接する建屋からの浸水については、内部溢水対策として水密扉を設置しているが、大物搬入口からの原子炉建屋への浸水に対しては、原子炉建屋 1 階床面高さ (EL. + 8.2m) が、敷地高さ (EL. + 8.0m) に比べ 0.2m 高く、建屋外からの流入を防止できることから、堰等は設けていない。このため、原子炉建屋の 1 階床面高さ (EL. + 8.2m) に津波が到達する場合、大物搬入口より、原子炉建屋内に海水が浸水する。

原子炉建屋内の浸水経路については、水密扉により R C I C ポンプ室等は防護されるが、大物搬入口から浸水した海水が、原子炉棟地下 1 階の共通エリアに浸水するため、当該エリアに設置されている R C I C の機能維持に必要な設備の没水・被水により、R C I C の機能喪失に至る。

内部溢水評価において設計基準事故対処設備としている水密扉を期待した場合の浸水範囲を、図 5 から図 7 に示す。なお、電気室については、津波が電気室機器搬入口の高さ (EL. + 9.0m) に到達した時点から浸水する。





：評価対象設備が設置されているエリア



：大物搬入口，人員用扉等からの浸水経路



：内部溢水評価で設計基準事故対処設備としている水密扉



：水密扉で浸水が防止される浸水経路



：階段・エレベータ部等からの流下経路

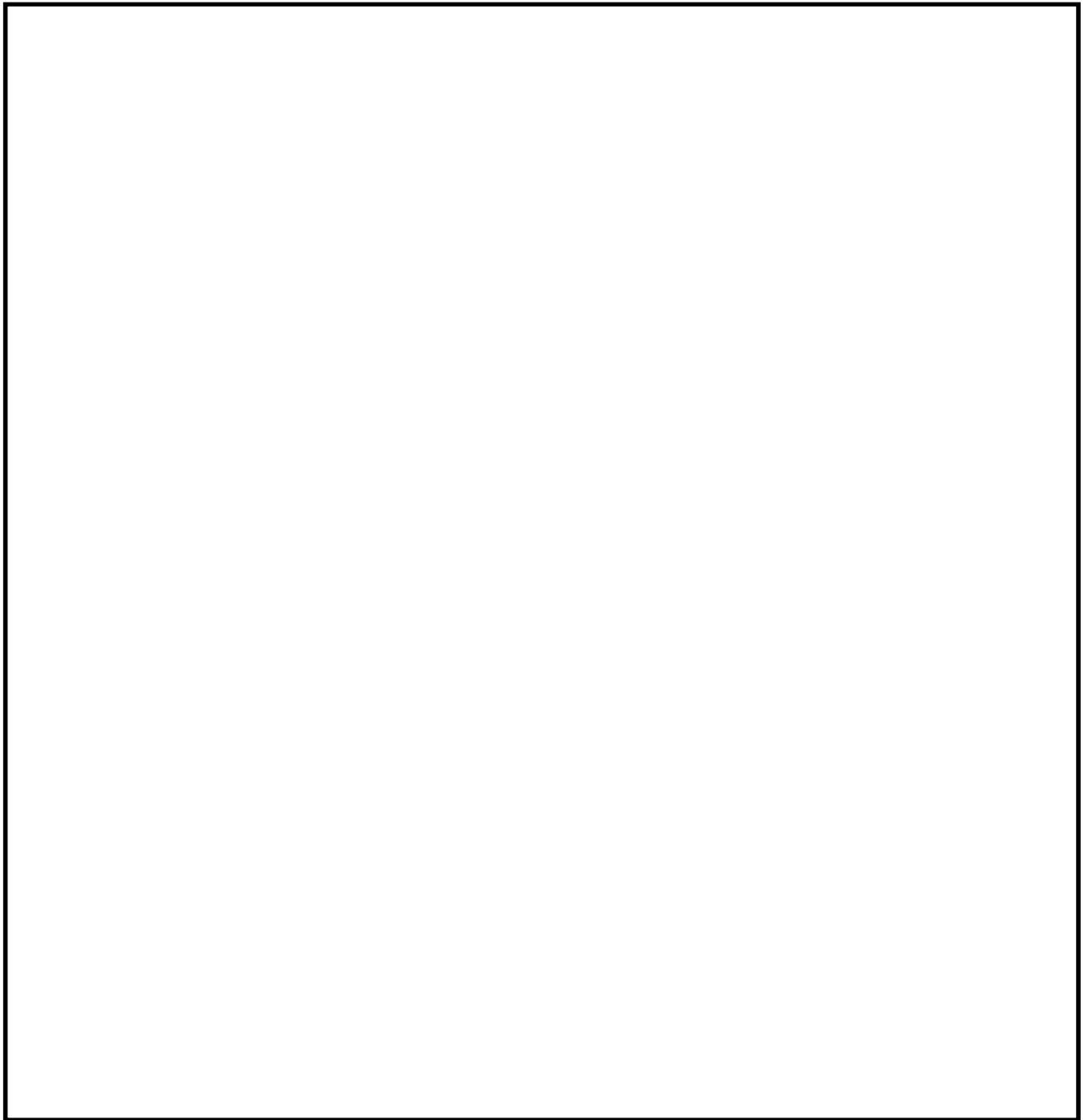


：津波により浸水するエリア

\* 原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策等は考慮しない。

図 5 東海第二発電所 原子炉建屋地上 1 階 (EL. + 8.2m)





：評価対象設備が設置されているエリア



：大物搬入口，人員用扉等からの浸水経路



：階段・エレベータ部等からの流下経路

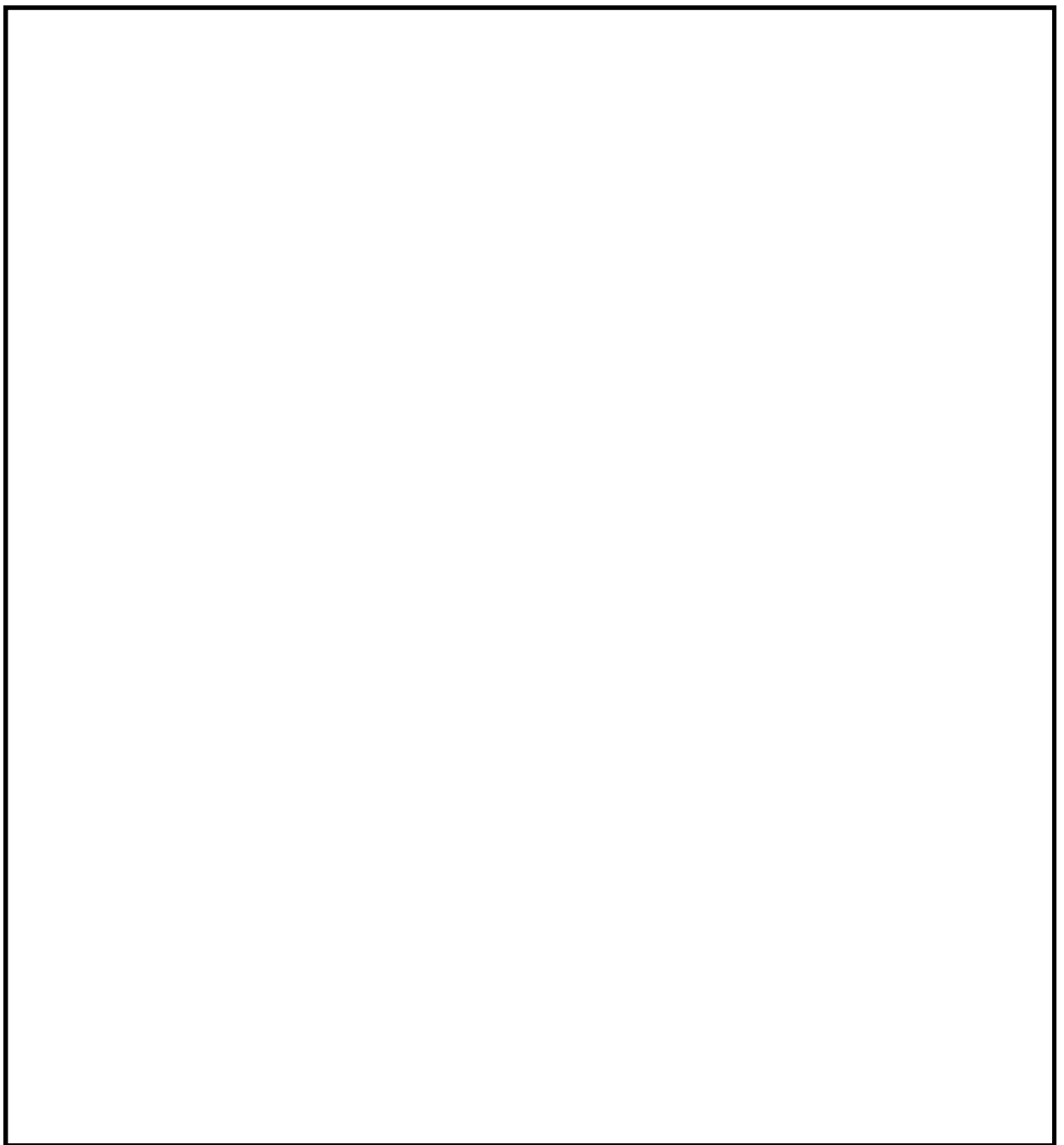


：津波により浸水するエリア

＊原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策等は考慮しない。

図 6 東海第二発電所 原子炉建屋地下 1 階（EL. + 2.0m）





：評価対象設備が設置されているエリア



：大物搬入口，人員用扉等からの浸水経路



：内部溢水評価で設計基準事故対処設備としている水密扉



：水密扉で浸水が防止される浸水経路



：津波により浸水するエリア

\* 原子炉建屋外壁扉及び建屋内の止水対策等は考慮しない。

図 7 東海第二発電所 原子炉建屋地下 2 階（EL. -4.0m）



#### 4. 建屋内浸水を考慮した場合のシナリオ

直接炉心損傷に至るものとして評価している津波高さT.P. + 23mを超過する事象について，建屋内浸水を考慮したシナリオの分析をした場合，全交流動力電源喪失時に原子炉建屋内への浸水によりR C I Cの機能喪失に至ることから，事故シーケンスグループとしては，「T B U」によって炉心損傷に至るものとして分類される。



## 外部電源の取扱いについて

## 1. 東海第二発電所の外部電源系統の概要

275kV 送電線 2 回線は，約 17km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所（以下「那珂変電所」という。）に接続している。また，154kV 送電線 1 回線は，約 9km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所（以下「茨城変電所」という。）に接続している。送電系統図を図 1 に示す。

上記 2 ルート 3 回線の送電線により，万一，那珂変電所が停止した場合でも，東京電力パワーグリッド株式会社 154kV 原子力 1 号線を経由するルートで東海第二発電所に電力を供給することが可能である。また，茨城変電所が停止した場合には，那珂変電所を経由するルートで，東海第二発電所に電力を供給することが可能である。

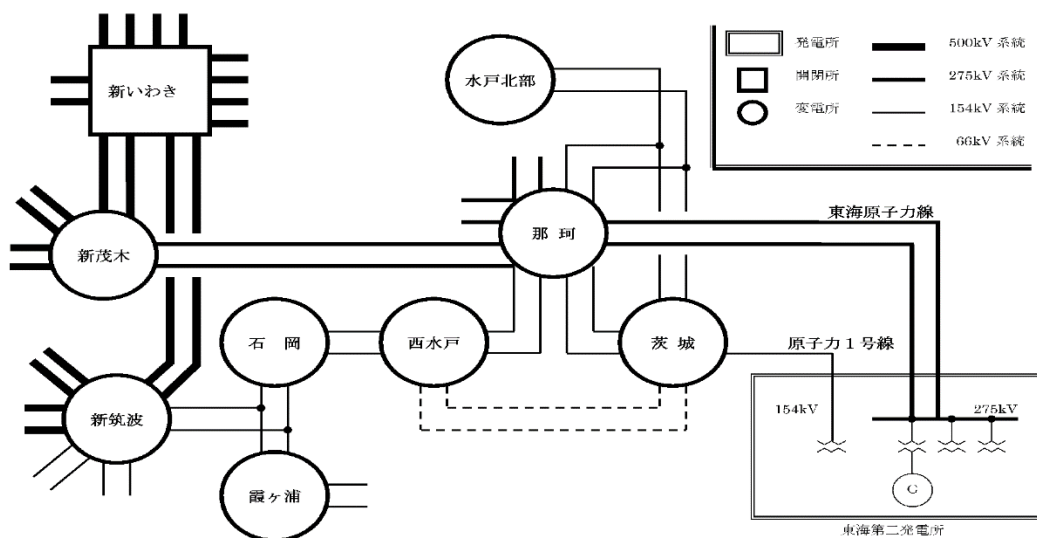


図 1 送電系統図

## 2. 津波 P R A における外部電源の取扱い

## (1) 津波 P R A 学会標準における外部電源の取扱い



外部電源の取扱いについて、津波 P R A 学会標準では次のように記載されている。

#### 1. 適用範囲

(略)

軽水型原子力発電所は地震発生前には出力運転状態にあるとする。地震によって安全上重要な機器・システム、建物の機能喪失につながる損傷はない、すなわち、地震による直接的影響はないとする。

(略)ただし、外部電源についてはその喪失も考慮する。**【解説 1.2 外部電源喪失の考慮 参照】**地震によって外部電源喪失以外の直接的影響がある場合の津波に起因するリスク評価については適用範囲外とする。(略)

#### 解説 1 適用範囲について

##### 1.2 外部電源喪失の考慮

大規模の地震時には、外部電源系統が損傷する可能性が小さくはない。従って、地震による直接的な影響がないことを前提として津波 P R A を実施するとしても、外部電源が利用できない場合のリスクとの比較によってその影響を評価しておくことが期待されるであろう。地震に起因するリスク評価において、外部電源の脆弱性を地震パラメータに関して評価している。それを津波 P R A において、外部電源喪失確率として用いるべきとの意見もあるが、津波 P R A ではリスク評価パラメータは津波高さであり、地震の規模と津波の規模は一対一に対応しない。従って、外部電源の地震時脆弱性を津波 P R A にて用いることはできない。よって、地震によって外部電源が既に喪失している条件でのリスク評価を、別途実施することを求めた。



(2) 東海第二発電所の津波 P R A における外部電源の取扱い

a. 発電所内部の外部電源設備に対する津波影響

東海第二発電所の津波 P R A では、防潮堤高さ T.P. + 20m を超え敷地内浸水が発生する津波高さを評価対象としている。

外部電源からの受電設備である起動変圧器 (275kV) 及び予備変圧器 (154kV) は屋外に設置されている機器であるが、防潮堤位置で T.P. + 22m の高さまでの津波 (以下「津波高さ T.P. + 22m の津波」という。) では没水・被水しないことを敷地内浸水解析により確認している。(添付資料 3.2.2.3-3 参照)

b. 発電所外部の外部電源設備に対する津波影響

東海第二発電所外部の送電設備に対する津波の影響については、那珂変電所、茨城変電所は津波高さ T.P. + 22m の津波を考慮した場合でも影響のない高所に位置していることから、津波による影響はないものとする。

また、東海第二発電所周辺の送電ルートへの影響については、154kV 送電線 1 回線は津波による影響はないと考えられるものの、275kV 送電線 2 回線は津波高さ T.P. + 22m の津波により浸水する箇所に送電鉄塔が設置されているため、275kV 送電線 2 回線からの外部電源は喪失する可能性がある (図 2)。



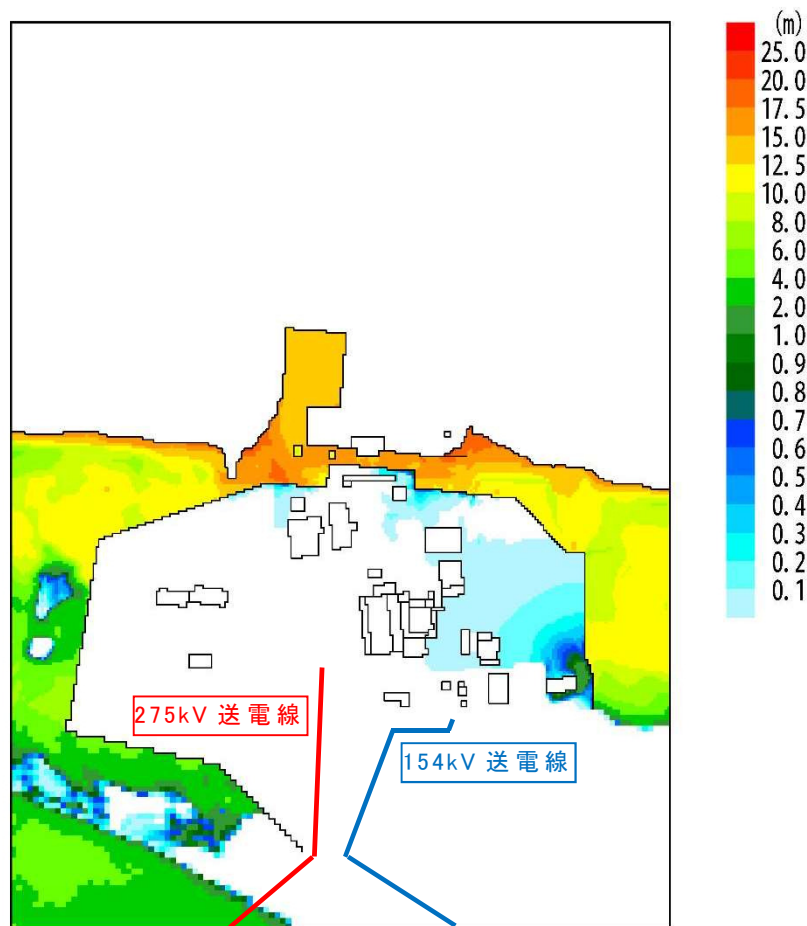


図 2 津波高さ T.P. + 22m の津波による東海第二発電所周辺への影響

c. 外部電源の有無に関する感度解析

a. 及び b. に示したとおり，津波高さ T.P. + 22m の津波を考慮した場合においても，154kV 送電線及び予備変圧器を介した外部電源に期待できるものと考えられることから，ベースケースにおいては，津波区分 1 (T.P. + 20m～T.P. + 22m) では外部電源に期待し，津波区分 2 (T.P. + 22m～+ 24m) を超える津波高さでは外部電源が喪失するものとして評価している。

また，津波 P R A 学会標準の記載を踏まえ，津波襲来前の地震により外部電源が喪失すると仮定した場合の感度解析を実施している。その結果，外部電源の有無により事故シーケンスは



異なるものの、評価対象となる津波高さ（T.P. + 20m～）では緩和設備がなくなり必ず炉心損傷に至るため、全炉心損傷頻度は変わらないことを確認している。

なお、津波 P R A より抽出した事故シーケンスに対する対策については、地震及び津波の影響により外部電源が喪失する可能性があることを考慮し、外部電源に依存しない対策（常設代替高圧電源装置から重大事故等対処設備への給電が可能な設計）としている。



## 防潮堤設置ルートの変更が敷地内浸水解析等に与える影響について

### 1. はじめに

敷地北側における防潮堤設置ルートを, 図1に示す通り変更する必要が生じたことから, 津波P R Aで使用する以下の解析結果に対する影響について確認を行った。

- ・ T. P. + 22m津波及びT. P. + 23m津波の敷地内浸水解析結果
- ・ T. P. + 24m津波の取水口前面における水位の時刻歴波形

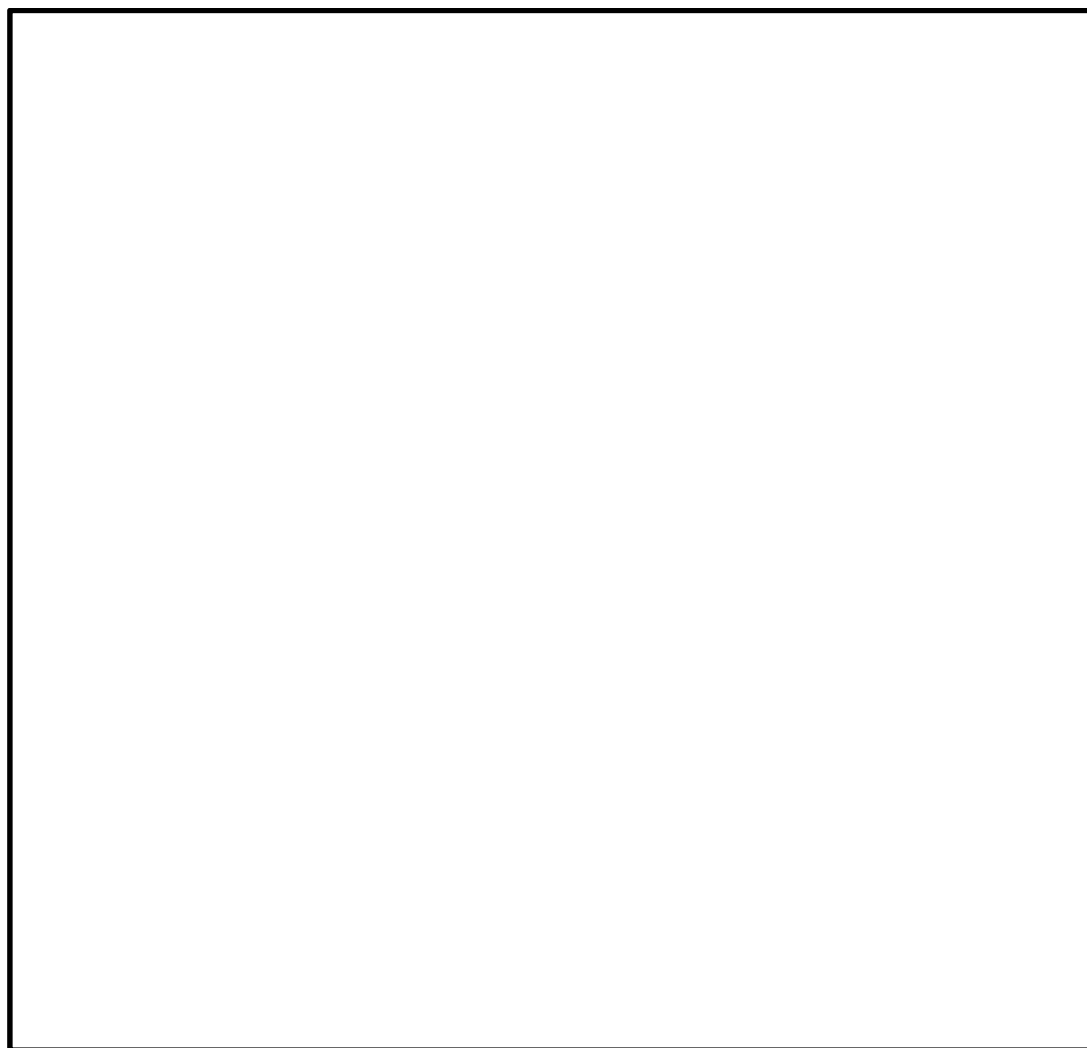


図 1 敷地北側における防潮堤設置ルートの変更



## 2. 基準津波による解析結果への影響確認

### 2.1 基準津波による遡上解析結果への影響確認

#### (1) 遡上解析結果の比較

防潮堤設置ルートの変更による影響を確認するため、防潮堤設置ルート変更前後における基準津波の遡上解析結果の比較を行った。遡上解析結果の比較を図2に示す。

#### (2) 遡上解析への影響確認結果

##### a. 基準津波による防潮堤前面の最高水位

基準津波による防潮堤前面の最高水位は、防潮堤設置ルートの変更前後において、いずれもT.P. +17.1mであり変化はなく、その最高水位を示す位置も同一である。

##### b. 基準津波による敷地側面南側～敷地前面東側の水位

図2に示す「敷地側面南側～敷地前面東側」は、防潮堤設置ルートの変更を行っていない範囲である。この範囲における津波の最高水位は、ルート変更前後でほぼ変化が見られない。

##### c. 基準津波による敷地側面北側の水位

図2に示す「敷地側面北側」は、防潮堤設置ルートの変更を行った範囲である。この範囲における津波の最高水位は、ルート変更前のT.P. +15.2mからルート変更後のT.P. +11.8mへ低下している。



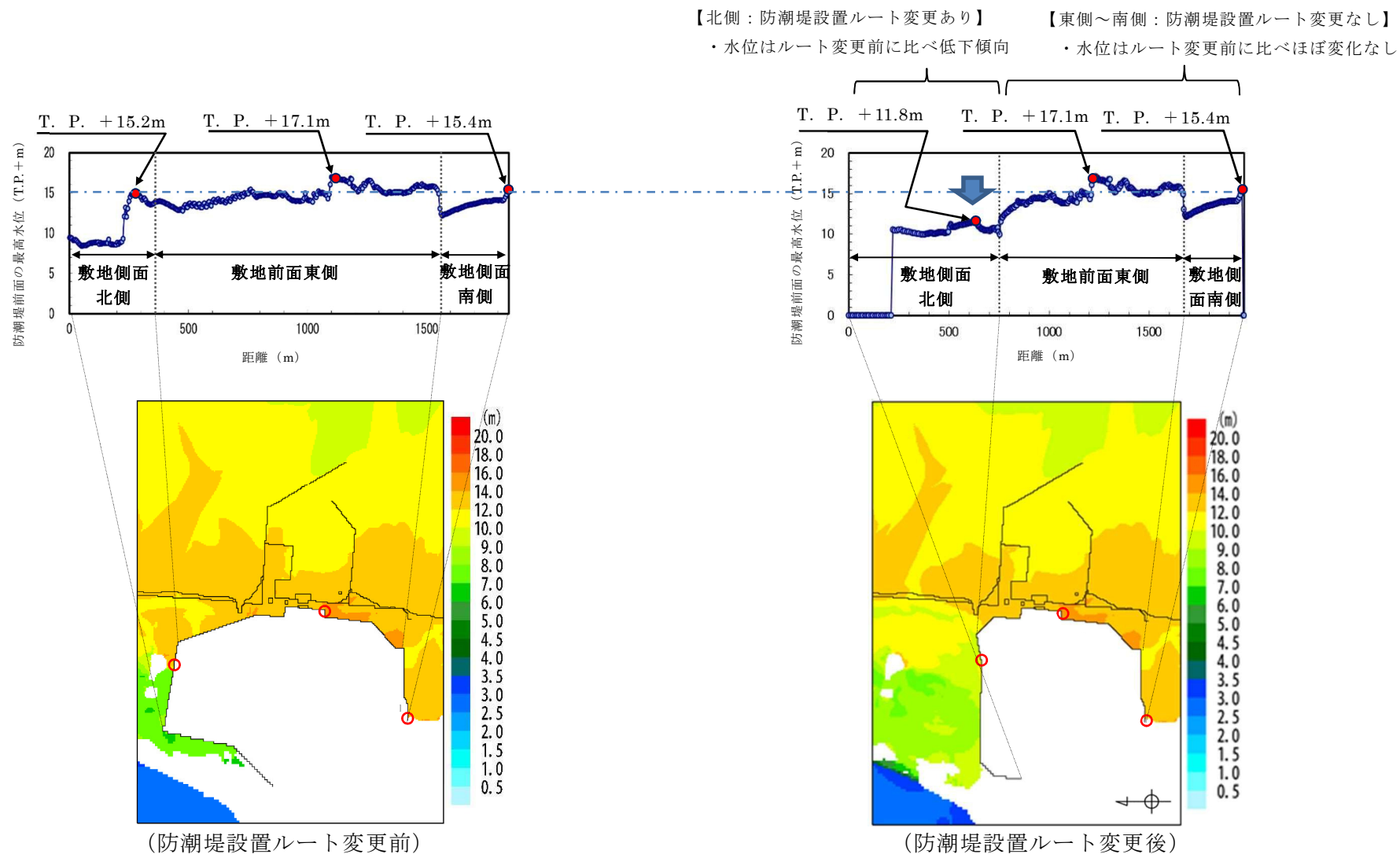


図2 基準津波による防潮堤前面における津波水位の評価結果



## 2.2 基準津波による取水口前面の水位の時刻歴波形への影響確認

### (1) 取水口前面の水位の時刻歴波形の比較

防潮堤設置ルートの変更による影響を確認するため、防潮堤設置ルート変更前後における基準津波による取水口前面の水位の時刻歴波形の比較を行った。取水口前面の水位の時刻歴波形の比較を図3に示す。

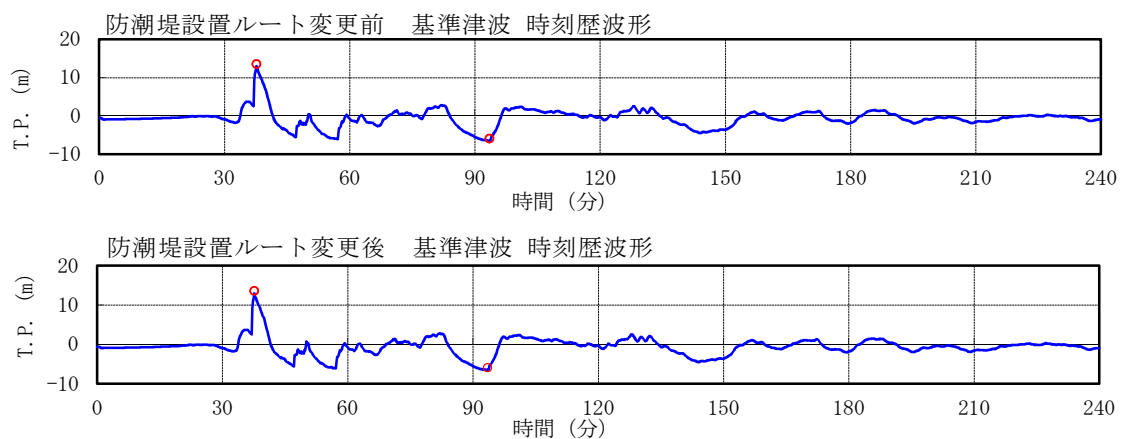


図3 防潮堤形状変更前後の基準津波による取水口前面の水位の時刻歴波形

### (2) 取水口前面の水位の時刻歴波形への影響確認結果

図3より、防潮堤設置ルート変更前後による取水口前面の水位の時刻歴波形を比較すると、ほぼ変化がみられない。これより、基準津波による取水口前面の水位の時刻歴波形への影響はないものとする。

## 3. 津波PRAで使用する解析結果への影響確認

### 3.1 影響確認対象

津波PRAでは、以下の解析結果を使用して評価を行っている。

#### ① T.P. +22m津波及びT.P. +23m津波の敷地内浸水解析結果

原子炉建屋1階床面への津波の到達する津波高さを決定する目的で使用している。



② T. P. + 24m津波の取水口前面における水位の時刻歴波形

引き波に対する事故シナリオをスクリーニングアウトするための根拠を整理する目的で使用している。

3.1 影響確認結果

(1) T. P. + 22m津波及びT. P. + 23m津波の敷地内浸水解析結果への影響確認

既往のT. P. + 22m津波及びT. P. + 23m津波の敷地内浸水解析の結果から、原子炉建屋周辺への津波の浸水は、防潮堤前面東側で最高水位となる位置からの越流によるものではなく、敷地側面南側からの越流が支配的であることが分かっている。これは、敷地前面東側の防潮堤高さがT. P. + 20mに対し、敷地側面南側の防潮堤高さがT. P. + 18mであることに加え、津波の波源が敷地の南東側に位置しているため、南側からの越流が発生しやすい状況にあるためと考えられる。

一方、2.1で考察したとおり、基準津波による遡上解析結果では、防潮堤設置ルートを変更していない敷地側面南側から敷地前面東側の領域では、津波高さの値はほぼ変化がみられない。

以上の状況を踏まえると、防潮堤設置ルートの変更は、T. P. + 22m津波及びT. P. + 23m津波の敷地内浸水解析に対して、影響の小さい領域での変更であり、当該評価結果には影響を与えるものではないと考える。

(2) T. P. + 24m 津波による取水口前面の水位の時刻歴波形への影響確認

2.2 で考察したとおり、防潮堤設置ルートを変更しても、基準津波による取水口前面の水位の時刻歴波形には影響しないものとする。



また、基準津波と T.P. +24m 津波の取水口前面における水位の時刻歴波形は、図 3 に示すとおりほぼ相似形となっていることから、T.P. +24m 津波に対する時刻歴波形についても影響の無いものとする。

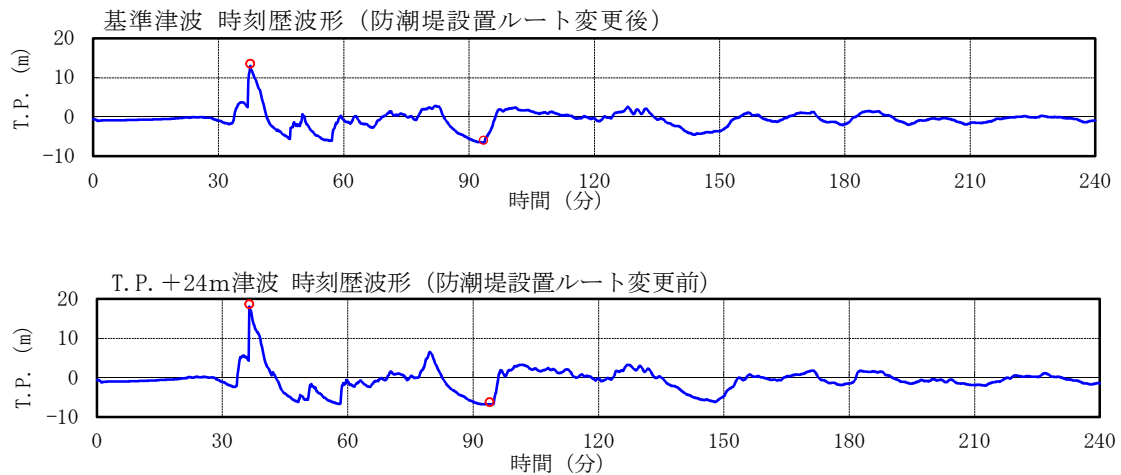


図 3 取水口前面における水位の時刻歴波形

#### 4. まとめ

防潮堤設置ルートの変更による津波 P R A で使用する解析結果への影響について評価するため、基準津波の遡上解析結果及び水位の時刻歴波形を比較した結果、当該評価結果への影響がないものと考えられることを確認した。



#### 4. レベル 1 . 5 P R A

##### 4.1 内部事象 P R A

##### 4.1.1 出力運転時 P R A

出力運転時レベル 1 . 5 P R A は一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2PSA 編）：2008」に基づいて評価を実施した。評価フロー図を第 4.1.1-1 図に示す。

##### 4.1.1.1 プラントの構成・特性

###### (1) 対象プラントに関する説明

###### a . 機器・系統の配置及び形状・設備容量

格納容器の主要仕様を第 4.1.1.1-1 表に示す。

M a r k - II 格納容器は、第 3.1.1.1-8 図に示したように、円錐フラスタム形をしたドライウェルとその下部に配置した円筒系のサブプレッション・チェンバにより構成され、ドライウェルとサブプレッション・チェンバはダイヤフラムフロアにて仕切られている。また、ペデスタルは、ベースマットコンクリート上からダイヤフラムフロアを貫通して原子炉圧力容器を支持する構造となっている。

その他の主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「3. レベル 1 P R A」に示すとおりである。

###### b . 事故の緩和操作

本 P R A では、プラント運転開始時より備えている手段・設備による事故の緩和操作として以下を考慮する。

- ・ 原子炉手動減圧
- ・ 低圧炉心スプレイ系（L P C S）手動起動



- ・ 低圧注水系（L P C I）手動起動
- ・ 残留熱除去系（R H R）（格納容器スプレイ冷却系）手動起動

c． 燃料及びデブリの移動経路

事故時の燃料及びデブリなどの熱源の移動は，水素発生，熔融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）及び格納容器内の熱水力挙動，核分裂生成物（F P）移行挙動に影響する。燃料及びデブリの格納容器内での挙動を第 4.1.1.1-1 図に示す。また，燃料及びデブリの移動経路並びにそれに係る挙動を第 4.1.1.1-2 表に示す（添付資料 4.1.1.1-1）。ペデスタル（ドライウェル部）床からサブプレッション・チェンバへの移動経路は，M a r k - II 格納容器の構造上の特徴である。



#### 4.1.1.2 プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル 1 P R A（出力運転時）で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスに対して，事故の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態（P D S）を定義し，P D S の分類及び発生頻度の評価をする。

##### (1) P D S の一覧

###### a . P D S の考え方，定義

B W R の P R A において用いる事故シーケンスの識別子を第 4.1.1.2-1 表に，レベル 1 P R A で得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを第 4.1.1.2-2 表に示す。P D S の分類は，レベル 1 P R A で得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを，熱水力挙動の類似性及び事故後の緩和設備・緩和操作の類似性から，以下の 4 項目に着目して実施する。

##### (a) 格納容器破損時期

炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって，事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。

##### (b) 原子炉圧力

炉心損傷後，原子炉圧力容器破損に至るまでに，原子炉圧力容器内が高圧状態か低圧状態で分類する（添付資料 4.1.1.2-2）。この圧力状態の違いによって，原子炉圧力容器破損時の格納容器雰囲気の圧力上昇の程度，デブリの飛散の程度等，原子炉圧力容器破損後の事故進展が異なる。

##### (c) 炉心損傷時期

炉心損傷時期が早期か後期かで分類する。この時期の違い



によって、原子炉圧力容器破損時期、格納容器雰囲気の圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受けるため、事故の緩和操作の余裕時間が大きく異なる（添付資料 4.1.1.2-1）。

(d) 電源確保

交流電源及び直流電源の有無により分類する。電源が確保されている場合は緩和操作に期待できる。

b. レベル 1 P R A の事故シーケンスの P D S への分類結果

炉心損傷に至る事故シーケンスを上記 a. の考え方に基づいて P D S として分類した結果を第 4.1.1.2-1 図に示す。なお、第 4.1.1.2-1 図の分類結果のうち、次の (a) から (c) の事故シーケンスについては、P D S の分類方法を個別に検討した。

(a) T Q U V と L O C A

T Q U V と L O C A については、L O C A は原子炉圧力容器破損前に破断口からの放出蒸気により格納容器の圧力・温度が上昇する等、T Q U V と事象進展が大きく異なるため、異なる P D S とした。なお、L O C A (A E, S 1 E, S 2 E) については、炉心損傷後のプラント挙動の類似性を考慮して、1 つの P D S とした。

(b) T W と T B W

T W と T B W は電源の状態が異なるが、いずれも除熱機能が喪失して格納容器が先行破損する事故シーケンスであり、レベル 1. 5 P R A の範囲では緩和操作に期待できず、事象進展に差異がないため、T W / T B W として 1 つの P D S とした。



(c) T C と I S L O C A

T C と I S L O C A については，T C は格納容器先行破損のシーケンスであることに対して，I S L O C A は格納容器バイパス事象であることから，異なる P D S とした。

(2) P D S 別の炉心損傷頻度

P D S 別の炉心損傷頻度を整理した結果を第 4.1.1.2-3 表に示す。P D S 別の炉心損傷頻度は，格納容器先行破損の P D S である T W / T B W が 99.8% と支配的である。



#### 4.1.1.3 格納容器破損モード

##### (1) 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事故シーケンスは、次章 4.1.1.4 でイベントツリーによって分析するが、このイベントツリーの最終状態となる格納容器破損モードは、炉心損傷後の格納容器内の物理化学的挙動を分析することで抽出する。本章では格納容器破損モードを網羅的に抽出し、本 P R A でイベントツリーの最終状態として設定すべき格納容器破損モードを選定する。

本プラントにおけるシビアアクシデントで考えられる事故進展を第 4.1.1.3-1 図に示す。また、事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第 4.1.1.3-1 表に、これらの負荷を発生時期に着目し、以下に示す事故進展フェーズに整理したものを第 4.1.1.3-2 表に示す。

- ・ 炉心損傷前
- ・ T 1 : 原子炉圧力容器破損前
- ・ T 2 : 原子炉圧力容器破損直後
- ・ T 3 : 事故後期

事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象を考慮し、選定した格納容器破損モードは以下のとおりである。

##### a. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）

インターフェイスシステム L O C A の発生後、原子炉冷却材の流出が継続して炉心損傷に至り、格納容器をバイパスして放射性物質等が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードである。



b. 格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）

炉心損傷時点で、格納容器の隔離に失敗しており、隔離失敗箇所から放射性物質等が原子炉建屋内に放出される格納容器破損モードである。

c. 早期過圧破損（未臨界確保失敗）

原子炉の未臨界確保に失敗した場合に、炉心で発生する大量の水蒸気により格納容器圧力が上昇し、格納容器が早期に過圧されて破損する格納容器破損モードである。

d. 過圧破損（崩壊熱除去失敗）

炉心冷却に成功し崩壊熱除去に失敗した場合に、崩壊熱によって炉心で発生する水蒸気により格納容器圧力が徐々に上昇し、格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードである。

e. 過圧破損（長期冷却失敗）

炉心損傷後に、デブリの崩壊熱によって発生する水蒸気、及び熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスにより格納容器圧力が徐々に上昇し、格納容器が過圧されて破損する格納容器破損モードである。

f. 過温破損

炉心損傷後に、デブリからの崩壊熱によって格納容器雰囲気が加熱され、格納容器貫通部の取付部、又はフランジシール部などが熱的に損傷し、格納容器が破損する格納容器破損モードである。

g. 格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に、微粒子化したデブリが格納容器空間部に飛散し、格納容器雰囲気が直接加熱



されて急速な圧力上昇が生じることにより格納容器が破損する格納容器破損モードである。

h. 水蒸気爆発

デブリがペDESTAL（ドライウェル部）の冷却水中又はサブプレッション・プール水中に落下した場合，若しくは格納容器内に放出されたデブリに対して注水を実施した場合に，デブリと水の接触に伴い，デブリの持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され，格納容器への荷重が生じることで格納容器が破損する格納容器破損モードである。

i. 溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器破損後，格納容器内に放出されたデブリによりペDESTAL（ドライウェル部）床のコンクリートが侵食され，デブリはペDESTAL（ドライウェル部）床を貫通してサブプレッション・プールに落下する。その後，サブプレッション・プールにおける溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し，ベースマット溶融貫通に先行してペDESTAL（ドライウェル部）壁面の侵食に伴う原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器が破損する格納容器破損モードである。

以上の格納容器破損モードについて，炉心損傷前の格納容器先行破損と，炉心損傷後の格納容器破損に分類して整理したものを第 4.1.1.3-3 表に示す。なお，以下の格納容器破損モードは，分析により除外した。

j. 炉内溶融燃料－冷却材相互作用

溶融炉心が下部プレナム内の残存水中に落下し，高温の溶融



炉心と冷却材が接触することで水蒸気爆発が発生する。このときに発生したエネルギーにより、水塊が原子炉圧力容器上部に衝突し、さらに原子炉圧力容器ヘッド部が破損し格納容器に衝突して破損する格納容器破損モードである。

ただし、これまでの炉内溶融燃料－冷却材相互作用に係る研究等の知見から、炉内溶融燃料－冷却材相互作用により格納容器が破損する可能性は十分低いため、本 P R A では格納容器破損モードとして設定していない（添付資料 4.1.1.3－1）。

#### k．水素燃焼

ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等により発生した水素が格納容器雰囲気中の酸素と反応して燃焼し、熱エネルギーを放出して格納容器を過圧・過熱することで格納容器が破損する格納容器破損モードである。

ただし、B W R では格納容器内を窒素置換により酸素濃度を低く管理しており、水素が可燃限界に至る可能性が十分低いため、本 P R A では格納容器破損モードとして設定していない。

#### 1．溶融物直接接触

原子炉圧力容器破損後にペデスタル（ドライウエル部）へ落下したデブリが、ペデスタル（ドライウエル部）床からドライウエル床に拡がり、ドライウエル壁に直接接触してドライウエル壁の一部が溶融貫通することにより格納容器が破損する格納容器破損モードである。

ただし、M a r k－Ⅱ型格納容器においては、ペデスタル（ドライウエル部）内に蓄積したデブリがドライウエル床には拡がらない格納容器構造となっているため、格納容器破損モードと



して設定してしない（添付資料 4.1.1.3－2）。



#### 4.1.1.4 事故シーケンス

##### (1) 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

シビアアクシデントでは、事故進展の各フェーズにおいて格納容器の健全性を脅かす物理化学現象が異なるため、事故進展フェーズごとに重要な物理化学現象、緩和設備の作動状況及び運転員操作の因果関係を分析して、これらの組合せから事故の進展を分類するために格納容器イベントツリーを構築する。

なお、格納容器先行破損である P D S ( T W / T B W 及び T C ) 及び格納容器バイパスである P D S ( I S L O C A ) については、炉心損傷時点で既に格納容器の閉じ込め機能が喪失しているため、格納容器イベントツリーは構築しない。

##### (2) 格納容器イベントツリー

a . 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作動、運転員操作及びヘディング間の従属性

(a) 重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作動及び運転員操作

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について、その発生条件及び発生後の事故進展を第 4.1.1.4-1 表のとおり整理した。また、格納容器破損モードに関する物理化学現象、対処設備及び運転員操作を第 4.1.1.4-2 表のとおり整理した。

第 4.1.1.4-2 表に示す検討結果に基づき、対処設備の作動状態及び物理化学現象の発生状態を分析することにより、格



格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第 4.1.1.4-3 表のとおり設定した。

(b) ヘディング間の従属性

第 4.1.1.4-3 表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を整理した。結果を第 4.1.1.4-4 表に示す。

b. 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮し順序付けして、格納容器イベントツリーを作成した。作成した格納容器イベントツリーを第 4.1.1.4-1 図に示す。第 4.1.1.4-1 図の格納容器破損モードは、4.1.1.3 (1)で定義した格納容器破損モードを「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」が指定する事故シナリオグループに集約した形となっている。



#### 4.1.1.5 事故進展解析

格納容器破損頻度を評価するための事故進展解析の目的は、以下の2つがある。

- ・緩和設備の復旧操作等のための余裕時間の評価
- ・物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷

このうち後者の物理化学現象の発生と格納容器への負荷については、現象の不確定性等を考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和設備の復旧操作等のための余裕時間を評価することを目的とする。したがって、緩和設備が機能しない状態で物理化学現象が発生せずに、格納容器が過圧又は過温破損に至る事故シーケンスを評価する。

##### (1) 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

プラントの熱水力的挙動及び炉心損傷、原子炉圧力容器破損等の事故の発生時期、シビアアクシデント現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得ることを目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

##### a. 解析対象事故シーケンスの選定

解析対象事故シーケンスの選定に当たっては、事故進展の類似性、緩和設備の機能喪失状態の類似性を基に選定する。

事故進展の類似性の観点では、第4.1.1.2-1図に示すPDSの分類の考え方において、事故進展の類似性を考慮した分類を実施している。ここで、事故進展解析において緩和設備が機能しない状態を想定すること、及び過渡事象とLOCAでは事故進展が大きく異なることを踏まえて、事故シーケ



ンスを分類した結果を第 4.1.1.5-1 図に示す。

T Q U X, T B U 及び T B D は、いずれも高圧注水及び減圧ができないまま炉心損傷に至るシーケンスであり、事故進展解析上の相違は見られないと考えられることから、解析については T Q U X で代表することとした。

T Q U V と T B P はそれぞれ解析対象とした。これは、いずれも原子炉は減圧され、高圧及び低圧注水ができないまま炉心損傷に至るシーケンスであるが、T Q U V は緩和操作としての A D S による逃がし安全弁 7 個での減圧に対し、T B P では事象発生初期からの逃がし安全弁 1 個の再閉鎖失敗による減圧であるため、減圧の挙動が異なり、その後の事象進展に影響を与えることを考慮したためである。

L O C A については、操作余裕時間の観点から事故進展が早い A E で代表することとした。

格納容器先行破損（レベル 1 P R A の評価の範囲）である T C, T W / T B W 及び I S L O C A については、炉心損傷の前に格納容器が破損しているモードであり、レベル 1.5 P R A における緩和手段が存在しないことから、イベントツリーの作成対象から除外した。これは、T C, T W / T B W 及び I S L O C A については、レベル 1 P R A 側で格納容器破損防止対策を講じなければならないということを意味している。

以上の検討の結果、第 4.1.1.5-1 表のとおり以下の事故シーケンスを解析対象として選定した。

- ・ T Q U V
- ・ T Q U X



- ・ 長期 T B
- ・ T B P
- ・ A E

#### b. 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特性の調査により設定した，全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特性に依存した基本解析条件を第 4.1.1.5-2 表に示す。

また，解析対象の各事故シーケンスの事故状態及び対処設備作動状況に関する事故進展解析条件を第 4.1.1.5-3 表に示す。

なお，事故進展解析には，事故シーケンスに含まれる物理化学現象，機器・系統の動作を模擬することができる M A A P コードを使用した。

### (2) 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果を第 4.1.1.5-2(a) 図～第 4.1.1.5-2(e) 図に示す。原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力挙動の事故進展を表す主要事象発生時刻を第 4.1.1.5-4 表に示す。また，各事故シーケンスの解析結果における特徴的な事故進展を以下に示す（添付資料 4.1.1.5-1，添付資料 4.1.1.5-2）。

#### a. T Q U V

本事故シーケンスでは，給水喪失後，原子炉減圧には成功するが，原子炉注水機能が作動しないため，炉心損傷に至る。その後，原子炉圧力容器は低圧状態で破損する。デブリは原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）内に放出され，熔融炉心・コンクリート相互作用によりペDESTAL（ドライウェル部）



床を貫通する。格納容器は、デブリがサプレッション・プールへ落下することにより発生する蒸気によって過圧され、過圧破損に至る。

b. T Q U X

本事故シーケンスでは、給水喪失後、R C I C及びH P C Sによる原子炉注水に失敗し、原子炉減圧に失敗するため炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損する。格納容器は、原子炉圧力容器が破損した際に噴出される高温のガス流によって過熱され、過温破損に至る。

c. 長期 T B

本事故シーケンスは、外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。また、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に失敗するが、事象発生後 8 時間までは蒸気駆動の R C I Cによって原子炉水位は維持される。その間、逃がし安全弁からの放出蒸気により、格納容器の温度、圧力は徐々に上昇する。蓄電池枯渇により R C I Cが機能喪失し、炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損する。格納容器は、原子炉圧力容器が破損した際に噴出される高温のガス流によって過熱され、過温破損に至る。

d. T B P

本事故シーケンスは、外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。また、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に失敗するとともに、逃がし安全弁の再閉鎖失敗により原子炉が減



圧され、R C I Cによる原子炉注水に失敗し、炉心損傷に至る。  
その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損する。格納容器は、原子炉圧力容器外に放出されたデブリの崩壊熱により過熱され、過温破損に至る。

e . A E

本事故シーケンスでは、大破断 L O C A 発生後、E C C S の作動に失敗して炉心損傷に至る。その後、炉心支持板破損によって、デブリと原子炉圧力容器下部プレナムに溜まっていた冷却材が接触することで発生する過熱蒸気が破断口から放出されることによって格納容器が過熱され、過温破損に至る。



#### 4.1.1.6 格納容器破損頻度

##### (1) 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器破損頻度の定量化では、内部事象出力運転時レベル 1 P R A の評価に用いている計算コードと同じ S a f e t y W a t c h e r を使用し、炉心損傷頻度、格納容器イベントツリーのヘディングに対する分岐確率を入力条件として、P D S ごとの条件付き格納容器破損確率（C C F P）及び格納容器破損頻度（C F F）を算出する。

##### (2) 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率については、次のとおり設定した。格納容器イベントツリーのヘディングの設定を第 4.1.1.6-1 表に示す。

###### a. 物理化学現象に関する分岐確率の設定

シビアアクシデント現象のヘディングにおいて、不確実さが大きい現象に対しては、当該現象の支配要因、不確実さ幅及び格納容器の構造健全性への影響の因果関係を明らかにし、分解イベントツリー（D E T）手法等を用いて、分岐確率を設定した（添付資料 4.1.1.6-1，添付資料 4.1.1.6-3）。

なお、今回の評価で設定した物理化学現象のヘディングの分岐確率は、評価の対象とした物理化学現象が不確実さの大きな現象であることを認識しつつも、現状有している知見をもとに、可能な限りの評価を実施して設定したものであり、今回設定した値には依然大きな不確実さを含んでいるものと認識している。

この内 I V R は、その成立によって事象が緩和される側に寄与する点が他の物理化学現象と異なるが、今回の評価ではヘディン



グとして設定した。これは、格納容器イベントツリーで考慮する物理化学現象の選定にあたっては、格納容器に与える影響が厳しいか、あるいは緩和されるかという観点では無く、考えられる物理化学現象の可能性を排除しないという観点で選定したためである。

このため、今回の評価で設定した物理化学現象のヘディングの分岐確率の多寡は、有効性評価の対象となる評価事故シーケンスを選定する際には影響しない。

#### b. 緩和設備に関する分岐確率の設定

緩和設備に関する分岐確率は、緩和操作までの余裕時間を考慮して作成したフォールトツリーを格納容器イベントツリーにリンクすることで設定した。

緩和操作実施までの余裕時間の検討結果を第 4.1.1.6-2 表に示す。

また、格納容器隔離の分岐確率は過去の文献を基に設定した（添付資料 4.1.1.6-2）。

#### (3) 格納容器破損頻度の評価結果（点推定値）

格納容器破損頻度の評価結果を第 4.1.1.6-3 表，第 4.1.1.6-4 表及び第 4.1.1.6-1～3 図に示す。全 C F F は  $6.1\text{E-}5$ /炉年，C C F P は 1.0 であった。

P D S 別の C F F では，C F F の 99.8% が格納容器先行破損の P D S である T W / T B W であった。本 P R A ではアクシデントマネジメント (A M) 策を考慮していないことから，炉心損傷後に低圧 E C C S による原子炉注水に期待できる T Q U X 以外の C C F P は 0.95～1.0 となる。T Q U X の P D S については，炉心損



傷後の原子炉手動減圧に成功した場合は低圧 E C C S による原子炉注水及び R H R によるドライウェルスプレイに期待できるため、C C F P は 0.46 となった。ただし、上述のとおり、P D S 別の C F F では T W / T B W の P D S が支配的であるため、全体の C C F P は 1.0 となっている。

格納容器破損モード別の C F F は、「過圧破損（崩壊熱除去失敗）」の寄与が 99.8% を占める。以下、「過温破損」、「早期過圧破損（未臨界確保失敗）」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「過圧破損（長期冷却失敗）」、「水蒸気爆発」、「格納容器隔離失敗」、「インターフェースシステム L O C A」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」が続く、これらの寄与は全て 1% 未満であった。

格納容器先行破損及び格納容器バイパスを除いた格納容器破損モード別の格納容器破損頻度を第 4.1.1.6-4 図に示す。格納容器先行破損及び格納容器バイパスを除いた場合、「過温破損（原子炉压力容器高圧破損）」の寄与割合が 71.3% を占め支配的である。これは、レベル 1 P R A において、格納容器先行破損を除いた場合に炉心損傷頻度に対して寄与割合が大きな長期 T B は、原子炉圧力が高圧状態で維持されたまま原子炉压力容器が破損することから、「格納容器雰囲気直接加熱」が発生しない場合は格納容器が過温破損に至ることによる。

#### (4) 重要度評価について

レベル 1 P R A では格納容器先行破損の事故シーケンスグループが支配的であることを考慮すると、レベル 1.5 P R A においても、レベル 1 P R A における重要度評価結果と同様、崩壊熱除去機能に係る系統である残留熱除去系、残留熱除去系海水系及び



非常用ディーゼル発電機の重要度が高くなることは明らかであることから、重要度評価は実施しないこととする。

なお、残留熱除去系の機能喪失については、代替除熱手段である耐圧強化ベント系又は格納容器圧力逃がし装置、残留熱除去系海水系の機能喪失については緊急用海水系、非常用ディーゼル発電機の故障については常設代替高圧電源装置により、格納容器破損頻度の低減が可能である。



#### 4.1.1.7 不確実さ解析及び感度解析

##### (1) 不確実さ解析

格納容器破損モード別の C F F の不確実さ解析結果を第 4.1.1.7-1 表及び第 4.1.1.7-1 図に示す。

不確実さ解析の結果、全 C F F の平均値は、 $6.1\text{E-}5$ ／炉年、エラーファクタは 4.1 となった。また、格納容器破損モード別の点推定値は不確実さ分布内にあり、点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「過圧破損（崩壊熱除去失敗）」が支配的であることを確認した。

##### (2) 感度解析

4.1.1.6 で説明した評価結果（以下「ベースケース」という。）では、A M 策に期待していない評価としているため、全 C F F に対しては格納容器先行破損の P D S である T W／T B W が支配的となっている。このため、格納容器イベントツリーを展開した炉心損傷後に格納容器破損に至る P D S の寄与は小さく、上記(1)のとおり物理化学現象の分岐確率等の不確実さも有意な影響を与えていないが、重大事故等に対する対策を講じる上で M a r k - II 型格納容器の特徴を把握するため、これらの P D S の事故シーケンスの定量化に当たってのモデル上の不確実さの要因等の影響について、以下の感度解析を実施した。

##### ・モデル上の仮定に係る感度解析

デブリによるペデスタル（ドライウェル部）床のサンブドレン配管破損及びサブプレッション・プールへ落下したデブリによる残留熱除去系吸込ストレーナ閉塞等を考慮（添付資料 4.1.1.7-1）



- ・ 物理化学現象による格納容器破損確率（以下「C F P」という。）に係る感度解析

他研究機関等において B W R 5 , M a r k - II 型格納容器プラントを対象に実施された物理化学現象による C F P 評価結果を考慮

a . モデル上の仮定に係る感度解析（感度解析ケース 1）

ベースケースでは，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するシーケンスにおいて，ペデスタル（ドライウエル部）床面に落下したデブリ冷却が不十分な場合には，デブリはペデスタル（ドライウエル部）床のコンクリートを侵食しサプレッション・プールに落下するとしている。また，サプレッション・プール落下時に水蒸気爆発が発生しない場合は，発生蒸気による圧力上昇を残留熱除去系にて抑制できるとしている。

一方，M a r k - II 型格納容器の原子炉圧力容器外のデブリ挙動及び格納容器破損モード等を評価した N U R E G / C R - 5 6 2 3 , 5 5 2 8 においては，ペデスタル（ドライウエル部）床面に落下したデブリによるペデスタル（ドライウエル部）床サンプドレン配管の破損並びにデブリがサプレッション・プールに落下した場合の残留熱除去系等の吸込ストレーナ閉塞及び N P S H 喪失の可能性が指摘されている。

以上を踏まえ，原子炉圧力容器が低圧状態で破損するシーケンスにおいて，以下の条件を仮定した感度解析を実施した。

- ・ ペデスタル（ドライウエル部）注水の有無に係らず，原子炉圧力容器破損直後にデブリによりペデスタル（ドライウエル部）



床サンプドレン配管が破損し、デブリがサプレッション・プールに落下する。

- ・サプレッション・プールに落下したデブリにより残留熱除去系は使用不能とし、水蒸気爆発又は発生蒸気による過圧による格納容器破損の可能性を考慮する。

感度解析結果を第 4.1.1.7-2 表及び第 4.1.1.7-2 図に示す。感度解析結果とベースケースを比較すると、過温破損（原子炉圧力容器低圧破損）による C F F が低下し、溶融炉心・コンクリート相互作用、過圧破損（長期冷却失敗）及び水蒸気爆発（サプレッション・プール）による C F F が増加しているが、炉心損傷後の支配的な格納容器破損モードが過温破損（原子炉圧力容器高圧破損）であることに変わりはなく、また、全 C F F に対しても有意な感度を持っていない。

しかしながら、重大事故等に対する対策を講じる上では、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する事故シーケンスにおいて、ペデスタル（ドライウェル部）床サンプドレン配管破損等の発生の可能性についても留意する必要がある。

#### b. C F P に係る感度解析

ベースケースでは、物理化学現象等による C F P の不確実さ幅を考慮した不確実さ解析を実施している。ここでは、不確実さの大きな物理化学現象に対して、他研究機関等が国内 B W R 5, M a r k - II 型格納容器プラントを対象として評価した C F P を適用した場合の感度解析を実施した。調査した他研究機関等の評価結果を第 4.1.1.7-3 表に示す。この結果に基づき実施した解析は以下のとおりである。



- ・ 格納容器雰囲気直接加熱による C F P（感度解析ケース 2）
- ・ 水蒸気爆発による C F P（感度解析ケース 3）

感度解析結果を第 4.1.1.7-4 表及び第 4.1.1.7-3 図に示す。  
いずれの感度解析ケースにおいても、各格納容器破損モードの C F F はベースケースの不確かさの幅の中に納まっており、M a r k - II 型格納容器の特徴を把握する上で、有意な影響がないことを確認した。



#### 4.1.1.8 M a r k－Ⅱ型格納容器の破損モードの特徴に係る分析

4.1.1.6 及び 4.1.1.7 の評価結果を踏まえ、主として重大事故等に対する対策を講じる上で考慮すべきM a r k－Ⅱ型格納容器の破損モードの特徴に係る分析を行った。なお、原子炉圧力容器が高压状態で破損する場合と低压状態で破損する場合では、その後の事故進展が相違するため、それぞれのシーケンスについて以下に説明する。

##### (1) 原子炉圧力容器高压シーケンス

a．炉心損傷後に格納容器破損に至る事故シーケンスのC F Fにおいて、原子炉圧力容器高压シーケンスの寄与は 77.7%である。

b．原子炉圧力容器高压シーケンスでの格納容器破損は、原子炉圧力容器高压破損直後の高温ガス流の噴出により発生する過温破損モードの寄与が支配的となっており、重大事故等に対する対策を講じる上で特に着目すべき破損モードである。

- ・過温破損モードに至る主要なP D Sは長期T B，T B U及びT Q U Xであり、これらのP D Sは、全交流動力電源喪失時に直流電源が枯渇又は高压注水機能が喪失し、炉心注水機能の全喪失から炉心損傷となる事故シーケンスである。

- ・したがって、重大事故等に対する対策を講じる上では、電源機能の強化及び全交流動力電源喪失時の高压注水機能の強化による炉心損傷防止対策、炉心損傷後の減圧機能の強化による格納容器破損防止対策がリスク低減に寄与すると考えられる。

##### (2) 原子炉圧力容器低压シーケンス

a．炉心損傷後に格納容器破損に至る事故シーケンスのC F Fにお



いて、原子炉圧力容器低圧シーケンスの寄与は 22% である。

b. 原子炉圧力容器低圧シーケンスでの格納容器破損は、ペデスタル（ドライウエル部）床破損後の水蒸気等の発生による格納容器圧力の上昇により発生する過圧破損（長期冷却失敗）モードの寄与が支配的となっている。

- ・過圧破損モード（長期冷却失敗）に至る主要な P D S は T B U 及び T Q U V であり、これらの P D S は、全交流動力電源喪失時には高圧注水機能が喪失し、炉心注水機能の全喪失（炉心損傷後に減圧成功）、過渡時炉心注水機能の全喪失から炉心損傷となる事故シーケンスである。

- ・したがって、重大事故等に対する対策を講じる上では、電源機能の強化及び全交流動力電源喪失時の高圧注水機能の強化による炉心損傷防止対策、格納容器圧力上昇を抑制する格納容器除熱機能及び電源機能の確保による格納容器破損防止対策がリスク低減に寄与すると考えられる。

c. M a r k - II 型格納容器は、ドライウエル下部にサプレッション・チェンバを配置する構造上の特徴から、ペデスタル（ドライウエル部）床面に落下したデブリの冷却が不十分な事故シーケンスに対しても、ペデスタル（ドライウエル部）床破損後に、サプレッション・プール水により、デブリを冷却する後備手段を有している。この構造上の特徴が C F F に与える影響を確認した。

- ・上記影響を確認するため、仮想的にデブリの冷却が不十分な事故シーケンスについては、ペデスタル（ドライウエル部）床面での熔融炉心・コンクリート相互作用により、格納容器破損（原子炉圧力容器支持機能喪失）に至るとした場合の感度



解析（感度解析ケース４）を実施した。

- ・感度解析結果を第 4.1.1.8-1 表及び第 4.1.1.8-1 図に示す。

ベースケースと感度解析結果の原子炉圧力容器低圧シーケンスの C F F は同等であるが，ベースケースは過圧破損（長期冷却失敗）の寄与が大きく，溶融炉心・コンクリート相互作用（ペデスタル（ドライウエル部）床）の寄与が小さい結果となっている。

- ・この結果は，サプレッション・プールをドライウエル下部に配置した構造が，格納容器の圧力上昇を抑制する格納容器除熱機能の強化に伴い，デブリの冷却が不十分な事故シーケンスによる C F F を低減する効果を有していることを示している。この低減効果の程度は，水蒸気爆発（サプレッション・プール）による C F P に依存しており，ベースケースでは 1 桁，水蒸気爆発による C F P を小さく評価している感度解析ケース 3 では 2 桁程度の低減効果となる。

d. 上記のとおり，M a r k - II 型格納容器は，その構造上の特徴から，格納容器除熱機能の強化に伴いペデスタル（ドライウエル部）床面に落下したデブリの冷却が不十分な事故シーケンスによる C F F を有意に低減することが可能であるが，この事故シーケンスに対する重大事故等に対する対策を講じる上では，以下の観点から，ペデスタル（ドライウエル部）床上でのデブリ冷却機能の確保による格納容器破損防止対策が重要と考える。

- ・ペデスタル（ドライウエル部）床破損によるサプレッション・プールバイパスの回避

溶融炉心・コンクリート相互作用によるペデスタル（ドラ



イウエル部) 床破損及びN U R E G / C R - 5 6 2 3 , 5 5 2 8 において指摘されているペデスタル (ドライウエル部) 床サンプドレン配管破損は, ドライウエルとサプレッション・チェンバ空間部間にサプレッション・プールを介さない流路を形成する。このため, 格納容器破損やウェットウエル・ベント時の放射性物質のスクラビング機能の喪失となる。

- ・ サプレッション・プール水源機能喪失の回避

N U R E G / C R - 5 5 2 8 において指摘されているデブリの落下による吸込ストレーナ閉塞, N P S H喪失の可能性を回避し, サプレッション・プールを水源とする注水系等の機能を維持する。



第 4. 1. 1. 1－1 表 格納容器の主要仕様

項目		仕様
型式		圧力抑制形 (M a r k－Ⅱ)
容積	ドライウエル空間部 (ベント管含む)	約 5, 700m <sup>3</sup>
	サプレッション・チェンバ空間部	約 4, 100m <sup>3</sup>
	サプレッション・プール水量	約 3, 400m <sup>3</sup>
最高使用 圧力	ドライウエル	0. 31MPa [gage]
	サプレッション・チェンバ	0. 31MPa [gage]
最高使用 温度	ドライウエル	171℃
	サプレッション・チェンバ	104℃
限界圧力		0. 62MPa [gage] (最高使用圧力の 2 倍)
限界温度		200℃



第 4. 1. 1. 1－2 表 燃料及びデブリの格納容器内での挙動

	放出先	移動経路	移動先区画
重力による 移動	【原子炉圧力容器破損時】 ペDESTAL (ドライウエル部) 内	ペDESTAL (ドライウエル部) 床 溶融貫通	サプレッション・チェンバ
	【ペDESTAL (ドライウエル部) 床貫通後】 サプレッション・チェンバ	最下区画のため移動なし	なし
高速ガス流 による噴出	【原子炉圧力容器破損時】 ペDESTAL (ドライウエル部) 内	ペDESTAL (ドライウエル部) 内 開口部	ドライウエル



第 4. 1. 1. 2－1 表 事故シーケンスの識別子

識別子	内容
A	大破断 L O C A
B	工学的安全施設に対する電源の故障状態
C	原子炉緊急停止系の故障状態
D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態
E	E C C S による注水の故障状態
P	逃がし安全弁の再閉鎖失敗
Q	給水系による注水の故障状態
S 1	中破断 L O C A
S 2	小破断 L O C A
T	過渡事象
U	高圧注水系による注水の故障状態
V	低圧 E C C S による注水の故障状態
W	残留熱除去の失敗状態
X	原子炉の急速減圧の失敗状態



第 4.1.1.2-2 表 炉心損傷に至る事故シーケンス (1/2)

事故シーケンス	特徴
T Q U V	高圧系及び低圧系による炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
T Q U X	高圧系による炉心冷却に失敗し、かつ、原子炉の減圧に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
長期 T B	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。その後、H P C Sによる炉心冷却に失敗し、R C I Cの作動には成功するが、直流電源の枯渇により R C I Cが機能喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は後期に分類される。
T B U	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。H P C S及びR C I Cによる炉心冷却に失敗し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
T B P	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。逃がし安全弁の再閉鎖失敗により R C I Cが機能喪失し、H P C Sによる炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は低圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
T B D	外部電源喪失後、直流電源系の故障により非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、H P C Sによる炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり、炉心損傷時期は早期に分類される。
T W	事故後、炉心冷却には成功するが、崩壊熱の除去に失敗する事故シーケンスである。崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が過圧破損する。その後、炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は後期に分類される。
T B W	外部電源喪失後、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。H P C Sによる炉心冷却は継続しているが、崩壊熱の除去に失敗する事故シーケンスである。崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が過圧破損する。その後、炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は後期に分類される。
T C	事故後、原子炉の未臨界確保に失敗する事故シーケンスである。T Wシーケンスと同様、崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が炉心損傷前に過圧破損する。その後、炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は早期に分類される。



第 4.1.1.2-2 表 炉心損傷に至る事故シーケンス (2/2)

事故シーケンス		特徴
L O C A	A E	大破断 L O C A 後，炉心冷却機能が喪失する事故シーケンスである。原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しているため，原子炉は低圧状態であり，炉心損傷時期は早期に分類される。
	S 1 E	中破断 L O C A 後，炉心冷却機能が喪失する事故シーケンスである。原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しているため，原子炉は低圧状態であり，炉心損傷時期は早期に分類される。
	S 2 E	小破断 L O C A 後，炉心冷却機能が喪失する事故シーケンスである。原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しているため，原子炉は低圧状態であり，炉心損傷時期は早期に分類される。
I S L O C A		原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管が高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開等により，低圧設計部分が過圧され破断し，原子炉冷却材の原子炉建屋への流出が継続し炉心損傷に至る事故シーケンスである。炉心損傷時期は早期に分類される。



第 4.1.1.2-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
T Q U V	3. 5E-09	<0. 1
T Q U X	2. 0E-08	<0. 1
長期 T B	7. 7E-08	0. 1
T B U	2. 1E-08	<0. 1
T B P	5. 3E-10	<0. 1
T B D	6. 0E-12	<0. 1
T W／T B W	6. 0E-05	99. 8
T C	2. 5E-08	<0. 1
L O C A	2. 2E-11	<0. 1
I S L O C A	4. 8E-10	<0. 1
合計	6. 1E-05	100. 0



第 4. 1. 1. 3－1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出

破損状態	破損形態	破損形態の解説
格納容器 バイパス	インターフェイス システム L O C A	インターフェイスシステム L O C A の発生後、原子炉冷却材の流出が継続して炉心損傷に至り、格納容器をバイパスして放射性物質等が原子炉建屋内に放出される。
	格納容器隔離失敗	炉心損傷時点で、格納容器の隔離に失敗しており、隔離失敗箇所から放射性物質等が原子炉建屋内に放出される。
格納容器 破損	早期過圧破損 (未臨界確保失敗)	原子炉の未臨界達成に失敗した場合に、炉心で発生する大量の水蒸気により格納容器の圧力が上昇し、早期に格納容器の過圧破損に至る。
	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	炉心冷却に成功し崩壊熱除去に失敗した場合に、崩壊熱によって炉心で発生する水蒸気により格納容器圧力が徐々に上昇し、格納容器の過圧破損に至る。
	過圧破損 (長期冷却失敗)	炉心損傷後に、デブリの崩壊熱によって発生する水蒸気、及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスにより格納容器圧力が徐々に上昇し、格納容器の過圧破損に至る。
	過温破損	原子炉圧力容器破損後、デブリからの崩壊熱によって格納容器雰囲気が加熱され、格納容器貫通部の取付部又はフランジ部などが熱的に損傷し、格納容器破損に至る。
	格納容器雰囲気直接加熱 (D C H)	原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に、微粒子化したデブリが格納容器空間部に飛散し、格納容器雰囲気が直接加熱されて急速な圧力上昇が生じることにより格納容器破損に至る。
	水蒸気爆発 (F C I)	デブリと水が接触した場合に、デブリの持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることにより格納容器破損に至る。
	溶融炉心・コンクリート 相互作用 (M C C I)	原子炉圧力容器破損後、格納容器内に放出されたデブリによりペDESTAL (ドライウェル部) 床のコンクリートが侵食され、デブリはペDESTAL (ドライウェル部) 床を貫通してサブプレッション・プールに落下する。その後、サブプレッション・プールにおける溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器破損に至る。



第 4.1.1.3-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷前	T 1	T 2	T 3
T Q U V T Q U X 長期 T B T B U T B P T B D L O C A	—	格納容器隔離失敗	格納容器雰囲気直接加熱 (D C H)  水蒸気爆発 (F C I)	過圧破損 (長期冷却失 敗)  過温破損  溶融炉心・コンクリート 相互作用 (M C C I)  水蒸気爆発 (F C I)
T W / T B W	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	—	—	—
T C	早期過圧破損 (未臨界確保失敗)	—	—	—
I S L O C A	インターフェイスシステム L O C A	—	—	—

T 1 原子炉圧力容器破損前

T 2 原子炉圧力容器破損直後

T 3 事故後期



第 4.1.1.3-3 表 格納容器破損モードの選定

格納容器の状態		格納容器破損モード	格納容器破損モードの概要
格納容器バイパス		インターフェイスシステム L O C A	インターフェイスシステム L O C A 後の格納容器バイパス
格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	事故後に格納容器の隔離に失敗
格納容器 物理的破損	格納容器 先行破損	早期過圧破損 (未臨界確保失敗)	未臨界確保に失敗し、水蒸気発生に伴う過圧による格納容器先行破損
		過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	崩壊熱除去に失敗し、水蒸気発生に伴う過圧による格納容器先行破損
	炉心損傷後の 格納容器破損	過圧破損 (長期冷却失敗)	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積に伴う過圧による格納容器破損
		過温破損	格納容器貫通部等が過温により破損
		格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
		水蒸気爆発	水蒸気爆発による格納容器破損
		溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉圧力容器支持機能の喪失による格納容器破損



第 4.1.1.4-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
原子炉圧力容器破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心への注水による炉心溶融進展の停止失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリの原子炉圧力容器外への放出に至る。</li> </ul>
過圧破損 (長期冷却失敗)	<ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱による水蒸気発生</li> <li>デブリが冷却できない場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水蒸気により過圧され格納容器破損に至る。</li> <li>溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し、格納容器内が過圧され格納容器破損に至る。</li> </ul>
過温破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリへの注水失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷し、格納容器破損に至る。</li> </ul>
格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧状態で原子炉圧力容器が破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>微粒子化したデブリが格納容器空間部に飛散し、格納容器雰囲気が直接加熱されて急速に格納容器が過圧され格納容器破損に至る。</li> </ul>
水蒸気爆発 (FCI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>水中へのデブリの落下</li> <li>デブリへの注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリと水の接触に伴い、デブリの持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることにより格納容器破損に至る。</li> </ul>
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内に放出されたデブリの冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内に放出されたデブリにより、ペデスタル(ドライウェル部)床面のコンクリートが侵食され、その後、ペデスタル(ドライウェル部)床の溶融貫通により、デブリはサブレーション・プールに落下する。落下したデブリにより、溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器破損に至る。</li> </ul>



第 4.1.1.4-2 表 格納容器破損モードと物理化学現象，対処設備及び運転員操作の対応整理

格納容器破損モード	物理化学現象	対処設備	運転員操作
過圧破損 (長期冷却失敗)	・ 過圧破損	・ R H R (格納容器スプレイ冷却)	・ R H R 手動起動
過温破損	・ 原子炉圧力容器破損 ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用	・ E C C S	・ 損傷炉心への注水（原子炉圧力容器の破損回避）
格納容器雰囲気直接加熱 (D C H)	・ 原子炉圧力容器破損 ・ 格納容器雰囲気直接加熱	・ 逃がし安全弁 ・ E C C S	・ 原子炉減圧（原子炉圧力容器の高圧破損回避） ・ 損傷炉心への注水（原子炉圧力容器の破損回避）
水蒸気爆発（F C I）	・ 原子炉圧力容器破損 ・ 水蒸気爆発	・ E C C S	・ 損傷炉心への注水（原子炉圧力容器の破損回避） ・ デブリへの注水（原子炉圧力容器の破損口経由）
熔融炉心・コンクリート 相互作用（M C C I）	・ 原子炉圧力容器破損 ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用	・ E C C S	・ 損傷炉心への注水（原子炉圧力容器の破損回避） ・ デブリへの注水（原子炉圧力容器の破損口経由）



第 4.1.1.4-3 表 ヘディングの選定及び定義

	ヘディング		定義
T 1	格納容器隔離		炉心が損傷した状態での格納容器隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。
	原子炉減圧		炉心損傷後、原子炉減圧ができない場合、失敗とする。
	原子炉圧力容器注水		低圧 E C C S による注水ができない場合、失敗とする。
	原子炉圧力容器破損		低圧 E C C S による注水により、デブリが下部プレナムにて冷却できず、原子炉圧力容器内に保持できない場合、有とする。
T 2	F C I		ペDESTAL（ドライウエル部）内の水プールに落下したデブリにより、水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損する場合、有とする。
	D C H		原子炉圧力容器の高圧破損時にデブリが微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生し、格納容器が破損する場合、有とする。
T 3	格納容器注水	ペDESTAL（ドライウエル部）	低圧 E C C S による注水（原子炉圧力容器の破損口経由）ができない場合、失敗とする。
		ドライウエル	格納容器冷却スプレイモードによるスプレイができない場合、失敗とする。
	F C I	ペDESTAL（ドライウエル部）	低圧 E C C S により、原子炉圧力容器の破損口経由でペDESTAL（ドライウエル部）のデブリに注水した際、水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損する場合、有とする。
	デブリ冷却		低圧 E C C S による注水（原子炉圧力容器の破損口経由）に成功するものの、デブリ冷却ができずに熔融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ペDESTAL（ドライウエル部）床が熔融貫通する場合、失敗とする。
	F C I	サプレッション・プール	ペDESTAL（ドライウエル部）床貫通に伴い、デブリがサプレッション・プールに落下することにより、水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損する場合、有とする。
	デブリ冷却		ペDESTAL（ドライウエル部）床貫通により落下したデブリが、サプレッション・プールで冷却できずに熔融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉圧力容器支持機能の喪失により格納容器が破損する場合、失敗とする。



第 4.1.1.4-4 表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を受ける側)  ヘディング (影響を与える側)		T 1				T 2		T 3					
		格納容器 隔離	原子炉減圧	原子炉圧力容 器注水	原子炉圧力容 器破損	F C I	D C H	格納容器注水		ペDESTAL (ドライウエル部)		サブプレッション・プール	
								ペDESTAL (ド ライウエル部)	ドライウエル	F C I	デブリ 冷却	F C I	デブリ 冷却
T 1	格納容器隔離												
	原子炉減圧												
	原子炉圧力容器注水		○※1										
	原子炉圧力容器破損		○※2	○※4									
T 2	F C I			○※5	○※5								
	D C H		○※3		○※3								
T 3	格納容器 注水	ペDESTAL (ドライ ウエル部)			○※6	○※7							
		ドライウエル			○※6			○※6					
	ペDESTAL (ドライウエル部)	F C I				○※7		○※8					
		デブリ冷却				○※7		○※9					
	サブプレッション ・プール	F C I				○※7		○※9			○※10		
		デブリ冷却				○※7		○※9			○※10		

- 前段のヘディングにおける緩和設備の成功／失敗状態又は物理化学現象の発生により、当該ヘディングに影響を及ぼすもの
- ※1 低圧E C C Sによる原子炉圧力容器注水を実施するためには原子炉減圧が必要
- ※2 原子炉圧力容器破損回避のための低圧E C C Sによる原子炉圧力容器注水を実施するためには原子炉減圧が必要
- ※3 原子炉減圧に失敗し原子炉圧力容器が高圧で破損する場合、D C Hの可能性あり
- ※4 低圧E C C Sによる原子炉圧力容器への注水に成功した場合、原子炉圧力容器破損の回避に期待可能
- ※5 低圧E C C Sによる原子炉圧力容器への注水に成功し、原子炉圧力容器が破損する場合、F C Iの可能性あり
- ※6 一部同じ系統であるため従属性あり
- ※7 原子炉圧力容器破損時のF C I及びD C Hを回避できた場合に、緩和設備又は物理化学現象を考慮
- ※8 ペDESTAL (ドライウエル部) への注水時にF C Iの可能性あり
- ※9 ペDESTAL (ドライウエル部) への注水が成功した場合、デブリのペDESTAL (ドライウエル部) 床貫通の回避に期待
- ※10 ペDESTAL (ドライウエル部) におけるデブリ冷却に失敗した場合、サブプレッション・プールにおける物理化学現象を考慮



第 4.1.1.5-1 表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

P D S	代表事故シーケンス	
T Q U V	T Q U V	全給水喪失を起因事象とし、その後の高圧 E C C S の注水に失敗し、自動減圧系の作動には成功するものの、低圧 E C C S の注水に失敗すると仮定する。
T Q U X T B U T B D	T Q U X	全給水喪失を起因事象とし、主蒸気隔離弁の閉鎖には成功するものの、その後の高圧 E C C S の注水に失敗し、自動減圧系の作動に失敗すると仮定する。
長期 T B	長期 T B	外部電源喪失を起因事象とし、非常用 D G 2 台が機能喪失した状態で、主蒸気隔離弁の閉鎖には成功するものの、H P C S による注水に失敗すると仮定する。その後、直流電源蓄電池が枯渇するまでの 8 時間は R C I C による炉心冷却が継続すると仮定する。
T B P	T B P	外部電源喪失を起因事象とし、非常用 D G 2 台が機能喪失した状態で、主蒸気隔離弁の閉鎖には成功するものの、H P C S による注水に失敗すると仮定する。その後、逃がし安全弁の再開鎖に失敗し、原子炉が減圧されるため、R C I C による炉心冷却にも失敗すると仮定する。
L O C A	A E	再循環系配管の両端破断を想定した原子炉冷却材喪失を起因事象とし、その後の高圧 E C C S 及び低圧 E C C S の注水に失敗すると仮定する。



第 4. 1. 1. 5－2 表 基本解析条件

項 目	解析条件	備 考
原子炉熱出力	3, 293MW	定格出力
原子炉ドーム圧力	6. 93MPa[gage]	定格圧力
原子炉初期水位	通常運転水位	
格納容器空間容積	ドライウエル：5, 700m <sup>3</sup> ウェットウエル：4, 100m <sup>3</sup>	
サプレッション・プール水量	3, 400m <sup>3</sup>	
コンクリート組成	珪酸系コンクリート	融点は 1, 500K
崩壊熱	ANSI／ANS-5. 1-1979（平均）	
サプレッション・プール初期水位	7. 0m	通常水位
格納容器初期圧力	5kPa[gage]	通常運転時圧力
格納容器初期温度	ドライウエル：57℃	通常運転中のドライウエル内平均温度
	サプレッション・プール：32℃	通常運転中の上限値
炉心損傷温度	1, 500K	
炉心熔融温度	2, 500K	
格納容器破損圧力	0. 62MPa[gage] (過圧破損条件)	格納容器の健全性が保てる範囲として設定
格納容器破損温度	200℃ (過温破損条件)	



第 4.1.1.5-3 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件

事故シー ケンス	起因事象	スクラム 系	R C I C	H P C S	原子炉 減圧	L P C S	L P C I	格納容器 スプレイ
T Q U V	過渡事象 (全給水喪失)	作動	不作動	不作動	作動	不作動	不作動	不作動
T Q U X	過渡事象 (全給水喪失)	作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
長期 T B	外部電源喪失	作動	作動 (8 時間後に停止)	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
T B P	外部電源喪失	作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
A E	原子炉冷却材喪失 (再循環配管の両端破 断)	作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動



第 4.1.1.5-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

事故シーケンス 事象進展	T Q U V	T Q U X	長期 T B	T B P	A E
炉心露出	0. 6h	0. 6h	9. 5h	2. 1h	0. 01h
燃料被覆管破損（1, 000K）	0. 7h	0. 9h	10. 1h	2. 5h	0. 1h
炉心損傷（1, 500K）	0. 9h	1. 1h	10. 4h	2. 7h	0. 2h
炉心溶融（2, 500K）	1. 2h	1. 3h	10. 8h	3. 1h	0. 5h
炉心支持板破損	2. 6h	2. 7h	13. 9h	4. 9h	1. 6h
原子炉圧力容器破損	5. 4h	3. 3h	14. 4h	10. 7h	4. 0h
ペデスタル （ドライウェル部）床貫通	8. 4h	—※	—※	14. 6h	7. 6h
格納容器最高使用圧力 到達時刻	7. 7h	3. 3h	13. 9h	12. 7h	1. 6h
格納容器破損	15. 9h (過圧破損)	3. 3h (過温破損)	14. 4h (過温破損)	14. 6h (過温破損)	1. 6h (過温破損)

※ 24 時間以内にペデスタル（ドライウェル部）床貫通せず

〇 M A A P 上の判定基準について

項目	条件	備考
炉心損傷の判断	燃料被覆管の最高温度が 1, 500K 到達	炉心損傷が始まる温度
炉心溶融の判断	炉心最高温度が 2, 500K 到達	炉心構成物質の代表的な融点
炉心支持板破損の判断	炉心支持板ノードにおいて累積破損割合が 1 となった時点	炉心支持板のクリープ破損を Larson-Miller のパラメータによって判定
原子炉圧力容器破損の判断	C R D チューブ逸出判定到達	原子炉圧力容器破損モードのうち、最も早い破損形態として、C R D チューブ逸出を設定
ペデスタル（ドライウェル部） 床貫通の判断	コンクリートの侵食深さが <input type="text"/> 到達	ペデスタル（ドライウェル部）床面サンプ部厚さを設定



第 4.1.1.6-1 表 格納容器イベントツリーの分岐確率の設定

	分岐		PDS	分岐確率	E F	分岐確率の評価方法
T 1	格納容器隔離		TQUX TQUV LOCA TBU TBP TBD 長期TB	5.0E-03	5.0	NUREG/CR-4220で評価された値を設定。
	原子炉減圧		TQUX TBU	フォールトツリーにより設定		炉心支持板破損までの余裕時間における、原子炉減圧に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
	原子炉圧力容器注水		TQUX	フォールトツリーにより設定		炉心支持板破損までの余裕時間における、原子炉圧力容器注水に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。また、炉心損傷後のため、LOCA信号による自動起動に期待する。
	原子炉圧力容器破損 (IVR)		TQUX			IVRに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、IVRの失敗確率を設定 (添付資料 4.1.1.6-3)。
T 2	FCI		TQUX LOCA			FCIに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、FCIによる格納容器破損確率を設定。なお、TQUX及びLOCAにおいて、原子炉圧力容器破損時にペDESTAL (ドライウェル部) に水が存在している想定については、以下のとおり。 【TQUX】 原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器注水に成功するが、IVRに失敗した場合、原子炉圧力容器内に注水した水がデブリとともにペDESTAL (ドライウェル部) に放出される可能性を想定。 【LOCA】 LOCAの発生により、格納容器に流出した原子炉冷却材によってペDESTAL (ドライウェル部) に水が存在する可能性を想定。
	DCH		TQUX TBU TBD 長期TB			DCHに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、DCHによる格納容器破損確率を設定。
T 3 (原子炉 圧力容器 健全時)	格納容器注水		TQUX	フォールトツリーにより設定		損傷炉心冷却成功のため、TQUV時の格納容器破損までの余裕時間での格納容器注水に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
T 3 (原子炉 圧力容器 破損時)	格納容器注水 (ペDESTAL (ドライウェル部))	原子炉減圧成功時	TQUX	フォールトツリーにより設定		原子炉圧力容器の低圧破損後のため、TQUV時の原子炉圧力容器破損までの余裕時間におけるペDESTAL (ドライウェル部) への注水 (原子炉圧力容器の破損口経由) に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
	格納容器注水 (ドライウェル)	原子炉減圧成功時	TQUX TQUV	フォールトツリーにより設定		原子炉圧力容器の低圧破損後のため、TQUV時の格納容器破損までの余裕時間における格納容器注水に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
		LOCA時	LOCA	フォールトツリーにより設定		LOCA時の格納容器破損までの余裕時間における格納容器注水に関する人的過誤確率及び機器故障確率等をフォールトツリーにてモデル化。
	FCI (ペDESTAL (ドライウェル部))		TQUX			FCIに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、FCIによる格納容器破損確率を設定。
	デブリ冷却 (ペDESTAL (ドライウェル部))		TQUX			MCCIに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、MCCIによる格納容器破損確率を設定。
	FCI (サブプレッション・プール)		TQUX TQUV LOCA			FCIに係る過去の試験結果を踏まえ、トリガリングの発生確率をFCIによる格納容器破損確率として設定。
	デブリ冷却 (サブプレッション・プール)		TQUX TQUV LOCA			MCCIに係る支配的なパラメータの不確かさを考慮し、MCCIによる格納容器破損確率を設定。



第 4.1.1.6-2 表 緩和操作に対する余裕時間の検討結果

緩和操作	ヘディング	タイミング		適用 シーケンス	事故進展解析との関連	余裕時間
炉心冷却	原子炉減圧	事象発生から	炉心支持板破損までに原子炉減圧ができれば、原子炉圧力容器注水により原子炉圧力容器破損を回避できる可能性がある。また、原子炉圧力容器注水ができない場合でも、DCHを回避できる可能性がある。	TQUX TBU	TQUV及びTQUXの事故進展解析により、炉心支持板破損まで 2.6h 及び 2.7h であるため、余裕をとり 2h とする。	2 時間
	原子炉圧力容器注水	事象発生から	炉心支持板破損までに原子炉減圧及び原子炉圧力容器注水ができれば、原子炉圧力容器破損を回避できる可能性がある。	TQUX		
ペDESTAL (ドライウェル部) 注水	格納容器注水 (ペDESTAL (ドライウェル部))	事象発生から	原子炉圧力容器の減圧成功後、原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力容器注水ができれば、原子炉圧力容器破損時にデブリとともに水が落下するため、ペDESTAL (ドライウェル部) 注水に成功し、ペDESTAL (ドライウェル部) 床貫通を回避できる可能性がある。	TQUX	TQUVの事故進展解析により、原子炉圧力容器破損は 5.4h であるため、余裕をとり 4h とする。	4 時間
格納容器除熱 (RHR)	格納容器注水 (ドライウェル)	事象発生から	格納容器破損までにドライウェル注水ができれば、格納容器破損を回避できる可能性がある。	TQUV TQUX	TQUVの事故進展解析により、格納容器破損は 15.9h であるため、余裕をとり 15h とする。	15 時間
				LOCA	AEの事故進展解析により、格納容器破損は 1.6h であるため、余裕をとり 1h とする。	1 時間



第 4.1.1.6-3 表 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	条件付格納容器 破損確率 (／炉 年)	格納容器破損頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
T Q U V	3.5E-09	<0.1	9.5E-01	3.3E-09	<0.1
T Q U X	2.0E-08	<0.1	4.6E-01	9.3E-09	<0.1
L O C A	2.2E-11	<0.1	1.0E+00	2.2E-11	<0.1
T B U	2.1E-08	<0.1	1.0E+00	2.1E-08	<0.1
T B P	5.3E-10	<0.1	1.0E+00	5.3E-10	<0.1
T B D	6.0E-12	<0.1	1.0E+00	6.0E-12	<0.1
長期 T B	7.7E-08	0.1	1.0E+00	7.7E-08	0.1
T W／T B W	6.0E-05	99.8	1.0E+00	6.0E-05	99.8
T C	2.5E-08	<0.1	1.0E+00	2.5E-08	<0.1
I S L O C A	4.8E-10	<0.1	1.0E+00	4.8E-10	<0.1
全格納容器破損頻度	6.1E-05	100.0	1.0E+00	6.1E-05	100.0



第 4.1.1.6-4 表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
インターフェイスシステム L O C A	4.8E-10	<0.1
格納容器隔離失敗	6.1E-10	<0.1
過圧破損（未臨界確保失敗）	2.5E-08	<0.1
過圧破損（崩壊熱除去失敗）	6.0E-05	99.8
過圧破損（長期冷却失敗）	2.0E-08	<0.1
過温破損（R P V 高圧破損）	7.9E-08	0.1
過温破損（R P V 低圧破損）	4.9E-10	<0.1
格納容器雰囲気直接加熱	8.5E-09	<0.1
水蒸気爆発（ペデスタル（ドライウェル部））	2.2E-14	<0.1
水蒸気爆発（サプレッション・プール）	2.5E-09	<0.1
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	<0.1
全格納容器破損頻度	6.1E-05	100.0



第 4.1.1.7-1 表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度（不確実さ解析）

格納容器破損モード	点推定値 (／炉年)	平均値 (／炉年)	寄与割合 (%)	中央値 (／炉年)	5%値 (／炉年)	95%値 (／炉年)	E F
インターフェイスシステム L O C A	4.8E-10	6.4E-10	<0.1	1.0E-10	7.3E-12	2.0E-09	16.4
格納容器隔離失敗	6.1E-10	6.2E-10	<0.1	2.4E-10	3.3E-11	2.1E-09	8.0
過圧破損（未臨界確保失敗）	2.5E-08	5.6E-08	<0.1	1.5E-09	4.2E-11	6.9E-08	40.5
過圧破損（崩壊熱除去失敗）	6.0E-05	6.1E-05	99.7	2.7E-05	1.0E-05	1.7E-04	4.1
過温破損（R P V 高圧破損）	7.9E-08	8.2E-08	0.1	4.5E-08	1.1E-08	2.5E-07	4.9
格納容器雰囲気直接加熱	8.5E-09	8.4E-09	<0.1	2.6E-09	2.7E-10	3.0E-08	10.5
過温破損（R P V 低圧破損）	4.9E-10	5.0E-10	<0.1	9.9E-11	7.9E-12	1.7E-09	14.6
過圧破損（長期冷却失敗）	2.0E-08	2.4E-08	<0.1	1.3E-08	2.6E-09	7.5E-08	5.4
水蒸気爆発（ペDESTAL（ドライウェル部））	2.2E-14	1.7E-14	<0.1	5.4E-16	6.0E-18	4.1E-14	82.0
水蒸気爆発（サプレッション・プール）	2.5E-09	2.9E-09	<0.1	1.0E-09	1.1E-10	9.8E-09	9.6
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	2.0E-10	<0.1	7.4E-12	1.3E-13	4.4E-10	57.6
全格納容器破損頻度	6.1E-05	6.1E-05	100.0	2.7E-05	1.0E-05	1.7E-04	4.1



第 4.1.1.7-2 表 モデル上の仮定に係る感度解析結果

(格納容器先行破損，格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く) ※

格納容器破損モード		ベースケース		感度解析ケース 1	
		点推定値 (／炉年)	寄与割合 (%)	点推定値 (／炉年)	寄与割合 (%)
原子炉圧力容器高圧シーケンス		8.8E-08	79.0	8.8E-08	77.2
	過温破損 (R P V 高圧破損)	7.9E-08	71.3	7.9E-08	69.7
	格納容器雰囲気直接加熱	8.5E-09	7.7	8.5E-09	7.5
原子炉圧力容器低圧シーケンス		2.3E-08	21.0	2.6E-08	22.8
	過温破損 (R P V 低圧破損)	4.9E-10	0.4	2.1E-11	< 0.1
	過圧破損 (長期冷却失敗)	2.0E-08	18.2	2.3E-08	20.3
	水蒸気爆発 (ペデスタル(ドライウエル部))	2.2E-14	< 0.1	2.2E-14	< 0.1
	水蒸気爆発 (サプレッション・プール)	2.5E-09	2.3	2.6E-09	2.3
	熔融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	0.1	1.4E-10	0.1
格納容器破損頻度		1.1E-07	100.0	1.1E-07	100.0

※ 網掛け部はベースケースと感度解析の格納容器破損頻度が異なる箇所



第 4.1.1.7-3 表 他研究機関等による格納容器破損確率

格納容器破損モード		格納容器破損確率（平均値）		備考
		ベースケース	他研究機関	
D C H	早期 R P V 破損		2.3E-03 <sup>[1]</sup> (感度解析ケース 2)	J N E S 評価では、M E L C O R コードによる溶融炉心等初期条件の設定、デブリ伝熱及び圧力抑制プールへの輸送に係る伝熱・輸送方程式による圧力ピーク算出を実施している。
	後期 R P V 破損		3.7E-02 <sup>[1]</sup> (感度解析ケース 2)	
M C C I	ペDESTAL (ドライウエル部) <sup>※1</sup>		5.0E-01 <sup>[1]</sup>	J N E S 評価では、ペDESTAL (ドライウエル部) M C C I は、同程度に生じ得ると判断される現象として設定している。S/P M C C I は、ペDESTAL (ドライウエル部) 床破損前に格納容器過圧破損に至るため設定していない。
	サプレッション・プール		—	
F C I	ペDESTAL (ドライウエル部)		2.2E-03 <sup>※2, [2]</sup>	J A E A 評価では、T H A L E S 2 コード等による溶融炉心等初期条件の設定、J A S M I N E コードによる粗混合、爆発解析及び A U T O D Y N - 2 D コードによるペDESTAL 構造解析を実施している。
	サプレッション・プール		6.4E-02 <sup>※2, [2]</sup> (感度解析ケース 3)	

※1 ペDESTAL (ドライウエル部) 床での M C C I 継続確率

※2 トリガリング発生当たりの格納容器破損確率

参考文献

[1] 原子力発電技術機構，原子力安全解析書「PWR及びBWRプラントのCVイベントツリー重要度評価に関する報告書」，INS/M01-40（平成14年3月）

[2] 日本原子力研究開発機構，安全研究センター，熱水力安全評価研究グループ「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007-072（2007年11月）



第 4.1.1.7-4 表 物理化学現象による格納容器破損確率を変更した感度解析結果

(格納容器先行破損，格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く) ※

格納容器破損モード		ベースケース		感度解析ケース 2 (D C H)		感度解析ケース 3 (F C I)	
		点推定値 (／炉年)	寄与割合 (%)	点推定値 (／炉年)	寄与割合 (%)	点推定値 (／炉年)	寄与割合 (%)
原子炉圧力容器高圧シーケンス		8.8E-08	79.0	8.8E-08	79.0	8.8E-08	79.1
	過温破損 (R P V 高圧破損)	7.9E-08	71.3	8.5E-08	76.4	7.9E-08	71.5
	格納容器雰囲気直接加熱	8.5E-09	7.7	2.9E-09	2.6	8.5E-09	7.7
原子炉圧力容器低圧シーケンス		2.3E-08	21.0	2.3E-08	21.0	2.3E-08	20.9
	過温破損 (R P V 低圧破損)	4.9E-10	0.4	4.9E-10	0.4	5.4E-10	0.5
	過圧破損 (長期冷却失敗)	2.0E-08	18.2	2.0E-08	18.2	2.2E-08	20.1
	水蒸気爆発 (ペデスタル(ドライウェル部))	2.2E-14	< 0.1	2.2E-14	< 0.1	2.2E-14	< 0.1
	水蒸気爆発 (サプレッション・プール)	2.5E-09	2.3	2.5E-09	2.3	1.6E-10	0.1
	溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	0.1	1.3E-10	0.1	1.5E-10	0.1
格納容器破損頻度		1.1E-07	100.0	1.1E-07	100.0	1.1E-07	100.0

※ 網掛け部はベースケースと感度解析の格納容器破損頻度が異なる箇所

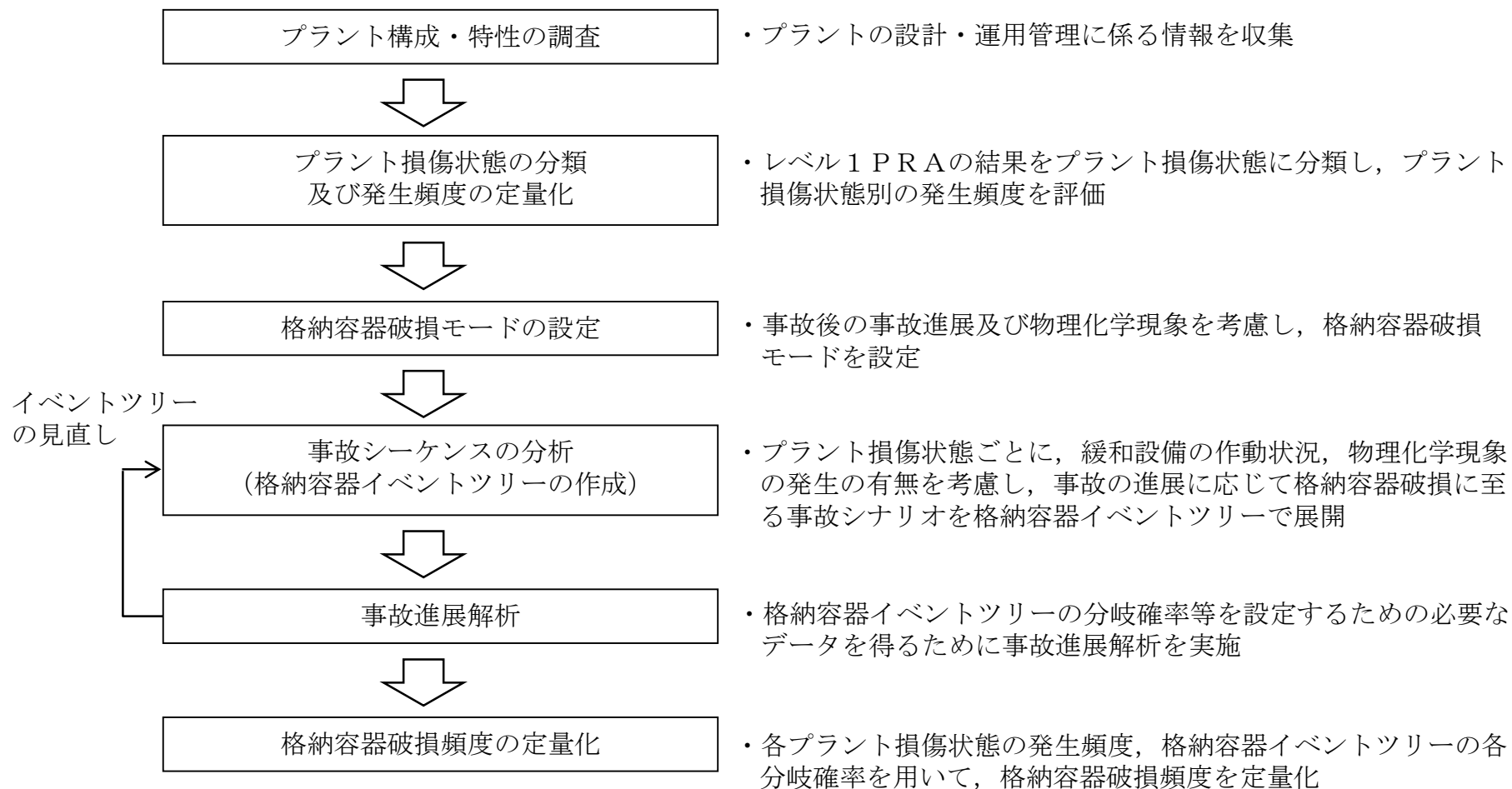


第 4.1.1.8-1 表 M a r k - II 型格納容器の構造上の特徴に係る感度解析結果  
(格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く) ※

格納容器破損モード		ベースケース		感度解析ケース 4 (M C C I)	
		点推定値 (／炉年)	寄与割合 (%)	点推定値 (／炉年)	寄与割合 (%)
原子炉圧力容器高圧シーケンス		8.8E-08	79.0	8.8E-08	77.7
	過温破損 (R P V 高圧破損)	7.9E-08	71.3	7.9E-08	70.1
	格納容器雰囲気直接加熱	8.5E-09	7.7	8.5E-09	7.5
原子炉圧力容器低圧シーケンス		2.3E-08	21.0	2.5E-08	22.3
	過温破損 (R P V 低圧破損)	4.9E-10	0.4	2.1E-11	<0.1
	過圧破損 (長期冷却失敗)	2.0E-08	18.2	2.2E-09	1.9
	水蒸気爆発 (ペDESTAL(ドライウエル部))	2.2E-14	<0.1	2.2E-14	<0.1
	水蒸気爆発 (サプレッション・プール)	2.5E-09	2.3	—	—
	溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	0.1	2.3E-08	20.4
格納容器破損頻度		1.1E-07	100.0	1.1E-07	100.0

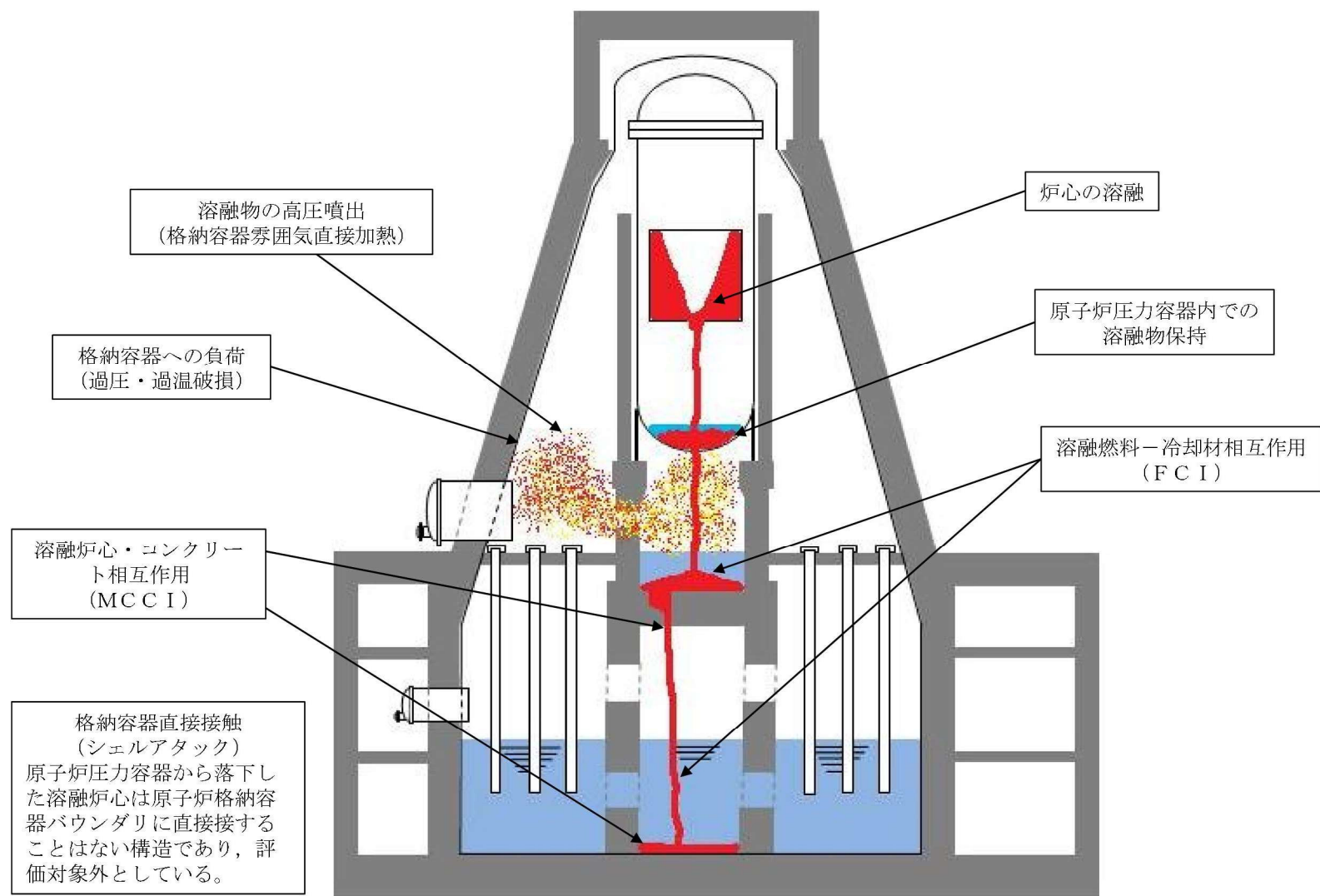
※ 網掛け部はベースケースと感度解析の格納容器破損頻度が異なる箇所





第 4.1.1-1 図 内部事象出力運転時レベル1．5 P R Aの評価フロー図





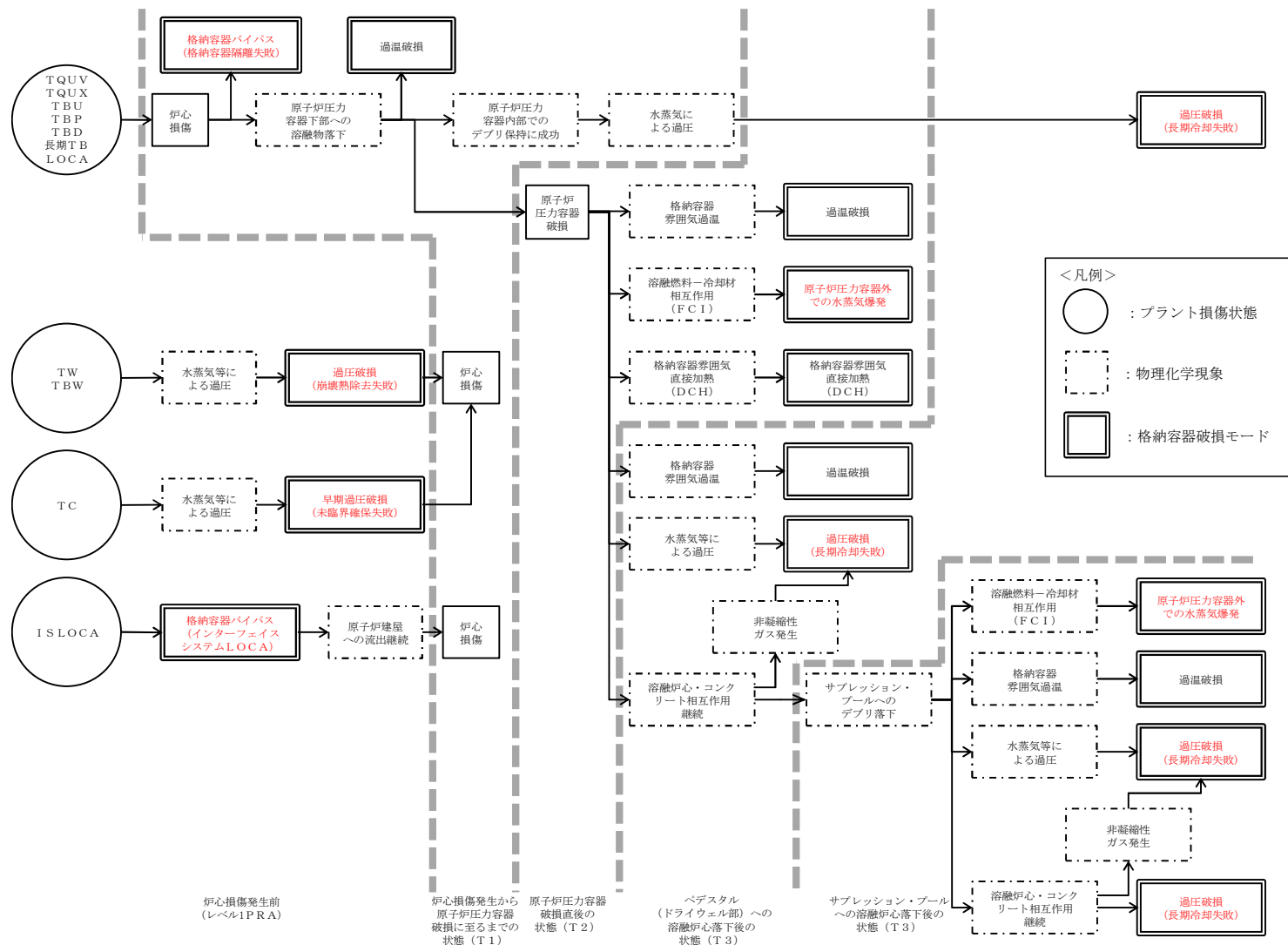
第 4.1.1.1-1 図 格納容器の形状及び溶融デブリの移動経路の概略



事故シーケンス	格納容器 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源の状態	プラント損傷状態
TQUV TQUX TBU TBP TBD 長期TB TC TW TBW AE S1E S2E ISLOCA	炉心損傷後 TQUV TQUX TBU TBP TBD 長期TB AE S1E S2E	高圧 TQUX TBU TBD 長期TB 低圧 TQUV TBP AE S1E S2E	後期 長期TB	電源あり TQUX	長期TB
			早期 TQUX TBU TBD	交流電源なし，直流電源あり TBU	TQUX TBU
				交流電源なし，直流電源なし TBD	TBD
				電源あり TQUV AE S1E S2E	TQUV LOCA (AE, S1E, S2E)
				交流電源なし，直流電源あり TBP	TBP
				電源あり TW	TW
			後期 TW TBW	電源なし TBW	TBW
			早期 TC ISLOCA		TC ISLOCA
	炉心損傷前 TC TW TBW ISLOCA		後期 長期TB	電源あり TQUX	長期TB
			早期 TQUX TBU TBD	交流電源なし，直流電源あり TBU	TQUX TBU
				交流電源なし，直流電源なし TBD	TBD
				電源あり TQUV AE S1E S2E	TQUV LOCA (AE, S1E, S2E)
				交流電源なし，直流電源あり TBP	TBP
				電源あり TW	TW
			後期 TW TBW	電源なし TBW	TBW
			早期 TC ISLOCA		TC ISLOCA

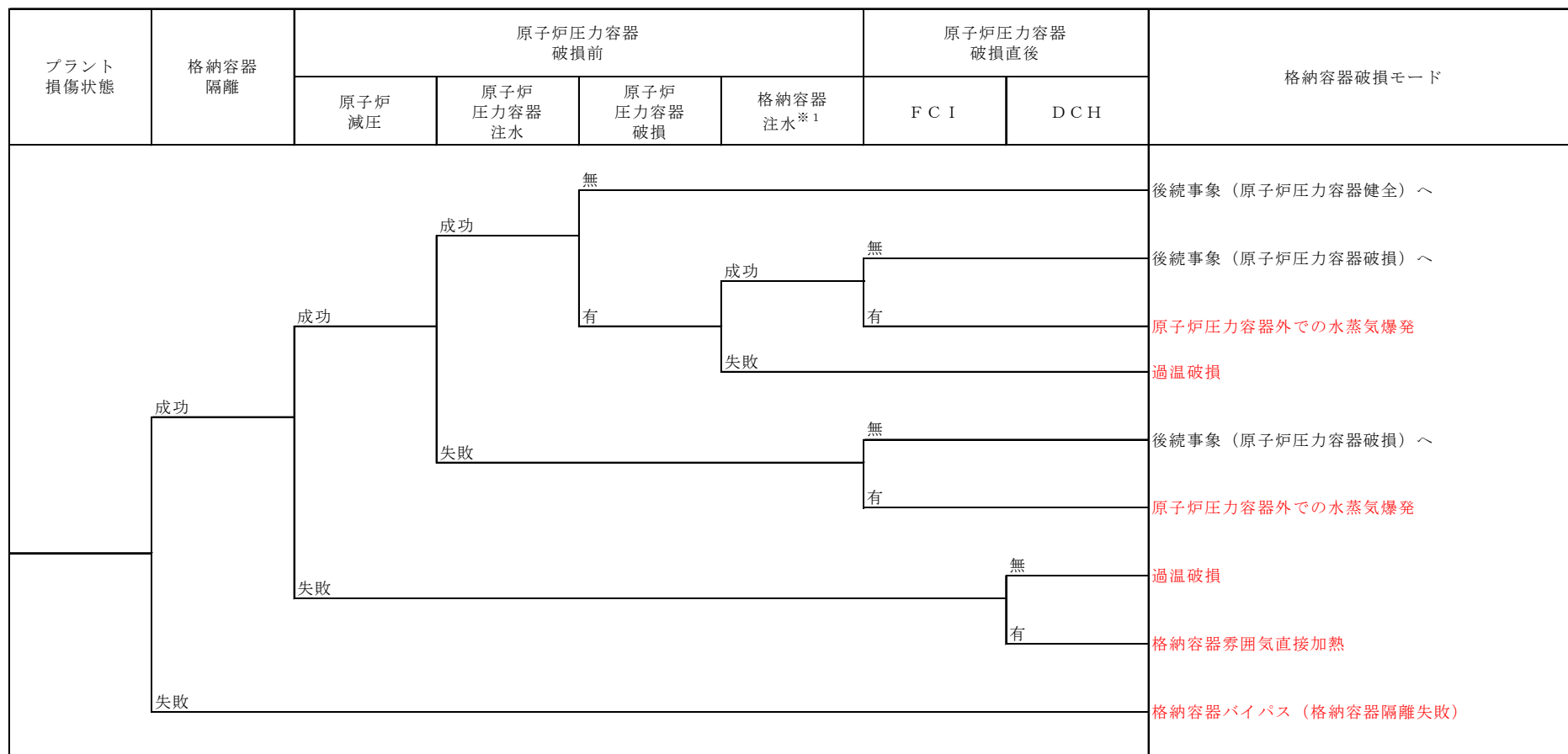
第 4.1.1.2-1 図 プラント損傷状態の分類





第 4.1.1.3-1 図 本プラントのシビアアクシデントで考えられる事故進展





F C I 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

D C H 格納容器雰囲気直接加熱

※1 L O C Aシーケンスは、格納容器注水に失敗した場合、原子炉圧力容器破損前に過温破損に至るため、本ヘディングの成功／失敗を原子炉圧力容器破損前に考慮する。

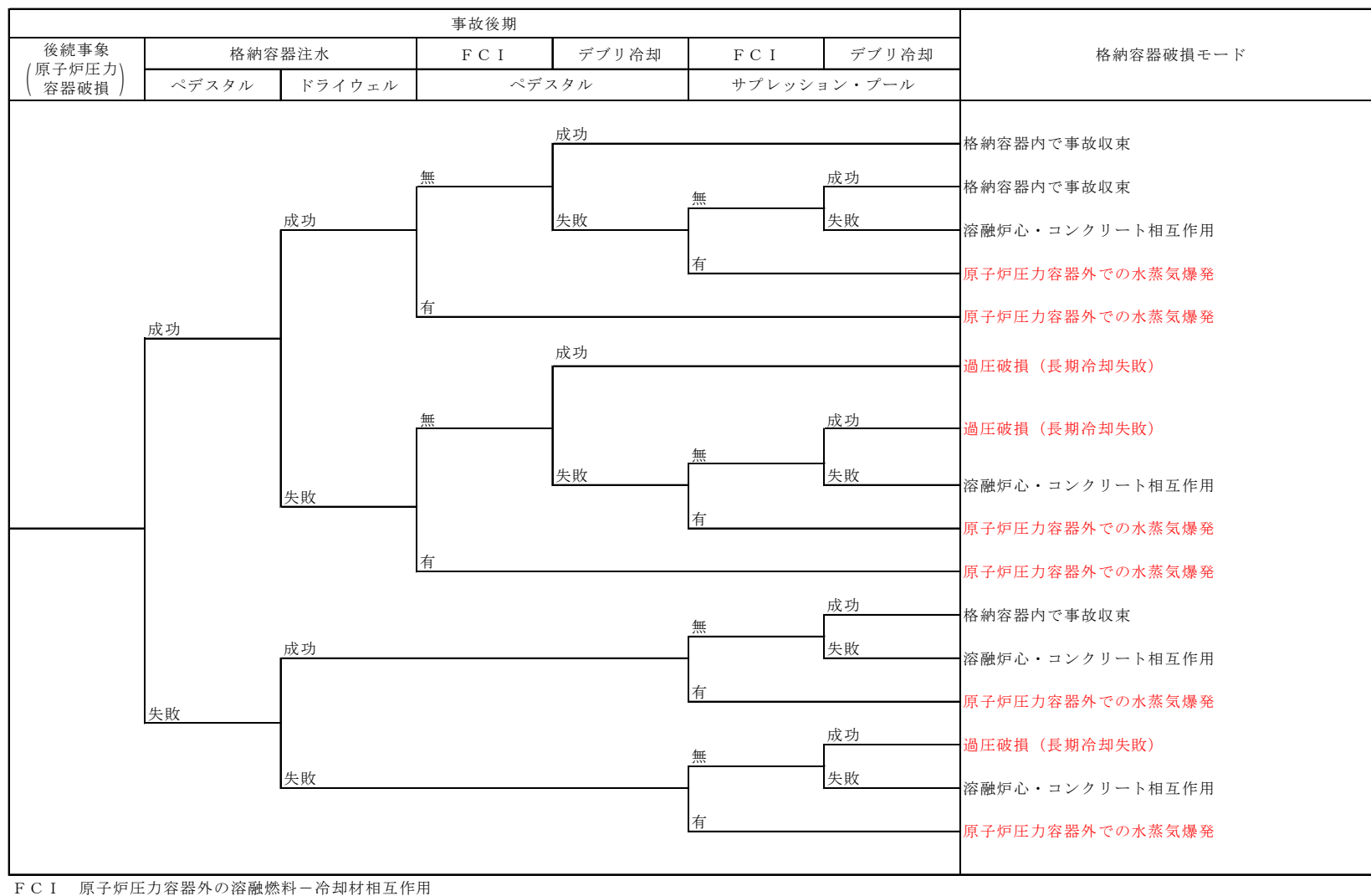
第 4.1.1.4-1 図 格納容器イベントツリー（1／3）



事故後期		格納容器破損モード
後続事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水	
	成功	原子炉圧力容器内で事故収束
	失敗	
		過圧破損（長期冷却失敗）

第 4. 1. 1. 4－1 図 格納容器イベントツリー（2／3）





第 4.1.1.4-1 図 格納容器イベントツリー (3/3)

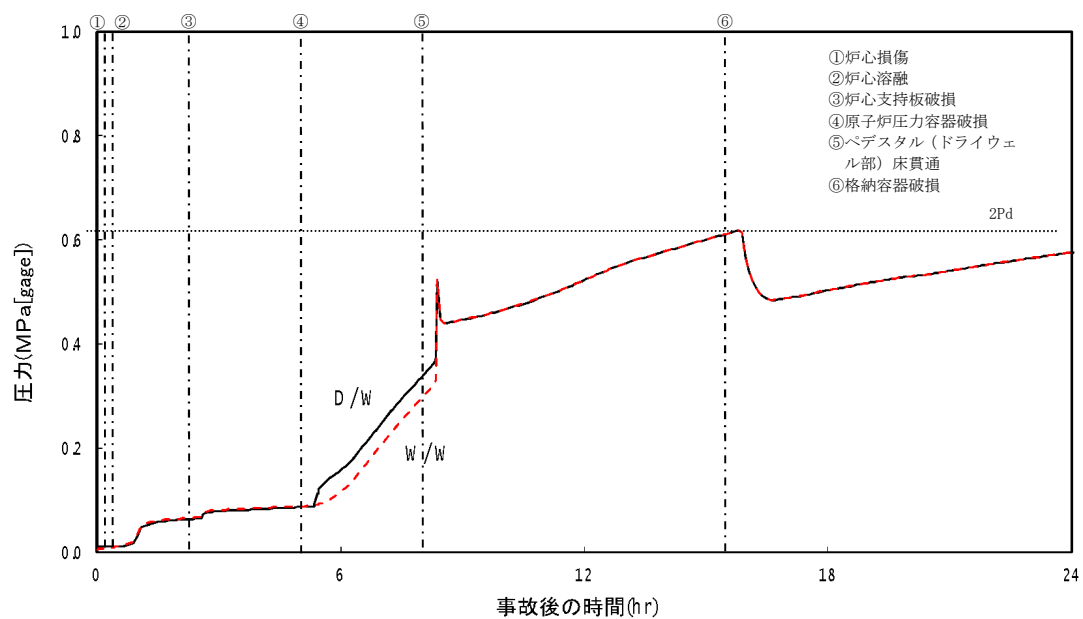


事故シーケンス	格納容器 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	起因事象	事故シーケンス グループ化結果
			後期 長期 T B		長期 T B
		高圧			
	炉心損傷後	T Q U X T B U T B D 長期 T B			T Q U X T B U T B D
	T Q U X T Q U V T B U T B P T B D 長期 T B A E S 1 E S 2 E		早期 T Q U X T B U T B D		
				過渡 T Q U V T B P	T Q U V T B P
		低圧			
T Q U X T Q U V T B U T B P T B D 長期 T B A E S 1 E S 2 E (T C) (T W) (T B W) (I S L O C A)		T Q U V T B P A E S 1 E S 2 E		L O C A A E S 1 E S 2 E	A E S 1 E S 2 E
	炉心損傷前		後期 (T W) (T B W)		(T W) (T B W)
	(T C) (T W) (T B W) (I S L O C A)		早期 (T C) (I S L O C A)		(T C) (I S L O C A)

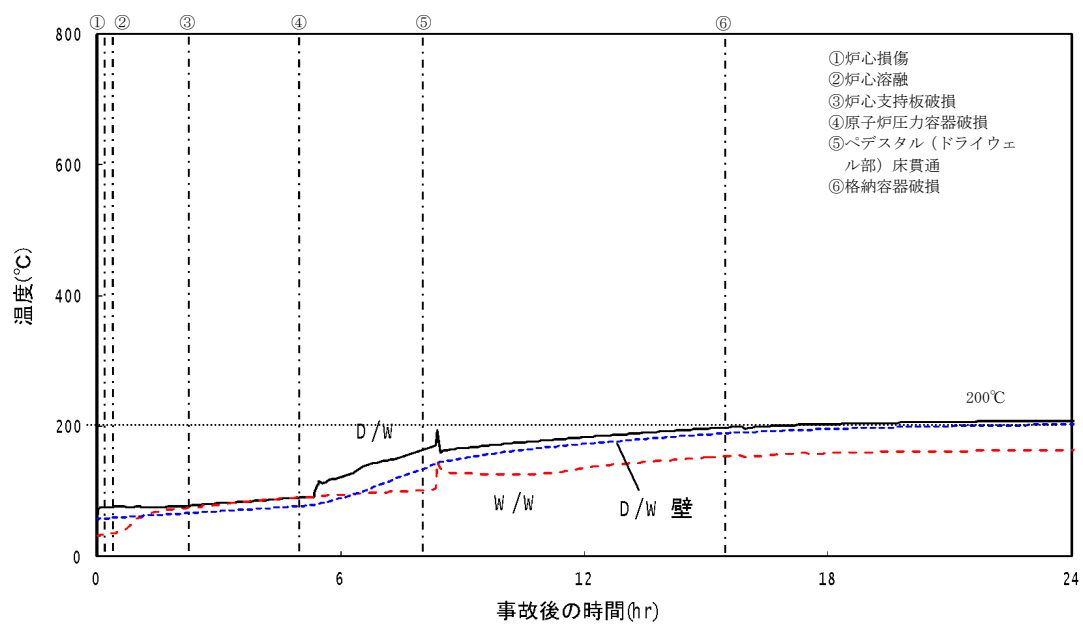
( ) は格納容器先行破損又は格納容器バイパスの事故シーケンスを示す

第 4.1.1.5-1 図 解析対象とする事故シーケンス分類





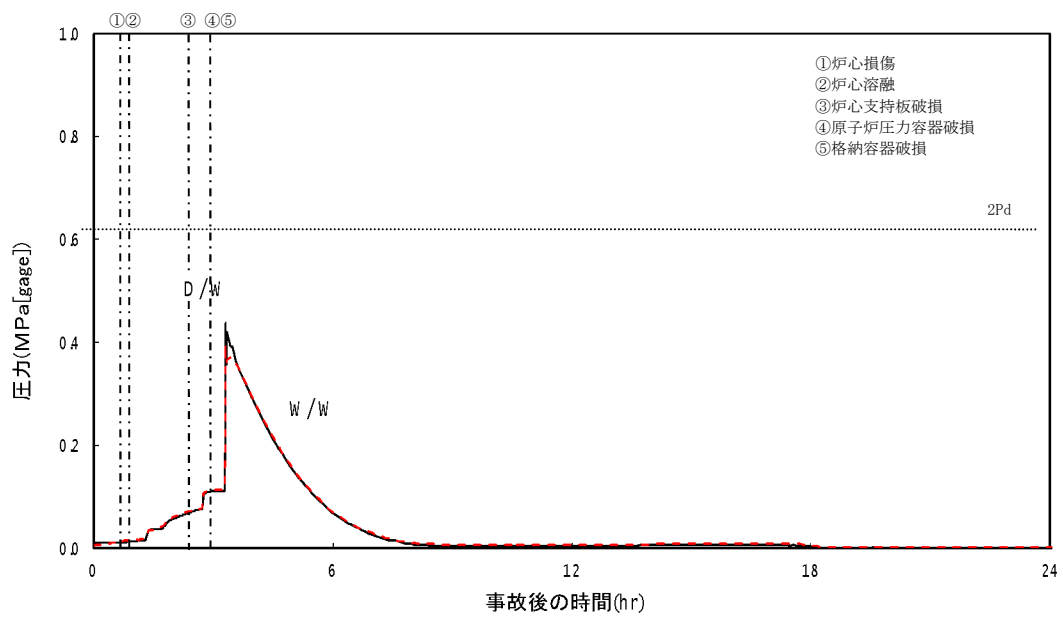
格納容器圧力



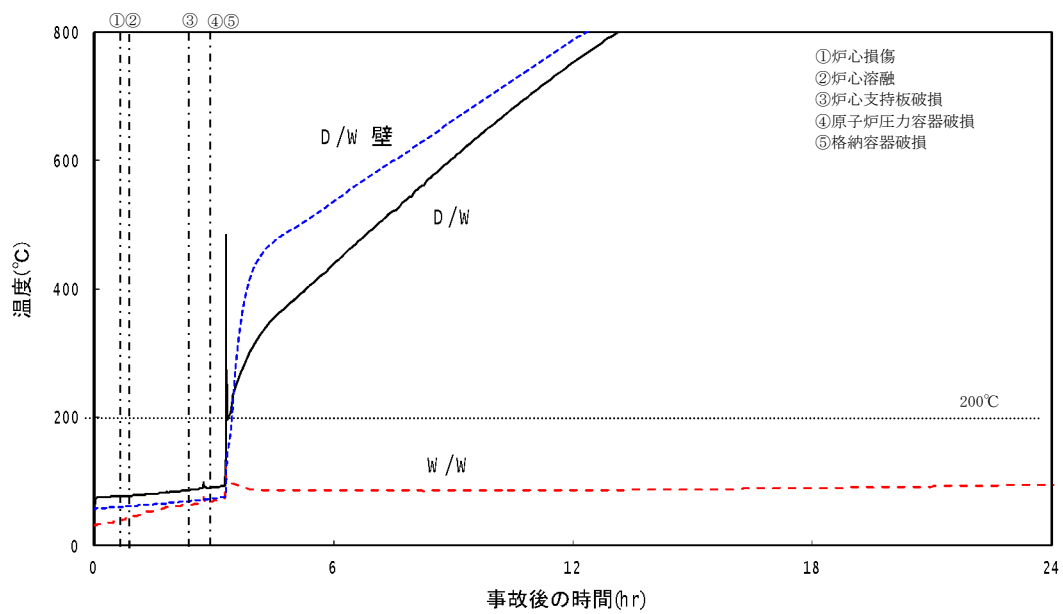
格納容器温度

第 4.1.1.5-2(a) 図 代表事故シーケンスの事故進展（TQUV）





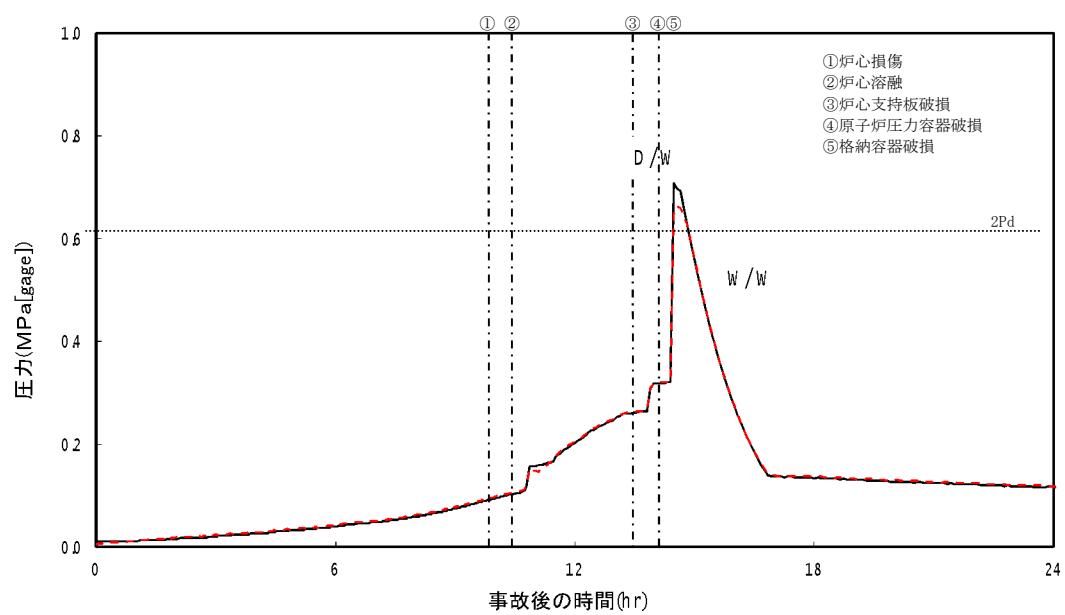
格納容器圧力



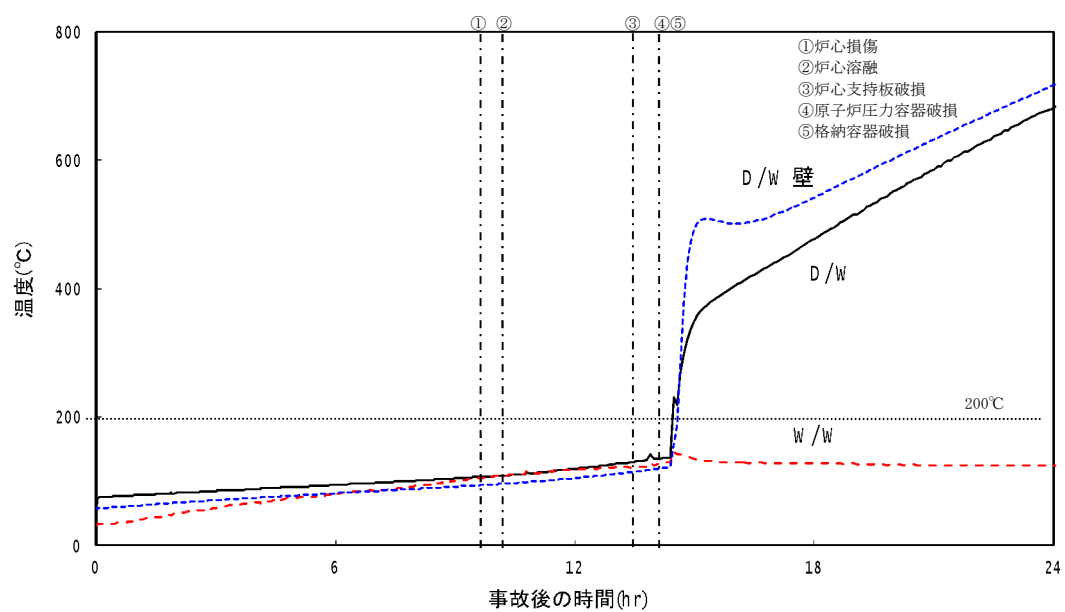
格納容器温度

第 4.1.1.5-2(b) 図 代表事故シーケンスの事故進展 (TQUX)





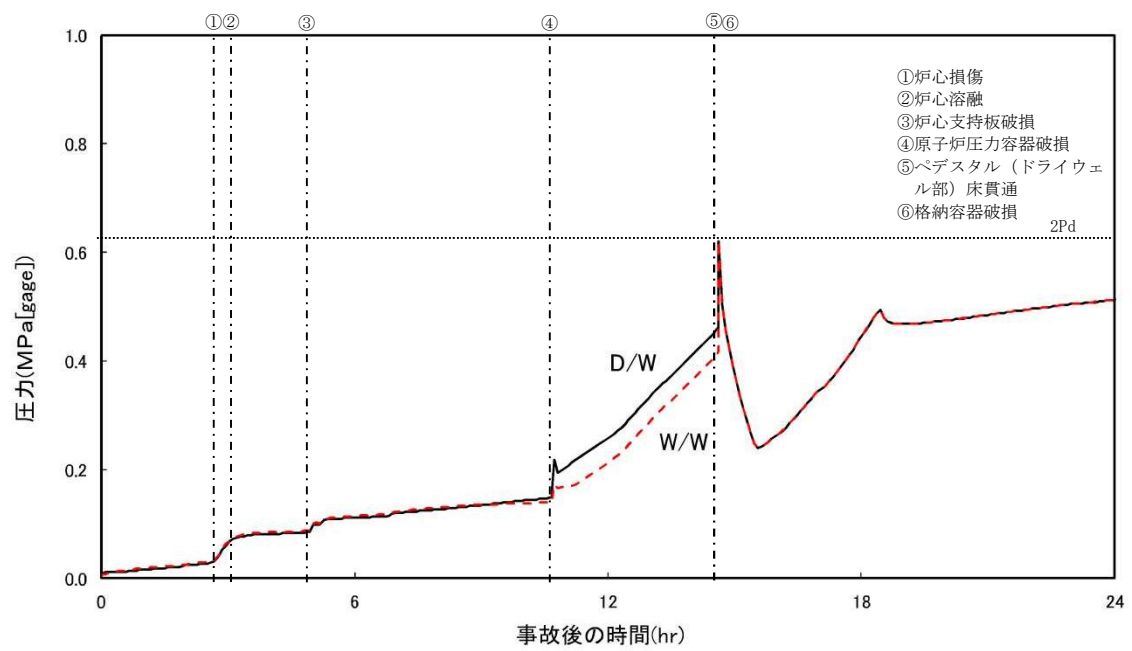
格納容器圧力



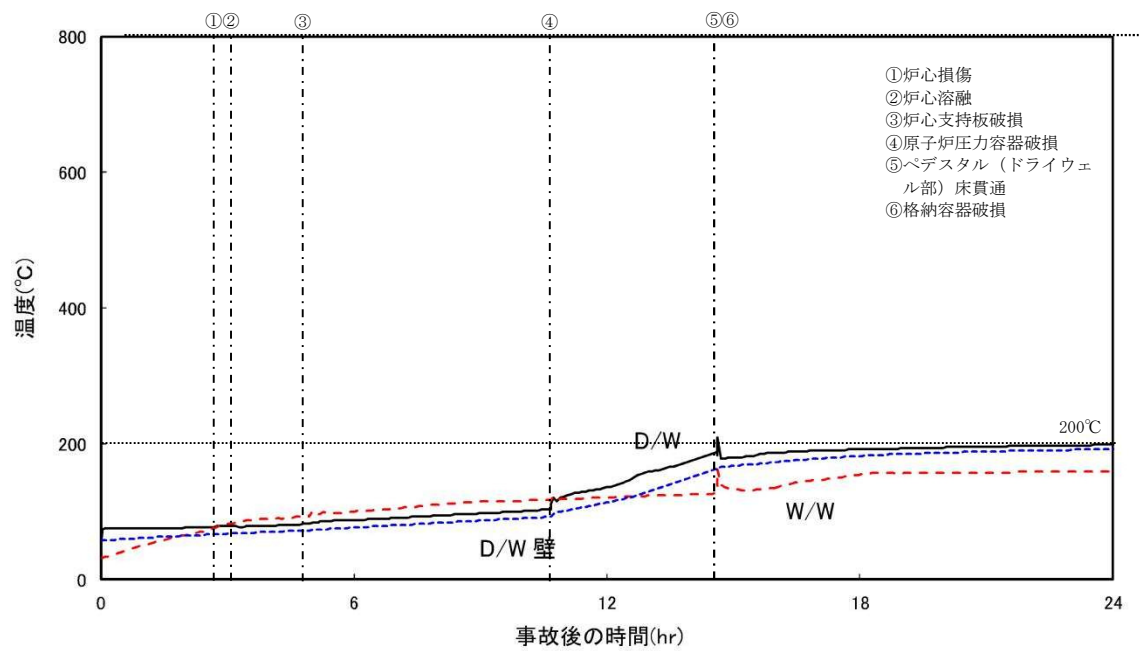
格納容器温度

第 4.1.1.5-2(c) 図 代表事故シーケンスの事故進展（長期 T B）





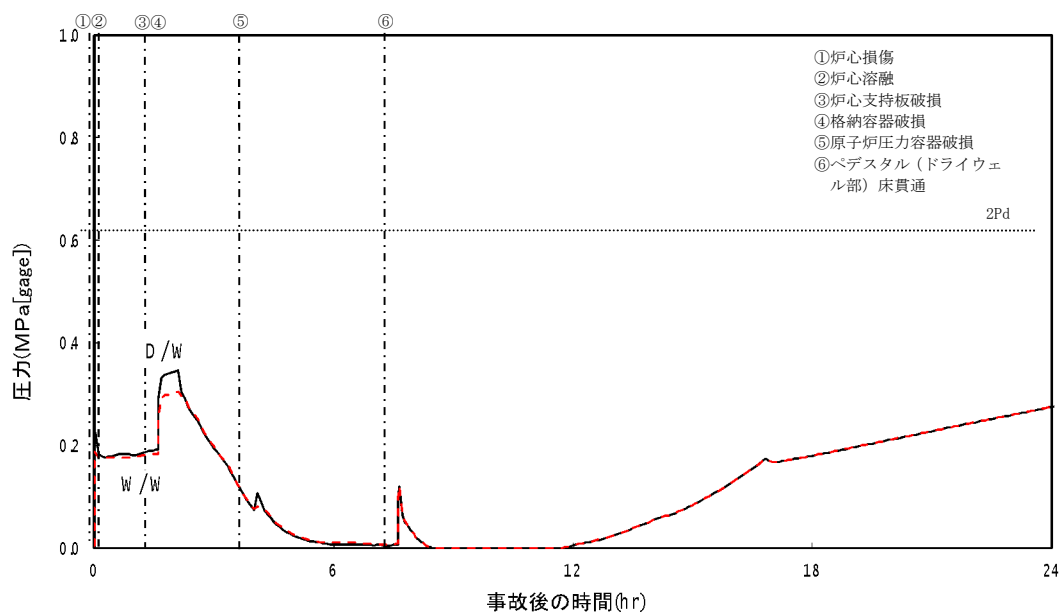
格納容器圧力



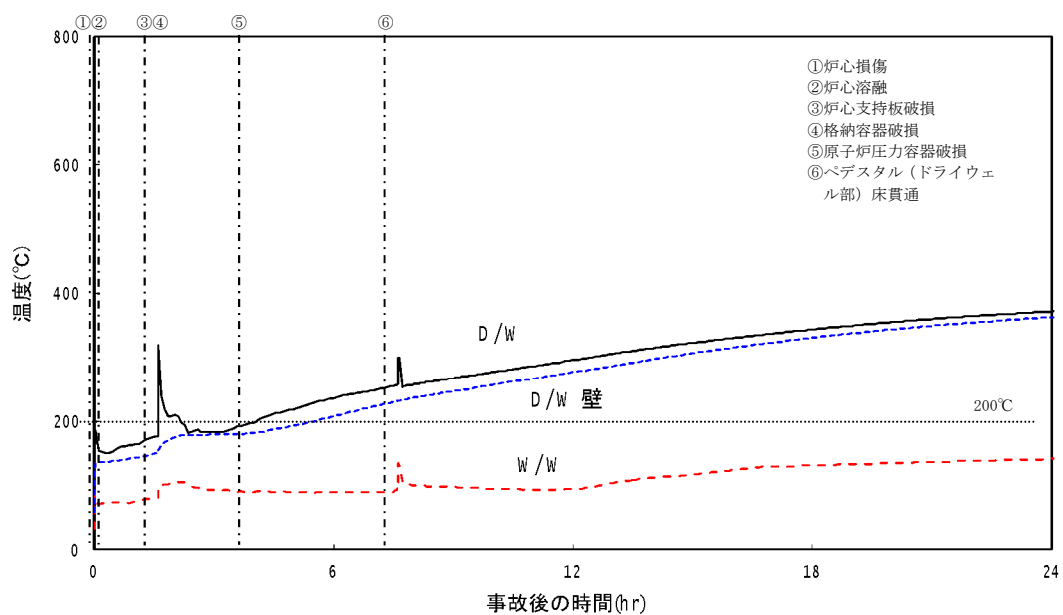
格納容器温度

第 4.1.1.5-2(d) 図 代表事故シーケンスの事故進展 (T B P)





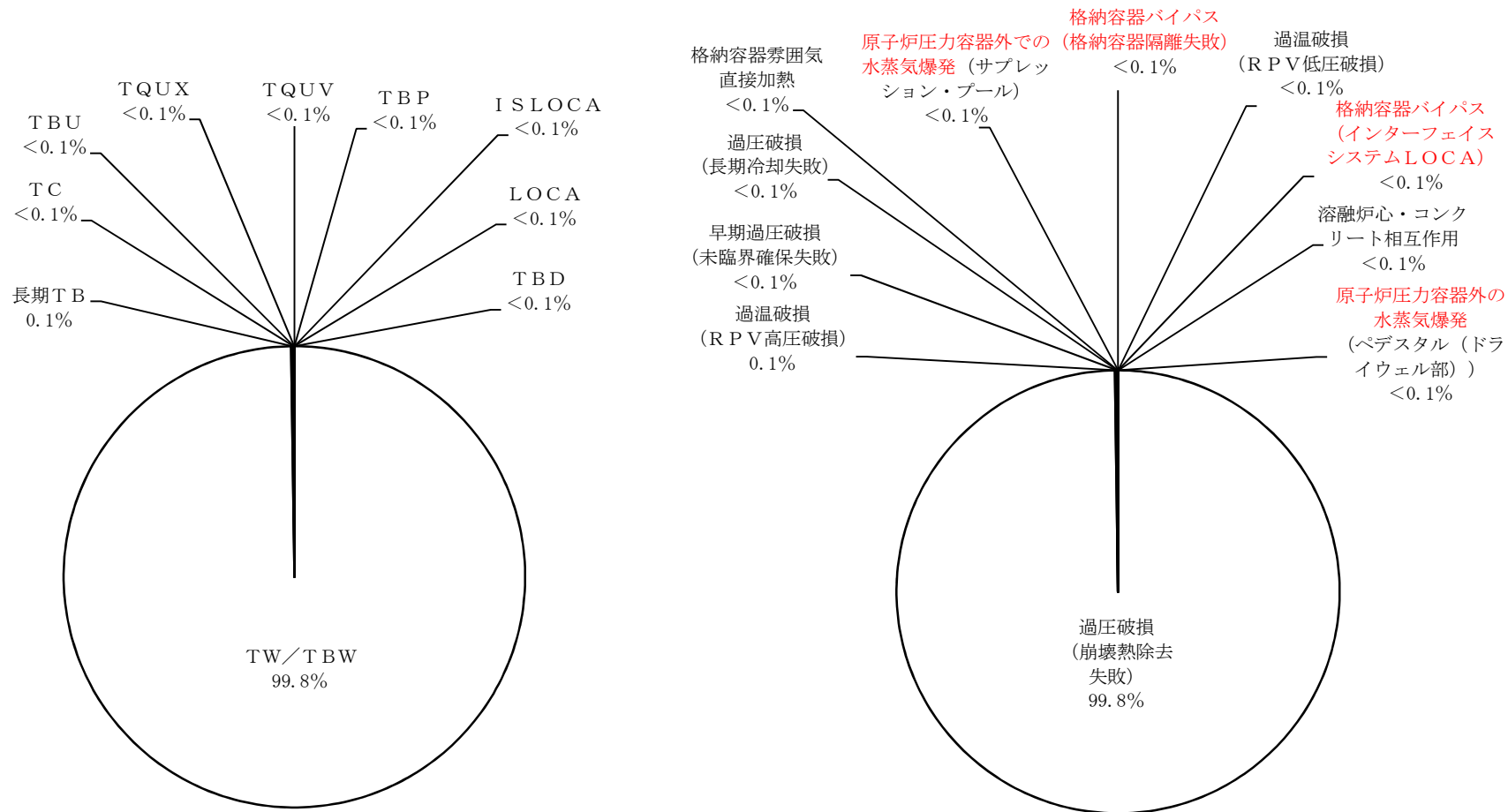
格納容器圧力



格納容器温度

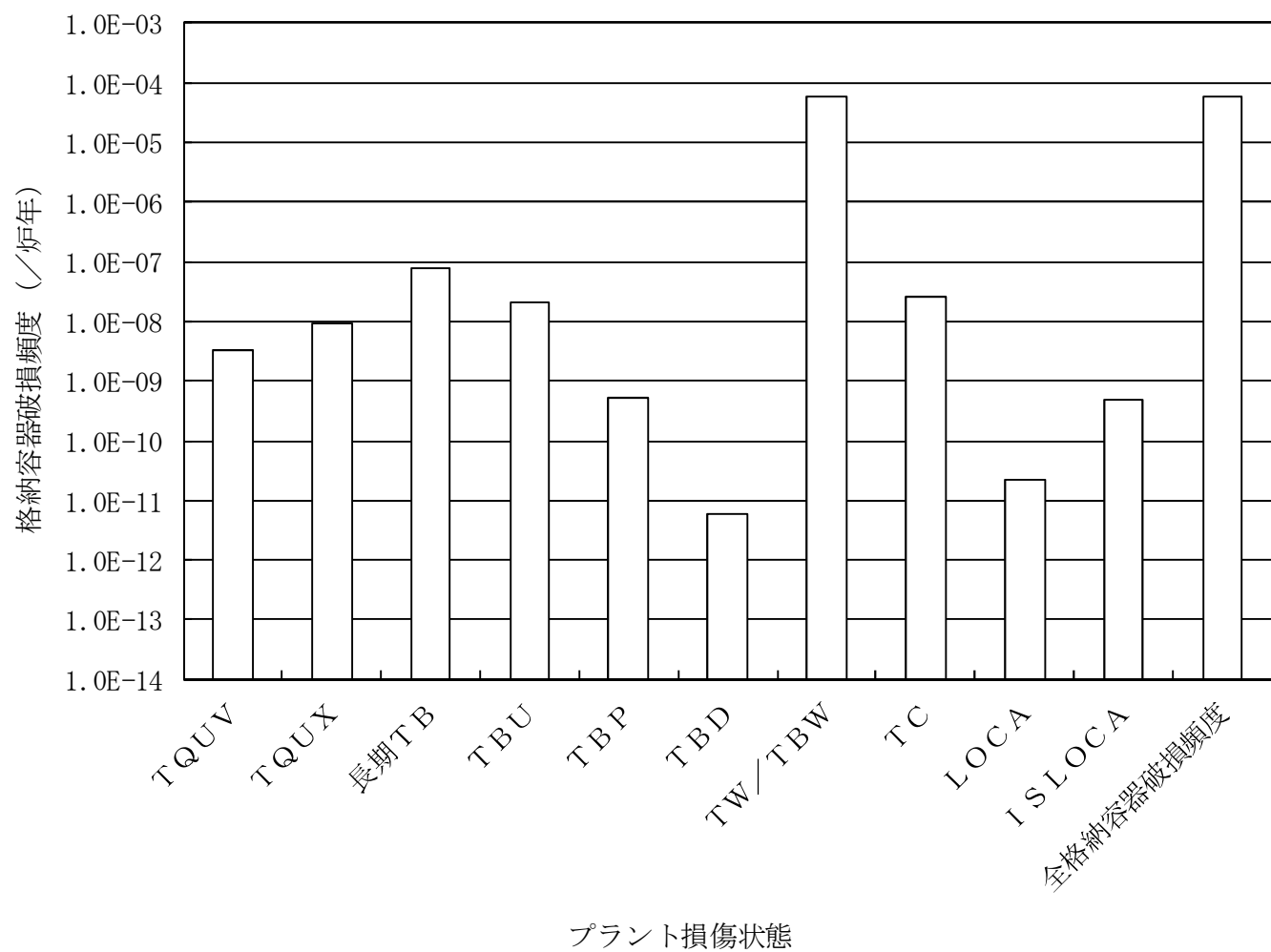
第 4.1.1.5-2(e) 図 代表事故シーケンスの事故進展 (A E)





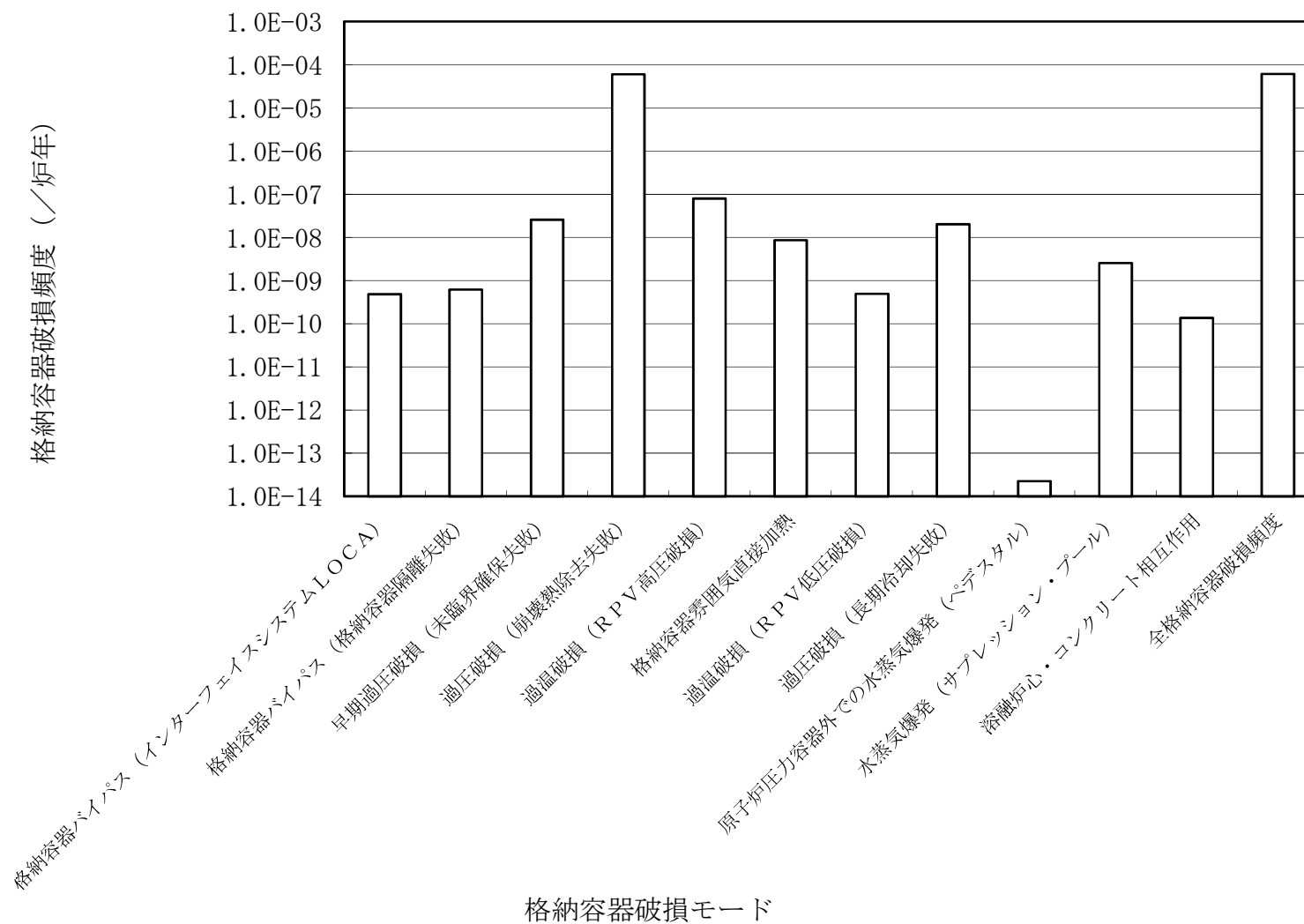
第 4.1.1.6-1 図 プラント損傷状態別及び格納容器破損モード別の格納容器破損頻度寄与割合





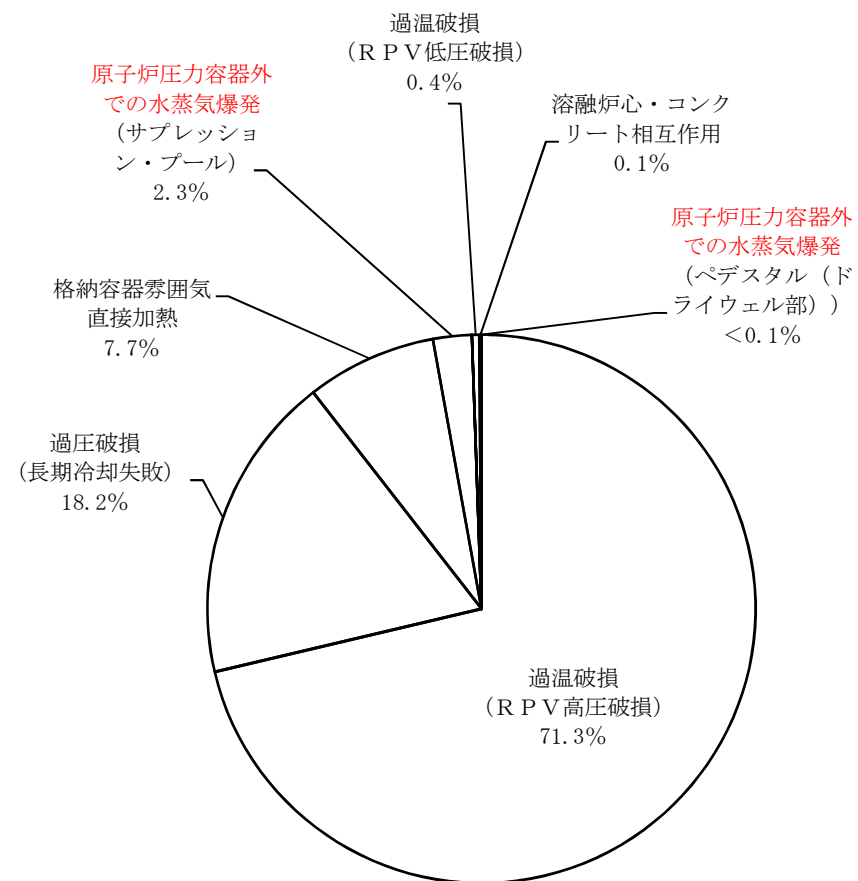
第 4.1.1.6-2 図 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度





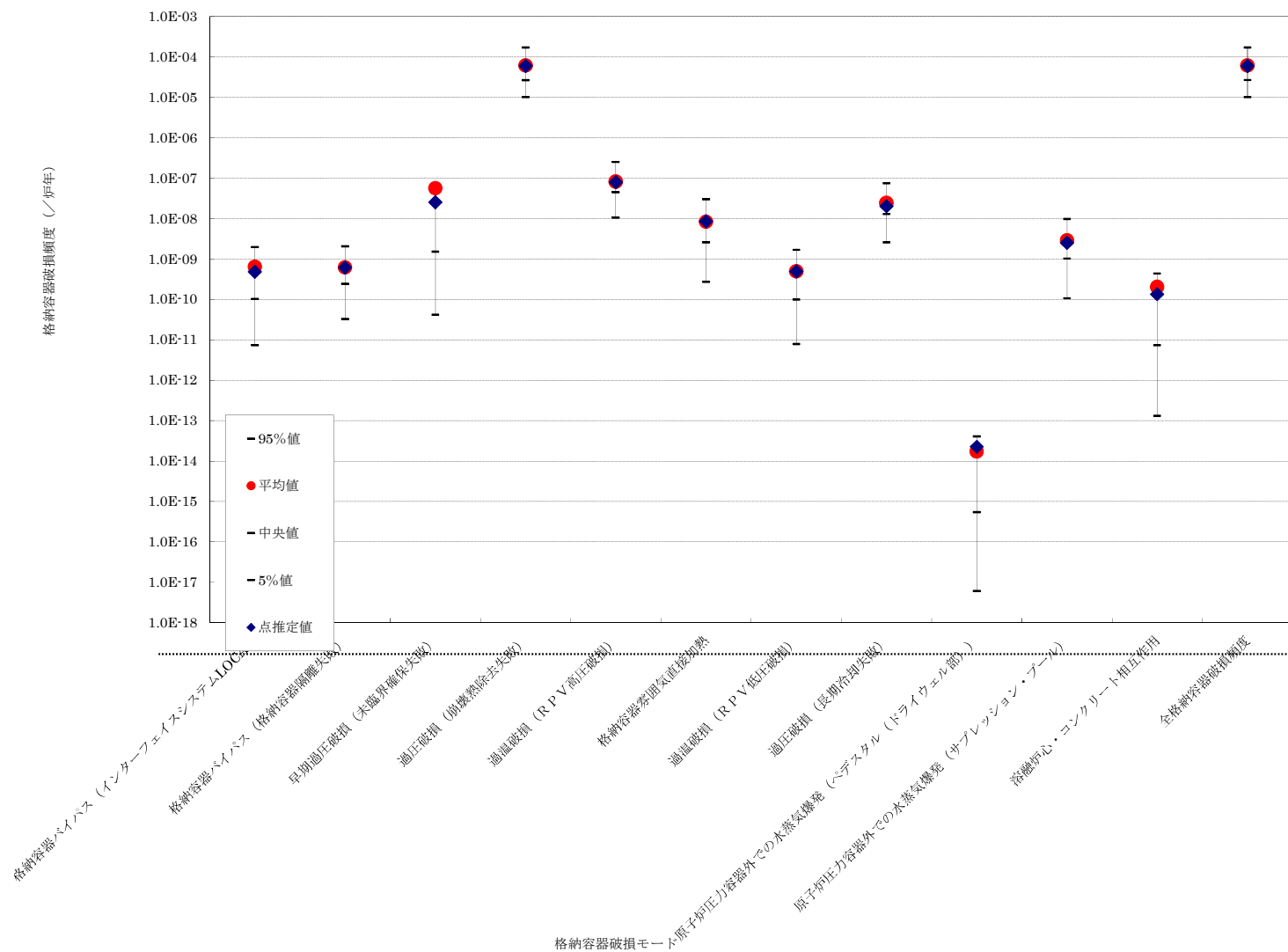
第 4.1.1.6-3 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度





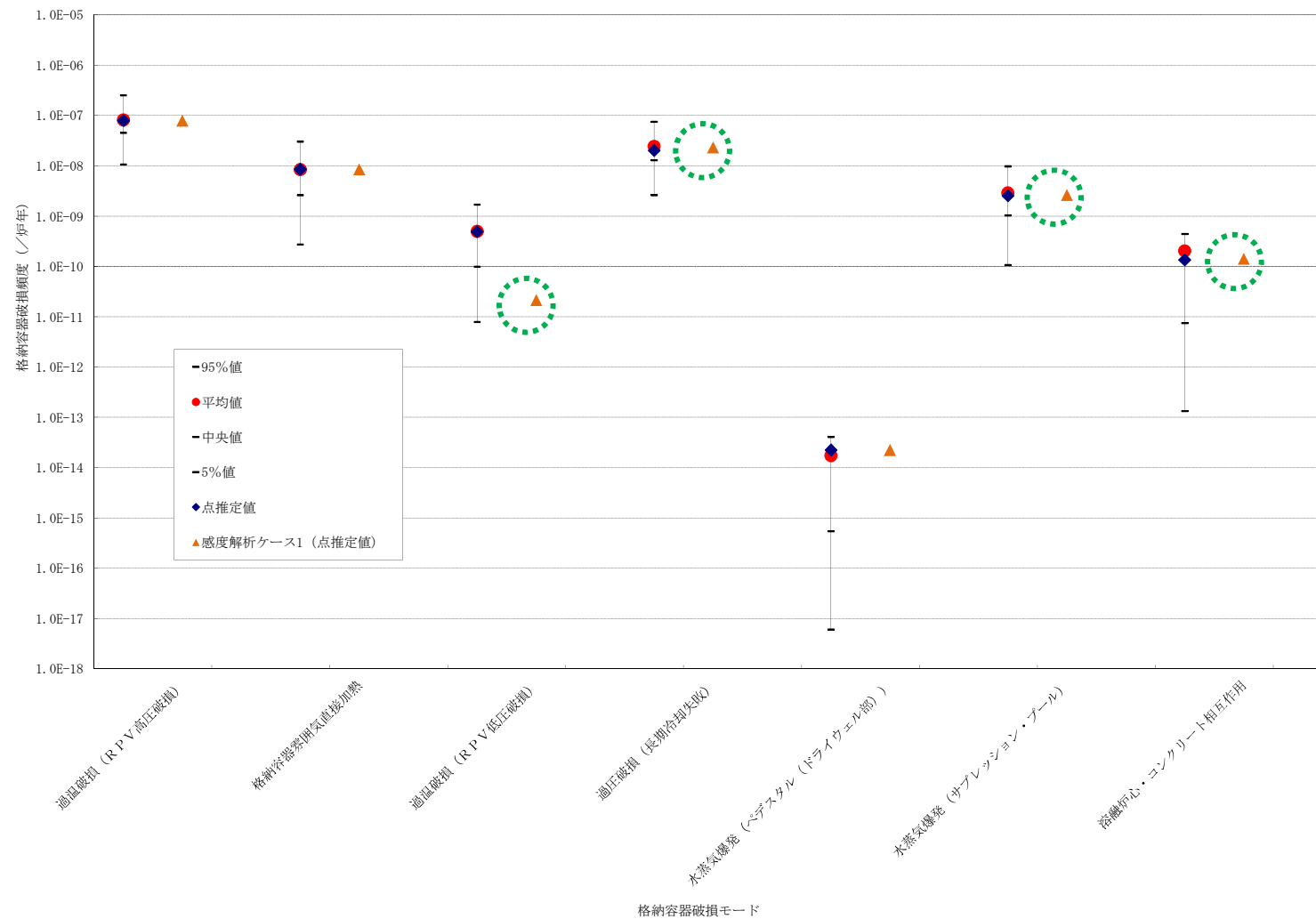
第 4.1.1.6-4 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度寄与割合（格納容器先行破損及び格納容器バイパス除外）





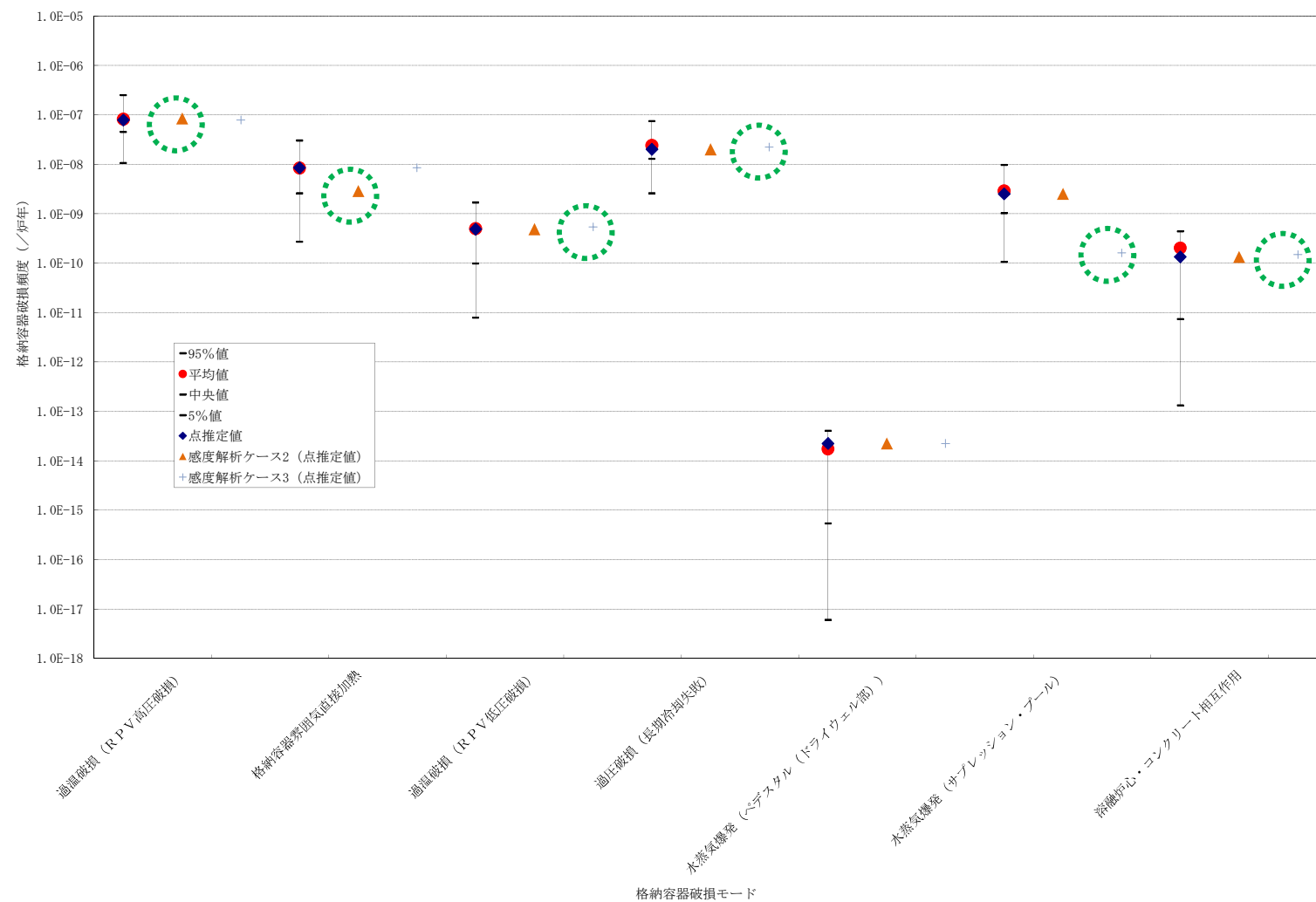
第 4.1.1.7-1 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度（不確実さ解析）





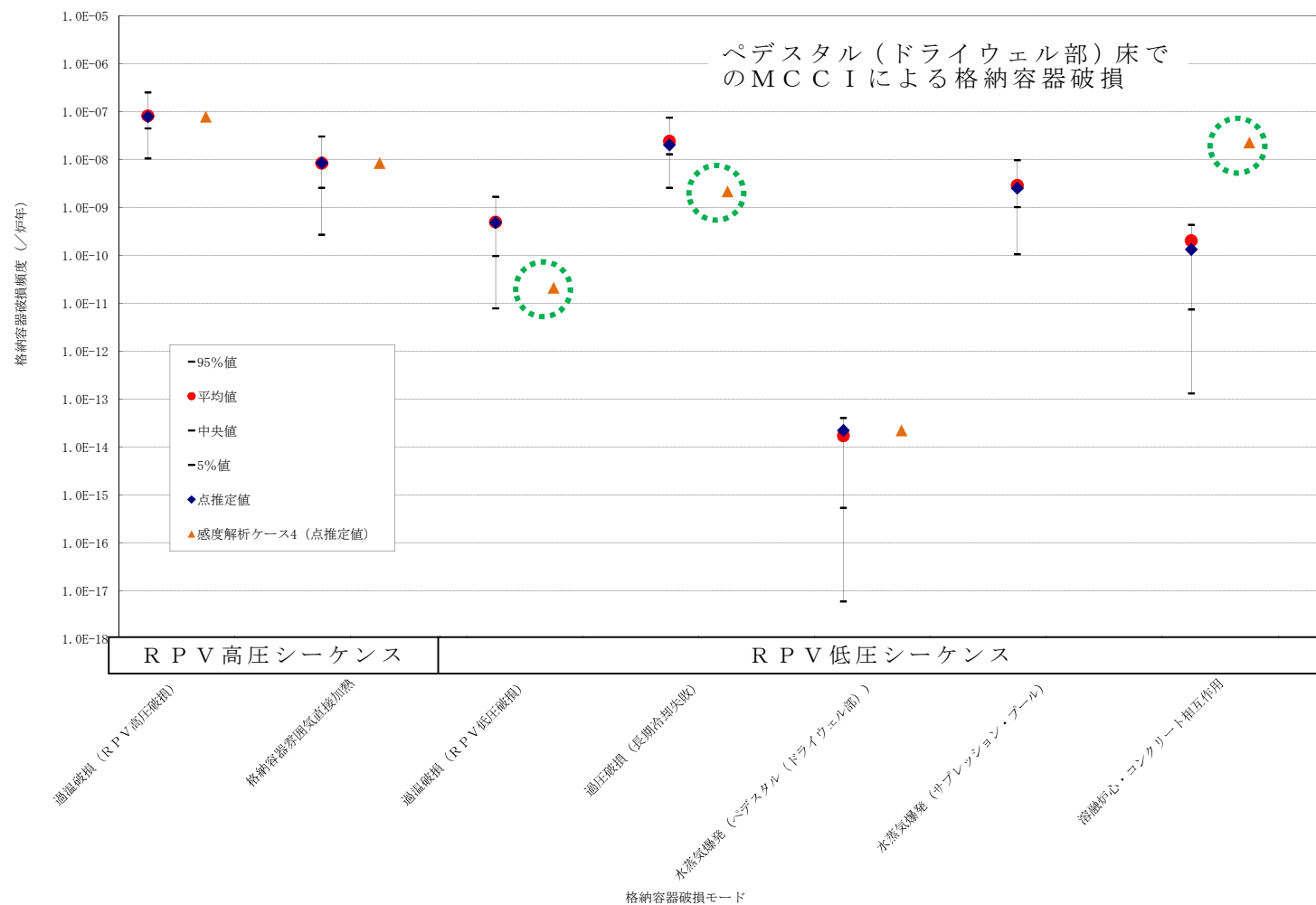
第 4.1.1.7-2 図 モデル上の仮定に係る感度解析結果  
(格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)





第 4.1.1.7-3 図 物理化学現象による CFP に係る感度解析結果  
(格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)





第 4.1.1.8-1 図 M a r k - II 型格納容器の構造上の特徴に係る感度解析結果  
(格納容器先行破損, 格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗を除く)



デブリの移動経路について

原子炉圧力容器破損後にペDESTAL（ドライウエル部）床面に堆積する溶融デブリ体積は100%炉心落下を想定しても約36m<sup>3</sup>であり、ペDESTAL（ドライウエル部）床面積は約[ ]であるため、ペDESTAL（ドライウエル部）床のサンプを考慮しない場合のデブリ高さは約[ ]となる。

ペDESTAL（ドライウエル部）床からペDESTAL（ドライウエル部）開口部までの高さは約[ ]あるため、ドライウエル床に溶融デブリが広がることはない。また、ペDESTAL（ドライウエル部）床のサンプを考慮するとデブリ高さはさらに低くなる。

なお、ペDESTAL（ドライウエル部）注水配管はペDESTAL（ドライウエル部）床面から約[ ]であるため、ペDESTAL（ドライウエル部）注水配管までデブリが到達することはない。

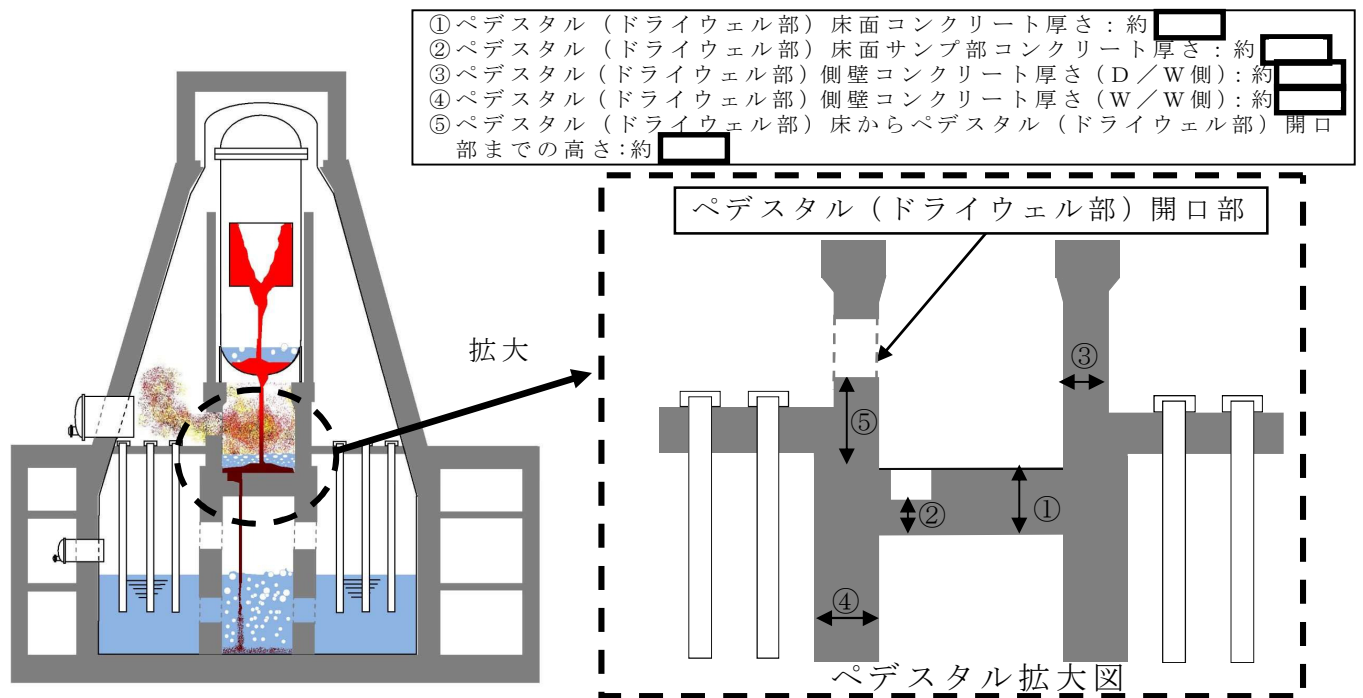


図1 デブリの移動経路



炉心損傷時期を分類する基準について

炉心損傷時期の早期／後期の分類は、事象発生後の原子炉への注水の成功／失敗を考慮したものであり、結果として長期 T B、T W 及び T B W が後期として分類される（図 1）。

事象発生後に注水に成功する長期 T B、T W 及び T B W、事象発生が即ち格納容器の機能喪失（破損）となる I S L O C A、事象発生後速やかに格納容器先行破損に至る T C を除き、他の事故シーケンスは全て注水に失敗するシーケンスであり、おおむね 1 時間前後で炉心損傷に至る。

長期 T B は、全交流動力電源喪失後、R C I C の運転に成功している事故シーケンスである。本 P R A では、蓄電池が 8 時間で枯渇することを想定しているため、その後 R C I C が機能喪失し、炉心損傷に至る。

T W 及び T B W は、電源の確保状態が異なるものの、いずれも原子炉への注水に成功後、格納容器からの除熱機能の喪失により格納容器が先行破損する事故シーケンスである。格納容器が過圧破損に至るのは事象発生後 20 時間以上経過後であり、その後炉心損傷に至る。

以上より、炉心損傷時期の分類に当たっては、事象発生後の原子炉注水に成功している事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失時の R C I C 運転継続に期待できる蓄電池枯渇までの時間を参考に、事象発生後 8 時間以降に炉心損傷に至る事故シーケンスを後期とした。



事故シーケンス	格納容器 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源の状態	プラント損傷状態
TQUV TQUX TBU TBP TBD 長期TB TC TW TBW AE S1E S2E ISLOCA	炉心損傷後 TQUV TQUX TBU TBP TBD 長期TB AE S1E S2E	高圧 TQUX TBU TBD 長期TB  低圧 TQUV TBP AE S1E S2E	後期 長期TB		長期TB
			早期 TQUX TBU TBD	電源あり TQUX	TQUX
				交流電源なし，直流電源あり	TBU
				交流電源なし，直流電源なし	TBD
				電源あり TQUV AE S1E S2E	TQUV LOCA (AE, S1E, S2E)
				交流電源なし，直流電源あり	TBP
				電源あり TW	TW
				電源なし TBW	TBW
	炉心損傷前 TC TW TBW ISLOCA		後期 TW		
			早期 TC ISLOCA		TC ISLOCA

図 1 プラント損傷状態の分類



T B P 及び S 2 E シーケンスのプラント損傷状態について

本 P R A では、炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、T B P（全交流動力電源喪失後の逃がし安全弁再閉鎖失敗及び高圧炉心スプレイ系失敗）及び S 2 E（小破断 L O C A 後の注水失敗）について、いずれも低圧の炉心損傷シーケンスとしている。その考え方を以下に示す。

1. 高圧／低圧シーケンスの分類の考え方

格納容器イベントツリーを展開するためのプラント損傷状態の分類に当たっては、格納容器雰囲気直接加熱の発生の有無の観点から、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力（2MPa[gage]）を判断基準として、高圧／低圧シーケンスを分類した。

2. T B P シーケンス

緩和設備に期待できない場合の T B P シーケンスについて、M A A P による事故進展解析結果を図 1 に示す。

図 1 より、原子炉圧力容器破損時（事故後約 10.7 時間後）の原子炉圧力は 2MPa[gage]以下であるため、低圧シーケンスとして分類した。

なお、レベル 1 P R A のイベントツリーの展開に当たっては、高圧／低圧の分類により期待する緩和操作が異なる（原子炉圧力が約 2MPa[gage]以下で、低圧の注水系により注水可能）ことから、炉心損傷開始時の原子炉圧力により高圧／低圧を分類し、それぞれツリーを展開している。T B P シーケンスでは、炉心損傷開始時（事故後約 2.5 時間後）の原子炉圧力は 2MPa[gage]以下であることから、



低圧状態としてイベントツリーを展開している。

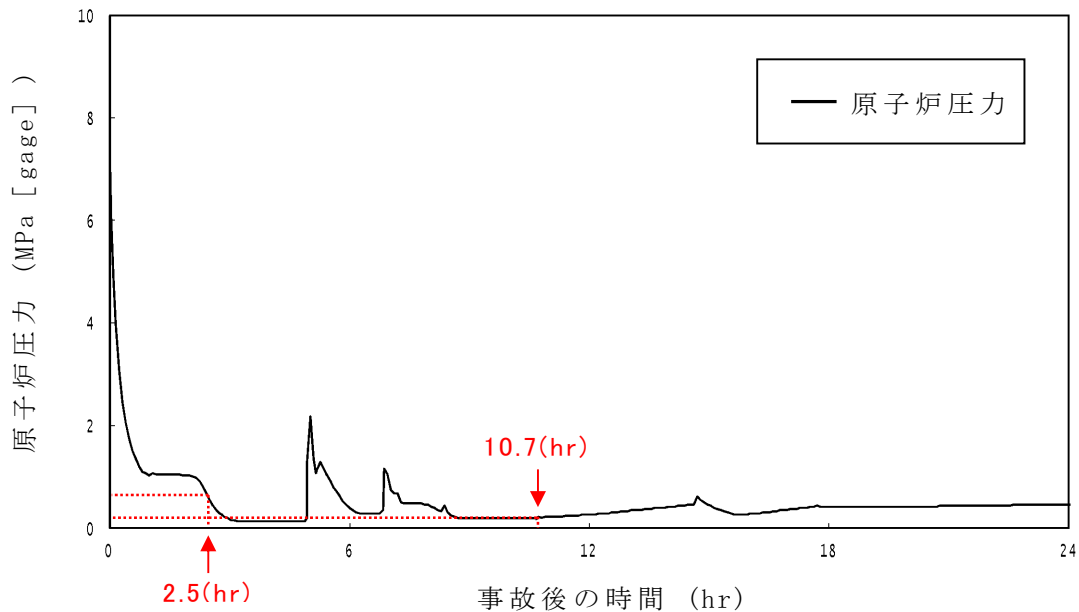


図 1 T B P シーケンスの事故進展解析結果（原子炉圧力）

### 3. S 2 E シーケンス

緩和設備に期待できない（減圧に失敗する）場合の S 2 E シーケンスについて，M A A P による事故進展解析結果を図 2 に示す。

図 2 より，原子炉圧力容器破損時（事故後約 3.3 時間後）の原子炉圧力は 2MPa[gage]以上であり，高圧状態となっている。しかしながら，図 3（「添付資料 3.1.1.4-1 内部事象出力運転時レベル 1 P R A イベントツリー集」の図 10-1）のとおり，小破断 L O C A に対するイベントツリーにおいて，最終状態が S 2 E となる No.19 及び 20 のシーケンスの炉心損傷頻度は以下のとおりであり，低圧シーケンスの炉心損傷頻度が高圧シーケンスに対して 1 桁程度高くなっている。



- ・原子炉減圧に成功して低圧シーケンスとなる No.19 シーケンス：  
炉心損傷頻度は  $1.4 \times 10^{-13}$ （／炉年）

- ・原子炉減圧に失敗して高圧シーケンスとなる No.20 シーケンス：  
炉心損傷頻度は  $2.2 \times 10^{-14}$ （／炉年）

このように，S 2 E シーケンスは，炉心損傷頻度に対して低圧シーケンスが支配的であるため，低圧シーケンスとして分類した。

なお，S 2 E シーケンスでは，炉心損傷開始時（事故後約 0.7 時間後）の原子炉圧力は 2MPa[gage]以上であり，高圧状態となっていることから，レベル 1 P R A のイベントツリーの展開に当たっては，原子炉減圧系に期待し，高圧／低圧を分類している。

S 2 E シーケンスと同様に，S 1 E シーケンスについても，中破断 L O C A に対するイベントツリーにおいて低圧シーケンスの炉心損傷頻度が高圧シーケンスに対して数倍程度高く支配的であるため，低圧シーケンスとして分類した。

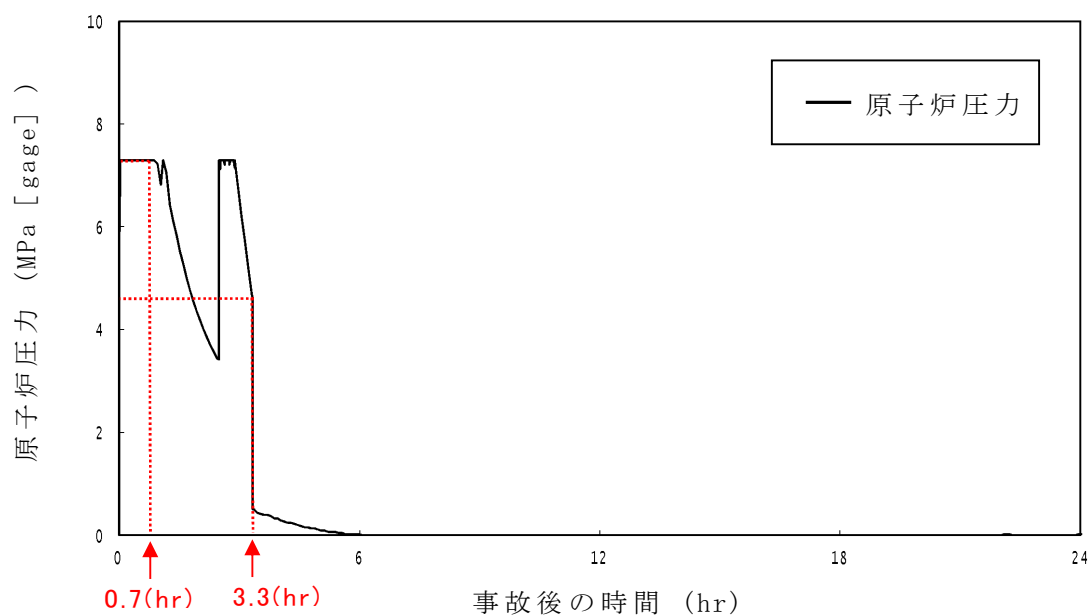


図 2 S 2 E シーケンスの事故進展解析結果（原子炉圧力）



小破断 LOCA	メンテナンス	スクラム系	HPCS	RCIC	原子炉減 圧系	LPCI-A	LPCS	LPCI-B	LPCI-C	RHR-A	RHR-B	No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
S2	MN	C	UH	UR	X	VA	VS	VB	VC	WA	WB			
												1	-	3.0E-04
												2	-	6.8E-07
												3	TW	4.5E-08
												4	-	8.9E-07
												5	-	2.0E-09
												6	TW	1.3E-10
												7	-	5.7E-09
												8	-	1.3E-11
												9	TW	6.3E-13
												10	-	1.2E-11
												11	-	2.8E-14
												12	TW	6.2E-14
												13	-	2.4E-14
												14	-	5.4E-17
												15	TW	2.5E-15
												16	-	5.1E-17
												17	-	1.2E-19
												18	TW	7.3E-15
												19	S2E	1.4E-13
												20	S2E	2.2E-14
												21	-	3.0E-24
												22	-	2.5E-09
													合計値	4.5E-08

図 3 小破断 L O C A に対するイベントツリー



炉内熔融燃料－冷却材相互作用（F C I）に関する知見の整理

熔融燃料－冷却材相互作用（以下「F C I」という。）は、高温のデブリと水が接触して生じる水蒸気爆発によって、格納容器健全性が脅かされる現象である。F C I は原子炉圧力容器内又は原子炉圧力容器外で発生する可能性があるが、原子炉圧力容器内における水蒸気爆発は、BWR 体系では、下部プレナム内の冷却水は飽和状態であるとともに多数の制御棒駆動機構の構造物が存在するため、トリガリング（粗混合状態から発生した膜沸騰が破壊され微粒子化、衝撃波が伝播）が制約されることで、水蒸気爆発は発生しないと考えられる。

ここでは、これまでに国内外で実施された F C I に関する試験の結果等を整理した。

#### 1. 炉内 F C I において想定される現象の概要

炉内 F C I による格納容器破損は  $\alpha$  モード破損と呼ばれ、これまでに多くの現象論の研究、試験が行われてきた。この現象は、熔融炉心が下部プレナム内の残存水中に落下し、高温の熔融炉心と冷却材が接触することで水蒸気爆発が発生する。このときの発生したエネルギーにより、水塊が原子炉圧力容器上部に衝突し、さらに原子炉圧力容器ヘッド部が破損し格納容器に衝突して破損に至るモードである。炉内 F C I は、以下のようなメカニズムであると考えられている。

- a. 炉内の冷却材が喪失し、炉心が熔融してその熔融炉心が下部プレナム残存水に落下する。水と接触した熔融炉心は、その界面の不安定性により、熔融炉心の一部若しくは大部分が分裂し、



膜沸騰を伴う水との混合状態となる（粗混合）。さらに、自発的若しくは外部からの圧力パルスにより、膜沸騰が不安定化し（トリガリング）、二液が直接接触する。

b. 下部プレナムにおける二液の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・熔融炉心の微細化により、さらに液体同士の接触を促進し（伝播）、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。

c. 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域（元々は粗混合領域）の膨張により運動エネルギーが発生し、上部ヘッドを破壊する。この結果、上部ヘッドはミサイルとなって格納容器に衝突する。

## 2. 過去の知見の整理

### a. F A R O 試験<sup>[1]</sup>

F A R O 試験は、イタリアの J R C（Joint Research Centre）のイスプラ研究所で実施された、原子炉圧力容器内での F C I を調べることを主な目的として実施された試験である。多くの試験は高圧・飽和水条件で実施されているが、原子炉圧力容器外を対象とした低圧・サブクール水条件の実験も実施されている。

試験装置の概要図を図 2-1 に示す。また、試験条件及び結果の一覧を表 2-1 に示す。

試験は、酸化物コリウム（80wt%  $UO_2$  + 20wt%  $ZrO_2$ ）及び金属コリウム（77wt%  $UO_2$  + 19wt%  $ZrO_2$  + 4wt%  $Zr$ ）を用いて実施された。F A R O 試験で得られた主な知見は以下のとおりである。



- ・ 高圧・飽和水試験，低圧・サブクール試験のいずれにおいても水蒸気爆発は発生していない。
- ・ 高圧・飽和水の酸化物コリウム試験の場合は一部が粒子化し，一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水コリウムに金属 Z r 成分を含んだ試験及び低圧・サブクール試験では全てのコリウムは粒子化した。
- ・ 粒子の質量中央径は比較的大きかったが，試験条件（初期圧力，水深，コリウム落下速度，サブクール度）に依存していない。

#### b. K R O T O S 試験<sup>[1]</sup>

K R O T O S 試験は，F A R O プログラムの一部としてイスプラ研究所で実施された試験である。F A R O 試験に比べて小規模ではあるが，低圧・サブクール水を主として試験を実施していることに特徴がある。

実験装置の概要図を図 2-2 に示す。また，試験条件及び結果の一覧を表 2-2 に示す。

試験では，模擬コリウムとしてアルミナ又は  $UO_2$  混合物（80wt%  $UO_2$  + 20wt%  $ZrO_2$ ）を用いた試験を実施している。また，外部トリガリング装置によりトリガリングを与えることで，水蒸気爆発を誘発させる実験も実施されている。K R O T O S 試験により得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・ アルミナを用いた試験では，圧力が 0.1～0.37MPa の範囲でサブクール水の場合は，外部トリガリング無しで水蒸気爆発が発生した。また，飽和水の場合には外部トリガリング無しでは水蒸気爆発は発生しなかったが，外部トリガリングを与えた場合には水蒸気爆発が発生した。



- ・  $\text{UO}_2$  混合物を用いた試験では、圧力 0.1～0.2MPa、サブクール度 4～102K の範囲で、外部トリガリング無しでは水蒸気爆発は発生せず、外部トリガリングを与えた場合でも大規模な水蒸気爆発は発生しなかった。
- ・ 粗混合時において、 $\text{UO}_2$  混合物はアルミナに比べて粒子径が小さいため、粒子化後の表面積が大きくなることでプールが高ボイドとなり、トリガリングの伝播を阻害した可能性がある。
- ・  $\text{UO}_2$  混合物試験の方が一般的に熔融物の過熱度が小さく、また、ブレイクアップ後の粒径も小さい。 $\text{UO}_2$  混合物粒子表面が水と接触した直後に表面が固化した可能性があり、これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。
- ・  $\text{UO}_2$  混合物試験では、水素の発生により粗混合時の蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。

#### c. COTEL S 計画<sup>[1]</sup>

COTEL S 計画は、(財)原子力発電技術機構が実施した試験であり、原子炉圧力容器外のデブリ冷却特性を調べることを目的として実施された試験である。

試験装置の概要図を図 2-3 に示す。また、試験条件及び結果の一覧を表 2-3 に示す。

試験では、シビアアクシデント時の熔融コリウム成分を模擬するため、原子炉圧力容器下部ヘッド内の構造物の成分を考慮した模擬熔融物 (55wt%  $\text{UO}_2$  + 25wt%  $\text{Zr}$  + 5wt%  $\text{ZrO}_2$  + 15wt%  $\text{SUS}$ ) を用いている。COTEL S 計画で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・ サブクール度が大きいケースも含め、全ての試験で水蒸気爆発



は発生しなかった。

- ・落下直後の圧力上昇は，コリウム落下速度に最も大きな影響を受け，コリウム落下速度が大きいほど圧力上昇速度及び圧力上昇量が大きい。また，プール水深が深くなるほど，水蒸気爆発が生じていないため，プールのサブクール度が大きくなるほど初期圧力上昇量は小さくなる。
- ・プールに落下した熔融コリウムは，40cm の水深においても，約 90% 以上がプール水中で粒子化した。
- ・粒子径は，コリウム落下速度の大きいケースを除いて，質量中央径で 6mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。

#### d. A L P H A 実験<sup>[1]</sup>

A L P H A 実験は，旧日本原子力研究所で実施された実験であり，シビアアクシデント時の格納容器内の諸現象を明らかにし，格納容器の耐性やアクシデントマネジメント策の有効性を評価することを目的として実施された。

試験装置の概要図を図 2-4 に示す。また，試験条件及び結果の一覧を表 2-4 に示す。

テルミット反応により生成した酸化アルミニウムと鉄からなる高温熔融物，又は高周波誘導加熱により生成した熔融ステンレス鋼を，模擬格納容器内に設置した冷却水プールに落下させる実験を実施することにより，水蒸気爆発の発生及び規模に及ぼす種々のパラメータの影響を明らかにするとともに，発生圧力，微細化粒子径，衝撃波伝播速度，エネルギー変換効率等，水蒸気爆発に関連する特性を把握することを目的としている。A L P H A 実験



で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に、水蒸気爆発の発生が抑制される。
- ・熔融ステンレス鋼を用いた実験では、冷却水のサブクール度が大きい条件においても水蒸気爆発は発生しなかった。
- ・熔融物分散板を用いた実験では、水蒸気爆発の発生及び規模が抑制される場合と水蒸気爆発の規模が増大する場合の両方が観測された。この結果は、熔融物と冷却水との粗混合状態が、その後の熔融炉心と冷却水の相互作用の進展に大きな影響を及ぼすことを示唆するものである。

#### e. T R O I 試験<sup>[2]</sup>

T R O I 試験は、韓国原子力研究所（K A E R I）で 2001 年から実施された試験であり、2007 年から 2012 年までは、K R O T O S 試験とともに、O E C D / N E A の S E R E N A プロジェクトとして実施された試験である。

試験装置の概要図を図 2-5 に示す。また、試験条件及び結果の一覧を表 2-5 に示す。

Z r O<sub>2</sub>を用いた試験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した試験がある。一方、U O<sub>2</sub> - Z r O<sub>2</sub>の混合物を用いた試験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深及び混合物量等の様々な条件により試験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。T R O I 試験で得られた主な知見は以下のとおりである。



- ・自発的な水蒸気爆発が生じた試験は，融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり，その他の試験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。なお，水深が深い場合（130cm）には，内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。

#### f．知見のまとめ

上記で示した実験等の結果から得られた主な知見を以下にまとめる。

- ・実機条件における $\text{UO}_2$ 混合物を用いた代表的なFCI実験（外部トリガリング無し）では，水蒸気爆発は確認されていない（FARO試験，KROTOS試験，COTELS計画，TRO I実験）。
- ・高圧力条件，または低サブクール水条件は，水蒸気爆発を抑制する傾向がある（KROTOS試験，ALPHA実験）。
- ・粒子化割合は，サブクール度に依存し，サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる。金属成分が含まれていると粒子化が促進される（FARO試験）。
- ・粒子化割合は，デブリ落下速度に依存し，落下速度が大きいと粒子化が促進される（COTELS計画）。
- ・ $\text{UO}_2$ 混合物は（融点が高いため）過熱度が小さく，水プール落下直後に粒子化した粒子表面が固化すると考えられることが示唆される（KROTOS試験）。
- ・デブリ落下後の水プールが高ボイド率状態になると，トリガリングの伝播を阻害する可能性がある（KROTOS試験）。
- ・水深が深い場合には，内部トリガリングによる水蒸気爆発が発



生していない（TRO I 試験）。

- ・ジルコニウム－水反応により発生した水素が蒸気膜に混入し、蒸気膜の安定化に寄与すると考えられることが示唆される（KROTOS 試験）。

### 3. 専門家会議等の知見<sup>[3]</sup>

$\alpha$  モード破損の発生確率については、これまで専門家会議（SERG）等で議論がなされてきており、BWR についての議論の結果を表 3 に示す。BWR 体系では下部プレナムに制御棒案内管等が密に存在しており、これらは大規模な水蒸気爆発の発生を制限すると考えられるため、 $\alpha$  モード破損の発生確率は、プラント全体でみた際に他の要因による格納容器破損頻度に比べて十分小さく無視できると結論付けられている。

### 4. まとめ

これまでに実施された各種試験結果及び専門家による工学的議論から、BWR 体系における炉内 FCI の発生の可能性は十分低いと考えられる（表 4）。

したがって、BWR における格納容器破損モードとして、炉内 FCI の考慮は不要である。

### 5. 参考文献

[1] 「シビアアクシデント熱流動現象評価」（社団法人 日本原子力学会，平成 12 年 3 月）

[2] Institute de Physique et Chimie des Matériaux de Strasbourg



Laboratoire d'Essais pour la Maîtrise des Accidents Graves,  
CEA Cadarache

- [3]「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」（財団法人原子力安全研究協会，平成 13 年 7 月）



表 2-1 F A R O 試験条件及び試験結果

No.	熔融コリウムの組成*	熔融物質質量 (kg)	熔融物温度 (K)	熔融物粒径 (mm)	圧力 (MPa)	水深 (m)	サブクール度 (K)	水蒸気爆発の発生の有無
L-06	A	18	2,923	100	5	0.87	0	無
L-08	A	44	3,023	100	5.8	1.00	12	無
L-11	B	151	2,823	100	5	2.00	2	無
L-14	A	125	3,123	100	5	2.05	0	無
L-19	A	157	3,073	100	5	1.10	1	無
L-20	A	96	3,173	100	2	1.97	0	無
L-24	A	177	3,023	100	0.5	2.02	0	無
L-27	A	129	3,023	100	0.5	1.47	1	無
L-28	A	175	3,052	50	0.5	1.44	1	無
L-29	A	39	3,070	50	0.2	1.48	97	無
L-31	A	92	2,990	50	0.2	1.45	104	無
L-33	A	100	3,070	50	0.4	1.60	124	無

\*A : 80wt%  $\text{UO}_2$  + 20wt%  $\text{ZrO}_2$ B : 77wt%  $\text{UO}_2$  + 19wt%  $\text{ZrO}_2$  + 4wt%  $\text{Zr}$



表 2-2 K R O T O S 試験条件及び試験結果

No.	熔融物組成	熔融物質量 (kg)	熔融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水深 (m)	サブクール度 (K)	外部トリガの有無	水蒸気爆発の発生の有無
38	アルミナ	1.533	2,665	0.10	1.11	79	無	有
40	アルミナ	1.470	3,073	0.10	1.11	83	無	有
41	アルミナ	1.430	3,073	0.10	1.11	5	無	無
42	アルミナ	1.539	2,465	0.10	1.11	80	無	有
43	アルミナ	1.500	2,625	0.21	1.11	100	無	有
44	アルミナ	1.500	2,673	0.10	1.11	10	有	有
49	アルミナ	1.470	2,688	0.37	1.11	120	無	有
50	アルミナ	1.700	2,473	0.10	1.11	13	無	無
51	アルミナ	1.794	2,748	0.10	1.11	5	無	無
37	コリウム*	3.222	3,018	0.10	1.1	77	有	無
45	コリウム*	3.085	3,106	0.10	1.14	4	有	無
47	コリウム*	5.431	3,023	0.10	1.1	82	有	無
52	コリウム*	2.627	3,023	0.20	1.1	102	有	有

\* : 80wt%  $\text{UO}_2$  + 20wt%  $\text{ZrO}_2$



表 2-3 C O T E L S 計画の試験条件及び試験結果

No.	溶融コリウム の組成*	溶融物質 量 (kg)	圧力 (MPa)	水深 (m)	サブクール度 (K)	水蒸気爆発の 発生の有無
A1	C	56.3	0.20	0.4	0	無
A4	C	27.0	0.30	0.4	8	無
A5	C	55.4	0.25	0.4	12	無
A6	C	53.1	0.21	0.4	21	無
A8	C	47.7	0.45	0.4	24	無
A9	C	57.1	0.21	0.9	0	無
A10	C	55.0	0.47	0.4	21	無
A11	C	53.0	0.27	0.8	86	無

\*C : 55wt% U O<sub>2</sub> + 25wt% Z<sub>r</sub> + 5wt% Z<sub>r</sub> O<sub>2</sub> + 15wt% S U S



表 2-4 A L P H A 実験の試験条件及び試験結果

No.	溶融物組成	溶融物質質量 (kg)	雰囲気圧力 (MPa)	水温 (K)	水深 (m)	水蒸気爆発の 発生の有無
STX002	酸化アルミニウム+鉄	20	0.1	289	1.0	有
STX003		20	0.1	292	1.0	有
STX005		20	0.1	300	1.0	有
STX009		20	0.1	289	1.0	有
STX016		20	0.1	295	0.9	有
STX017		20	0.1	286	0.9	有
STX018		20	0.1	283	0.9	有
STX001		10	0.1	293	1.0	無
STX010		10	0.1	297	1.0	有
STX013		10	0.1	284	1.0	無
STX014		20	0.1	372	1.0	無
STX008		20	1.6	288	1.0	無
STX012		20	1.6	290	1.0	無
STX015		20	1.0	282	1.0	無
STX025		20	0.5	280	0.9	有
STX006		20	0.1	298	1.0	無
STX011		20	0.1	290	1.0	有
STX019		20	0.1	281	0.9	有
STX020		20	0.1	281	1.0	無
STX021		20	0.1	281	0.9	有
STX022		20	0.1	286	0.8	無
STX023		20	0.1	285	0.3	有
STX024		20	0.1	280	0.8	有
STX102	ステンレス鋼	20	0.1	282	0.8	無
STX103		20	0.1	373	0.8	無
STX104		20	0.1	333	0.8	無



表 2-5 T R O I 試験条件及び試験結果 (1/3)

	No	-	1	2	3	4	5	9	10	11	12
INPUT	Material	-	ZrO2/Zr	ZrO2/Zr	ZrO2/Zr	ZrO2/Zr	ZrO2/Zr	UO2/ZrO2	UO2/ZrO2	UO2/ZrO2	UO2/ZrO2
		%	99/1	99/1	99/1	99/1	98.5/1.5	70/30	70/30	70/30	70/30
	Melt Temp	K	>3373	>3373	>3373	>3373	3373	3200	3800	>3800	3800
	Melt amount in FCI	kg	5	5.5	4.88	4.2	2.9	4.3	8.7	9.2	8.4
	Initial Jet diameter	cm									
	Water Temp	K	365	365	323	292	337	296	298	296	293
	Water mass	kg	283	283	283	283	283	-	-	-	-
	Water height (initial)	cm	67	67	67	67	67	90	67	67	67
	initial pressure	MPa	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.117	0.111	0.11
	Vessel Free Volume	m3									
	Trigger	-	x	x	x	x	x	x	x	x	x
		sec									
OUTPUT	Steam Explosion	-	Spike	x	x	○	Double Explosion	x	○	x	○
	Max PV Press	MPa									
	Dyn Press	MPa						-	-	-	
	Water height (final)	cm									



表 2-5 T R O I 試験条件及び試験結果 (2/3)

	No	-	13	14	17	18	23	29	32	34	35
INPUT	Material	-	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub>
		%	70/30	70/30	70/30	78/22	78/22	50/50	87/13	70/30	70/30
	Melt Temp	K	2600	3000						~3000	~3000
	Melt amount in FCI	kg	7.7	6.5		9.1		11.5		10.5	8
	Initial Jet diameter	cm									
	Water Temp	K	292	285						341	334
	Water mass	kg	-	-						189	367
	Water height (initial)	cm	67	67						67	130
	initial pressure	MPa	0.108	0.105							0.11
	Vessel Free Volume	m <sup>3</sup>									
	Trigger	-	x	x	x	x	x	x	x	○	○
		sec									
OUTPUT	Steam Explosion	-	○	○	x		x	x	x	○	○
	Max PV Press	MPa									
	Dyn Press	MPa									
	Water height (final)	cm									



表 2-5 T R O I 試験条件及び試験結果 (3/3)

	No	-	36	37	38	39	40	49	50	51	52
INPUT	Material	-	UO2/ZrO2	UO2/ZrO2	UO2/ZrO2	UO2/ZrO2	UO2/ZrO2	UO2/ZrO2 /Zr/Fe	UO2/ZrO2 /Zr/Fe	UO2/ZrO2 /Zr/Fe	UO2/ZrO2 /Zr/Fe
		%	70/30	78/22	78/22	78/22	70/30	62.3/15 /11.7/11	59.5/18 /11.9/10.6	60.5/16.7 /12.1/10.7	61/16 /12/11
	Melt Temp	K	~3000	~3000	~3000	~3000	~3000	2730 (3360)		2695 (3420)	2650
	Melt amount in FCI	kg	5.3	8.1	5.3	3.4	11.1	15.96	14.46	6.3 (14.2 load)	8.6 (14.1 load)
	Initial Jet diameter	cm								10	5
	Water Temp	K	305	313	288	285	287			294	285
	Water mass	kg	269	269	92	92	92			367	367
	Water height (initial)	cm	95	95	130	130	130			130	130
	initial pressure	MPa		0.104	0.105	0.106	0.312			0.115	0.116
	Vessel Free Volume	m3								8.023	8.023
	Trigger	-	○	○	×	×	×	×	×	○	○
		sec								1.35	1.67
OUTPUT	Steam Explosion	-	○	○	×	×	×	-	-	○	×
	Max PV Press	MPa								0.053	0.07
	Dyn Press	MPa								32 (SE)	11 (ET)
	Water height (final)	cm								1.02	1.23



表 3 BWR 体系における炉内 FCI 現象の発生確率に関する

議論の整理

著者	会議及び文献	議論
Okkonen 等 (1993)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993)	BWR の原子炉圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。これらの特徴は、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルを制限し、水蒸気爆発に起因する水-熔融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された原子炉圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWR よりも BWR の方が起こりにくいと評価される。
Theofanous 等 (1994)	NUREG/CR-5960 (1994)	下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。
Corradini (1996)	SERG-2 ワークシ ョップ (1996) NUREG-1524	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため、BWR の $\alpha$ モード格納容器破損確率は、おそらく PWR より小さい。
Zuchuat 等 (1997)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1997) JAERI-Conf 97-011	下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。一般に、BWR の現在の知見は、炉内水蒸気爆発は格納容器への脅威とならない (NUREG/CR-5960 を参考文献としている。)



表 4 BWR 実機体系を踏まえた炉内 F C I の分析結果

炉内 FCI に影響する因子	BWR 実機体系の条件	実験・専門家会議等による知見	炉内 FCI への影響
熔融物組成	熔融落下物は、金属成分を含む $UO_2$ 混合物	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実機条件において、模擬熔融物に <math>UO_2</math> を用いた代表的な FCI 試験（FARO 試験，COTELS 試験，KROTOS 試験，TROI 試験）では、トリガリング無しで水蒸気爆発は確認されていない。</li> <li>・ 熔融物に金属成分を含む場合は、粒子化が促進される。（FARO 試験）</li> <li>・ <math>UO_2</math> 混合物では（融点が高いため）過熱度が小さく、水プール落下直後に粒子化した粒子表面が固化することが考えられる。（KROTOS 試験の考察）</li> <li>・ ジルコニウム－水反応により発生した水素が蒸気膜に混入し、蒸気膜の安定化に寄与すると考えられる。（KROTOS 試験の考察）</li> </ul>	金属成分により粒子化が促進される可能性があるが、粒子表面の固化、水蒸気爆発の発生は抑制される。
下部プレナム水温度	熔融物が下部プレナムに落下する状況では、下部プレナム残存水は飽和温度に近い	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低サブクール水条件では、水蒸気爆発は抑制される可能性がある。（ALPHA 試験，KROTOS 試験）</li> <li>・ 粒子化割合は、サブクール度に依存し、サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる。（FARO 試験）</li> <li>・ 下部プレナム水が低サブクール条件の場合、デブリ落下維持のボイド発生が多くなり、トリガリングの伝播を阻害する可能性がある。（KROTOS 試験の考察）</li> </ul>	低サブクール条件では、粒子化を抑制し、ボイド発生が多くなるため、水蒸気爆発の発生を抑制する。
下部プレナム部構造材	下部プレナム部には多数の制御棒案内管等の構造物が存在	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 下部プレナム内の制御棒案内管等の多くの構造物が水蒸気爆発のエネルギーを吸収するため、格納容器破損に至るような大規模なエネルギーは発生しない。（専門家会議等の知見）</li> </ul>	水蒸気爆発が発生しても、構造物により水蒸気爆発のエネルギーが制限される。



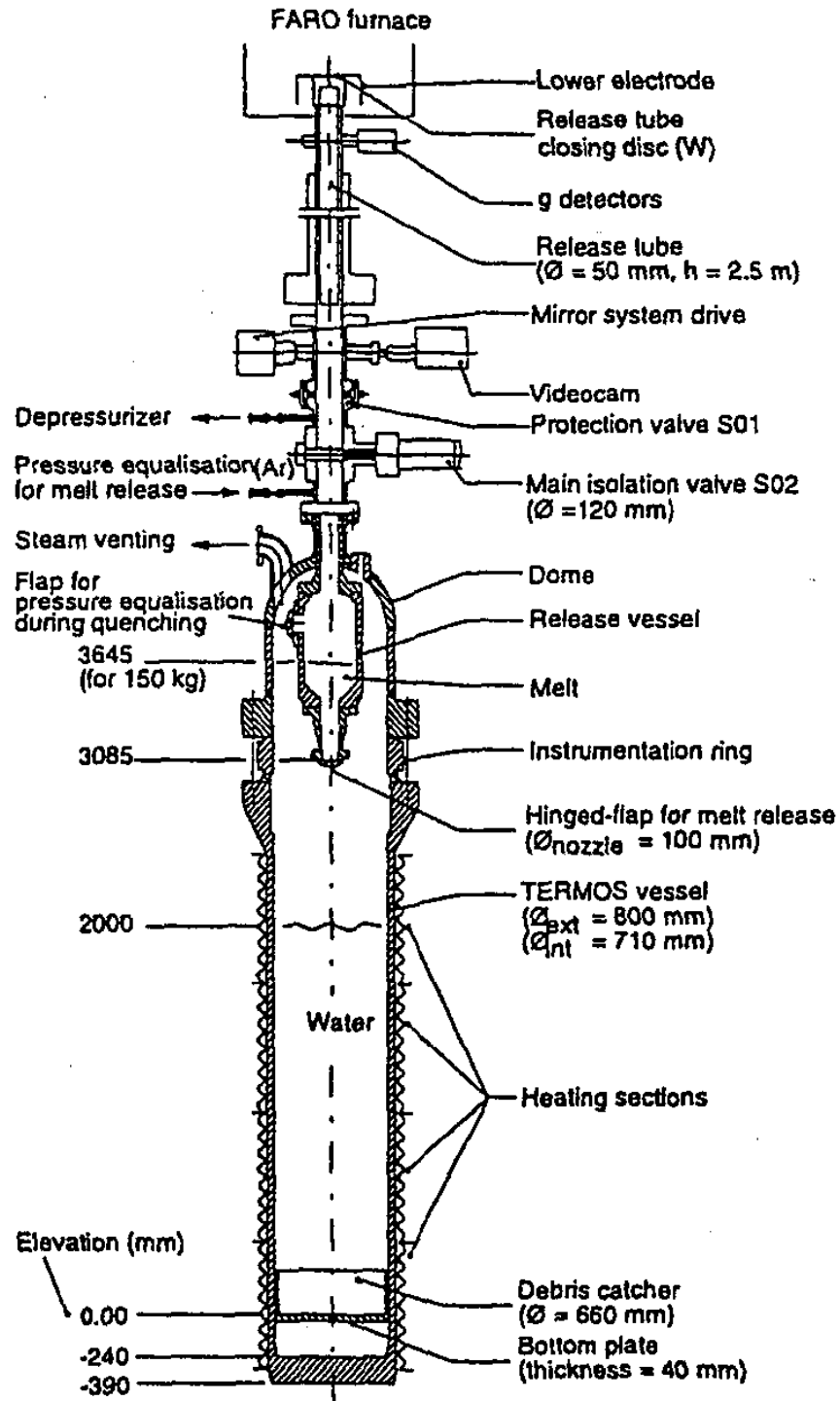


図 2-1 FARO 試験装置の概要



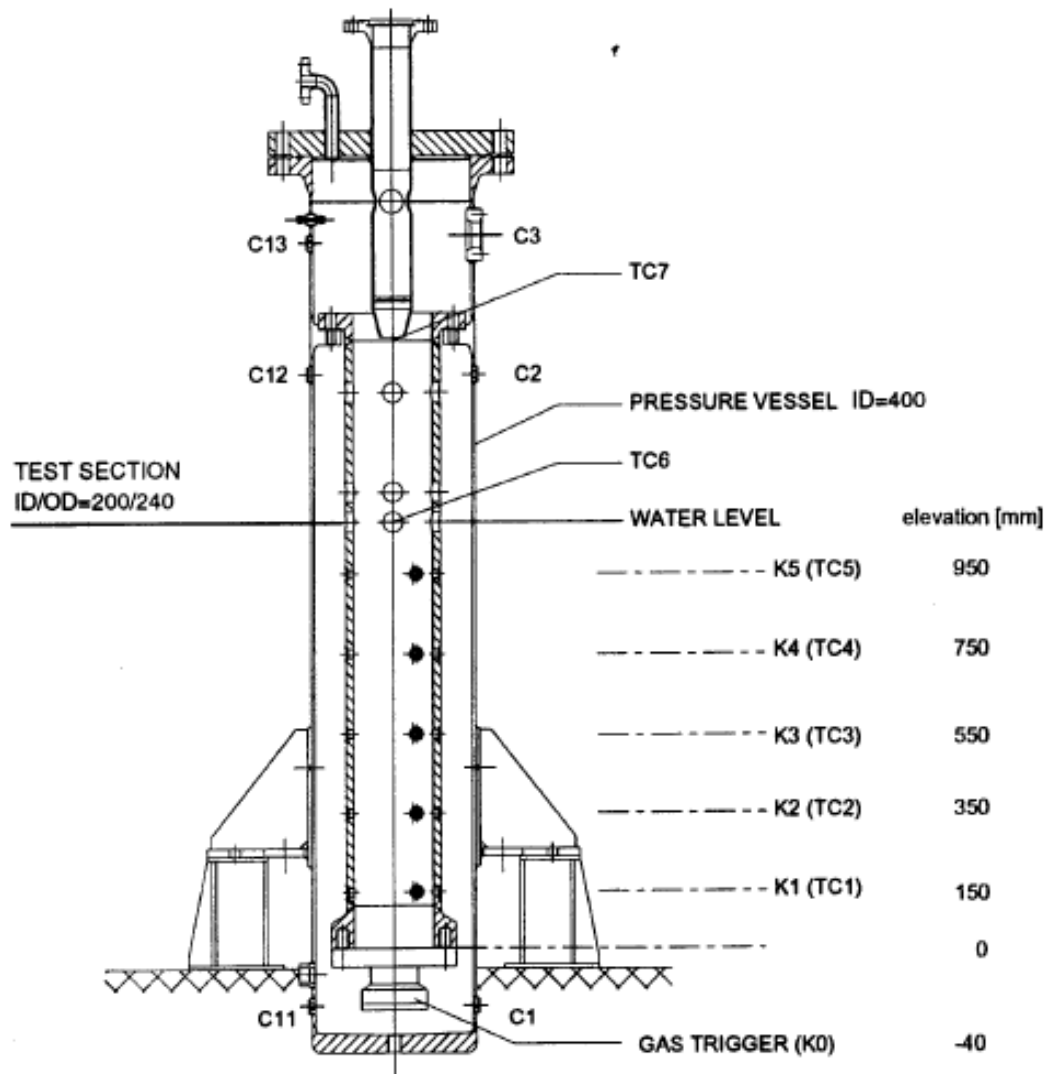


図 2-2 KROTOS 試験装置の概要



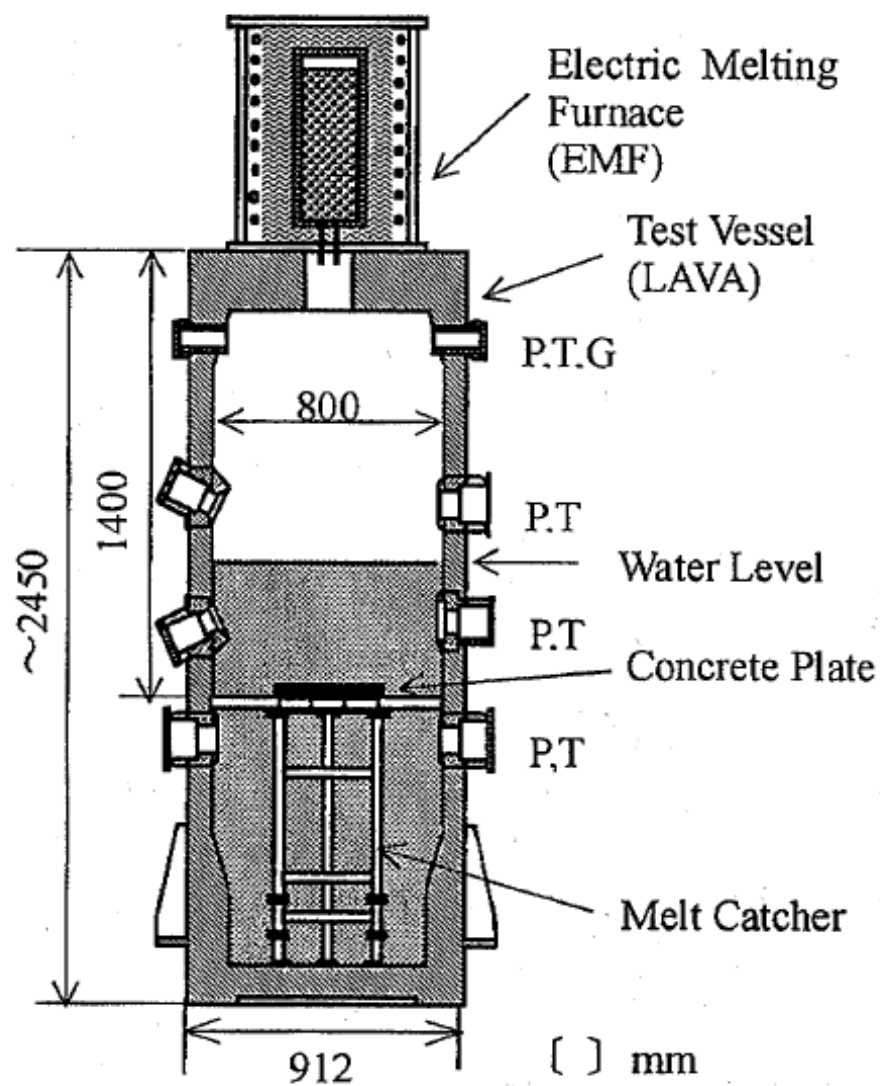


図 2-3 COTELS 計画の試験装置の概要



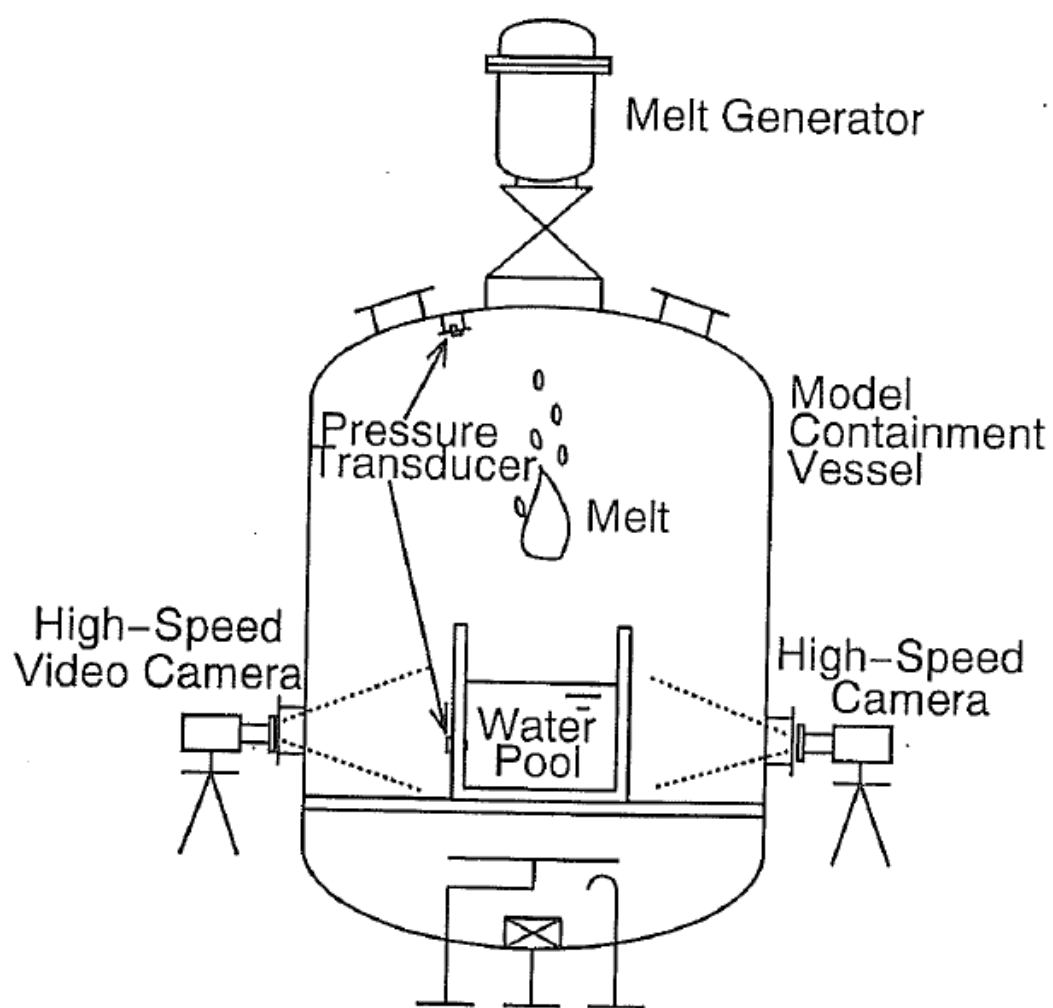


図 2-4 ALPHA実験の試験装置の概要



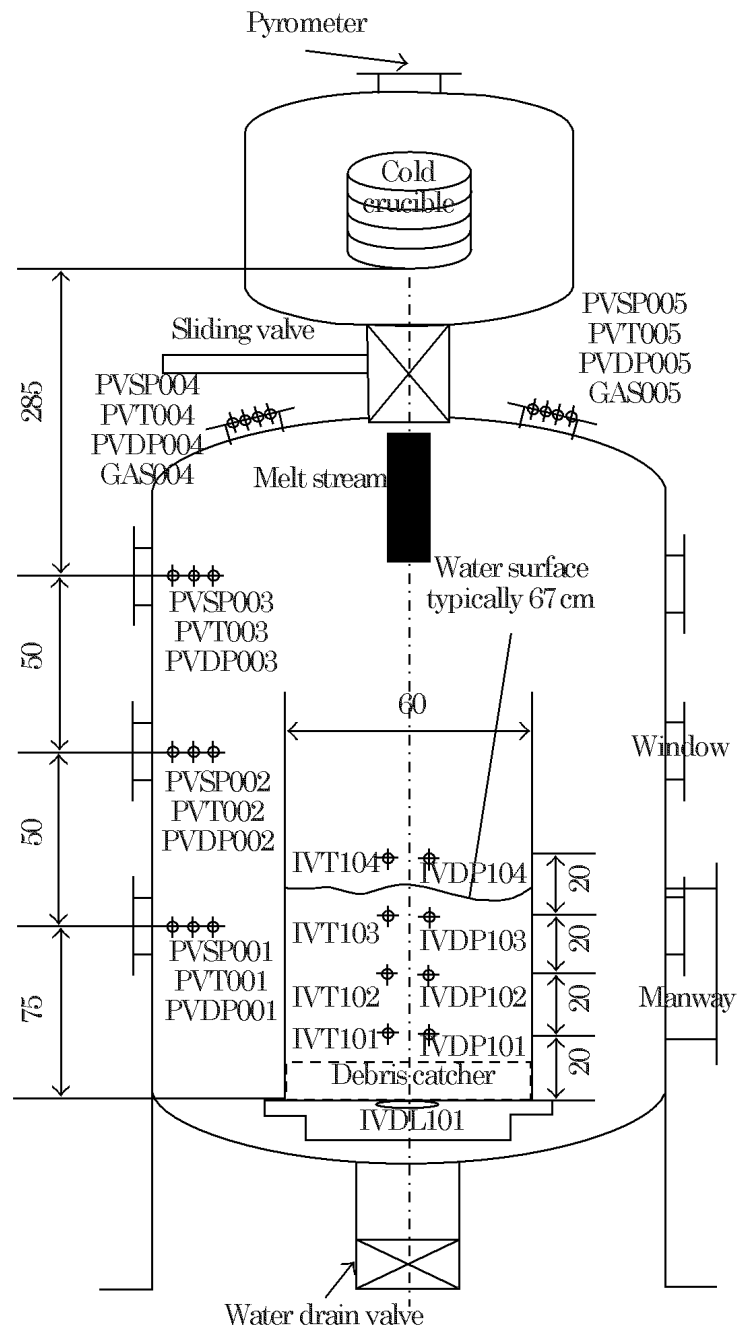


図 2-5 TROI 試験装置の概要



## サプレッション・プールに落下した溶融物による格納容器破損モード について

サプレッション・プール床に落下した溶融物の冷却が不十分な場合の格納容器破損モードの取扱いは、以下のとおりである。

- ・ W A S H - 1 4 0 0 <sup>[1]</sup>, N U R E G - 1 1 5 0 <sup>[2]</sup>においては、格納容器への溶融物の接触による格納容器破損メカニズムとして、  
①「鋼製ライナーの溶融貫通」(シェルアタック)と②「コンクリートベースマット溶融貫通」の2種類が考慮されている。

①「鋼製ライナーの溶融貫通」(シェルアタック)は、原子炉圧力容器破損により放出された溶融物が直接ドライウェル鋼製ライナーに接触する構造となっている M a r k - I 型格納容器に特有の現象であり、ライナーが溶融貫通するとライナーとコンクリート間のギャップを通した大規模な放射性物質の放出経路が形成される可能性がある破損モードである(図1参照)。この現象は原子炉圧力容器破損直後に発生することから、事故後早期の破損モードに分類されている。なお、東海第二発電所の M a r k - II 型格納容器は、ペデスタル(ドライウェル部)床面の高さが、ダイヤフラムフロアより低く、溶融物が直接ドライウェル壁面に接触しない構造となっている(図2参照)。

②「コンクリートベースマット溶融貫通」は、大型ドライ型格納容器の P W R において、ベースマット上に広がった溶融物とコン



クリートの相互作用によりコンクリートが侵食され貫通することで、周辺の土壌への放射性物質の放出経路を形成する破損モードである。ライナーの溶融貫通が起こった場合でも厚いベースマットが存在することや、格納容器雰囲気内の放射性物質が、溶融物及びその上層水でシールされてライナーの貫通部に移行しないため、大規模な放射性物質の放出経路とはならない。この現象はベースマット溶融貫通に相当の時間があることから、事故後後期の破損モードに分類されている。なお、東海第二発電所において、サプレッション・プール床ライナーの溶融貫通が起こった場合でも同様に大規模な放射性物質の経路とはならない。

- ・一方、N U R E G - 1 1 5 0 , N U R E G / C R - 5 6 2 3<sup>[3]</sup>等においては、溶融物とコンクリートの相互作用による別の格納容器破損モードとして、B W R の原子炉圧力容器支持構造部（ペDESTAL側壁）のコンクリート侵食により原子炉圧力容器が倒壊し、格納容器シェル又は貫通部が破損するモードが摘出されている。これは大規模な放出経路となり得る格納容器破損モードである。

これらの先行P R A研究での知見より、東海第二発電所のP R Aでは、サプレッション・プールへ落下したデブリの冷却が不十分な場合は、以下の理由により、ペDESTAL（ドライウェル部）壁面侵食に伴う原子炉圧力容器支持機能喪失を格納容器破損モード（溶融物・コンクリート相互作用）として分類している。

- ・サプレッション・プール床ライナーの破損後に発生するペDESTAL（ドライウェル部）壁面侵食に伴う原子炉圧力容器支持機能喪失



失による格納容器破損は，大規模な放射性物質の放出を伴うものであり，環境への放射性物質の放出カテゴリーの分類を行う上で，影響の大きな破損モードとなり得ること

- ・ サプレッション・プール床ライナーは，格納容器バウンダリを形成するものであるが，仮にサプレッション・プール床ライナーの破損を格納容器破損モードとして取り扱った場合にも，新たな対策が摘出されないこと

#### 参考文献

- [1] U. S. NRC, “Reactor Safety Study: AN ASSESSMENT OF ACCIDENT RISKS IN U. S. COMMERCIAL NUCLEAR POWER PLANTS” WASH-1400 (NUREG75/014), OCTOBER 1975
- [2] U. S. NRC, “Severe Accident Risks: An Assessment for five U. S. Nuclear Power Plants” NUREG-1150, December 1989
- [3] U. S. NRC, “BWR Mark II Ex-Vessel Corium Interaction Analysis” NUREG/CR-5623, November 1991
- [4] U. S. NRC, “The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner” NUREG/CR-6025, November 1993



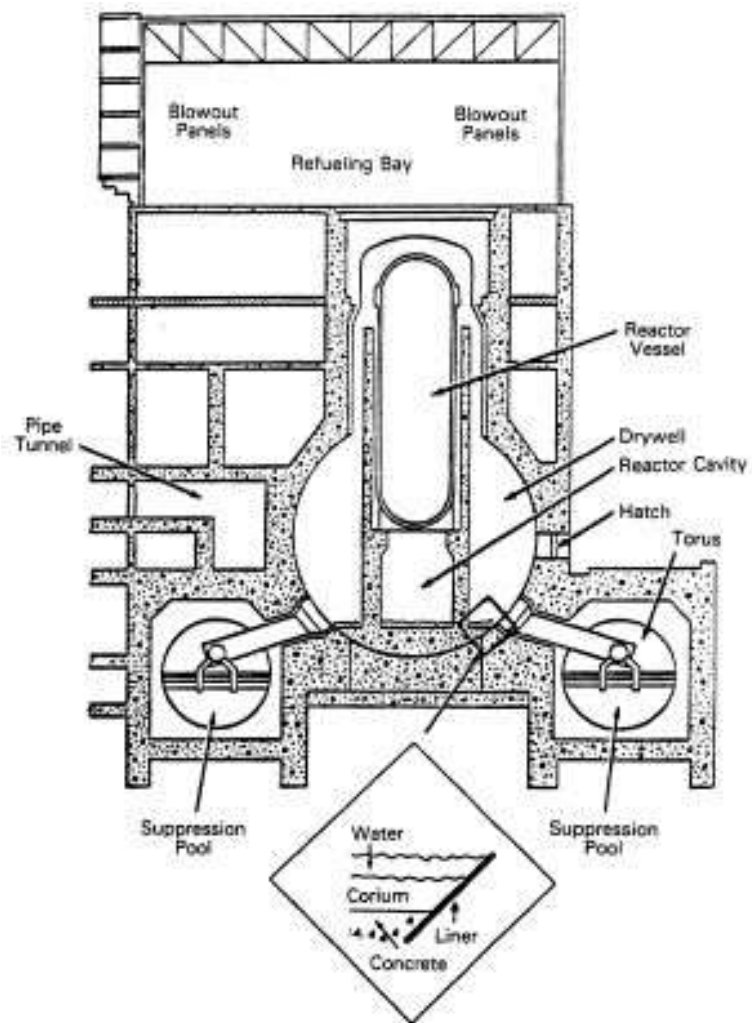


図 1 M a r k - I 型格納容器概略図（N U R E G / C R - 6 0 2 5<sup>〔4〕</sup>より）



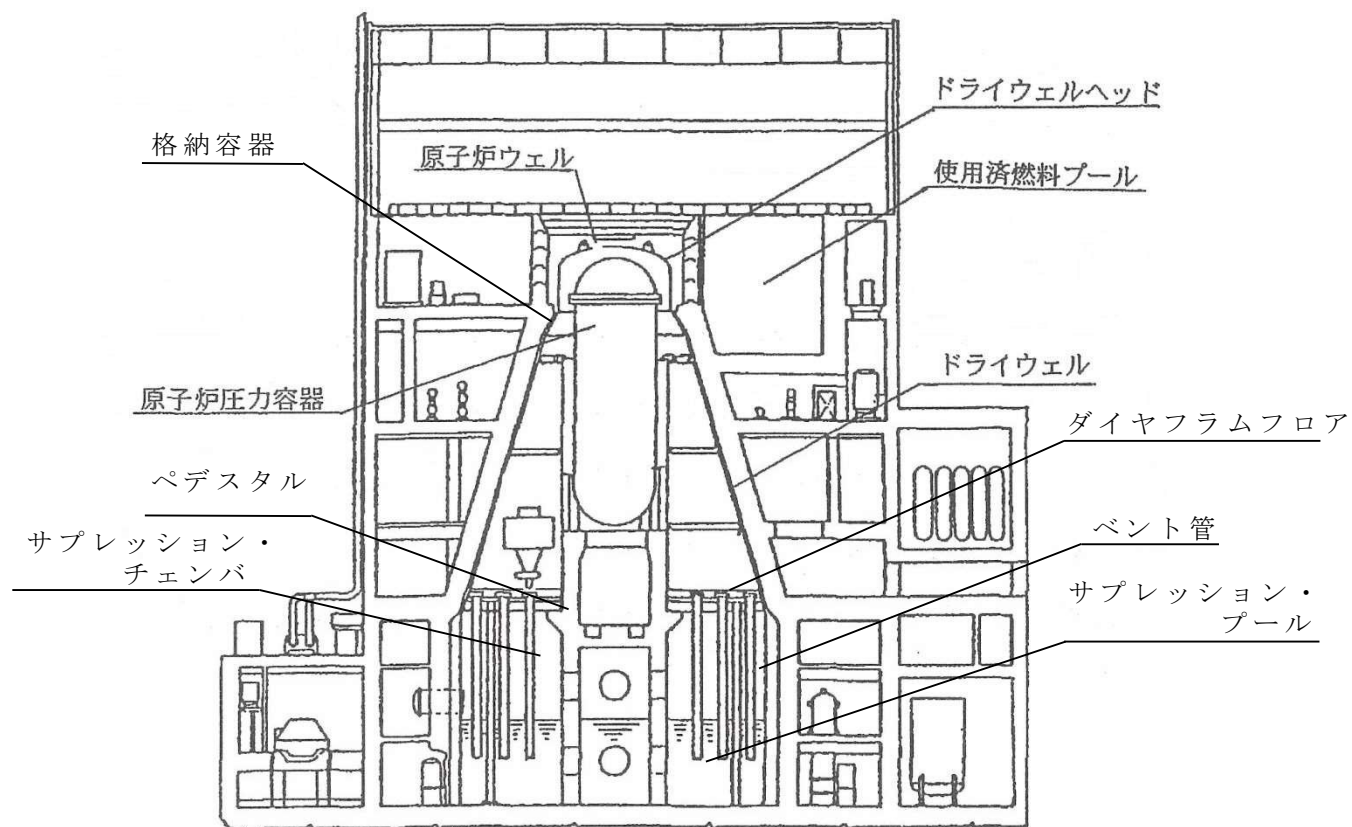


図 2 M a r k - II 型格納容器概略図 (東海第二発電所)



# 内部事象出力運転時レベル 1 . 5 P R A イベントツリー集



## 目 次

- 図 1-1 T Q U Vに対するイベントツリー (T 1 / T 2)
- 図 1-2 T Q U Vに対するイベントツリー (T 3 D)
- 図 2-1 T Q U Xに対するイベントツリー (T 1 / T 2)
- 図 2-2 T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 A)
- 図 2-3 T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 B - 1)
- 図 2-4 T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 B - 2)
- 図 2-5 T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 C)
- 図 3-1 長期 T Bに対するイベントツリー (T 1 / T 2)
- 図 3-2 長期 T Bに対するイベントツリー (T 3 F)
- 図 4-1 T B Uに対するイベントツリー (T 1 / T 2)
- 図 4-2 T B Uに対するイベントツリー (T 3 D)
- 図 4-3 T B Uに対するイベントツリー (T 3 E)
- 図 5-1 T B Pに対するイベントツリー (T 1 / T 2)
- 図 5-2 T B Pに対するイベントツリー (T 3 D)
- 図 6-1 T B Dに対するイベントツリー (T 1 / T 2)
- 図 6-2 T B Dに対するイベントツリー (T 3 F)
- 図 7-1 L O C Aに対するイベントツリー (T 1 / T 2)
- 図 7-2 L O C Aに対するイベントツリー (T 3 B)



#### ○格納容器イベントツリーの最終状態について

各格納容器イベントツリーの最終状態には、以下の格納容器破損モードの I D を割り付けた。なお、格納容器の健全性が維持される事故シーケンス（原子炉圧力容器内で事故収束、格納容器内で事故収束）についても格納容器破損モードの I D を割り付けた。

- OKV : 原子炉圧力容器内で事故収束
- OKP : 格納容器内で事故収束
- FOP : 過圧破損
- FOTL : 過温破損（原子炉圧力容器低圧）
- FOTH : 過温破損（原子炉圧力容器高圧）
- FPE : 水蒸気爆発（ペデスタル側）
- FPDE : 水蒸気爆発（サブプレッション・プール側）
- FCCI : 熔融炉心・コンクリート相互作用
- FDCH : 格納容器雰囲気直接加熱
- PBYP : 格納容器隔離失敗



プラント 損傷状態 TQUV	T1				T2		No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし	DCHIによる PCV破損			
							4－9 10	T3DのETへ PBYP	－ 1.8E-11
								合計値	3.3E-09

図 1－1 T Q U Vに対するイベントツリー (T 1／T 2)

T1/T2の 後続事象	T3D						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							4	OKP	1.7E-10
							5	FCCI	1.2E-12
							6	FPDE	2.2E-11
							7	FOP	2.9E-09
							8	FCCI	2.0E-11
							9	FPDE	3.6E-10

図 1－2 T Q U Vに対するイベントツリー (T 3 D)

添付 4.1.1.4-1-2



プラント 損傷状態 TQUX	T1				T2		No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし	DCHによる PCV破損			
							3 - 4	T3AのETへ	—
							5 - 20	T3B-1のETへ	—
							21	FPE	1.5E-14
							22 - 37	T3B-2のETへ	—
							38	T3CのETへ	—
							39	FDCH	2.4E-11
							40	PBYP	1.0E-10
								合計値	9.3E-09

図 2-1 T Q U Xに対するイベントツリー (T 1／T 2)

T1/T2の 後続事象	T3A	No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV注水 (D/Wスプレイ)RHR			
		3	OKV	8.6E-09
		4	FOP	2.0E-09

図 2-2 T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 A)



T1/T2の 後続事象	T3B						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							5	OKP	6.3E-10
							6	OKP	5.8E-10
							7	FCCI	3.9E-12
							8	FPDE	7.2E-11
							9	FPE	6.0E-15
							10	FOP	1.5E-10
							11	FOP	1.4E-10
							12	FCCI	9.2E-13
							13	FPDE	1.7E-11
							14	FPE	1.4E-15
							15	OKP	1.1E-09
							16	FCCI	7.7E-12
							17	FPDE	1.4E-10
							18	FOP	2.7E-10
							19	FCCI	1.8E-12
							20	FPDE	3.3E-11

図 2-3 T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 B - 1)



T1/T2の 後続事象	T3B						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							22	OKP	7.9E-17
							23	OKP	7.3E-17
							24	FCCI	4.9E-19
							25	FPDE	9.1E-18
							26	FPE	7.6E-22
							27	FOP	6.5E-17
							28	FOP	5.9E-17
							29	FCCI	4.0E-19
							30	FPDE	7.4E-18
							31	FPE	6.2E-22
							32	OKP	4.5E-14
							33	FCCI	3.1E-16
							34	FPDE	5.7E-15
							35	FOP	1.2E-11
							36	FCCI	8.1E-14
							37	FPDE	1.5E-12

図 2-4 T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 B - 2)



T1/T2の後 続事象	T3C						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							38	FOTH	6.3E-09

図 2-5 T Q U Xに対するイベントツリー (T 3 C)



プラント 損傷状態 TB	T1				T2		No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし	DCHによる PCV破損			
							4	T3FのETへ	—
							5	FDCH	8.5E-09
							6	PBYP	3.9E-10
								合計値	7.7E-08

図 3-1 長期 T B に対するイベントツリー ( T 1 ／ T 2 )

T1/T2の 後続事象	T3F						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							4	FOTH	6.9E-08

図 3-2 長期 T B に対するイベントツリー ( T 3 F )



プラント 損傷状態 TBU	T1				T2		No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし	DCHによる PCV破損			
							3－5	T3DのETへ	－
							6	T3EのETへ	－
							7	FDCH	1.6E-11
							8	PBYP	1.0E-10
								合計値	2.1E-08

図 4－1 T B Uに対するイベントツリー (T 1 ／ T 2)

T1/T2の後 続事象	T3D						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							3	FOP	1.5E-08
							4	FCCI	9.9E-11
							5	FPDE	1.8E-09

図 4－2 T B Uに対するイベントツリー (T 3 D)



T1/T2の 後続事象	T3E						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							6	FOTH	4.2E-09

図 4-3 T B Uに対するイベントツリー ( T 3 E )



プラント 損傷状態 TBP	T1			T2			No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし	DCHによる PCV破損			
							5 - 6 7	T3DのETへ PBYP	－ 2.6E-12
								合計値	5.3E-10

図 5-1 T B P に対するイベントツリー ( T 1 ／ T 2 )

T1/T2の後続 事象	T3D						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時水 蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							5	FOTL	4.7E-10
							6	FPDE	5.8E-11

図 5-2 T B P に対するイベントツリー ( T 3 D )



プラント 損傷状態 TBD	T1				T2		No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし	DCHによる PCV破損			
							3	T3FのETへ	－
							4	FDCH	2.2E-14
							5	PBYP	3.0E-14
								合計値	6.0E-12

図 6－1 T B D に対するイベントツリー ( T 1 ／ T 2 )

T1/T2の 後続事象	T3F						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							3	FOTH	5.9E-12

図 6－2 T B D に対するイベントツリー ( T 3 F )



プラント 損傷状態 LOCA	T1					T2		No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	PCV隔離	RPV減圧	低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	RPV破損なし (IVR)	RPV破損時 水蒸気爆発なし	DCHIによる PCV破損			
								6－8	T3BのETへ	－
								9	FPE	2.8E-20
								10	FOTL	2.1E-11
								11	PBYP	1.1E-13
									合計値	2.2E-11

図 7－1 L O C A に対するイベントツリー（T 1 ／ T 2 ）

T1/T2の 後続事象	T3B						No.	最終状態	発生頻度 (／炉年)
	ペDESTAL注水 低圧ECCS	PCV注水 RHRDW	PCV注水時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却PED	ペDESTAL破損時 水蒸気爆発なし	デブリ冷却SP			
							6	OKP	5.2E-15
							7	FCCI	3.5E-17
							8	FPDE	6.5E-16

図 7－2 L O C A に対するイベントツリー（T 3 B ）



原子炉圧力容器破損等のM A A P 上の判定条件

M A A P コードによる事故進展解析において、炉心損傷、炉心溶融、炉心支持板破損、原子炉圧力容器破損、ペデスタル（ドライウェル部）床貫通の判定条件については、表 1 に示す条件を満足する場合に破損したと判断している。

各項目の判断の根拠については、以下に示すとおりである。

1. 炉心損傷の判断

炉心損傷に至ると評価されている、燃料被覆管の最高温度が 1,500K に到達した時点をも炉心損傷開始と判断している。

2. 炉心溶融の判断

炉心構成物質の代表的な共晶温度として、炉心最高温度が 2,500K に到達した時点をも溶融開始と判断している。

3. 炉心支持板破損の判断

下部プレナムへのリロケーションの発生をも炉心支持板の破損と定義している。リロケーションの発生は、以下の判断のうちいずれか早い方で判断している。

- ・ 炉心支持板ノードに溶融物が存在する場合
- ・ Larson-Miller のパラメータにより炉心支持板のクリープ破損と判断された場合

4. 原子炉圧力容器破損の判断

貫通部への浸入による貫通部過熱、溶接部過熱による貫通部逸出、



金属層による過熱，ジェットによる侵食，クリープ破損のうち，最も早い破損モードを原子炉圧力容器破損と定義している。

#### 5. ペデスタル（ドライウェル部）床貫通の判断

MCCIによるコンクリート侵食量が，ペデスタル（ドライウェル部）床面サンプ部厚さに到達した時点をもペデスタル（ドライウェル部）床貫通と判断している。

表 1 事故進展解析における各項目の判定条件

項目	条件	備考
炉心損傷の判断	燃料被覆管の最高温度が 1,500K 到達	炉心損傷が始まる温度
炉心溶融の判断	炉心最高温度が 2,500K 到達	炉心構成物質の代表的な融点
炉心支持板破損の判断	下部プレナムへのリロケーション発生時	リロケーション発生の判断として，より早い炉心支持板ノードに溶融物が存在する場合を設定
原子炉圧力容器破損の判断	CRDチューブ逸出判定到達	原子炉圧力容器破損モードのうち，最も早い破損形態として，CRDチューブ逸出を設定
ペデスタル（ドライウェル部）床貫通の判断	コンクリートの侵食深さが <input type="text"/> 到達	ペデスタル（ドライウェル部）床サンプ部厚さを設定



福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた格納容器破損の判定条件について

## 1. はじめに

格納容器破損頻度を評価するレベル 1.5 PRA では、格納容器破損の判定条件として、格納容器雰囲気の限界温度を 200℃、格納容器雰囲気の限界圧力を格納容器最高使用圧力の 2 倍（2Pd）と設定している。

この判定条件の適用に当たっては、福島第一原子力発電所事故の知見を考慮しており、以下に知見の内容、その知見を踏まえた影響確認方法及び結果について記載する。

## 2. 格納容器破損に係る福島第一原子力発電所事故の知見

東京電力福島第一原子力発電所の事故の調査状況は、未解明問題に係る進捗報告<sup>[1]~[4]</sup>（以下「報告書」という。）に取りまとめられている。ここでは、格納容器破損に係る情報として、漏えい経路、格納容器圧力挙動及び格納容器温度挙動に着目し、以下のとおり知見を整理した。

## (1) 漏えい経路

原子炉建屋での水素爆発が発生しておらず、原子炉建屋オペレーティングフロアの形状が維持されているため、他号機に比べて格納容器からの漏えい経路が推定しやすい 2 号機を対象とする。2 号機では以下が確認されており、トップヘッドフランジ等の格納容器気相部より漏えいした可能性があると考えられる。

- ・ 格納容器圧力の低下が確認された 3 月 15 日の朝方に、プロ



ーアウトパネルから蒸気が放出されており、格納容器のオペフロに繋がる格納容器の比較的高い箇所からの漏えいが推定されること

- ・シールドプラグの隙間から蒸気が放出されていること
- ・オペフロにおける空間線量率の調査の結果、シールドプラグの近傍における線量率が他の測定点に比べて高いこと

## (2) 格納容器圧力挙動

1号機では、3月12日2時30分頃から14時30分頃のベント操作による圧力減少まで、ドライウェル圧力の測定値は0.7MPa[abs]～0.8MPa[abs]程度で推移している。この間、注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生等により、格納容器圧力は上昇傾向になると考えられるが、測定値では上昇傾向を示していないことから、格納容器の気相部からの漏えいが示唆されている。

2号機では、原子炉隔離時冷却系（RCIC）運転期間中に格納容器圧力が徐々に上昇し、RCIC停止後は炉心損傷に伴う水素発生や逃がし安全弁（SRV）の開放等により、3月14日23時頃の測定では約0.75MPa[abs]程度まで上昇し、その後3月15日7時20分頃まではほぼ一定の圧力で推移している。そのため、3月14日23時頃から3月15日の7時20分頃までの間に、漏えいが発生した可能性がある。

3号機では、3月13日9時24分に格納容器ベントが実施された後、原子炉注水やベント操作等に応じてドライウェル圧力の増加・減少を繰り返し、3月21日に一時的に上昇した後、ほぼ大気圧で変動を示さなくなった。MAAPの解析においては格納容



器の漏えいは仮定していないが、3号機の原子炉建屋で水素爆発が発生したことや、原子炉建屋上部の原子炉ウェル周辺で蒸気放出が観察されていたこと、3月21日以降のドライウェル圧力は大気圧で変動がないことなどから、格納容器からの気相漏えいが発生しているものと考えられる。

### (3) 格納容器温度挙動

炉心損傷後の格納容器温度の測定データは得られていないが、1号機のM A A P解析結果では、地震発生から3月12日12時頃のドライウェル温度は約300℃以上となっている。過去の研究<sup>[5]</sup>によれば、このような過温条件ではガスケットが損傷する可能性があることから、過温によるガスケット損傷により格納容器からの漏えいが発生した可能性がある。

2号機のM A A P解析結果では、格納容器からの漏えいを仮定した3月15日7時20分頃のドライウェル温度は170℃程度と評価されているが、過温破損の可能性には言及されていない。(1)に示した漏えい経路となっている可能性がある格納容器では、熔融炉心により過熱された原子炉圧力容器の熱が格納容器内の気体に伝えられ、その気体の対流により過熱される可能性や、過熱された原子炉圧力容器からの熱伝導・輻射により過熱される可能性があると考えられる。また、M a r k - I 格納容器の上部円筒部は熱がこもりやすい構造であり、熔融炉心により過熱された原子炉圧力容器の熱が格納容器頂部の温度を上昇させた可能性もある。

3号機については、格納容器温度の挙動や過温破損の可能性は報告書では言及されていない。M A A P解析結果によれば、格納



容器スプレイを実施している間並びに淡水及び海水を注入している間は格納容器温度が比較的低温で推移しているが、3月14日11時頃に発生した3号機の水素爆発直後から急激に上昇しており、3月15日朝方の海水注入再開時点では格納容器温度は300℃程度まで上昇している。そのため、解析の不確かさはあるものの、ガスケット損傷により格納容器からの漏えいが発生した可能性がある。

#### (4) まとめ

格納容器破損に係る福島第一原子力発電所事故の知見を以下にまとめる。

- ・漏えい経路に係る調査結果、及びM A A P解析による格納容器圧力・温度の挙動から、格納容器トップヘッドフランジ等のシール部から漏えいが発生した可能性がある。
- ・格納容器温度は局所的に高くなることが考えられ、溶融炉心により加熱された原子炉圧力容器の熱が格納容器頂部の温度を上昇させたことにより格納容器頂部の過温破損の可能性がある。
- ・特に、2号機では、格納容器の過温破損の可能性には言及されていないものの、M A A P解析では格納容器温度170℃にて漏えい開始を仮定している。

### 3. 福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた影響確認方法

上述のとおり、福島第一原子力発電所事故では、特に、2号機のM A A P解析において格納容器温度170℃にて気相部からの漏えい開始を仮定している等、局所的な格納容器頂部の温度上昇による過



温破損の可能性が考えられる。しかしながら，2号機のM A A P解析で仮定した格納容器温度 170℃での気相部漏えいについては，次の2点から分かるように直接的な証拠は得られていない。<sup>〔2〕</sup>

- ・ 実際の格納容器圧力の計測値に合わせるための解析上の仮定であること
- ・ 実際に格納容器気相部から漏えいがあったのか，計測器の問題により格納容器圧力が正しく表示されなかったのかは，現時点では不明であること

そこで，ここでは局所的な格納容器頂部の温度上昇が本P R Aに与える影響を確認するために，感度解析を実施することとした。具体的には，M A A Pコードを用いたレベル1．5 P R Aの事故進展解析において，ベースケースでは1ノードでドライウエルを模擬しているところ，局所的な格納容器頂部の温度上昇を考慮するため，ドライウエルを3ノード（格納容器頂部ヘッド，ドライウエル空間，アニュラス部）で扱うモデル（図1参照）にて解析を実施し，P R Aへの影響を確認した。

ここで，格納容器破損は，本来，格納容器本体（構造材）の温度が限界温度として設定した200℃に到達した場合であるため，感度解析では上記を格納容器破損条件として設定したが，ベースケースでは保守的に「ドライウエルの気相部が200℃に到達した場合」を格納容器破損条件として設定している。

なお，今後，2号機の格納容器挙動が明らかになった場合は，その知見を踏まえ必要に応じP R Aへ反映する予定である。



#### 4. 福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた影響確認結果

原子炉圧力容器が高压状態で破損する T Q U X シーケンス及び低压状態で破損する T Q U V シーケンスの 3 ノードモデルによる事故進展解析結果を, 1 ノードモデルにおけるドライウェル気相部温度と比較して図 2 及び図 3 に示す。

図 2 より, T Q U X シーケンスでは局所的な格納容器頂部フランジ部の温度よりも 1 ノードによるドライウェル気相部温度の方が 200℃に到達するタイミングが早いことが分かる。一方, 図 3 の T Q U V シーケンスでは, 局所的な格納容器頂部フランジ部の温度の方が 200℃に到達するタイミングが早くなっている。

このドライウェルの 3 ノードモデルによる解析結果を踏まえ, レベル 1. 5 P R A の感度解析を実施した。表 1 に, 代表的なシーケンスの格納容器破損時刻及び破損モードを示す。結果は表 2 及び図 4 のとおりであり, 原子炉圧力容器が低压状態で破損する T Q U V 等のシーケンスが過圧破損から過温破損モードに変更になったため, 過圧破損 (長期冷却失敗) の C F F が減少し, 過温破損 (R P V 低压破損) の C F F が増加している。しかし, 全 C F F は両ケースともに  $6.1\text{E-}5$ /炉年であり, 全 C F F に対する過温破損 (R P V 低压破損) 及び過圧破損 (長期冷却失敗) モードの寄与割合は, 両ケースともに 0.1%未満である。

以上のように, 福島第一原子力発電事故の知見を踏まえ, 局所的な格納容器頂部の温度上昇を考慮した結果, 東海第二発電所のレベル 1. 5 P R A への影響はほとんど無いことを確認した。

なお, 東海第二発電所では, 福島第一原子力発電所事故での知見を踏まえ, 重大事故等対処設備として格納容器頂部注水系を設置す



ることとしている。

参考文献：

- [1] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 1 回進捗報告」(平成 25 年 12 月 13 日，東京電力株式会社)
- [2] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告」(平成 26 年 8 月 6 日，東京電力株式会社)
- [3] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告」(平成 27 年 5 月 20 日，東京電力株式会社)
- [4] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 4 回進捗報告」(平成 27 年 12 月 17 日，東京電力株式会社)
- [5] K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., “High-temperature leak-characteristics of PCV hatch flange gasket,” Nuclear Engineering and Design, Vol.145, 375-386, 1993.



表 1 代表的なシーケンスの格納容器破損モード及び破損時刻

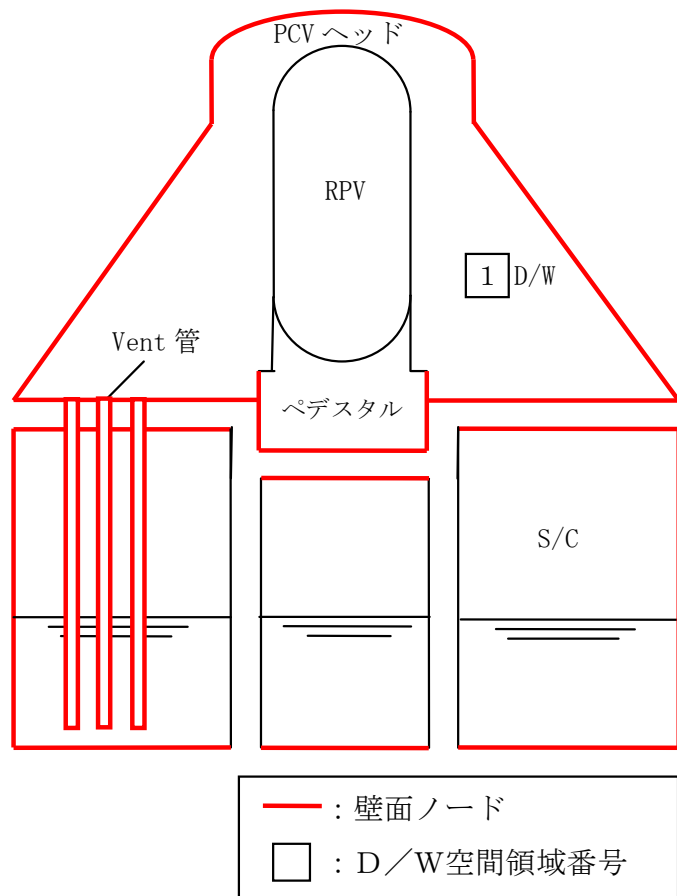
事故シーケンス		ベースケース		感度解析ケース	
		格納容器破損時刻	格納容器破損モード	格納容器破損時刻	格納容器破損モード
高圧	T Q U X	3.3h	過温破損	3.6h	過温破損
	長期 T B	14.4h	過温破損	14.4h	過温破損
低圧	T Q U V	15.9h	過圧破損	13.5h	過温破損
	A E	1.6h	過温破損	5.6h	過温破損

表 2 格納容器破損モード別の C F F 比較表

格納容器破損モード	①感度解析ケース		②ベースケース		①／②
	格納容器破損頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	格納容器破損頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	割合
インターフェイスシステム L O C A	4.8E-10	<0.1	4.8E-10	<0.1	1.0
格納容器隔離失敗	6.1E-10	<0.1	6.1E-10	<0.1	1.0
早期過圧破損（未臨界確保失敗）	2.5E-08	<0.1	2.5E-08	<0.1	1.0
過圧破損（崩壊熱除去失敗）	6.0E-05	99.8	6.0E-05	99.8	1.0
過圧破損（長期冷却失敗）	2.3E-09	<0.1	2.0E-08	<0.1	0.1
過温破損（P R V 高圧破損）	7.9E-08	0.1	7.9E-08	0.1	1.0
過温破損（P R V 低圧破損）	1.8E-08	<0.1	4.9E-10	<0.1	37.6
格納容器雰囲気直接加熱	8.5E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	1.0
水蒸気爆発（ペDESTAL（ドライウエル部））	2.3E-14	<0.1	2.2E-14	<0.1	1.0
水蒸気爆発（サブプレッション・プール）	2.5E-09	<0.1	2.5E-09	<0.1	1.0
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	<0.1	1.3E-10	<0.1	1.0
全格納容器破損頻度	6.1E-05	100.0	6.1E-05	100.0	1.0



# ベースケース



# 感度解析ケース

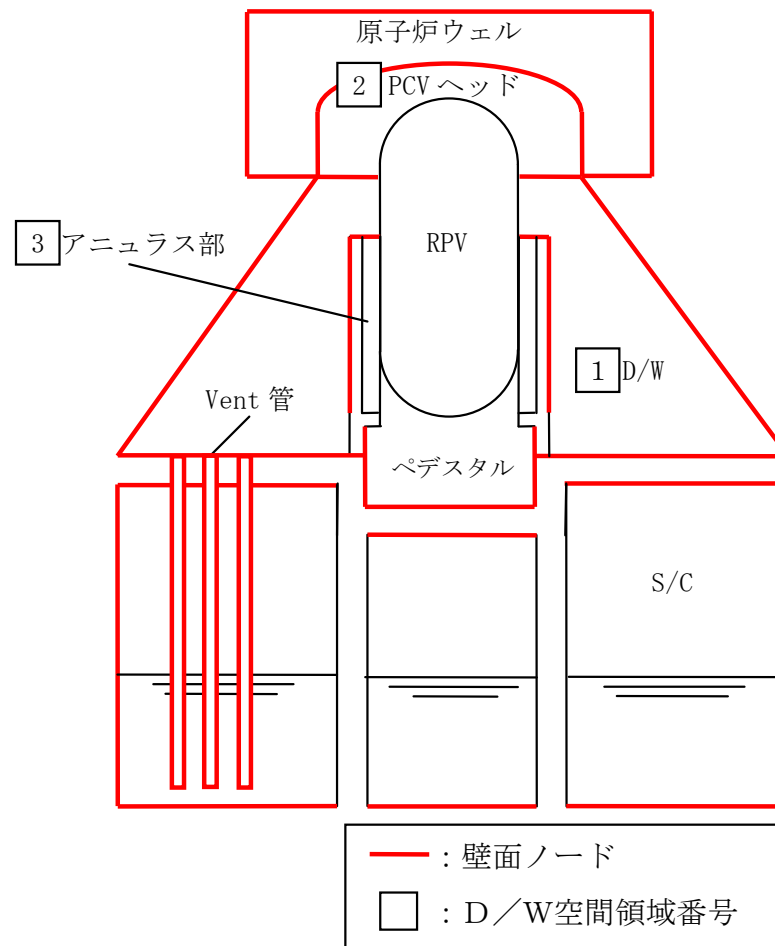


図 1 格納容器ノード図 (ベースケース及び感度解析ケース)



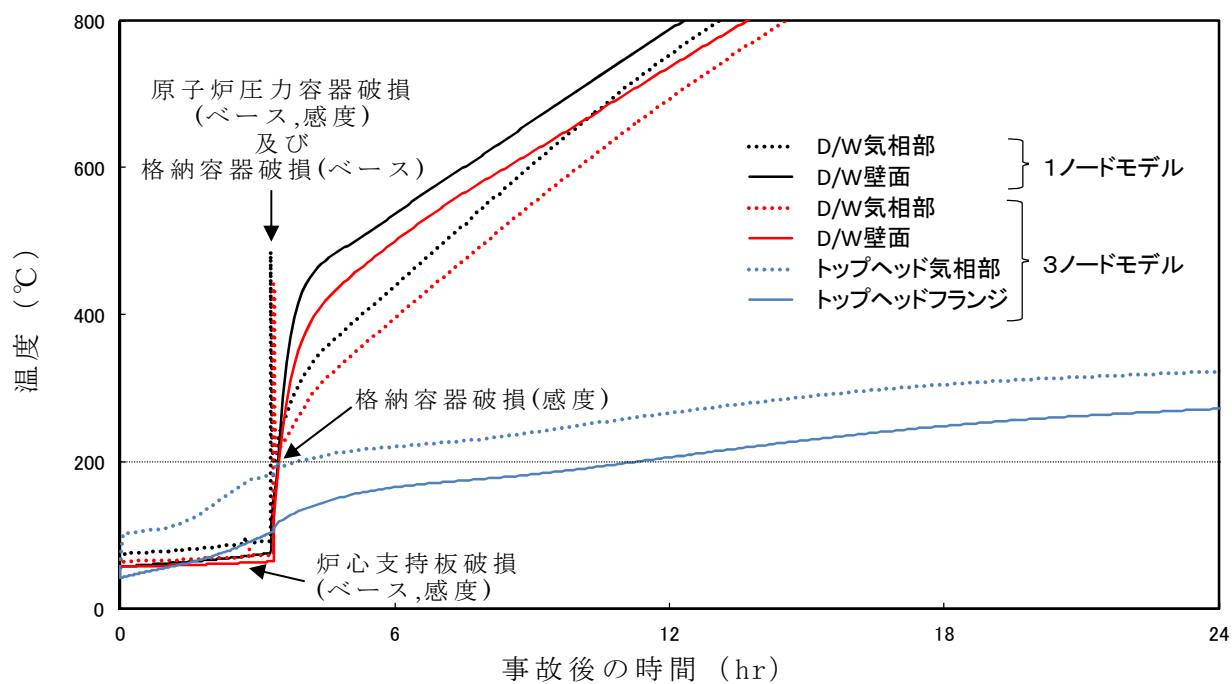


図 2 T Q U Xシーケンスの事故進展解析結果

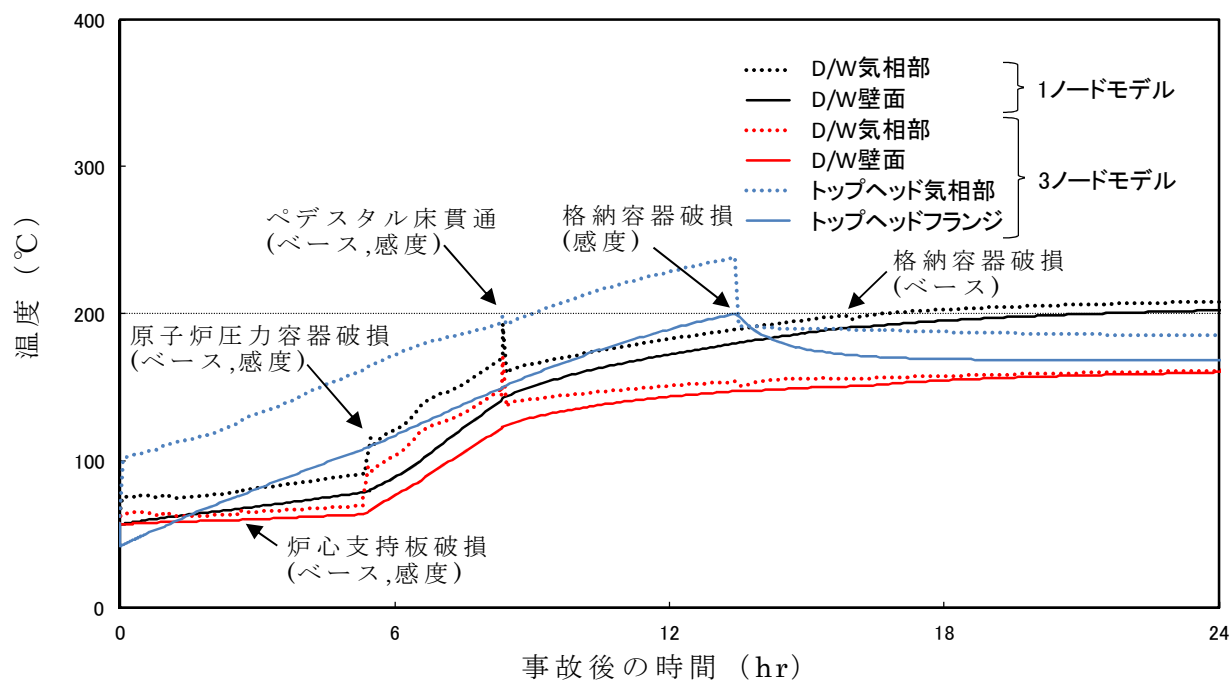


図 3 T Q U Vシーケンスの事故進展解析結果



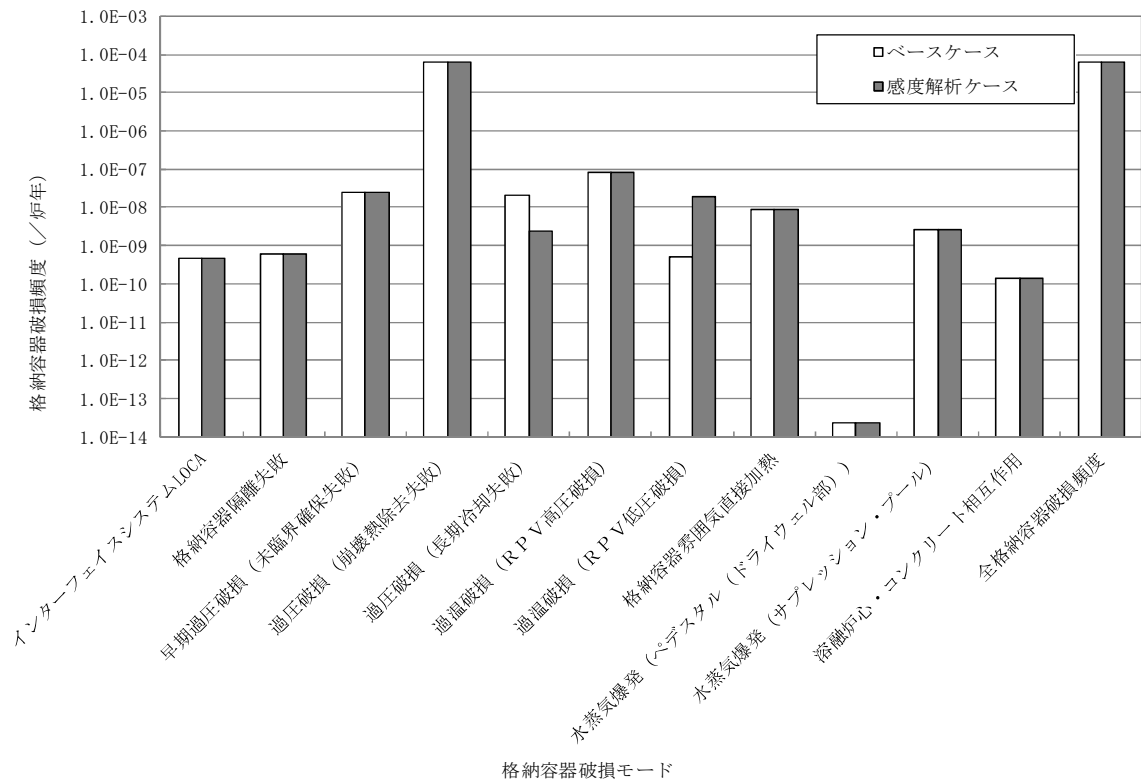


図 4 格納容器破損モード別の C F F 比較図



物理化学現象に係る分岐確率の設定方法

格納容器イベントツリーにおける  
物理化学現象による格納容器破損確率の設定方法

1. 圧力容器内溶融物保持（I V R）
2. 格納容器雰囲気直接加熱（D C H）
3. 炉外水蒸気爆発（F C I）
4. 溶融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）



# 1. 压力容器内溶融物保持（I V R）



## 1.1 現象の概要

圧力容器内溶融物保持（以下「I V R」という。）は，炉心損傷後に溶融炉心が下部プレナム部へ落下して下鏡の上に堆積したとしても，下部プレナムの残存水によって原子炉圧力容器下部が早期に破損することなく，その後の注水系復旧等により溶融炉心が原子炉圧力容器内に冷却・保持される現象である。

## 1.2 I V R 分岐確率の評価方法について

D E T（Decomposition Event Tree）上の不確かさ評価により，I V R 失敗確率の確率分布を以下のとおり評価する。I V R 現象の確率論的評価の枠組みを図 1-1 に示す。

- (1) I V R 現象の支配パラメータについて D E T ヘディングの条件を設定する。
- (2) 支配パラメータを基に D E T を作成する。
- (3) I V R 現象を解析する評価コードを用いて，D E T 上の各パスの条件で I V R 解析を実施し，I V R 達成の有無を評価する。
- (4) D E T 上の各分岐に対して，確率値又は確率密度関数を与え，モンテカルロサンプリングにより，不確かさを考慮した I V R 失敗確率の確率分布を評価する。

以上の評価により得られた I V R 失敗確率の確率分布の平均値を I V R 分岐確率として設定する。



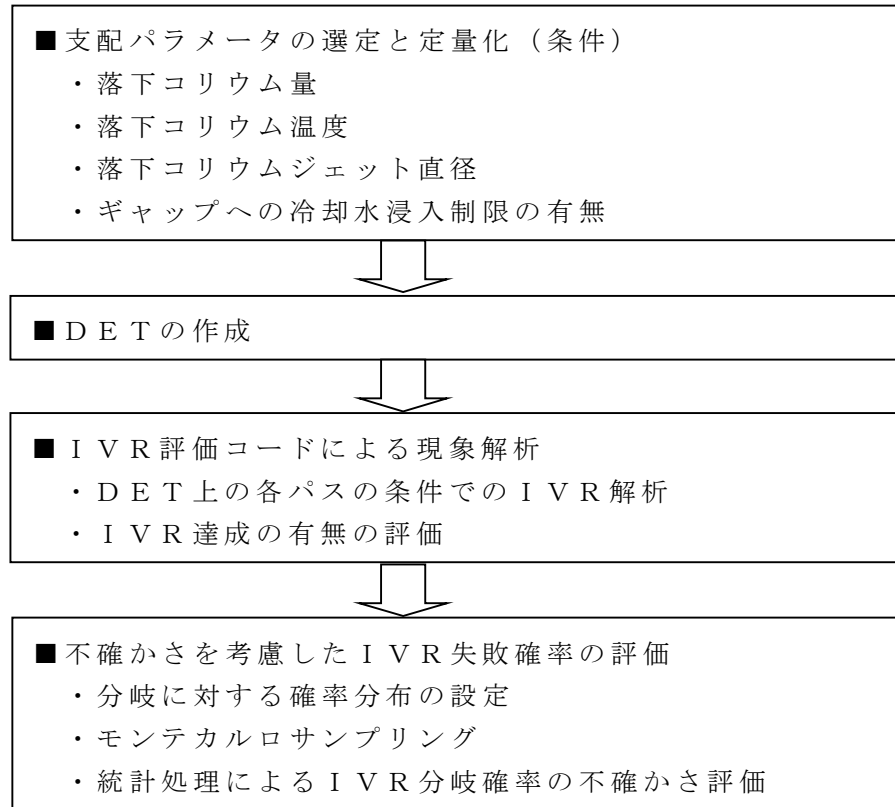


図1-1 I V R 現象の確率論的評価の枠組み

### 1.3 I V R 分岐確率の評価結果

#### 1.3.1 支配パラメータのDETヘディングの条件設定

I V R 現象の発生に関連して、不確かさを考慮する支配パラメータとして、以下のパラメータを選定した。

- ・ 落下コリウム量
- ・ 落下コリウム温度
- ・ 落下コリウムジェット直径
- ・ ギャップへの冷却水浸入制限の有無

(補足資料1.1)

選定した支配パラメータについて、表1-1に示すとおりDETヘディングの条件を設定した。



表 1-1 支配パラメータの D E T ヘディングの条件設定

支配パラメータ	D E T ヘディングの条件	設定の考え方
落下コリウム量	以下の 2 条件を設定 ・ 70% 炉心 ・ 100% 炉心	コリウム量は，M A A P で評価した結果（70% 炉心）及び不確かさを考慮して保守的に大量落下した場合（100% 炉心）を設定  （補足資料 1.2）
落下コリウム温度	以下の 2 条件を設定 ・ 2,500K ・ 2,800K	炉心構成物質の共晶反応により熔融温度には幅があると考え，M A A P の事故進展解析における炉心熔融判定温度（2,500K）及び酸化物系の共晶温度に相当する温度（2,800K）を設定
落下コリウムジェット直径	以下の 3 条件を設定 ・ 直径 0.05m ・ 直径 0.10m ・ 直径 0.15m	・ 熔融コリウムは，C R チューブ間（最大およそ 0.15m）を液柱状で落下することを想定 ・ ジェット直径は最小値 0.01m から最大値 0.15m の範囲で分布し，かつ，M A A P のデフォルト値 0.10m の確率密度が最も高い（最尤値）ものとして仮定した三角分布から，代表的な 3 点を設定
ギャップへの冷却水浸入制限の有無	以下の 2 条件を設定 ・ 浸入制限無し ・ 浸入制限有り	ギャップへの冷却水浸入に関して，ギャップ位置にかかわらず常に冷却水がギャップに浸入する場合（浸入制限無し）及びギャップへの水の浸入が水蒸気の上昇流によって制限される場合（浸入制限有り）を想定

### 1.3.2 D E T の作成

選定した支配パラメータに分岐を設定した D E T を図 1-2 に示すとおり作成した。

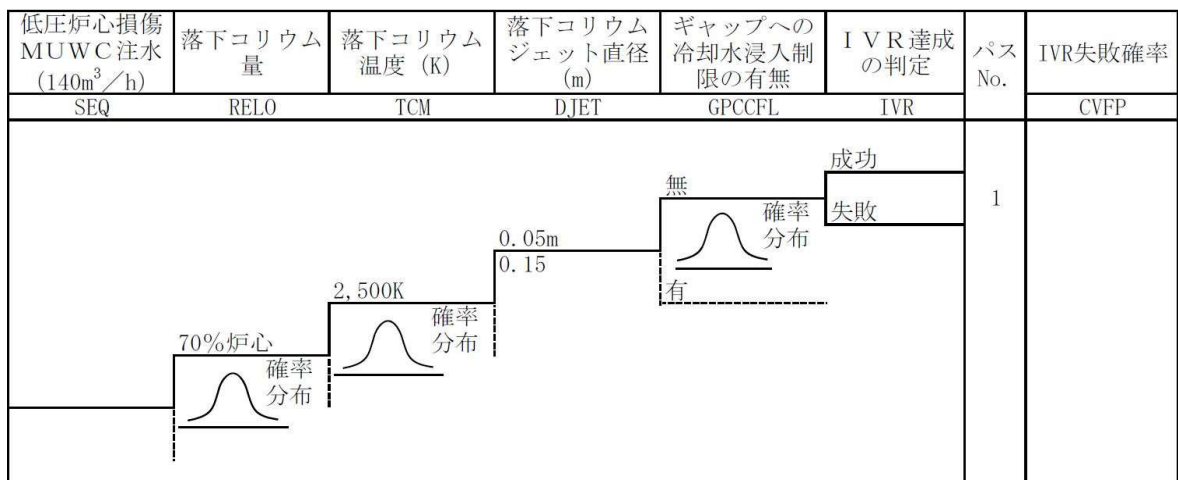


図 1-2 I V R 評価の D E T 構造の一部



### 1.3.3 I V R 現象を解析する評価コードによる現象解析

I V R 現象を解析する評価コードを用いて，D E T 上の各パスの条件で I V R 解析を実施し，I V R 達成の有無を評価した。

(補足資料 1.3)

対象とするシナリオは，低圧シーケンス（T Q U V）において，溶融炉心の落下開始と同時に（＝炉心支持板破損と同時に）に復水補給水系（以下「M U W C」という。）による復旧注水（ $140\text{m}^3/\text{h}$ ）を実施する場合を想定した。

初期条件は，M A A P コードによる炉心支持板破損時点の結果を用いて，溶融炉心の落下開始から計算を開始し，D E T 上の各パスについて現象解析を実施した。

評価対象シーケンスの初期条件を表1－2に，I V R 現象を解析する評価コードによる現象解析結果を表1－3に，それぞれ示す。

(補足資料1.4)

表1－2 評価対象シーケンスの初期条件

項 目	低圧シーケンス（T Q U V）
	注水遅延後 M U W C 復旧注水
解析開始時刻	事象発生後 1.5h
初期圧力	0.46MPa
初期水量	93t
注水流量	$140\text{m}^3/\text{h}$



表 1－3 I V R 現象を解析する評価コードによる現象解析結果

落下コリウム量	落下コリウム温度 (K)	落下コリウムジェット直径 (m)	ギャップへの冷却水浸入制限の有無	下部プレナムドライアウト	下部ヘッド破損時刻 (h)	下部ヘッド破損形態

#### 1.3.4 不確かさを考慮した I V R 分岐確率の評価

D E T ヘディング上の各分岐に対して，確率値又は確率密度関数を表 1－4 に示すとおり与え，モンテカルロサンプリングにより統計処理を行うことで，不確かさを考慮した I V R 失敗確率の確率分布を評価し，その平均値を I V R 分岐確率として表 1－5 に示すとおり設定した。



表 1-4 D E T 分岐に与えた確率値又は確率密度関数

D E T 分岐	確率値又は確率密度関数	設定の考え方								
落下コリウム温度	2,500K の分岐に対して以下の確率密度関数を設定し，残りの確率値(1-p)を 2800K の分岐に対して設定 分布形：三角分布 最小値：0.0 最尤値：0.5 最大値：1.0	確率 0.5 を最尤値とし，0.0 から 1.0 の範囲で三角分布を設定								
落下コリウムジェット直径	3 つの分岐に対してそれぞれ以下の確率値を設定 <table><tr><th>直 径</th><th>確 率 値</th></tr><tr><td>0.05m</td><td>0.15</td></tr><tr><td>0.10m</td><td>0.50</td></tr><tr><td>0.15m</td><td>0.35</td></tr></table>	直 径	確 率 値	0.05m	0.15	0.10m	0.50	0.15m	0.35	先に述べたジェット直径の確率分布（最小値 0.01m，最尤値 0.10m，最大値 0.15m の三角分布）上における 3 つの代表点の確率値  (補足資料 1.5)
直 径	確 率 値									
0.05m	0.15									
0.10m	0.50									
0.15m	0.35									
ギャップへの冷却水浸入制限の有無	浸入制限無しの分岐に対して以下の確率密度関数を設定し，残りの確率値(1-p)を浸入制限有りの分岐に対して設定 分布形：三角分布 最小値：0.0 最尤値：0.5 最大値：1.0	実炉スケールの大量デブリ堆積の場合，下鏡底部のギャップまで冷却水が浸入するか否かは不確かさが大きいと考え，0.5 の確率密度が最も高いものとし，0.0 から 1.0 の範囲で三角分布を設定								
I V R 達成の判定	(a) I V R 評価結果が「成功」の場合，成功の分岐に対して 1.0 を設定，失敗の分岐に対して 0.0 を設定 (b) I V R 評価結果が「失敗」の場合，成功の分岐に対して 0.0 を設定，失敗の分岐に対して 1.0 を設定	I V R 現象を解析する評価コードによる現象解析結果の反映								



表 1－5 I V R 分岐確率

<p>I V R 分岐確率  (I V R 失敗確率の確率分布の平均値)</p>	
--	--



D E Tにより不確かさを考慮する

支配パラメータの選定について（I V R）

I V R現象は，炉心損傷後に熔融炉心が下部プレナム部へ落下して下鏡の上に堆積したとしても，下部プレナムの残存水によって原子炉圧力容器下部が早期に破損することなく，その後の注水により熔融炉心が原子炉圧力容器内で冷却・保持される現象である。

これまでの知見より，I V R現象の主要過程は以下のように分けられる。

- ・ 下部プレナムへの熔融物移行（リロケーション）
- ・ 水中での落下熔融物の分散及び冷却
- ・ 落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用
- ・ 堆積デブリ上面からのプール水による冷却
- ・ 連続デブリ層表面でのクラスト形成と熔融プール内自然対流熱伝達
- ・ 連続デブリ層と下鏡との狭隘ギャップ形成及びギャップ沸騰冷却
- ・ 原子炉圧力容器下鏡破損

これらの各過程に対する現状の知見及びI V R現象に支配的なパラメータについて，以下に整理する。



a. 下部プレナムへの溶融物移行（リロケーション）

炉心溶融進展に伴う下部プレナムへのコリウムリロケーション量（流量と落下総量）は，下部プレナム残存水との相互作用の結果，下部プレナムに堆積するデブリの性状，すなわち後述する粒子状デブリベッドと連続デブリ層との存在割合に大きく影響を与える。

一般に，後期炉心溶融過程については不確かさが大きい，事故シナリオ（低圧炉心損傷か高圧炉心損傷か，あるいは原子炉圧力容器内部注水の条件）によって，下部プレナムへのコリウム落下挙動は異なると考えられる。また，落下コリウムの温度は，下部プレナム残存水との相互作用による冷却水インベントリ減少の速さや下鏡の熱負荷の大きさに影響するが，炉心構成物質（ $\text{UO}_2$ ， $\text{Zr}$ ， $\text{ZrO}_2$ 及びステンレススチール）によって不確かさ幅を有すると考えられる。

b. 水中での落下溶融物の分散及び冷却

下部プレナムへ炉心溶融物が落下を開始する時点では下部プレナムに残存水があり，水中に溶融物が落下する場合には，ジェットブレイクアップにより一部が粒子化することが，実験的に確認されている（FARO実験やCOTELS実験）。粒子化する割合が大きいほどデブリは冷却されやすく，IVR達成の可能性が大きくなると考えられる。一方，粒子化によってデブリ冷却が促進されるほど，下部プレナム残存水の減少は速く，注水系の復旧タイミングや注水流量が重要となる。

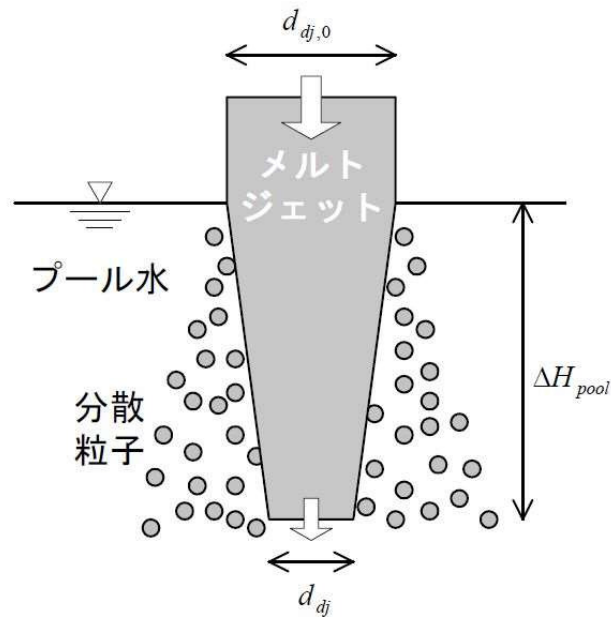
落下コリウムの粒子化割合は，MAAPコードにも組み込まれている Ricou-Spalding の相関式をコリウムのジェットブレイクア



ップに応用することによって，下図のように評価が可能である。

$$\text{水深 } \Delta H_{pool} \text{ でのジェット直径: } d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left( \frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$$

$$\text{粒子化割合: } \Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$



図補足 1.1-1 水中での落下溶融物の分散及び冷却

この粒子化割合  $\Phi_{ent}$  は，初期ジェット直径  $d_{dj,0}$  とプール水深  $\Delta H_{pool}$  に大きく影響される。ここで，プール水深（プール水量）は事故シナリオに依存するが，初期ジェット直径については不確かさが大きいと考えられる。また， $E_0$  はエントレインメント係数と呼ばれる定数項であり，電共研の実験から CRD ガイドチューブの存在によって空間的に拘束がある場合には 0.045 であることが確認されている。

#### c. 落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用

I V R 成立のためには，堆積デブリによって貫通配管部が損傷しないこと（早期の原子炉圧力容器破損無し）が必要条件である。



これまでの実験的知見として、某社 PWR の計装配管（二重管）を模擬した E P R I / F A I 実験によれば、熔融物（アルミナ）がペネ部に浸入しても凝固し、圧力バウンダリとしての破損は生じなかったことが報告されている。また、C O R V I S 実験（スイス P S I）でも同様に、ドライ条件で BWR ドレン配管に熔融物（アルミナ）が浸入しても凝固し、健全性を維持したことが報告されている。これらの実験的知見から、落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用によって、コリウム落下直後に貫通部の早期破損が生じる可能性は小さいと考えられる。

d. 堆積デブリ上面からのプール水による冷却

水中での落下熔融物の分散によって生じた粒子が堆積して粒子状デブリベッドが生じることは、F A R O 実験（J R C I S P R A）や C O T E L S 実験（N U P E C）において確認されている。粒子状デブリベッドの下部プレナム残存水による冷却性については、既往研究に基づき Lipinski のドライアウトヒートフラックスモデルによって除熱量が評価可能である。本モデル（相関式）による除熱量は主としてデブリ粒子径に依存するが、水中で分散した粒子径については幾つかの相関式や T M I - 2 事故分析からおおむね 1～5mm と考えられ、この粒子範囲では粒子状デブリベッドの崩壊熱を十分に除去可能と評価される。

また、粒子化せず連続層として堆積したデブリからの除熱は、平板での Kutateladze タイプの限界熱流束相関式（最大除熱量）や膜沸騰熱伝達相関式による評価が可能であり、連続デブリ層の崩壊熱が除去可能か否かは連続デブリ層の堆積量（厚さ）に依存する。



e. 連続デブリ層表面のクラスト形成と熔融プール内自然対流熱伝達

連続デブリ層の表面は，下部プレナム残存水や下鏡との接触により凝固点以下となってクラストを形成し，内部は発熱を伴う自然対流が生じると考えられる。内部発熱を伴う自然対流熱伝達については，方位角に依存した実験相関式により評価が可能である。

f. 連続デブリ層と下鏡の狭隘ギャップ形成及びギャップ沸騰冷却

下部ヘッドに堆積した連続デブリ層は，下鏡を加熱するものの完全には固着せずにギャップを形成し，下鏡のクリープ変形によるギャップ拡大によって冷却水が浸入したことが，T M I - 2 事故での下部ヘッド急冷メカニズムと考えられている。ギャップ形成と容器壁の冷却は I V C 実験（F A I 社）及び A L P H A 実験（J A E R I）によって確認されている。また，狭隘ギャップでの沸騰除熱特性については，傾斜角度の効果を考慮した電共研実験相関式より評価が可能である。

ただし，実炉スケールでの堆積デブリ量は，炉心全量落下（110 万 kWe 級プラント）条件では 200t 以上にもなり，T M I - 2 事故における 20t に比べて著しく大きい場合が想定される。現時点では，大量の連続デブリ層が堆積した場合にも下部プレナム底部のギャップまで冷却水が浸入するか否かは不確かさが大きいと考えられる。

g. 原子炉圧力容器下鏡破損

原子炉圧力容器下鏡破損のメカニズムとしては，堆積デブリによって下鏡が加熱された結果，C R D チューブや計装管を接続する溶接部分の健全性が失われてチューブが逸出するいわゆる“チ



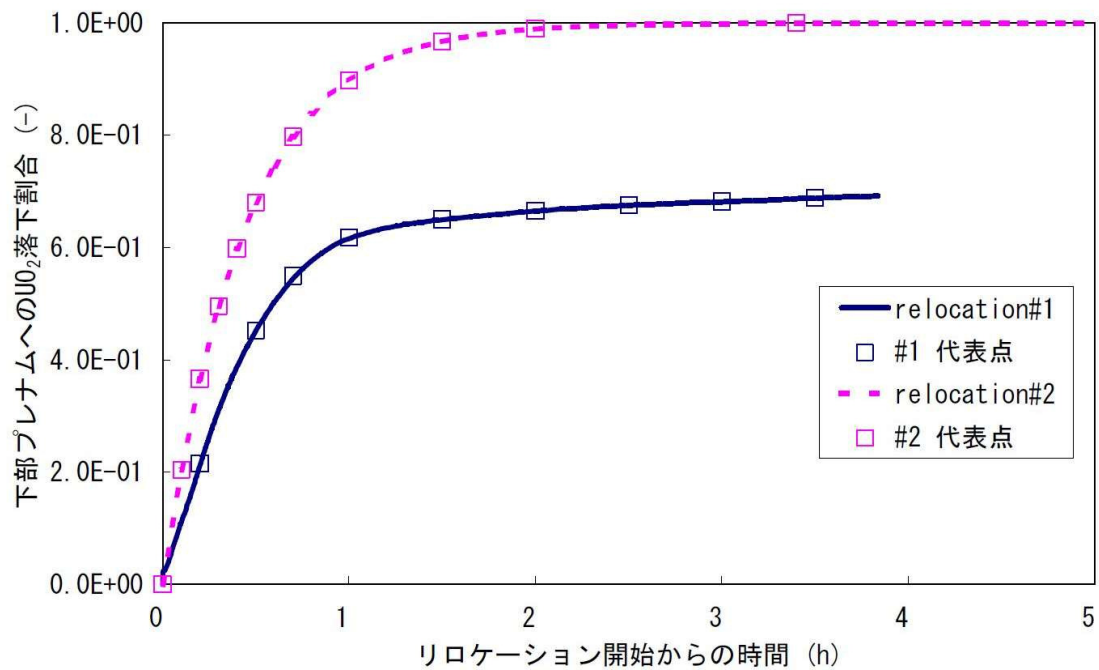
チューブインжекション”あるいは“下鏡クリープ破断”が想定される。“チューブインжекション”は，溶接部でのせん断応力と温度上昇による強度低下から評価することができる。また，“下鏡クリープ破断”については，過渡的な下鏡応力及び下鏡温度を評価することによって判定することができる。



## 落下コリウム量のM A A P 解析について

図補足 1.2-1 にM A A P による低圧シーケンス (T Q U V) の解析結果を示す。

解析の結果, 70% 炉心が落下する結果となる (relocation#1)。なお, relocation#2 は, 100% 炉心が落下する場合を想定した  $\text{UO}_2$  落下割合の時間変化である。



図補足 1.2-1 下部プレナムへの  $\text{UO}_2$  落下割合



## I V R 現象を解析する評価コードについて

I V R 現象を解析する評価コードの全体モデル概要を図補足 1.3-1 に示す。

本コードは、解析体系を 1 ボリュームで表し、その底部にコリウムが落下する下部プレナム領域を想定し、原子炉压力容器下鏡と内部構造物（C R D）をモデル化している。境界条件には、落下コリウム条件（コリウム温度、落下流量、落下継続時間）及び注水条件（注水方法：C R D 注水又は炉内注水、注水流量等）を設定し、これらの様々な条件での I V R 評価を行う。

考慮される現象は、水中での溶融コリウム落下挙動から、コリウム堆積後のプール水及び原子炉压力容器下鏡／内部構造物との熱的相互作用に関わるもので、次のような要素モデルである。

## (1) プール水中落下時の溶融物の分散冷却

## a. 水中での落下溶融物の分散・冷却モデル

- ・粒子化割合算出に Ricou-Spalding の相関式を応用
- ・粒子径は Henry 他の相関式による

## b. 分散粒子の Z r - 水反応モデル

- ・水中での粒子滞留時間を考慮し、Baker-Just の実験データに基づく Z r 酸化割合を入力

## (2) 堆積コリウムからの熱移行

## c. 粒子状コリウムベッドの冷却モデル

- ・Lipinski のドライアウト熱流束相関式

## d. 連続コリウム層表面でのクラスト形成と溶融プール内自然対



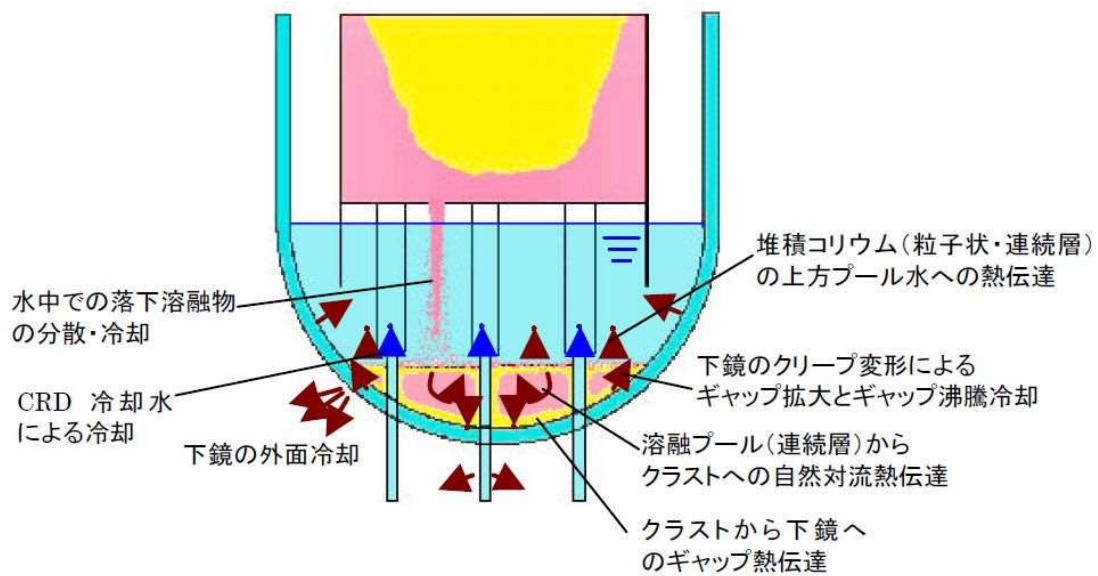
#### 流熱伝達モデル

- ・ 準定常を仮定したクラストエネルギーバランス
- ・ Jahn-Reineke の発熱を伴う自然対流相関式
- e. 連続コリウム層上面での冷却モデル
  - ・ プール沸騰曲線に依存した熱伝達相関式（核沸騰：Rohsenow, 膜沸騰：Berenson）
  - ・ あるいは，限界熱流束相関式
- f. 原子炉圧力容器下鏡との間でのギャップ沸騰冷却モデル
  - ・ 狭隘ギャップの最大熱流束相関式を用いる Suh 他の評価モデル
- g. C R D 冷却水による冷却モデル
  - ・ 沸騰曲線に依存したプール沸騰熱伝達相関式

#### (3) 原子炉圧力容器下鏡挙動

- h. 原子炉圧力容器下鏡のクリープ変形モデル
  - ・ ラーソンミラパラメータ相関式を用い，クリープ破断モデルを適用した Suh 他の評価モデル
- i. 原子炉圧力容器外部冷却モデル
  - ・ 沸騰曲線に依存したプール沸騰熱伝達相関式





(a) 評価コードの要素モデル

図補足 1.3-1 評価コードの全体モデル概要



I V R 失敗の判断基準について

I V R 失敗の判断基準は， I V R 現象を解析する評価コードによる現象解析に基づき，下鏡貫通配管（C R D チューブ）の逸出あるいは下鏡のクリープ破断に至った場合とする。

下鏡貫通配管の逸出は，下鏡との溶接部が過温状態となって健全性が失われ，チューブが逸出する「チューブイジェクション」を想定したものである。

下鏡のクリープ破断については，

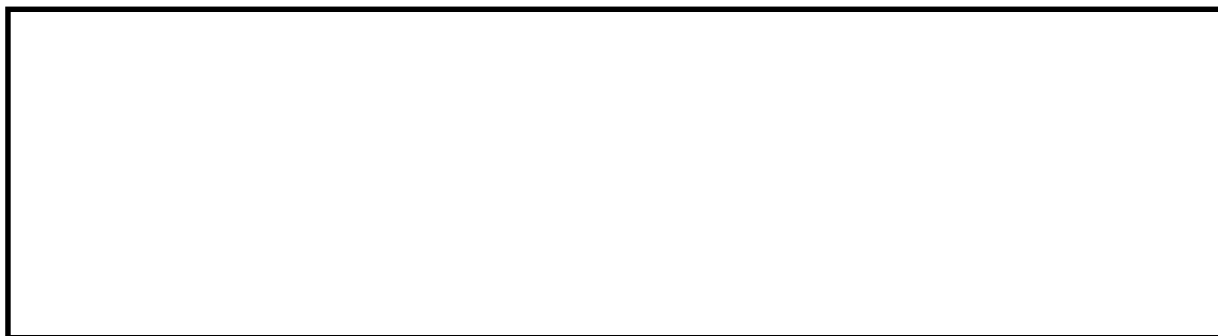
及び

から，破断時間  $t_r$  を求め，評価する。

過渡計算では，が変化するため，破断時間  $t_r$  も変化する。このため，



のクリープ変形による [ ] を定義し、 [ ] において、評価開始からの [ ] を求め、 [ ] となる時点でクリープ破断と判定する。





落下コリウムジェット直径の  
D E T 分岐確率の設定の与え方について

落下コリウムジェット直径の確率分布図を図補足1.5-1に示す。D E T 分岐として設定した3点（0.05m, 0.10m, 0.15m）の確率の与え方は以下のとおり。

(1) ジェット直径が0.05mのとき

累積確率は0.15であり，確率は0.15となる。

(2) ジェット直径が0.10mのとき

累積確率は0.65であり，確率は $0.65 - 0.15 = 0.50$ となる。

(3) ジェット直径が0.15mのとき

累積確率は1.00であり，確率は $1.00 - 0.65 = 0.35$ となる。



図補足 1.5-1 落下コリウムジェット直径の確率分布



## 2. 格納容器雰囲気直接加熱（D C H）



## 2.1 現象の概要

格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）は，原子炉圧力容器が高圧状態で破損することにより，破損口から高速のガス流によって微粒子化したデブリがドライウエル空間部へ移行し，デブリの保有熱及び金属成分と水との反応熱によりドライウエル雰囲気を直接加熱する現象である。DCHが発生した場合，ドライウエル雰囲気の直接加熱による非凝縮性ガスの膨張等により格納容器圧力が急激に上昇し，格納容器過圧破損に至る可能性がある。

## 2.2 DCHによる格納容器破損の分岐確率の評価方法について

ROAM手法により，DCHによる格納容器破損確率の確率分布を以下のとおり評価する。ROAM手法による評価の流れを図2-1に示す。

- (1) DCH現象の支配パラメータについて確率密度関数（pdf）を設定する。
- (2) 支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係（CR）を評価する。
- (3) 格納容器圧力に対する格納容器フラジリティカーブを設定する。
- (4) 支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係及び格納容器フラジリティカーブを基にモンテカルロサンプリングにより，格納容器破損確率の確率分布を評価する。

以上の評価により得られた格納容器破損確率の確率分布の平均値をDCHによる格納容器破損の分岐確率として設定する。



: 不確かさ要因

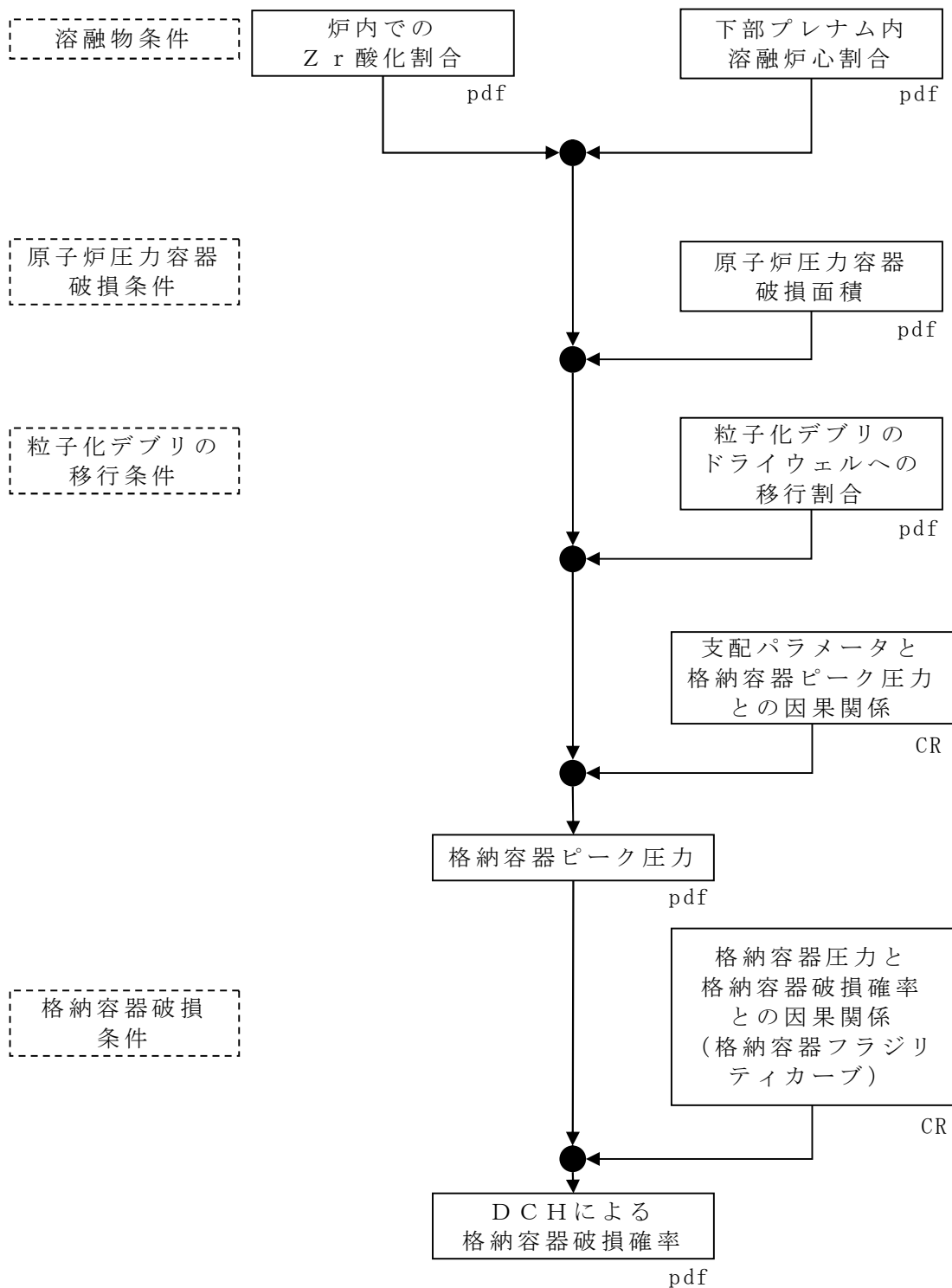


図 2-1 DCHによる格納容器破損確率の評価フロー



## 2.3 DCHによる格納容器破損の分岐確率の評価結果

### 2.3.1 支配パラメータの確率密度関数の設定

DCH現象の発生に関連して不確かさを考慮する支配パラメータとして以下のパラメータを選定した。

- ・ 炉内でのジルコニウム酸化割合
- ・ 下部プレナム内熔融炉心割合
- ・ 原子炉圧力容器破損面積
- ・ 粒子化デブリのドライウェルへの移行割合

(補足資料 2.1)

選定した支配パラメータについて，表 2-1 に示すとおり確率密度関数を設定した。



表 2-1 支配パラメータの確率密度関数の設定

支配パラメータ	確率密度関数	設定の考え方
炉内での Zr 酸化割合	分布形：三角分布 最小値：0.01 最尤値：0.24 最大値：0.53	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 先行 PRA<sup>[2-1]</sup>における複数の専門家による確率密度関数の評価の平均値を基に設定</li> <li>・ ただし、最小値は DBA-LOCA の上限値に設定</li> </ul>
下部プレナム内 溶融炉心割合	分布形：三角分布 最小値：0.1 最尤値： <input type="text"/> 最大値：1.0	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 最小値は、溶融物落下の早期に下部ヘッドが破損したとして 10 % 炉心量を設定</li> <li>・ 最尤値は、MAAP 解析に基づき 60 % 炉心量を設定</li> <li>・ 最大値は、全量の溶融物が落下するとして 100 % 炉心量を設定</li> </ul>
原子炉圧力容器 破損面積	分布形：三角分布 最小値：0.002 m <sup>2</sup> 最尤値： <input type="text"/> 最大値：2.0 m <sup>2</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 最小値は、下部ヘッドに接続されている中で最も細い計装配管相当として設定</li> <li>・ 最尤値は、CRD 貫通部 1 本の破損相当として設定</li> <li>・ 最大値はクリープ破断相当として設定</li> </ul>
粒子化デブリの ドライウエルへの 移行割合	<p>以下の評価式に基づきパラメータサンプリング計算により確率密度関数を設定</p> $F_{frag} = F_{ent} \times F_{p d-out} \times F_{no-impact}$ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <math>F_{ent} = 1</math></li> <li>・ <math>F_{p d-out}</math> 分布形：一様分布 最小値：<input type="text"/> 最大値：<input type="text"/></li> <li>・ <math>F_{no-impact}</math> 分布形：一様分布 最小値：0.8 最大値：1.0</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエルへ移行する粒子化デブリの割合 (<math>F_{frag}</math>) は、ペデスタル床上の溶融コリウムがガス流によりエントレインされる割合 (<math>F_{ent}</math>)、エントレインされた粒子がペデスタルから開口部へ流出する割合 (<math>F_{p d-out}</math>) 及びペデスタル開口部で付着しない割合 (<math>F_{no-impact}</math>) を考慮し、それぞれのパラメータのサンプリング計算により以下の式で確率密度関数を設定  <math display="block">F_{frag} = F_{ent} \times F_{p d-out} \times F_{no-impact}</math> </li> <li>・ <math>F_{ent}</math> は、保守的に全量がエントレインされるとして 1 を設定</li> <li>・ <math>F_{p d-out}</math> は、ペデスタル内粒子移行解析結果により 0～0.007 の範囲で一様分布を設定</li> <li>・ <math>F_{no-impact}</math> は、粒子移行解析結果により 0.8～1.0 の範囲で一様分布を設定</li> </ul>

### 2.3.2 支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係評価

支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係を評価するため、それぞれの支配パラメータを最大値と最小値との間で変化させた組合



せをインプットパラメータとしたM A A P 解析を実施し，それぞれの組み合わせのときの原子炉压力容器破損前の格納容器圧力（ $P_0$ ）及びD C H発生時の格納容器圧力の上昇幅（ $\Delta P$ ）を評価し，表 2-2 に示すように整理した。

その結果，それぞれの支配パラメータと原子炉压力容器破損前の格納容器圧力及びD C H発生時の格納容器圧力の上昇幅には，以下の因果関係があると分析した。

- ・炉内でのZ r 酸化割合（X）は，図 2-2 に示すとおり，原子炉压力容器破損前の格納容器圧力に対して線形の関係がある。また，評価範囲ではD C H発生時の格納容器圧力の上昇幅にはほとんど感度がない。
- ・原子炉压力容器の破損面積（A）は，図 2-3 に示すとおり，D C H発生時の格納容器圧力の上昇幅に対してほぼ指数関数近似が可能である。
- ・下部プレナム内溶融炉心割合に粒子化デブリのドライウェルへの移行割合を乗じた，全炉心量に対するドライウェルへのデブリ移行割合（F）は，図 2-3 に示すとおり，D C H発生時の格納容器圧力上昇幅に対してほぼ指数関数近似が可能である。

以上により，支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係は以下の関数として示すことができる。また，定数  $c_1 \sim c_5$  は，最小二乗法によるフィッティング計算により，表 2-3 のとおりとなる。



--

c1, c2, c3, c4, c5 : 定数

--

表 2－2 D C H時の格納容器圧力評価結果例

--

表 2－3 定数の評価結果

対象シーケンス	c 1	c 2	c 3	c 4	c 5
T Q U X					
長期 T B					



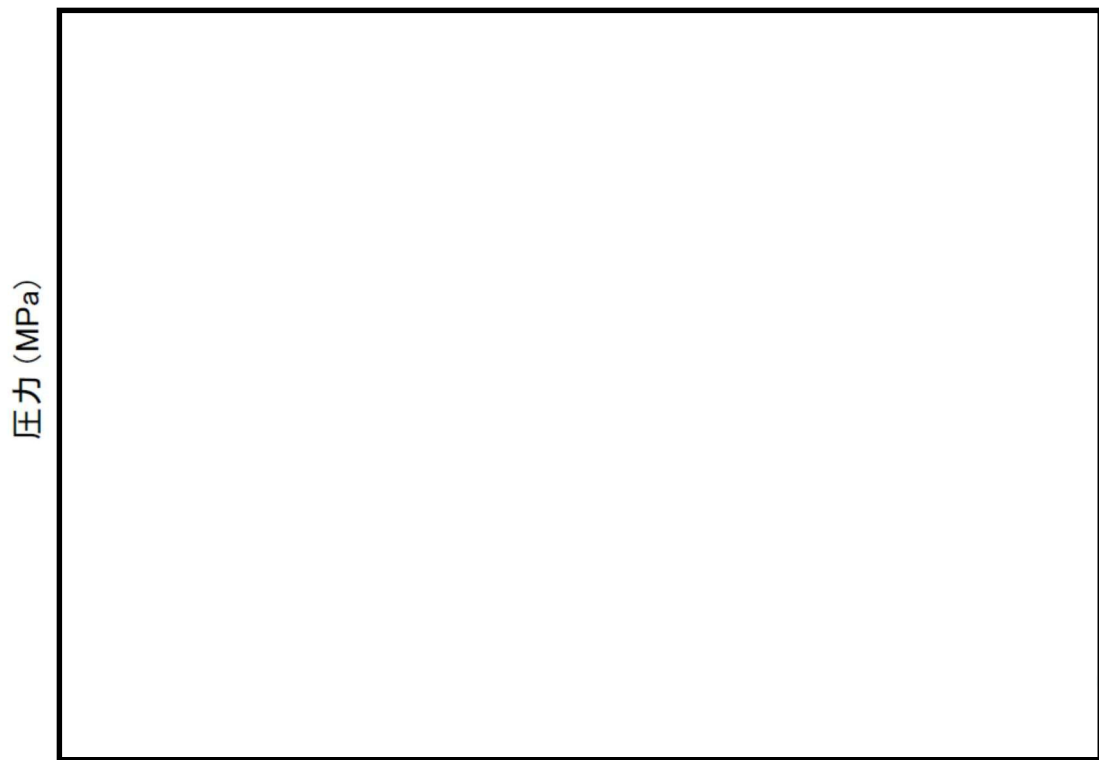


図 2-2 最小二乗法によるフィッティング計算の例

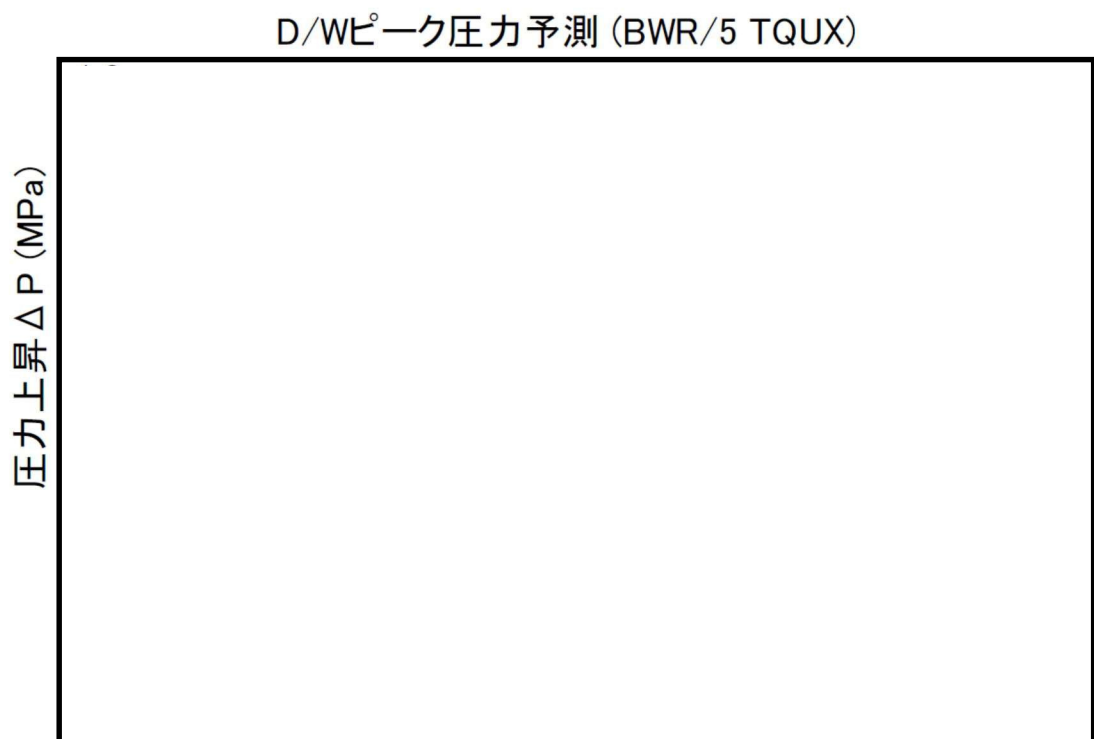


図 2-3 最小二乗法によるフィッティング計算の例



### 2.3.3 格納容器フラジリティカーブの設定

格納容器圧力と格納容器破損確率の相関（格納容器フラジリティカーブ）を図2-4に示す。格納容器フラジリティカーブは，代表的Mark-II型格納容器耐性評価線図（図2-5）において

と仮定し，不

確かさを考慮して，

とした。

（補足資料2.2）

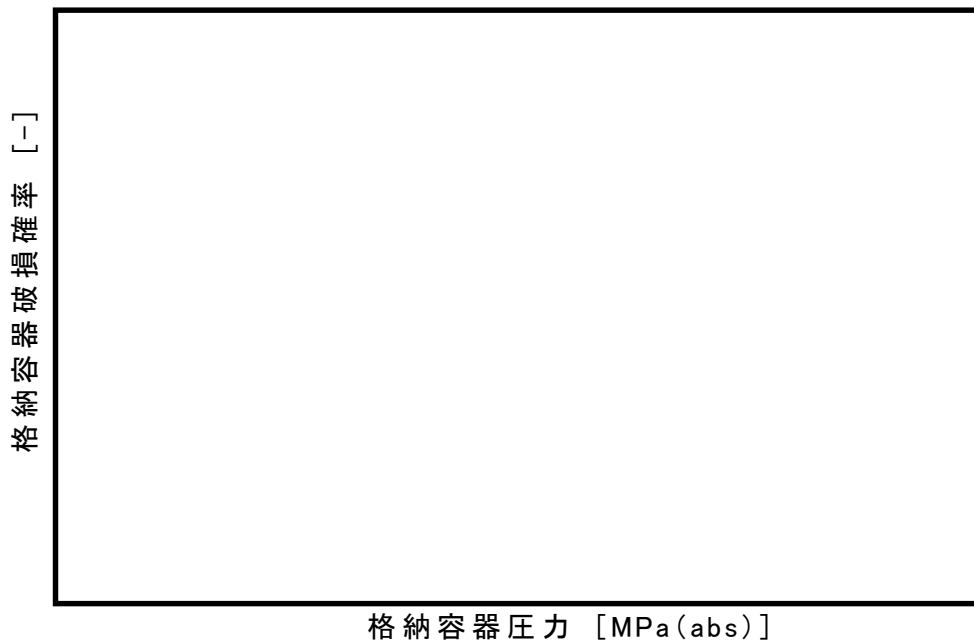


図 2-4 格納容器フラジリティ



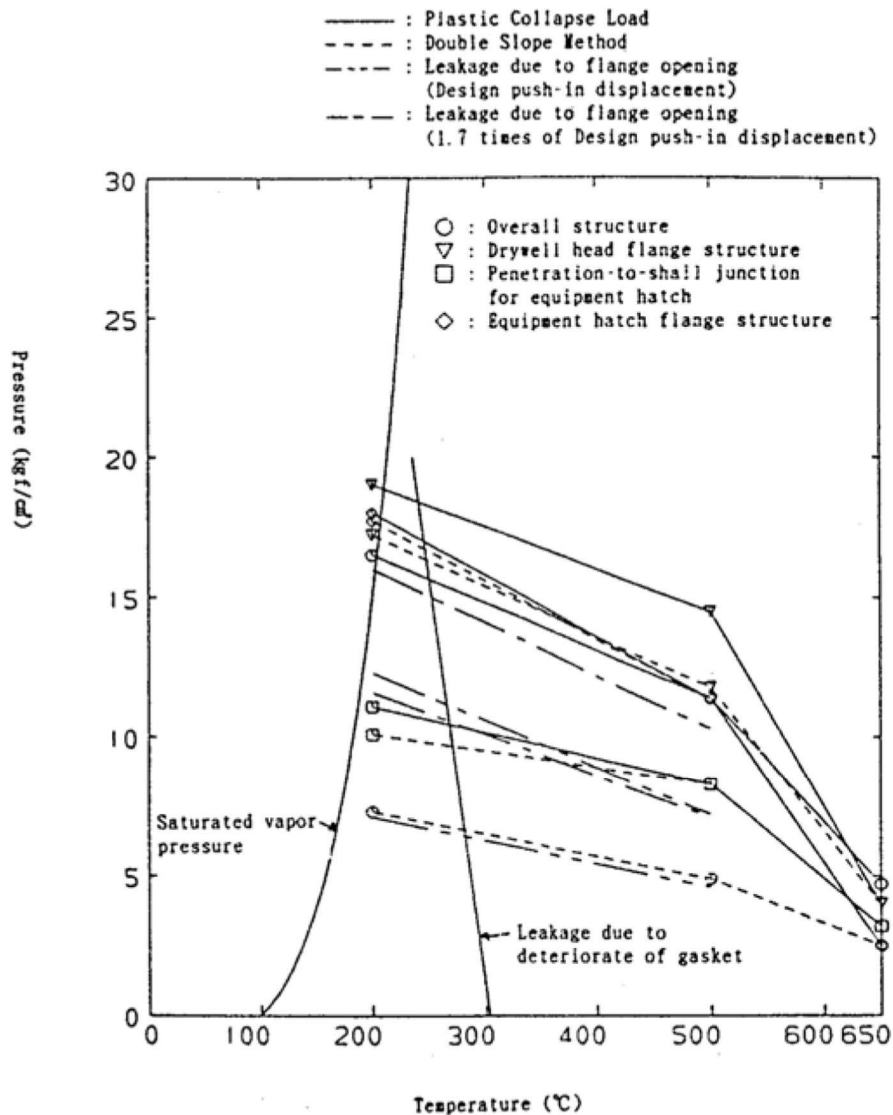


Fig.15 Endurance Evaluation Diagram (Mark I model)

図 2-5 代表的 Mark-II 型格納容器耐性評価線図<sup>[2-2]</sup>

#### 2.3.4 DCHによる格納容器破損の分岐確率の評価

支配パラメータと格納容器ピーク圧力との因果関係及び格納容器フラジリティカーブに基づき、モンテカルロサンプリングにより格納容器破損確率の確率分布を評価し、その平均値をDCHによる格納容器破損の分岐確率として設定した。



表 2-4 D C H による格納容器破損の分岐確率

	早期 R P V 破損シナリオ ( T Q U X シーケンス )	後期 R P V 破損シナリオ ( 長期 T B シーケンス )
D C H による 格納容器破損確率		



図 2-6 格納容器破損確率の確率分布評価結果 ( T Q U X シーケンス )



図 2-7 格納容器破損確率の確率分布評価結果 ( 長期 T B シーケンス )



## 2.4 参考文献

- [2-1] E. D. Gorham. et. al., "Severe Accident Risk: Methodology for the Containment Source Term, Consequence, and Risk Integration Analyses", NUREG/CR-4551, 1993
- [2-2] M. Goto, et al., "Study for Ultimate Capacity of Typical BWR Containment Vessel in Japan", ICON-3, 1995
- [2-3] L. G. Greimann, et al., "Reliability Analysis of Steel Containment Strength", NUREG/CR-2442, 1982



## ROAAM手法で不確かさを考慮する支配パラメータの選定について (DCH)

DCHは、シビアアクシデント時において、炉心溶融物が高圧状態で原子炉圧力容器から噴出した際に、高速のガス流により微粒子化した炉心溶融物がドライウェル空間に流出し、溶融物の保有熱や溶融物中の $Zr$ と水蒸気との化学反応による発熱により、格納容器雰囲気が直接加熱されることで格納容器圧力の急激な上昇を引き起こす現象である。また、 $Zr$ と水蒸気との化学反応に伴い発生する水素ガスによっても格納容器の加圧が促進される。DCH現象の概要を図補足 2.1-1 に示す。

これまでの知見により、DCH現象の主要過程は下記 3 つに分けられる。

(1) 原子炉圧力容器からの炉心溶融物放出及びガスブローダウン過程

(2) ペDESTAL（ドライウェル部）からの溶融物の分散と移行過程

(3) 格納容器雰囲気中での粒子化デブリの熱伝達及び酸化反応過程

これらの過程において影響を与えるパラメータ及びそれらのパラメータのうちROAAM手法による評価において不確かさを考慮する支配パラメータの選定の考え方について、以下に説明する。

(1) 原子炉圧力容器からの炉心溶融物放出及びガスブローダウン過程

① 下部プレナム内溶融炉心割合（原子炉圧力容器破損時）



支配パラメータとして不確かさを考慮する。原子炉圧力容器破損時に下部プレナムに存在する熔融炉心がペデスタル（ドライウェル部）床面に落下し，ブローダウンガスによりエントレインされドライウェルに流出することで，格納容器加温及び加圧に影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

#### ②原子炉圧力容器破損面積

支配パラメータとして不確かさを考慮する。原子炉圧力容器の破損面積は，ブローダウンガス流量及びその継続時間並びに原子炉圧力容器内に蓄積したガスによる格納容器加圧に影響する。ブローダウンガス流量及びその継続時間については，デブリの粒子化割合及び粒子化デブリのドライウェルへの移行割合に影響するが，デブリ粒子化割合については，保守的にペデスタル（ドライウェル部）床面に落下したデブリ全量が粒子化するものとし，粒子化デブリのドライウェルへの移行割合については，当該パラメータの中で不確かさを考慮する。よって，原子炉圧力容器破損面積は，原子炉圧力容器内に蓄積したガスによる格納容器加圧に影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

#### ③原子炉圧力容器破損時の 1 次系圧力

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。原子炉圧力容器破損時の 1 次系圧力は，ブローダウンガス流量に影響するが，ブローダウンガス流量は粒子化デブリのドライウェルへの移行割合の中で不確かさを考慮する。

#### ④溶融物放出量とガスブローダウン流量

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。溶融物放出量は，保守的に下部プレナム内の熔融炉心の全量が放出するとし，ガス



ブローダウン流量は粒子化デブリのドライウェルへの移行割合に影響するが、当該パラメータの中で不確かさを考慮する。

(2) ペデスタルからの溶融物の分散と移行過程

⑤デブリの粒子化割合

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。保守的にペデスタル（ドライウェル部）に落下したデブリ全量が粒子化するものとして設定する。

⑥粒子化デブリのドライウェルへの移行割合

支配パラメータとして不確かさを考慮する。粒子化デブリのドライウェル（ドライウェル部）床面への移行割合は、格納容器雰囲気直接加熱することにより格納容器加温及び加圧に影響するとともに、 $Z_r$ と水蒸気との反応による反応熱及び水素発生により格納容器加温及び加圧に影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

(3) 格納容器雰囲気中での粒子化デブリの熱伝達及び酸化反応過程

⑦デブリ粒子径

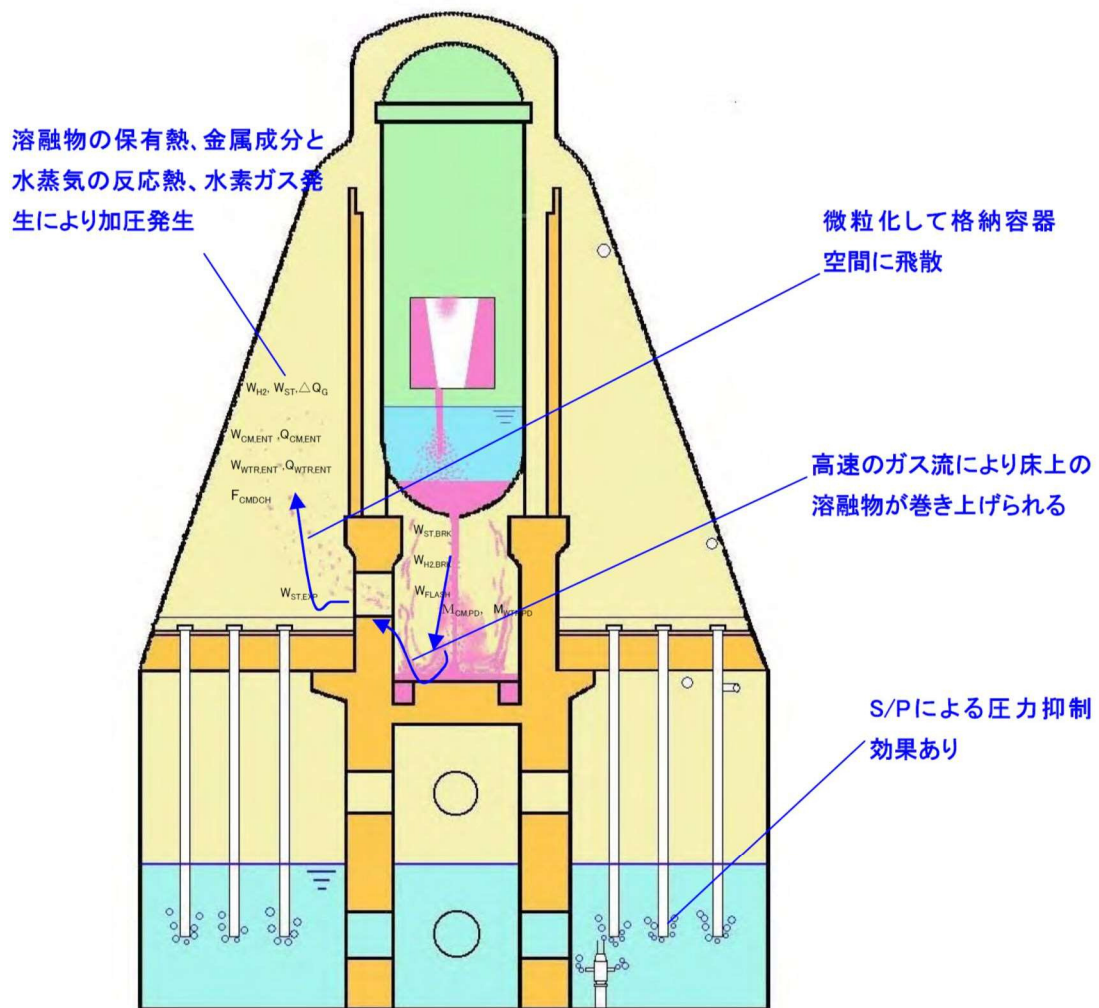
支配パラメータとして不確かさを考慮しない。デブリ粒子径によりデブリの表面積が決定する。デブリ表面積は、粒子化デブリと格納容器雰囲気との熱伝達及び粒子化デブリと水蒸気との反応に影響するが、保守的にドライウェルに流出した粒子化デブリの保有熱は全て格納容器雰囲気に移行することとし、未酸化 $Z_r$ は全て水蒸気と反応するものとする。

⑧炉内での $Z_r$ 酸化割合

支配パラメータとして不確かさを考慮する。炉内での $Z_r$ 酸化割合、下部プレナム内容融炉心割合及び粒子化デブリのドライウ



エルへの移行割合により，ドライウェルに移行する未酸化  $Zr$  量が決定される。ドライウェルに移行する未酸化  $Zr$  量は， $Zr$  と水蒸気との反応による反応熱及び水素発生により格納容器加温及び加圧に影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。



図補足 2.1-1 DCH現象の概要



### 格納容器イベントツリーにおけるDCHの取扱いについて

DCHに対する格納容器フラジリティは、格納容器圧力に対して設定する。

Mark-II 格納容器に対するDCHが発生した場合の、格納容器の圧力、雰囲気温度及び構造材の温度の挙動評価の例について図補足2.2-1に示す。これによると、DCHによる格納容器の負荷としては以下のものが考えられる。

- ①ドライウエルに拡散した粒子化デブリによるドライウエル雰囲気の急激な加温及び加圧（格納容器過圧破損）
- ②ドライウエル雰囲気からの熱伝達によるドライウエル構造材の比較的緩やかな加温（格納容器過温破損）

また、MAAPによる事故進展解析（第4.1.1.5-4表参照）の結果によれば、Mark-II 格納容器では、原子炉圧力容器が高压で破損した際にDCHが発生しなかった場合においても、原子炉圧力容器が破損した際に噴出される高温のガス流によって加熱され、過温破損に至る。

DCHは数分以内の短時間の現象であり、格納容器の負荷としては圧力が重要である。よって、今回のPRAにおいては、DCHに関して図補足2.2-2のようなイベントツリーを設定し、短期間で過圧破損が発生しない場合は、必ず過温破損に至るとした（DCHによる過圧破損が発生しなかった場合の過温破損の確率を1とした）。



D C Hによる格納容器過温破損については，不確かさは存在するものの，イベントツリーにおいてD C Hにより過圧破損に至らなかった場合は必ず過温破損に至ると設定することで，評価結果に与える影響はないと考える。



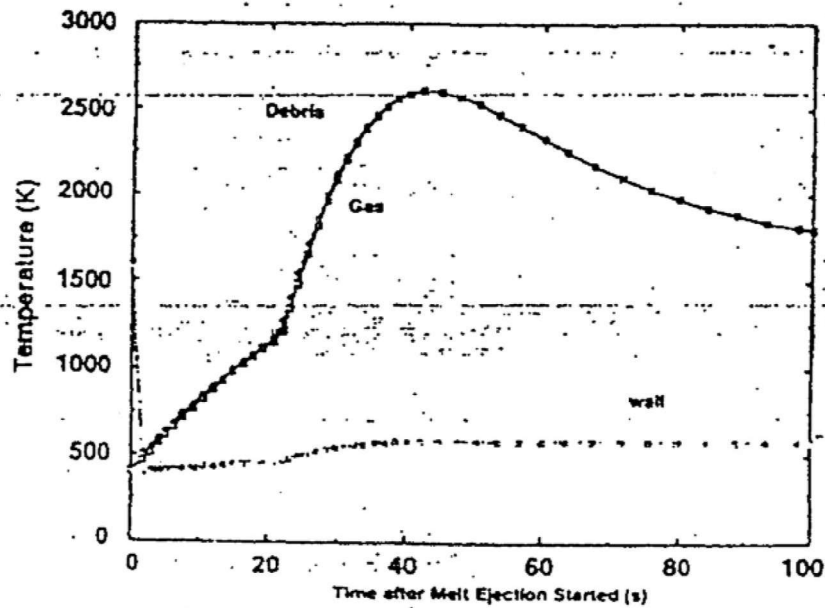


Figure 4. Temperature History of Drywell during DCH

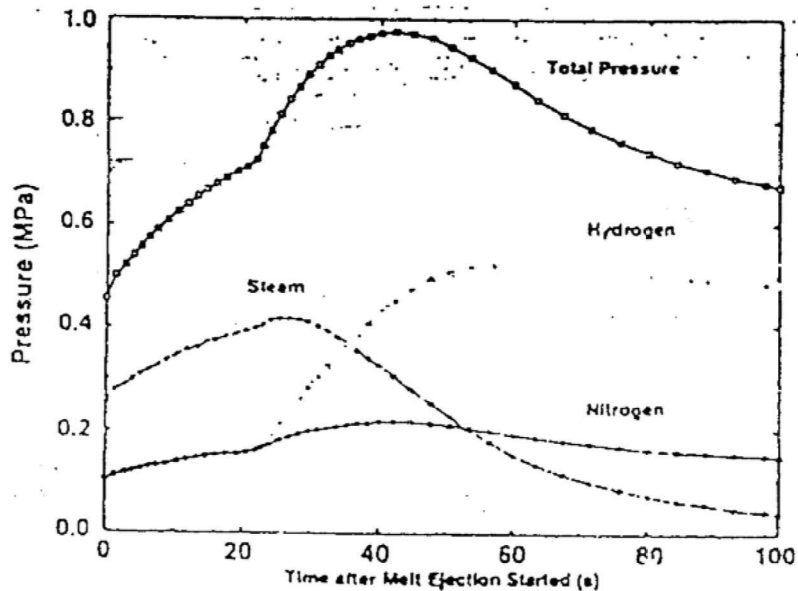


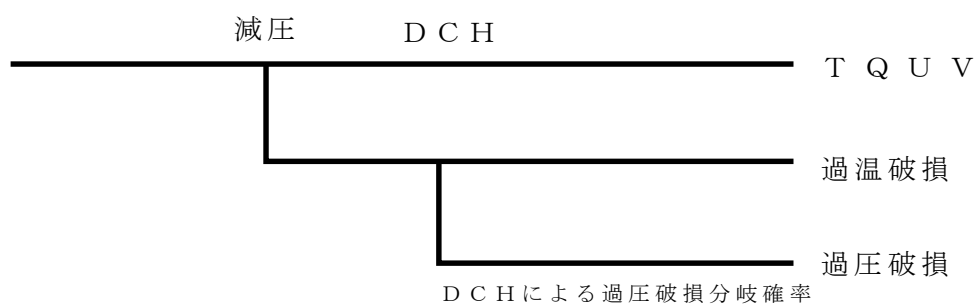
Figure 5. Pressure History of Drywell during DCH

- ・ BWR-5 / Mark-II (3,293MW) のTBシーケンスに対する解析
- ・ ドライウェル空間体積  $5400\text{m}^3$
- ・ デブリ初期温度  $1,600\text{K}$
- ・ デブリ主要組成  $\text{UO}_2$  ;  $1.5 \times 10^5 \text{kg}$ ,  $\text{Zr}$  ;  $8.8 \times 10^4 \text{kg}$ ,  
 $\text{ZrO}_2$  ;  $3.0 \times 10^4 \text{kg}$
- ・ ドライウェル初期圧力  $0.47\text{MPa}$
- ・ ドライウェル初期温度  $400\text{K}$

図補足 2.2-1 DCH発生時の格納容器挙動

(出典 ; Analysis of Direct Containment Heating in a BWR Mark-II Containment, JAERI-memo 05-139)





図補足 2.2-2 D C Hのイベントツリー



### 3. 炉外水蒸气爆発（F C I）



### 3.1 現象の概要

炉外水蒸気爆発（以下「F C I」という。）は，原子炉压力容器破損後に熔融炉心が放出された際に，高温の熔融炉心が原子炉压力容器下部の冷却材に落下すること等により水蒸気爆発が発生し，熔融炉心の持つ熱エネルギーが機械エネルギーに変換される現象である。なお，水蒸気爆発とは，蒸発速度が大きく蒸気圧力の増加速度が周囲の液体中での圧力緩和速度より大きい場合に起きる爆発的な反応である。F C Iが発生した場合，爆発による衝撃波等が格納容器の構造物にかかり，格納容器破損に至る可能性がある。

### 3.2 ペDESTAL（ドライウェル部）内でのF C Iによる格納容器破損の分岐確率の評価方法について

R O A A M手法により，ペDESTAL（ドライウェル部）内でのF C Iによる格納容器破損確率の確率分布を以下のとおり評価する。

R O A A M手法による評価の流れを図3-1に示す。

- (1) F C I現象の支配パラメータについて確率密度関数（pdf）を設定する。
- (2) F C I発生エネルギーと格納容器破損確率の因果関係（ペDESTALフラジリティ）（CR）を設定する。
- (3) 支配パラメータのモンテカルロサンプリングを実施し，F C I時に発生する機械エネルギーからペDESTAL破損確率の確率分布を設定する。また，ペDESTAL破損は格納容器破損と仮定して，格納容器破損確率の確率分布を評価する。



以上の評価により得られた格納容器破損確率の確率分布の平均値を、ペDESTAL（ドライウェル部）内での F C I による格納容器破損の分岐確率として設定する。

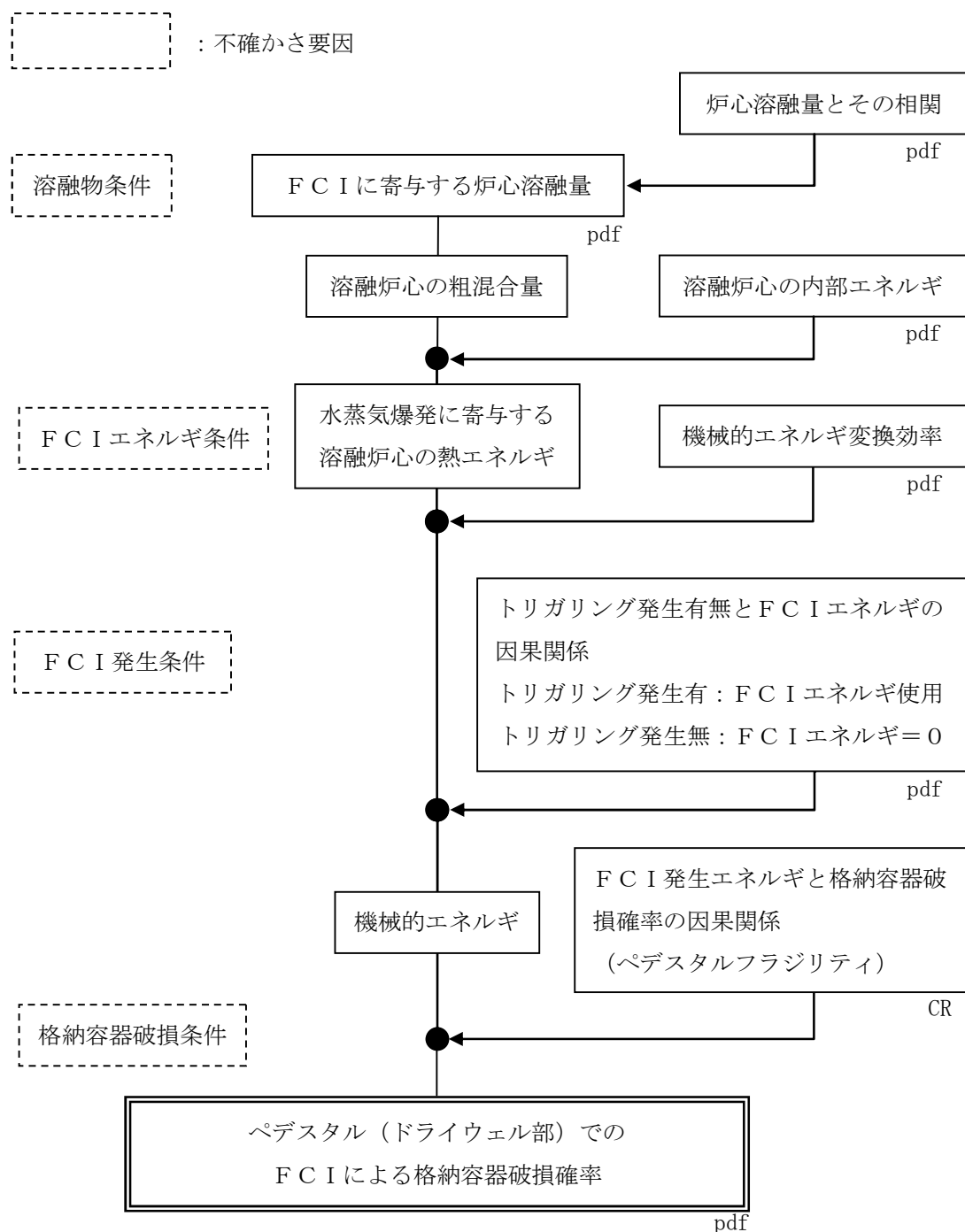


図 3-1 ペDESTAL（ドライウェル部）内での F C I による格納容器破損確率の評価フロー



### 3.3 ペデスタル内での F C I による格納容器破損の分岐確率の評価結果

#### 3.3.1 支配パラメータの確率密度関数の設定

ペデスタル（ドライウエル部）内での F C I 現象の発生に関連して不確かさを考慮する支配パラメータとして以下のパラメータを選定した。

- ・ F C I に寄与する炉心溶融量（以下「粗混合量」という。）
- ・ 溶融炉心の内部エネルギー
- ・ 機械的エネルギー変換効率
- ・ トリガリング発生確率

（補足資料 3.1）

選定した支配パラメータについて，表 3-1 に示すとおり確率密度関数を設定した。



表 3-1 支配パラメータの確率密度関数の設定

支配パラメータ	確率密度関数	設定の考え方
粗混合量	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心溶融量に以下の分布を設定</li> <li>分布形：三角分布</li> <li>最小値：<input type="text"/></li> <li>最尤値：<input type="text"/></li> <li>最大値：<input type="text"/></li> <li>上記の分布と，炉心溶融量と粗混合量との因果関係から設定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代表的な 8 つのシーケンスの BWR 5, Mark-II 型格納容器プラントにおける MAA P 解析結果に基づき，炉心溶融量の分布及び炉心溶融量と粗混合量の因果関係を設定</li> <li>炉心溶融量の分布の最大値，最尤値は，<input type="text"/> <input type="text"/>を設定</li> <li>炉心溶融量の分布の最小値は，<input type="text"/> <input type="text"/></li> </ul>
溶融炉心の内部エネルギー	<ul style="list-style-type: none"> <li>分布形：三角分布</li> <li>最小値：1.3 MJ/kg</li> <li>最尤値：1.4 MJ/kg</li> <li>最大値：1.5 MJ/kg</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>MAA P 解析結果に基づく溶融炉心の組成，先行研究で設定している溶融炉心の融点及び過熱度により，保有熱エネルギーに対する累積確率を評価した結果に基づき設定</li> </ul> <p>(補足資料 3.2)</p>
機械的エネルギー変換効率	<ul style="list-style-type: none"> <li>分布形：三角分布</li> <li>最小値：0.002</li> <li>最尤値：0.01</li> <li>最大値：0.03</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>KROTOS 試験<sup>[3-1, 2, 3]</sup>の知見（変換効率は，アルミナ試験では<input type="text"/> <input type="text"/>，コリウム試験では極めて小さい<input type="text"/> <input type="text"/>を参考に設定</li> </ul>
トリガリング発生確率	<ul style="list-style-type: none"> <li>発生確率 0.1 の二項分布</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機の炉心溶融物に組成に近い U-Zr-SUS 混合物から成る溶融物を用いた，水蒸気爆発が発生しやすいと考えられる低圧，高サブクール条件での FCI 試験結果<sup>[3-4~8]</sup>（10 回のうち 1 回 FCI が発生）から設定</li> </ul>



3.3.2 [ ]と粗混合量との因果関係評価

[ ]と粗混合量の因果関係は、以下のように評価した。

- ① TEXASコードの実機解析<sup>[3-9]</sup>では、水蒸気爆発による発生エネルギーが最大となるタイミングが原子炉圧力容器破損後[ ]秒後であることを踏まえ、代表的なシーケンスのMAAP解析結果(図3-2)から、最初の[ ]秒間にペDESTALに落下した[ ]を粗混合量として評価(表3-2)。

(補足資料3.3)

- ② 表3-2の[ ]と粗混合量の関係をプロットし、近似曲線を導出(図3-3)。

表3-2 代表的なシーケンスにおける[ ]と粗混合量

ケース番号	事故シーケンス	[ ]	粗混合量(kg)
1	AE-1		
2	AE-2		
3	TQUX-1		
4	TQUX-2		
5	TQUV-1		
6	TQUV-2		
7	TC-1		
8	TC-2		



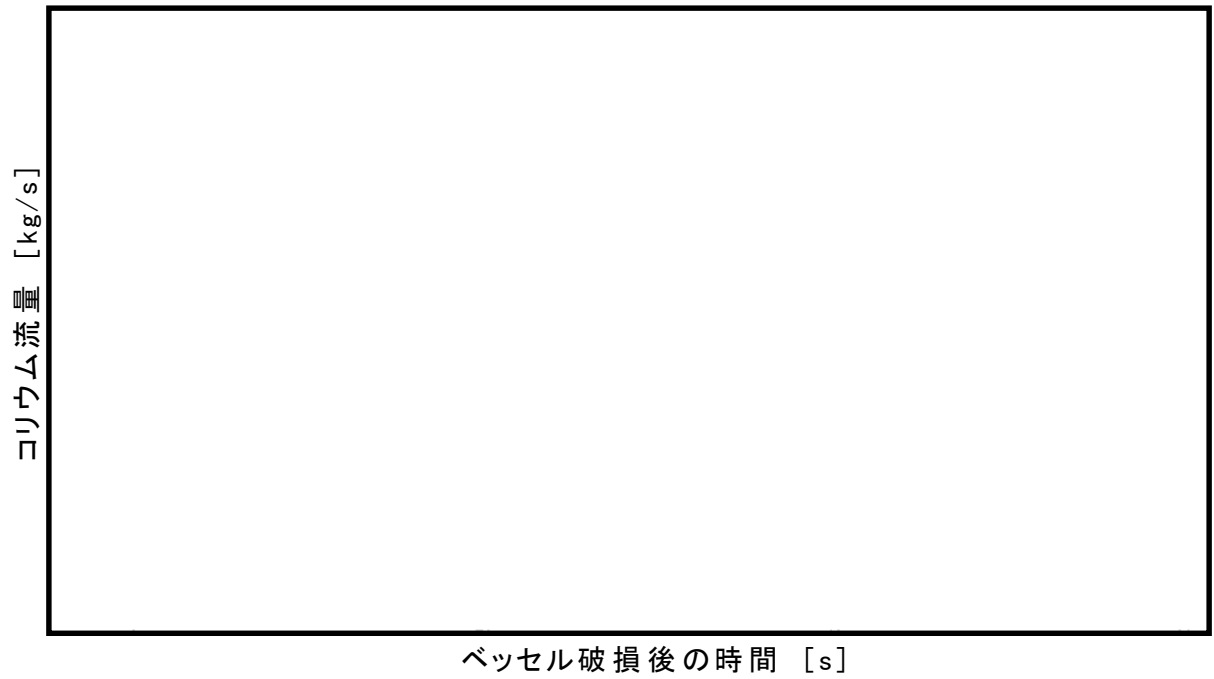


図 3-2 代表的なシーケンスにおけるセシウム流量の変化

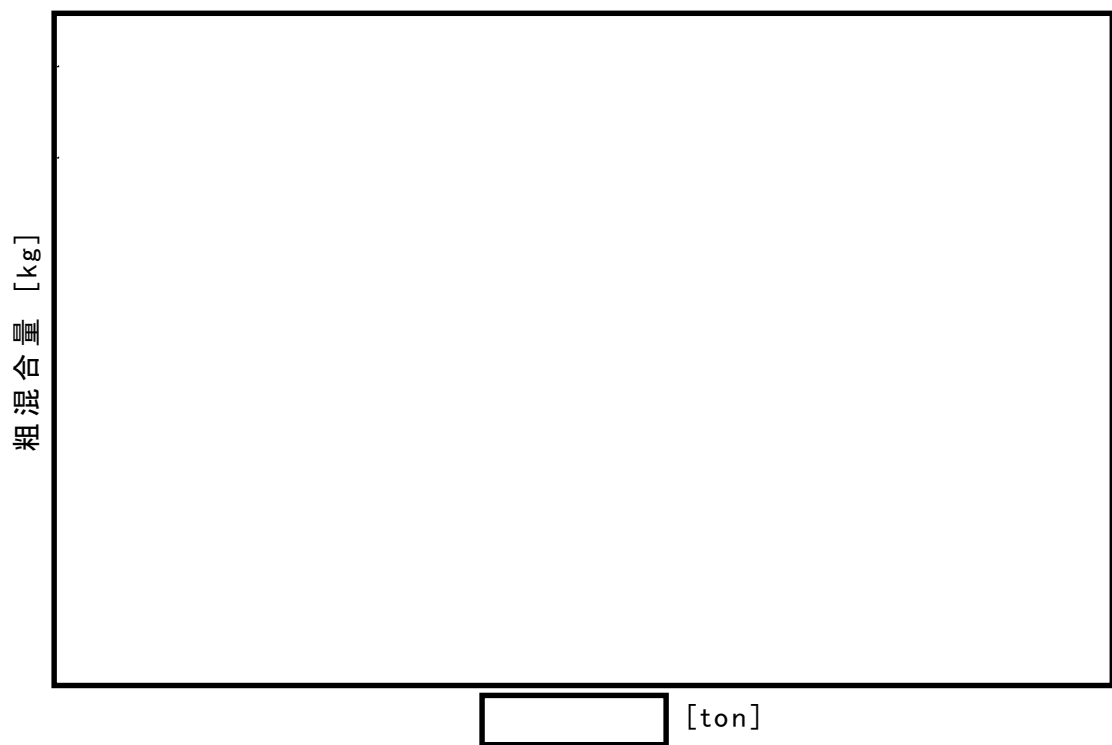


図 3-3 [ ] と粗混合量の因果関係



### 3.3.3 F C I 発生エネルギーとペDESTAL破損確率の因果関係（ペDESTALフラジリティ）について

F C I 発生エネルギー（機械エネルギー）とペDESTAL破損確率の因果関係（ペDESTALフラジリティ）は、以下のように設定した。

（補足資料 3.4）

- ① F C I 発生時の機械エネルギーによる鉄筋に発生する塑性ひずみを  $\boxed{\phantom{000}}^{[3-10]}$  により解析。
- ② 鉄筋の最大引張強さ相当の塑性ひずみが発生する場合のペDESTAL破損確率を  $\boxed{\phantom{00}}$ ，鉄筋に塑性ひずみが発生しない場合はペDESTAL破損確率を  $\boxed{\phantom{00}}$  と仮定。
- ③ ペDESTAL破損確率が  $\boxed{\phantom{00}}$  の場合の機械エネルギーを算出し， $\boxed{\phantom{00}}$  の最尤値と仮定。また，ペDESTAL破損確率が  $\boxed{\phantom{00}}$ ， $\boxed{\phantom{00}}$  の場合の機械エネルギーを，それぞれ  $\boxed{\phantom{000}}$  の最大値，最小値と仮定。
- ④ ③にて仮定した  $\boxed{\phantom{000}}$  により累積のペDESTAL破損確率分布を求め，ペDESTALフラジリティを設定（図 3-4）。

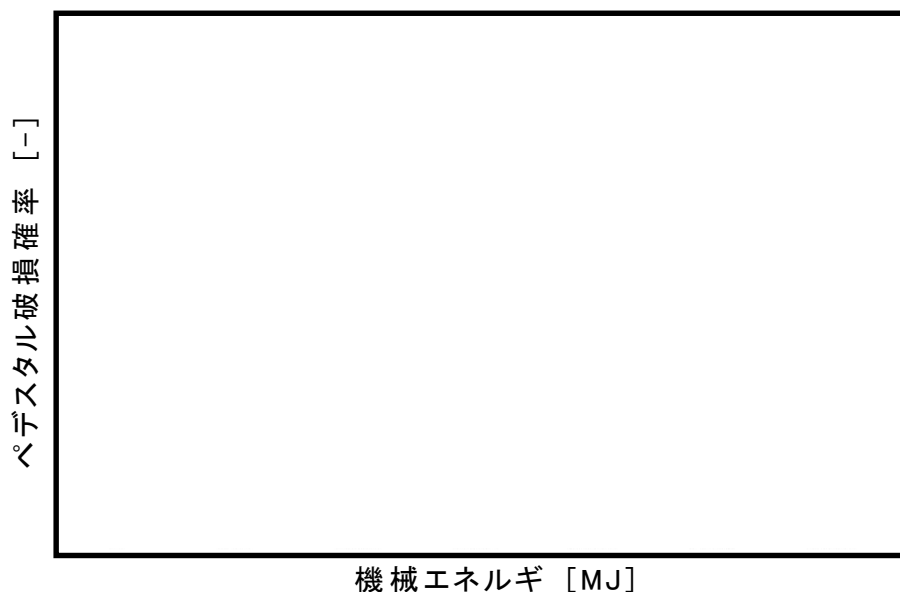


図 3-4 ペDESTALフラジリティ



3.3.4 ペデスタル（ドライウェル部）内での F C I による格納容器破損の分岐確率の評価

支配パラメータのモンテカルロサンプリングを実施することにより評価した F C I 時に発生する機械エネルギーと、ペデスタルフラジリティにより、ペデスタル破損確率の確率分布を評価した（図 3－5）。その平均値として、ペデスタル（ドライウェル部）内での F C I による格納容器破損確率の分岐確率を表 3－3 に示すとおり評価した。

表 3－3 ペデスタル（ドライウェル部）内での F C I による格納容器破損の分岐確率

	ペデスタル
F C I による 格納容器破損確率	

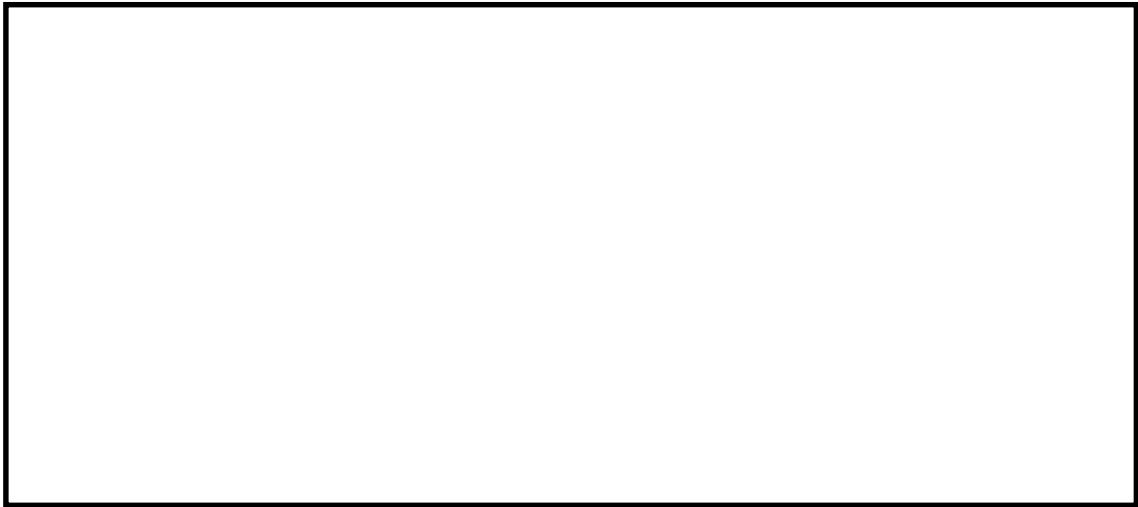


図 3－5 格納容器破損確率の確率分布評価結果



3.4 サプレッション・プールでの F C I による格納容器破損の分岐確率について

サプレッション・プールでの F C I による格納容器破損の分岐確率については、実機の炉心溶融物に組成に近い [ ] から成る溶融物を用いた、 [ ] での F C I 試験<sup>[3-4~8, 11]</sup>におけるトリガリング発生確率 [ ] を考慮して設定した（表 3-4）。溶融炉心はサプレッション・プールに大量に落下すると考えられ、F C I により発生する荷重とペDESTAL（ドライウェル部）床面が破損した状態におけるペDESTAL（ドライウェル部）壁面強度の関係について不確かさが大きいと考えられることから、確率値としてはトリガリング発生確率のみを用いた。

なお、表 3-1 のとおり、ペDESTAL（ドライウェル部）でのトリガリング発生確率は、 [ ] での F C I 試験結果から設定している。一方、サプレッション・プールでの F C I による格納容器破損の分岐確率設定に当たっては、溶融炉心落下時にサプレッション・プールが飽和状態になっていることも考えられることから、 [ ] での F C I 試験も考慮して設定した。

表 3-4 サプレッション・プールでの F C I による格納容器破損の分岐確率

	サプレッション・プール
F C I による格納容器破損確率	



### 3.5 参考文献

- [3-1] I. Huhtiniemi, et al., "Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts," Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.
- [3-2] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.
- [3-3] H. S. Park, et al., "Vapor Explosions in One-Dimensional Large Scale Geometry with Simulant Melts", NUREG/CR-6623, 1999
- [3-4] D.F.Fletcher, "A Review of the Available Information on the Triggering Stage of a Steam Explosion", Nuclear Safety. Vol. 35, No. 1, 1994.
- [3-5] H. S. Park et al., "Vapor Explosions in a One-Dimensional Large Scale Geometry With Simulant Melts", NUREG/CR-6623, 1999.
- [3-6] M. F. Young et al., "Hydrogen Generation During Fuel/Coolant Interactions", Nucl. Sci. Eng., Vol. 98, 1989.
- [3-7] I. Huhtiniemi et al., "Results of Recent KROTOS FCI Tests : Alumina vs. Corium Melts", JAERI-Conf 97-011, 1997.
- [3-8] M. Kato et al., "COTELS Project (2) : Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions", OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability. Karlsruhe. Nov. 1999.
- [3-9] Nishiura. H. et al. "Assessment of Ex-Vessel Steam Explosion Energy Using TEXAS-V". Proc. Second Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety, Fukuoka, October



15-18, 2000.



[3-11] M.Kato et al., "Fuel Coolant Interaction Tests using UO<sub>2</sub> Corium under Ex-Vessel Conditions", JAERI-Conf 99-005, 1999.



R O A A M手法で不確かさを考慮する支配パラメータの選定について  
( F C I )

F C I は，原子炉圧力容器破損後に熔融炉心が放出された際に，高温の熔融炉心が原子炉圧力容器下部の冷却材に落下すること等により，熔融炉心の持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され，水蒸気爆発が発生する現象である。

これまでの知見により，F C I 現象は以下に示すような過程を経て進行していくものと提唱されている。

- ① 高温高沸点液体（熔融金属）と低温低沸点液体（水等）の接触
- ② 粗混合：熔融金属の固まりが水中で細くなり分散
- ③ 膜沸騰：細かく分散した金属液滴の周りを蒸気の膜が覆う
- ④ 蒸気膜の一部が崩壊
- ⑤ 金属と水の直接接触
- ⑥ 高温液滴の細粒化
- ⑦ 急激な熱移動
- ⑧ 圧力波の発生
- ⑨ 圧力波の伝播
- ⑩ 大規模な水蒸気爆発

特に，機械的エネルギーへの変換効率が発生する条件としては，下記の4過程が必要であると考えられている。

- (1) 粗混合状態（適度な大きさに細粒化した高温融体と水とが蒸気膜を介して粗混合）



(2) トリガリング（蒸気膜が崩壊して高温融体と水との直接接触を引き起こす）

(3) 伝播及び膨張（直接接触と高温伝播・沸騰，高温融体の微粒化が高速に進み，体系全体へ機械的エネルギーを放出）

これらの過程における影響を与えるパラメータ及びそれらのパラメータのうちROAAM手法による評価において不確かさを考慮する支配パラメータについて選定した。この選定の考え方について，以下に説明する。

#### (1) 粗混合状態

①炉心溶融量（原子炉圧力容器破損前に下部プレナムに落下する溶融デブリ量）

粗混合量に直接影響するため，不確かさを考慮する。ただし，粗混合状態の過程における支配パラメータである粗混合量の中で炉心溶融量の不確かさを考慮する。

②原子炉圧力容器から放出されるコリウムの特性（流量，組成）

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。原子炉圧力容器から放出されるコリウムの特性（流量，組成）は，原子炉圧力容器破損モード・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力により決まり，溶融炉心の細粒化量に影響する。溶融炉心の細粒化量は粗混合量に影響するため，粗混合量の中で不確かさを考慮する。なお，原子炉圧力容器の破断口の拡がりについては，粗混合量を評価するMAAP解析において考慮されている。

③ペDESTAL水中における粗混合領域



支配パラメータとして不確かさを考慮しない。ペデスタル（ドライウエル部）水中における粗混合領域は，落下した熔融炉心のジェットからの離脱の態様と水中の落下挙動により決まり，ジェットから離脱した場合，熱伝達によって固化することで，粗混合量は減少する。したがって，本パラメータは粗混合量に影響するため，粗混合量の中で不確かさを考慮する。

#### ④粗混合量

支配パラメータとして不確かさを考慮する。粗混合量は，「炉心溶融量（原子炉圧力容器破損前に下部プレナムに落下する溶融デブリ量）」，「原子炉圧力容器から放出されるコリウムの特性（流量，組成）」及び「ペデスタル（ドライウエル部）水中における粗混合領域」等により異なり，FCIにより発生する機械エネルギーに直接影響するため，支配パラメータとして不確かさを考慮する。

### (2) トリガリング

#### ⑤熔融炉心の過熱度

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。熔融炉心の過熱度が小さい場合，熔融炉心周りの蒸気膜崩壊時に接触界面温度が固化温度以下に低下してトリガリングが起きないと考えられており，トリガリング発生の有無に対して影響するため，トリガリング発生の有無の中で不確かさを考慮する。

#### ⑥ペデスタルの水温

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。飽和水に熔融物が落下する場合には，サブクール度によって自発的トリガリングの発生に影響するため，トリガリング発生の有無の中で不確かさを考慮する。



#### ⑦トリガリング発生の有無

支配パラメータとして不確かさを考慮する。トリガリング発生の有無は、「溶融炉心の過熱度」、「ペデスタルの水温」等により影響を受け、機械エネルギーを発生するかどうかが決まる。したがって、支配パラメータとして不確かさを考慮する。

### (3) 伝播及び膨張

#### ⑧トリガリングのタイミング

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。トリガリングのタイミングが早い場合、粗混合状態を形成して水蒸気爆発に寄与する溶融炉心の量が少ないために発生エネルギーは低下し、一方でタイミングが遅い場合は、細粒化した溶融炉心の固化が進む上、冷却材ボイド率が高まり発生エネルギーは低下するため、本パラメータは F C I により発生する機械エネルギーに影響する。ただし、本評価では、補足資料 3.3 に記載のとおり、T E X A S コードでの実機解析の知見を踏まえて、トリガリングタイミングは最も発生エネルギーが高いと考えられる  をトリガリングタイミングとしており、支配パラメータとして選定しない。

#### ⑨溶融炉心の内部エネルギー

支配パラメータとして不確かさを考慮する。溶融炉心の内部エネルギーは溶融炉心の金属（特に Z r ）の酸化割合、溶融炉心の融点及び溶融炉心の過熱度により決まり、F C I により発生する機械エネルギーに直接影響するため、支配パラメータとして不確かさを考慮する。

#### ⑩粗混合領域のボイド率



支配パラメータとして不確かさを考慮しない。粗混合領域のボイド率が高いと、水の運動エネルギーが蒸気相に吸収されてしまうため、機械的エネルギー変換効率が低下する。したがって、本パラメータは機械的エネルギー変換効率に影響するため、機械的エネルギー変換効率の中で不確かさを考慮する。

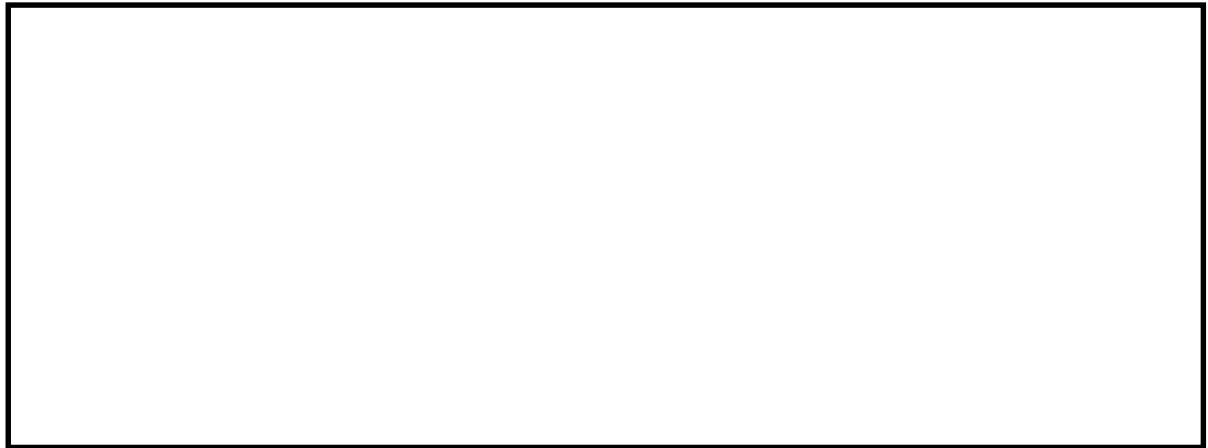
#### ⑪機械的エネルギー変換効率

支配パラメータとして不確かさを考慮する。機械的エネルギー変換効率は粗混合領域のボイド率等により異なり、FCIにより発生する機械エネルギーに直接影響するため、支配パラメータとして不確かさを考慮する。



## 溶融炉心の単位質量当たりの保有熱エネルギーの評価について

溶融物の持つ単位質量当たりの保有熱エネルギー  $E_t$  (J/kg) (以下「単位質量保有熱エネルギー」という。) は、次式で定義される。 $E_t$  に機械的エネルギーの変換効率を掛けることにより、水蒸気爆発による発生エネルギーが評価できる。



表補足 3.2-1 に、溶融物の物性値をまとめて示す。本表より、 $ZrO_2$  の液体状態での比熱及び溶融潜熱が比較的大きいことが分かる。

そこで、MAAP 解析<sup>[1]</sup>に基づき、表補足 3.2-2 のとおり  $ZrO_2$  の質量割合の異なる 2 ケースの組成を設定し、さらにコリウム温度に係る文献<sup>[2, 3]</sup>を参考に以下のとおりコリウムの融点、相互作用後のコリウム温度及び溶融炉心の過熱度を仮定し、保有熱エネルギーに対する累積確率を評価した。その結果を図補足 3.2-1 に示す。





図補足 3.2-1 から分かるように、 $ZrO_2$  の質量割合が大きい組成 1 のケースの保有熱エネルギーが高いことから、組成 1 における保有熱エネルギーに対する累積確率が  の場合の単位質量保有熱エネルギーである  を、それぞれ最小値、最尤値、最大値とし、分布は  と仮定した。

表補足 3.2-1 物性値のまとめ<sup>[2]</sup>

	固体の比熱	液体の比熱	溶融潜熱
$UO_2$	332J/kgK	503J/kgK	274J/kgK
$ZrO_2$	604J/kgK	815J/kgK	706J/kgK
$Zr$	356J/kgK	356J/kgK	225J/kgK
Stainless Steel	558J/kgK	558J/kgK	280J/kgK

表補足 3.2-2 溶融炉心の組成

	組成 1	組成 2
<input type="text"/>		



溶融物の単位質量当たりの保有熱エネルギー [MJ/kg]

図補足 3.2-1 溶融物の保有熱エネルギーに対する累積確率評価結果



## 参考文献

- [1] 「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書」財団法人 原子力発電技術機構 平成 10 年度
- [2] D. T. Hargman, "SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual, MATPRO-A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis", NUREG/CR-6150, 1995.
- [3] O. Zuchuat, et al., "Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for SWISS Nuclear Power Plants", OECD/CSNI Specialist Meeting, JAERI, Japan, May 1997.



### TEXASコードでの実機解析について

TEXASコードでの実機解析では、トリガリングのタイミングに対する発生エネルギーにはピークがある結果となっている。これは、トリガリングが早いと水中の溶融物量が少ないこと、トリガリングが遅いと粒子が固化したりボイド率が増大して爆発に寄与する溶融物量が少なくなるためである。

したがって、TEXASコードでの実機解析の知見を踏まえて、本評価におけるトリガリングの最適条件を  とし、それまでに落下した溶融物落下量を粗混合量とすることとした。



## F C I におけるペDESTALフラジリティ評価方法について

F C I におけるペDESTALフラジリティは、「3.3.3 F C I 発生エネルギーと格納容器破損確率の因果関係（ペDESTALフラジリティ）について」に記載のとおり、コードにより F C I 発生時の機械エネルギーによる鉄筋に発生する塑性ひずみを評価し、塑性ひずみの評価結果からペDESTAL破損確率に変換し、を仮定することでペDESTALフラジリティを設定している。

以下では、コードの概要、コードによる解析条件及び結果並びにペDESTAL破損確率の評価方法について記載する。

1. コードの概要

コードは、  
コードで、時間とともに  
に接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能である。

2. コードによる解析条件及び結果

## (1) 解析条件

コードを用いた評価モデル概念図を図補足 3.4-1  
に示す。体系は B W R 5，M a r k - II 型格納容器プラントを対象  
としており、解析範囲は圧力波の伝播による構造物への影響を考慮  
して、  
その間の及び  
とした。



解析では，下部ドライウェル冷却材中での水蒸気爆発による圧力波が冷却材あるいは蒸気層部を伝播した結果，構造物に生じる荷重・変形の評価を行う。

## (2) 解析結果

機械エネルギーに対するペデスタル鉄筋に発生する塑性ひずみの評価結果の一例を，図補足 3.4-2 に示す。

解析では，ペデスタル（ドライウェル部）内表面から外側表面に向かって評価点を複数設定しているが，ペデスタル破損確率を評価する際は、最も塑性ひずみが大きくなっているペデスタル（ドライウェル部）内表面から厚み方向に□の位置の解析結果を使用している。

## 3. ペデスタル破損確率の評価方法

① ペデスタルが破損する塑性ひずみは，鉄筋の最大引張強さ時の塑性ひずみ □ に不確定要素 □ を考慮した塑性ひずみ □ とする。すなわち，鉄筋の塑性ひずみ □ を発生させるのに必要な機械エネルギーは □ であり（図補足 3.4-3），この場合ペデスタルが破損するとして破損確率を 100% と仮定。

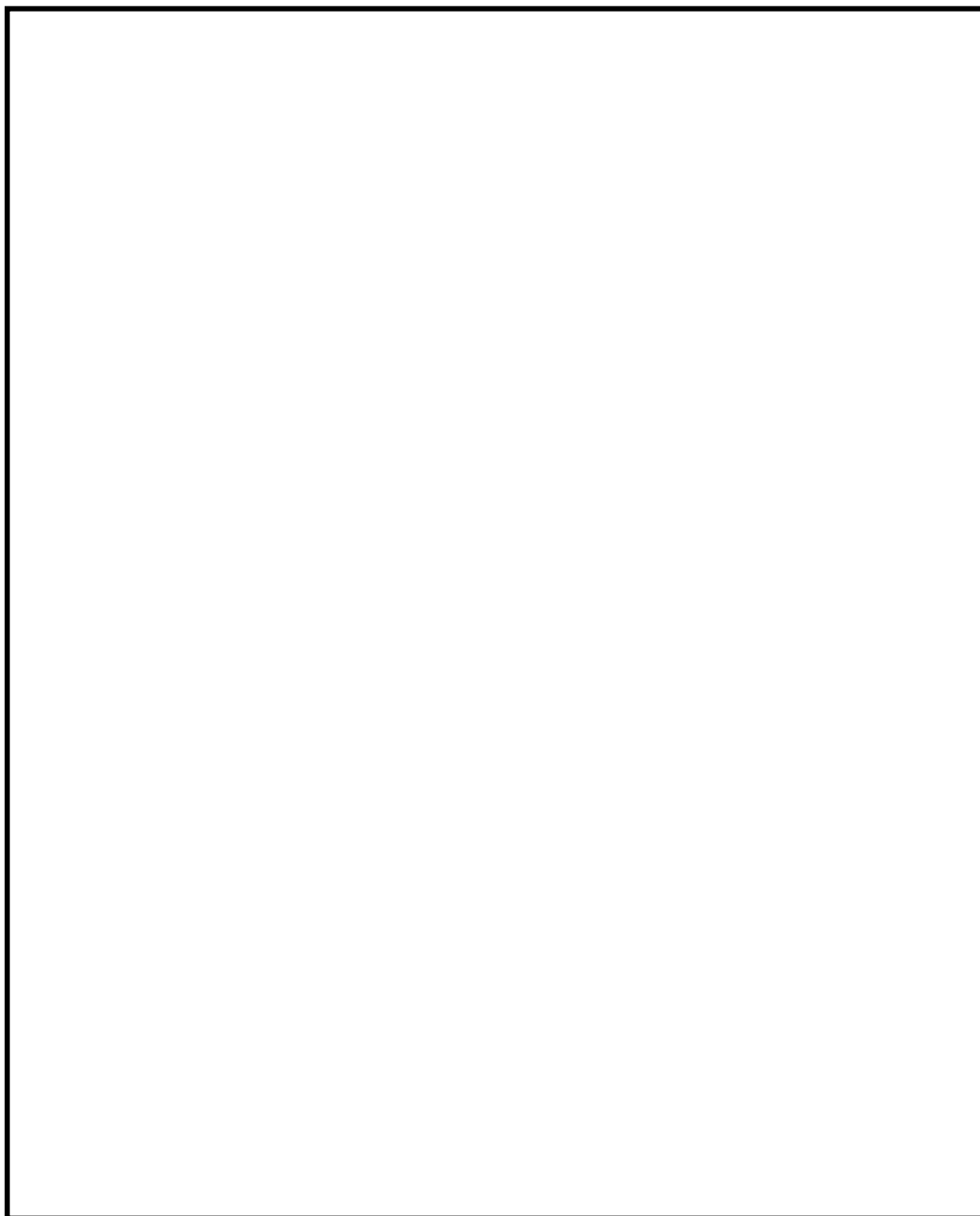
② 機械エネルギー □ により鉄筋に発生する塑性ひずみは □ であり（図補足 3.4-3），以下の式よりペデスタル破損確率は □ と評価されることから，機械エネルギー □ を破損確率 50% と設定。



③ 機械エネルギーが □ を越えた領域で鉄筋に塑性ひずみが発生することから，□ はペデスタル破損確率を 0% と仮定。



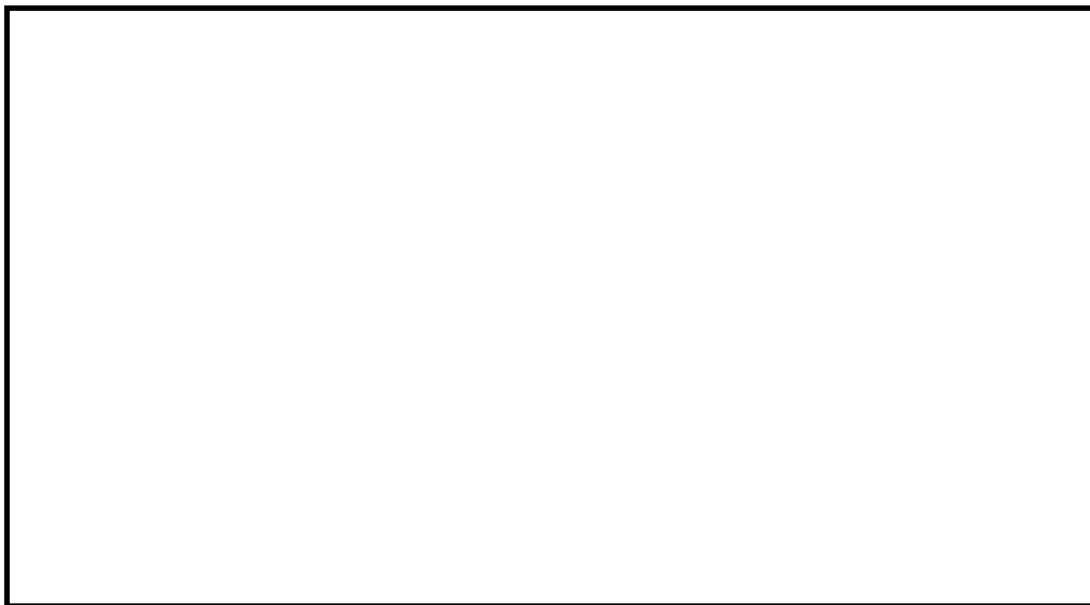
- ④ 機械エネルギーの最大値，最尤値，最小値を、それぞれ   とし，分布は  を仮定し，累積のペDESTAL 破損確率分布を求め，ペDESTAL フラジリティを設定。



図補足 3.4-1  コードを用いた評価モデル概念図  
(BWR5，Mark-II 型格納容器プラント)



塑性ひずみ [-]



図補足 3.4-2 ペデスタル鉄筋に発生する塑性ひずみの評価結果  
(機械エネルギー )

塑性ひずみ [-]



機械エネルギー [MJ]

図補足 3.4-3 機械エネルギーと鉄筋に発生する塑性ひずみの関係



#### 4. 溶融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）



#### 4.1 現象の概要

熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）は、炉心が熔融し原子炉圧力容器下部ヘッドを熔融貫通してペデスタル（ドライウェル部）床面に落下した場合に発生し、ペデスタル内に堆積した高温の熔融炉心によってコンクリートが熱せられ、熱分解し侵食される現象である。

コンクリートの分解により発生する水蒸気及び二酸化炭素が熔融炉心内を通過する際、未酸化金属成分と反応して水素や一酸化炭素等の非凝縮性の可燃性ガスが発生する。これらのガス発生による格納容器内の加圧が格納容器の閉じ込め機能維持に悪影響を与える可能性がある。

また、堆積熔融物の冷却が不十分で侵食が継続した場合、ペデスタル（ドライウェル部）床が貫通し、熔融炉心がサプレッション・プールに落下する可能性がある。さらに、サプレッション・プールに落下し堆積した熔融物の冷却が不十分であり、コンクリートの侵食が発生し継続した場合には、放射性物質の地中放出が起きる可能性や、原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し、格納容器破損に至る可能性がある。

#### 4.2 MCCIによる格納容器破損の分岐確率の評価方法について

ROAM手法により、MCCIによる格納容器破損確率の確率分布を以下のとおり評価する。ROAM手法による評価の流れを図4-1、図4-2に示す。

- (1) MCCI現象の支配パラメータについて、確率密度関数(pdf)を設定する。



- (2) 支配パラメータを基に，デブリからの除熱量の確率分布を評価する。
  - (3) デブリからの除熱量とM C C I 継続確率の因果関係（CR）を評価する。
  - (4) デブリからの除熱量とM C C I 継続確率の因果関係（CR），及び支配パラメータを基に，モンテカルロサンプリングにより，M C C I 継続による格納容器破損確率の確率分布を評価する。
- 以上の評価により得られた格納容器破損確率の確率分布の平均値を，M C C I による格納容器破損の分岐確率として設定する。



: 不確かさ要因

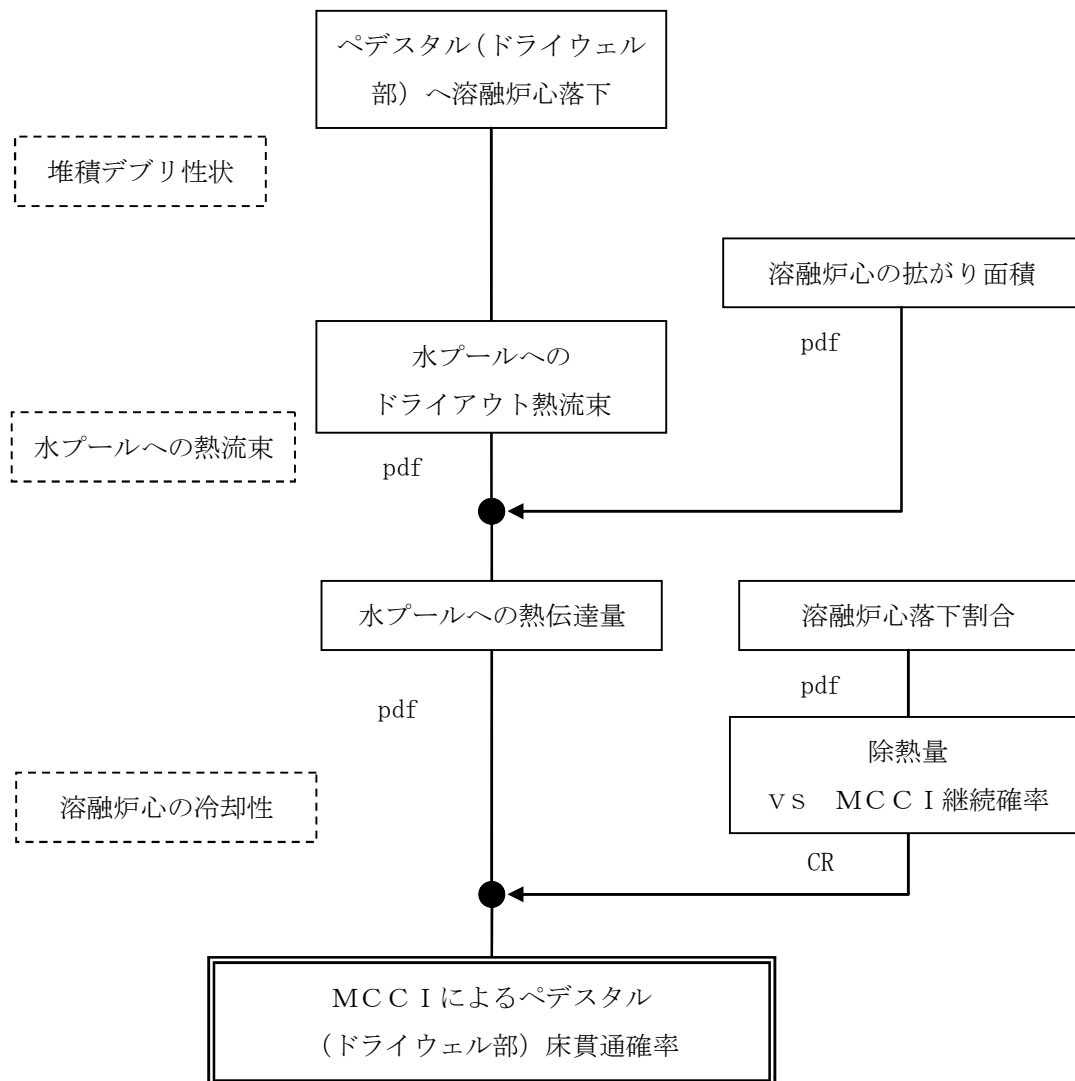


図 4-1 MCC I による格納容器破損確率の評価フロー  
(ペデスタル (ドライウェル部) 床貫通確率評価まで)



: 不確かさ要因

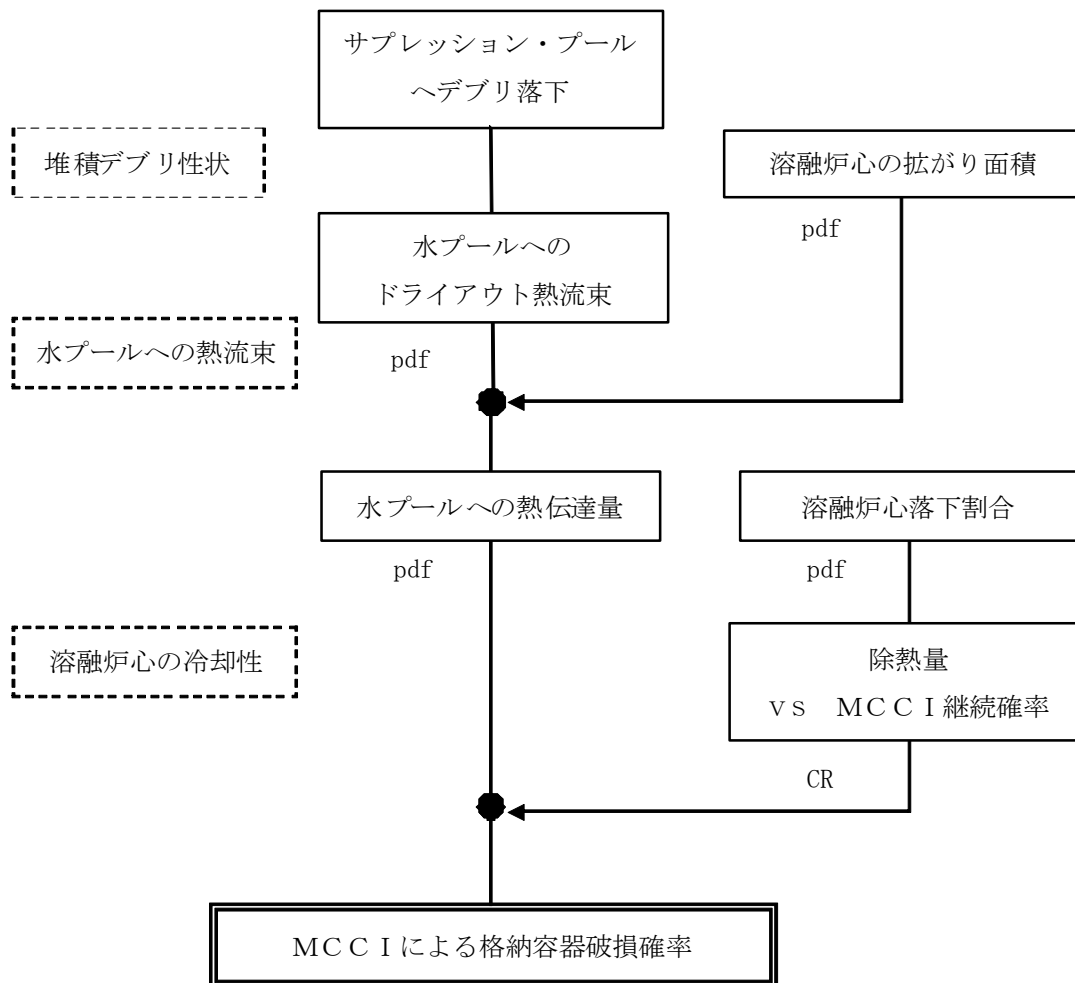


図 4-2 MCC I による格納容器破損確率の評価フロー  
(サプレッション・プールヘデブリ落下後)



#### 4.3 M C C I による格納容器破損の分岐確率の評価結果

##### 4.3.1 支配パラメータの確率密度関数の設定

M C C I 現象の発生に関連して不確かさを考慮する支配パラメータとして以下のパラメータを選定した。

- ・ 溶融炉心落下割合
- ・ 溶融炉心の広がり面積
- ・ 水プールへのドライアウト熱流束

(補足資料 4.1)

選定したパラメータについて、表 4-1、表 4-2 に示すとおり確率密度関数を設定した。

表 4-1 支配パラメータの確率密度関数の設定

(ペDESTAL)

支配パラメータ	確率密度関数	設定の考え方
溶融炉心落下割合	分布形：一様分布 上限値： <input type="text"/> 下限値： <input type="text"/>	・ M A A P 解析結果によると全炉心の <input type="text"/> がペDESTAL（ドライウエル部）に落下するが、 <input type="text"/> 落下まで想定し設定
溶融炉心の広がり面積	分布形：三角分布 最小値：ペDESTAL（ドライウエル部）面積の 90% 最尤値：ペDESTAL（ドライウエル部）面積 最大値：ペDESTAL（ドライウエル部）面積	・ ドライ条件での広がり面積として設定 ・ 最小値は、ペDESTAL（ドライウエル部）床面面積の大部分に広がるものとして工学的判断に基づき設定 ・ 最尤値は、ペDESTAL（ドライウエル部）床面全面に広がる可能性が高いことを考慮し設定
水プールへのドライアウト熱流束	分布形：三角分布 最小値： <input type="text"/> MW/m <sup>2</sup> 最尤値： <input type="text"/> MW/m <sup>2</sup> 最大値： <input type="text"/> MW/m <sup>2</sup>	・ S S W I C S 試験を参考に設定 ・ 最小値は、クラスト浸水時のドライアウト熱流束を想定し、ハードクラストにおいて水が浸入しない場合の熱流束としても <input type="text"/> MW/m <sup>2</sup> 程度の熱流束となることから、浸水による改善を考慮し設定

(補足資料 4.2)



表 4-2 支配パラメータの確率密度関数の設定  
(サブプレッション・プール)

支配パラメータ	確率密度関数	設定の考え方
溶融炉心落下割合	分布形：一様分布 上限値： <input type="text"/> 下限値： <input type="text"/>	・ペDESTAL内の全ての溶融炉心がサブプレッション・プールに落下すると想定して設定。
溶融炉心の広がり面積	分布形：三角分布 最小値：サブプレッション・プール床面積*の 50% 最尤値：サブプレッション・プール床面積の 80% 最大値：サブプレッション・プール床面積	・最小値及び最尤値については、サブプレッション・プール水により溶融炉心の広がりが増害されること、セルフレベルリング効果による広がりを考慮し、工学的判断に基づき設定 ※サブプレッション・プール床面積はペDESTAL部に相当する面積
水プールへのドライアウト熱流束	(粒子径の分布) 分布形：三角分布 最小値： <input type="text"/> m 最尤値： <input type="text"/> m 最大値： <input type="text"/> m (ポロシティの分布) 分布形：三角分布 最小値： <input type="text"/> 最尤値： <input type="text"/> 最大値： <input type="text"/>	・プール水中で大部分が粒子化されるため、Lipinski モデルにより、粒子径、ポロシティからドライアウト熱流束を設定 (補足資料 4.2) (補足資料 4.3) ・粒子径の確率分布は、COTEL S 試験を参考に設定 ・ポロシティの確率分布は、種々の粒子堆積状態を考慮して設定

#### 4.3.2 デブリからの除熱量とMCCI継続確率との因果関係

単位時間当たりのデブリからの除熱量が与えられた場合のMCCI継続確率を次のような考え方で設定し、デブリからの除熱量とMCCI継続確率との関係式とする（図 4-3 及び図 4-4）。

- ・ 図 4-5 のMAAP 解析に基づき、溶融炉心からの除熱量が崩壊熱を除去できれば、その時点でMCCIが停止する。
- ・ 溶融炉心からの除熱量が、表 4-3 に示すペDESTAL（ドライウェル部）床面又はサブプレッション・プールへ溶融炉心が落下した直後の崩壊熱  $Q_1$  以上である場合、MCCIは進行しないと想定されるため、MCCI継続確率としてを設定。



- ・ 溶融炉心からの除熱量が，表 4－3 に示すコンクリート侵食が許容限界まで進行した時点の崩壊熱  $Q_2$  以下である場合，許容限界以上に侵食されると想定されるため，M C C I 継続確率として  を設定。

(補足資料 4.4)

- ・ 溶融炉心からの除熱量が， $Q_1$  と  $Q_2$  の中間である場合は，許容範囲内である程度コンクリート侵食が継続した後，M C C I が停止すると想定されるため，除熱量で直線内挿して M C C I 継続率を設定。

表 4－3 デブリからの除熱量の想定

	$Q_1$	$Q_2$
ペデスタル (ドライウエル部)	<u>定格出力の 1%</u> $\times 0.8^{※}$ $\times$ 溶融炉心落下割合  (溶融炉心がペデスタル (ドライウエル部) へ落下すると想定される事故後 3 時間の崩壊熱を想定)	<u>定格出力の 0.66%</u> $\times 0.8$ $\times$ 溶融炉心落下割合  (コンクリート侵食が，許容限界となると想定される事故後 15 時間の崩壊熱を想定)
サプレッション・プール	<u>定格出力の 0.8%</u> $\times 0.8$ $\times$ 溶融炉心落下割合  (溶融炉心がサプレッション・プールへ落下すると想定される事故後 8 時間の崩壊熱を想定)	<u>定格出力の 0.61%</u> $\times 0.8$ $\times$ 溶融炉心落下割合  (コンクリート侵食が許容限界となると想定される事故後 20 時間の崩壊熱を想定)

※ 燃料損傷時に高揮発性核種（希ガス，ヨウ素，セシウム等）が燃料外へ放出され，発熱に係る核分裂生成物が 80% に減衰する。





図 4-3 デブリからの除熱量とMCCI継続確率の関係  
( ペデスタル)



図 4-4 デブリからの除熱量とMCCI継続確率の関係  
( サプレッション・プール)



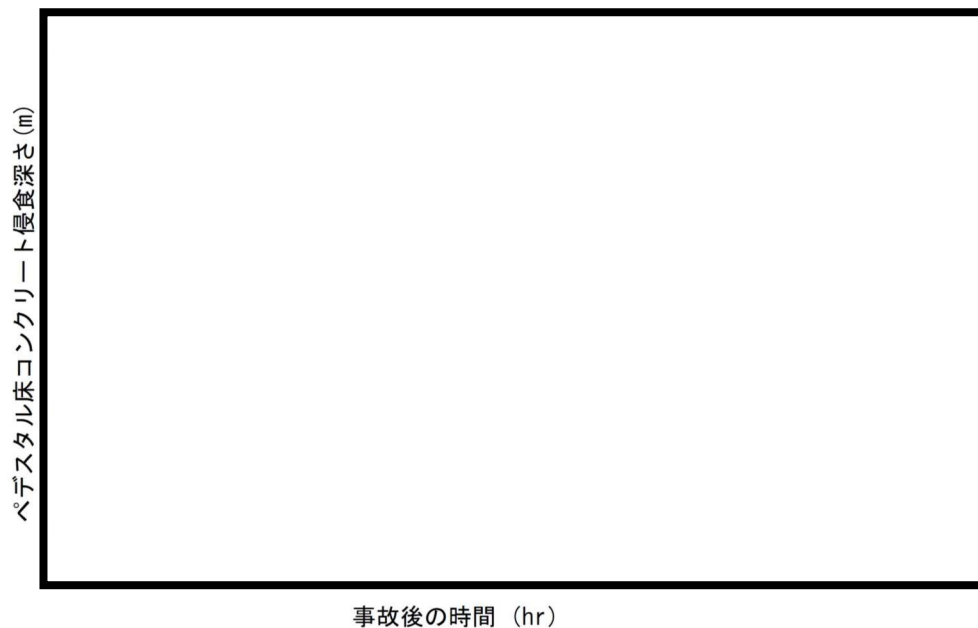


図 4－5 M A A P 解析結果

#### 4.4.3 M C C I による格納容器破損の分岐確率の評価

支配パラメータのモンテカルロサンプリング結果として得られたデブリからの除熱量の確率分布とM C C I 継続確率との因果関係により，M C C I 継続による格納容器破損確率の確率分布を評価し，その平均値をM C C I 継続による格納容器破損の分岐確率として設定した。

格納容器破損確率の確率分布を図 4－6 に，分岐確率を表 4－4 に示す。

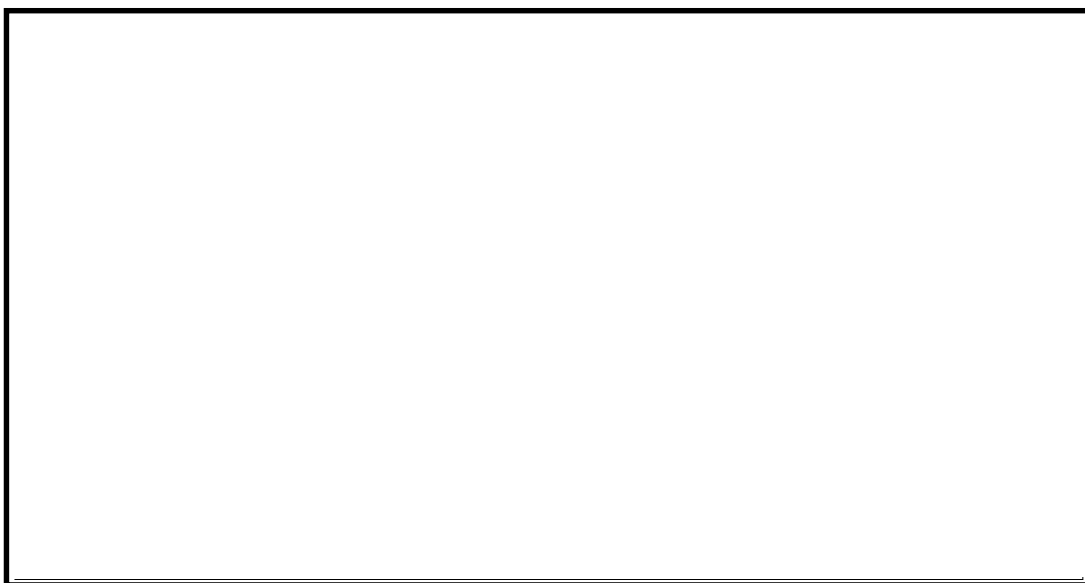
表 4－4 M C C I による格納容器破損の分岐確率

	ペデスタル (ペデスタル(ドライ ウェル部)床貫通)	サプレッション・プール (格納容器破損)
M C C I による格納 容器破損確率		





a) ペデスタル（ドライウェル部）（床貫通）



b) サプレッション・プール（格納容器破損）

図 4-6 格納容器破損確率の確率分布



## M C C I 現象の支配パラメータの選定について

M C C I は、炉心損傷進展が抑制されない場合、熔融炉心が格納容器下部ヘッドを熔融貫通してペDESTALに落下し、落下した熔融炉心が十分に冷却されない場合に、高温の熔融炉心からの熱の移行により、コンクリートが熱分解し侵食される事象である。また、コンクリート侵食が継続すると、ペDESTAL（ドライウェル部）床を貫通してサブプレッション・プールに落下する。さらに、サブプレッション・プールで M C C I が発生し継続した場合、ベースマット貫通による放射性物質の地中放出や原子炉圧力容器支持構造の強度低下による格納容器破損に至る可能性がある。

これまでの知見により、M C C I の主要過程は下記 2 つに分けられる。

- (1) 熔融炉心落下
- (2) 熔融炉心から水プールへの熱伝達

これらの過程における影響を与えるパラメータ及びそれらのパラメータのうち R O A A M 手法による評価において不確かさを考慮する支配パラメータについて選定した。この選定の考え方について、以下に説明する。

- (1) 熔融炉心の落下
  - ① 熔融炉心落下割合

支配パラメータとして不確かさを考慮する。熔融炉心落下割合により、床上の熔融炉心堆積高さが異なるため、熔融炉心落下割



合は堆積溶融炉心の冷却性に直接影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

② 溶融炉心の広がり

支配パラメータとして不確かさを考慮する。溶融炉心の広がり面積が小さい場合、堆積高さは増え、冷却性を悪くするため、溶融炉心の広がりには堆積溶融炉心の冷却性に直接影響する支配パラメータとして不確かさを考慮する。

③ 溶融炉心落下時の水深

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。水張りの有無は、溶融炉心の広がり及び水プールへのドライアウト熱流束の設定に影響があるため、これらの支配パラメータにおいて不確かさを考慮する。

④ 粒子化割合（水張り有）

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。Lipinski モデルにおいて粒子状コリウムベッド高さが考慮されており、粒子化割合は粒子状コリウムベッド高さに影響を与えるが、本事象として取り得る値の範囲においては熱流束への感度が無いことから、不確かさを考慮しない。

⑤ 塊状溶融炉心高さ（水張り無）

支配パラメータとして不確かさを考慮しない。塊状溶融炉心への浸水により十分な熱流束が得られるとの知見から、水プールへのドライアウト熱流束の中で不確かさを考慮する。

(2) 溶融炉心から水プールへの熱伝達

① 水プールへのドライアウト熱流束（水張り無し）

支配パラメータとして不確かさを考慮する。事前水張り無し時



の水プールへのドライアウト熱流束は、溶融炉心落下後の注水におけるクラスト浸水時のドライアウト熱流束として設定する。

② 粒子径（水張り有）

支配パラメータとして不確かさを考慮する。水プールヘデブリが落下した場合、水プールへのドライアウト熱流束は Lipinski モデルにより計算されるため、Lipinski モデルのパラメータである粒子径を考慮する。

③ ポロシティ（水張り有）

支配パラメータとして不確かさを考慮する。水プールヘデブリが落下した場合、水プールへのドライアウト熱流束は Lipinski モデルにより計算されるため、Lipinski モデルのパラメータであるポロシティを考慮する。



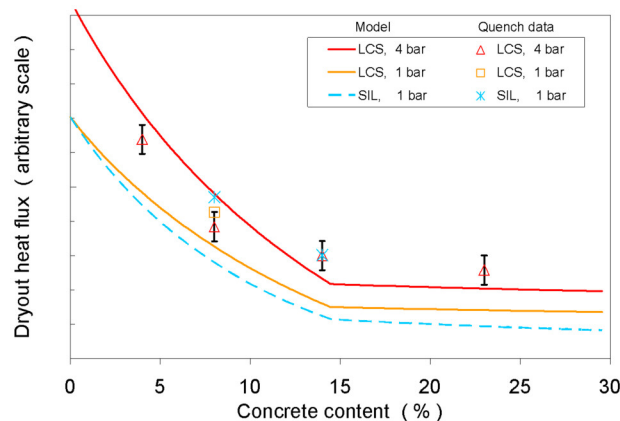
## プール水へのドライアウト熱流束の確率分布の設定方法について

## (1) ペデスタル（ドライウェル部）

事前水張り無しを想定し、溶融炉心落下後に注水する条件にて設定。

最小値は、クラスト浸水時の除熱量として設定し、S S W I C S 試験<sup>[1]</sup>において、ハードクラストが生成した場合における熱流束として  $0.15\text{MW}/\text{m}^2$  が与えられている。実際には、クラストへの浸水により熱流束は更に高くなると考えられるため、 $0.2\text{MW}/\text{m}^2$  を設定。

最尤値及び最大値については、コンクリート取り込み時のドライアウト熱流束（図補足 4.2-1）を基に設定。



図補足 4.2-1 コンクリート取り込み時のドライアウト熱流束

最尤値は、玄武岩系（S I L）のうち、比較的コンクリート含有量が少ない領域（5%付近）の代表値から  $0.3\text{MW}/\text{m}^2$  と設定。

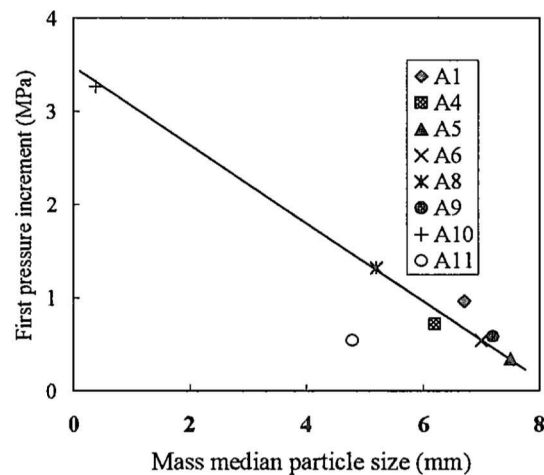


最大値は、コンクリート含有率 0% の値に、圧力上昇による熱伝達促進を加味して  $0.5\text{MW}/\text{m}^2$  と設定。

## (2) サプレッション・プール

### a. 粒子径

COTEL S 試験<sup>[2]</sup>において、水中に溶融炉心を落下させた場合の粒子径（図補足 4.2-2）を基に設定。

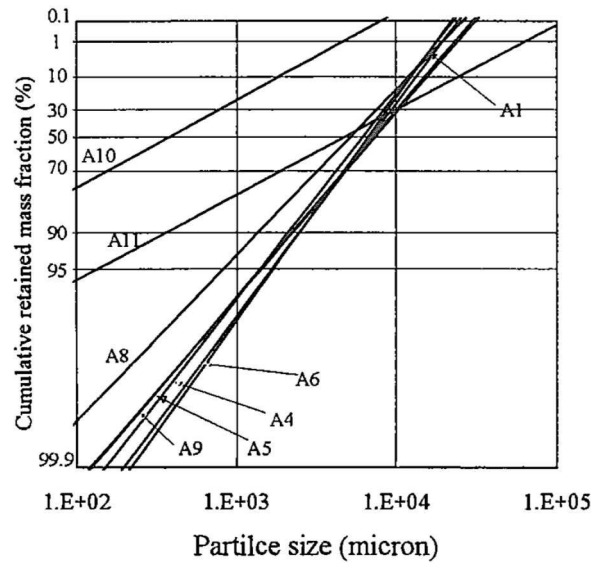


図補足 4.2-2 質量平均粒径

図補足 4.2-2 では、粒径の平均値は約 5mm であることから、最尤値として 0.005m を設定。

最小値及び最大値については、粒子径が桁の範囲でばらつくこと（図補足 4.2-3）を考慮し、それぞれ 0.0005m, 0.05m を設定。





図補足 4.2-3 粒径と累積保持質量割合

b. ポロシティ

最小値は，面心立方格子で最稠密で堆積し，その隙間に小径粒子が入ることを考慮して工学的判断において 0.2 を設定。

最大値が，単一粒径の単純立方格子相当として 0.5 を設定。

最尤値は，粒子状ベッドのポロシティ測定値（表補足 4.2-1）を基に設定。

表補足 4.2-1 Miyazaki 他の混合粒子径<sup>[3]</sup>

	1 mm	2 mm	3 mm	$d_{eq}(\text{mm})$	$\varepsilon$
A	66.7(%)	33.3(%)	—	1.2	0.364
B	33.3	66.7	—	1.5	0.360
C	11.1	88.9	—	1.8	0.368
D	50	—	50	1.5	0.337
E	25	—	75	2.0	0.327
F	10	—	90	2.5	0.357

$$d_{eq} = (\sum m_i / d_i)^{-1}$$



## 参考文献

- [1]Farmer ,M.T., Lomperski ,S. (ANL) and Basu ,S. (NRC),” Status of the Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program at Argonne National Laboratoryy, Paper 5644, Proc. of ICAPP’ 05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005
- [2]Kato,M. et al. “COTELS Project (2): Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions” . OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe Germany, November 1999.
- [3]Miyazaki. Et al. “Dryout Heat Flux for Core Debris Bed, (Ⅱ) Effects of Particle size Mixing and Coolant Flow” . Journal of Nuclear Science and technology, 23[9], pp.769-778, Sep.1986.



## Lipinski モデルについて

コリウム粒子が堆積して形成される粒子状コリウムベッドの冷却については次式で与えられる Lipinski モデルを用いて除熱量を評価している。

$$q_{dry} = \frac{h_{hg} [\rho_g (\rho_w - \rho_g) g \eta_{pb} (1 + \gamma_{pb} / z_{pb})]^{1/2}}{[1 + (\rho_g / \rho_w)^{1/4}]^2}$$

$$\gamma_{pb} = \frac{\sigma_{pb} (\varepsilon_{pb} / \kappa_{pb})^{1/2}}{\sqrt{5} (\rho_w - \rho_g) g} \quad \kappa_{pb} = \frac{d_{pb}^2}{180} \frac{\varepsilon_{pb}^3}{(1 - \varepsilon_{pb})^2}$$

$$\eta_{pb} = \frac{d_{pb}}{1.75} \frac{\varepsilon_{pb}^3}{1 - \varepsilon_{pb}}$$

$$d_{pb} : \text{コリウム粒子径 [m]} \quad g : \text{重力加速度, } 9.807[\text{m/s}^2]$$

$$h_{hg} : \text{蒸発潜熱 [kJ/kg]} \quad z_{pb} : \text{粒子状コリウムベッド高さ[m]}$$

$$\varepsilon_{pb} : \text{粒子状コリウムベッド空隙率[-]} \quad \rho_g : \text{蒸気密度 [kg/m}^3]$$

$$\rho_w : \text{水密度 [kg/m}^3] \quad \sigma_{pb} : \text{表面張力 [N/m]}$$



## M C C I による侵食量の許容限界について

M C C I による侵食量の許容限界について、格納容器破損形態を考慮し、ペDESTAL（ドライウェル部）及びサプレッション・プールについて、それぞれ以下のとおり設定する。

## (1) ペDESTAL（ドライウェル部）

ペDESTAL（ドライウェル部）においてM C C I が発生した場合、壁面及び床面のコンクリートが侵食される。壁面が侵食された場合には、原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し、原子炉圧力容器の転倒による格納容器破損等が考えられる。床面が侵食された場合には、ペDESTAL床（ドライウェル部）を貫通し、溶融炉心がサプレッション・プールに落下し堆積することが考えられる。

代表M a r k - II 型格納容器プラントでは、床面の厚さは最も薄いサンプ部で約  m であり、壁面の厚さは約  m であることから、床面の貫通が先行して発生するものと考えられる。

以上から、ペDESTAL（ドライウェル部）におけるM C C I については、直接格納容器破損には至らず、床面が  m 侵食された場合にペDESTAL床を貫通し、溶融炉心がサプレッション・プールに落下し堆積することとする。

## (2) サプレッション・プール

サプレッション・プールにおいてM C C I が発生した場合、ペDESTAL（ドライウェル部）と同様に壁面及び床面（ベースマッ



ト) のコンクリートが侵食される。壁面が侵食された場合には、原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し、原子炉圧力容器の転倒による格納容器破損等が考えられる。また、ベースマットが侵食された場合には、ベースマットを溶融貫通し、放射性物質の地中放出が起きる可能性がある。ただし、ベースマット溶融貫通までの過程で、壁面の侵食により原子炉圧力容器支持機能が喪失し格納容器が破損すると考えられる。

以上から、サプレッション・プールにおけるMCCIについては、壁面が□m 侵食された場合に原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し、原子炉圧力容器の転倒等により格納容器が破損するものとする。

なお、サプレッション・プール側面の侵食量については原子炉圧力容器支持構造の強度に影響を与える量ではないが、保守的な設定として、ペDESTAL床貫通相当の侵食量において、原子炉圧力容器支持構造の強度が低下し格納容器破損に至るものとして設定している。

以上から、ペDESTAL（ドライウェル部）、サプレッション・プールともに、MCCIによる侵食量の許容限界として、□m を設定する。



格納容器隔離の分岐確率の妥当性について

1. 格納容器隔離の参考文献（N U R E G / C R - 4 2 2 0<sup>[1]</sup>）

内部事象レベル 1. 5 P R A における格納容器隔離失敗の分岐確率は、格納容器隔離失敗による大規模な漏えいを想定しており、N U R E G / C R - 4 2 2 0 を基に  $5.0E-3/d$  として設定している。N U R E G / C R - 4 2 2 0 では、米国の L E R (Licensee Event Reports) (1965 年～1984 年) を分析し、表 1 に示すとおり大規模漏えい事象 4 件を抽出、発生件数 4 件を運転炉年 (740 炉年) で除すことにより、格納容器隔離失敗の発生頻度を算出している。

なお、抽出された 4 件以外にもエアロック開放に関する事象が 75 件発生しているが、これらの事象は数時間以内の短時間であり、大規模な漏えい事象には至っていない。

表 1 大規模漏えいとして抽出された事象

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

なお、上記の大規模漏えい事象はいずれも P W R で発生した事象であり、B W R においては、出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧



力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考えられる。

## 2. 東海第二発電所で想定される格納容器隔離失敗の経路

東海第二発電所で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示すとおりである。

### (1) 機械的破損による隔離機能喪失

#### a. 格納容器貫通部からの漏えい

格納容器の電気配線貫通部のシール材の劣化や配管貫通部の管台の割れ等がある場合には、格納容器内雰囲気は漏えいする可能性がある。

#### b. 格納容器アクセス部からの漏えい

ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ、所員用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気は漏えいする可能性がある。

#### c. 格納容器バウンダリからの漏えい

格納容器スプレイ配管、不活性ガス系、可燃性ガス濃度制御系等は格納容器雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損している場合には、格納容器内雰囲気は漏えいする可能性がある。

### (2) 人的過誤による隔離機能喪失

#### a. 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気は漏えいする可能性がある。



### 3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

レベル 1. 5 P R A では、1984 年までのデータを用いた N U R E G / C R - 4 2 2 0 を基に格納容器隔離失敗の分岐確率を設定している。最近の格納容器隔離失敗に関する報告としては、E P R I 報告書<sup>[2]</sup>がある。E P R I 報告書では、米国における 2007 年時点までの総合漏えい率試験（I L R T : Integrated Leak Rate Test）の実績が整理されており、大規模漏えいに至る事象としては設計漏えい率の 35 倍を基準としているが、発生実績は 0 件となっている。

大規模漏えいに至る事象実績 0 件（計算上 0.5 件としている）を I L R T 試験数 217 件で除して隔離機能喪失を以下のとおり算出した。

$$0.5 / 217 = 2.3E-3$$

大規模漏えいに至る事象実績※ : 0.5 件

I L R T 試験数 : 217 件

※ 発生経験がないため、発生実績を 0.5 件と仮定。

この値は、N U R E G / C R - 4 2 2 0 で評価された格納容器隔離失敗確率の  $5.0E-3/d$  よりも小さい値となっており、E P R I 報告書の結果を考慮しても N U R E G / C R - 4 2 2 0 の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

### 4. 参考文献

[1] NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, U.S. NRC,

[2] Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, EPRI, October 2008



原子炉圧力容器内溶融物保持（I V R）の取扱いについて

## 1. はじめに

原子炉圧力容器内溶融物保持（I V R : In-Vessel Retention）は、炉心支持板が破損した後に、溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナム部において冷却されることにより、原子炉圧力容器内に保持される現象である。

本 P R A では、1979 年に発生した米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機の事故において I V R が達成されたことや I V R に関する実験結果を勘案し、イベントツリーに I V R のヘディングを設け、その達成に分岐確率を与えている。補足資料 1 に I V R に関する知見を整理する。

シビアアクシデント時において I V R が達成された場合、溶融炉心が原子炉圧力容器内に保持されることから、原子炉圧力容器外で発生する物理化学現象（溶融炉心 - 冷却材相互作用、格納容器雰囲気直接加熱、溶融炉心・コンクリート相互作用等）の発生を回避することができ、格納容器破損に至る脅威を大幅に低減することができる。このため、I V R 現象は、シビアアクシデント時の事故進展に大きな影響があるため、本 P R A における I V R の取扱いについて以下に述べる。

## 2. 本 P R A における I V R の取扱いについて

T Q U X の事故進展解析において、事象発生から 2 時間後に原子炉注水を実施した場合に、炉心支持板の破損を回避できることを M A A P コードにより確認している（図 1）が、本 P R A においては、



炉心支持板が破損するものと仮定し，下部プレナム部での I V R の成否  を考慮している。

しかしながら，下部プレナム部での I V R 現象には大きな不確かさがあることを踏まえ，炉心支持板が破損する仮定に加え，下部プレナムでの I V R にも必ず失敗すると仮定した感度解析を実施した。

### 3. 感度解析

I V R に必ず失敗するとした場合（分岐確率 1）の感度解析を実施し，その影響を評価した。感度解析の結果を図 2 及び表 1 に示す。

これらの結果より I V R に必ず失敗するとした場合には，過圧破損（長期冷却失敗）が僅かに減少し，水蒸気爆発（ペデスタル（ドライウェル部）及びサプレッション・プール）及び熔融炉心・コンクリート相互作用が僅かに増加するが，全格納容器破損頻度に対しては，有意な感度がないことがわかる。以上により，I V R 現象考慮の有り／無しによる支配的な格納容器破損モードに対して影響はないことを確認した。



表 1 I V R を考慮しない場合の感度解析結果

格納容器破損モード	格納容器破損頻度（／炉年）	
	ベースケース	感度解析ケース
インターフェイス システム LOCA	4.8E-10	4.8E-10
格納容器隔離失敗	6.1E-10	6.1E-10
過圧破損 （未臨界確保失敗）	2.5E-08	2.5E-08
過圧破損 （崩壊熱除去失敗）	6.0E-05	6.0E-05
過圧破損 （長期冷却失敗）	<u>2.0E-08</u>	<u>2.0E-08</u>
過温破損（RPV 高圧破損）	7.9E-08	7.9E-08
過温破損（RPV 低圧破損）	4.9E-10	4.9E-10
格納容器雰囲気 直接加熱	8.5E-09	8.5E-09
水蒸気爆発 （ペDESTAL（ドライウェル部））	<u>2.2E-14</u>	<u>9.8E-14</u>
水蒸気爆発 （サプレッション・プール）	<u>2.5E-09</u>	<u>3.4E-09</u>
溶融炉心・コンクリート 相互作用	<u>1.3E-10</u>	<u>1.8E-10</u>
全格納容器破損頻度	6.1E-05	6.1E-05



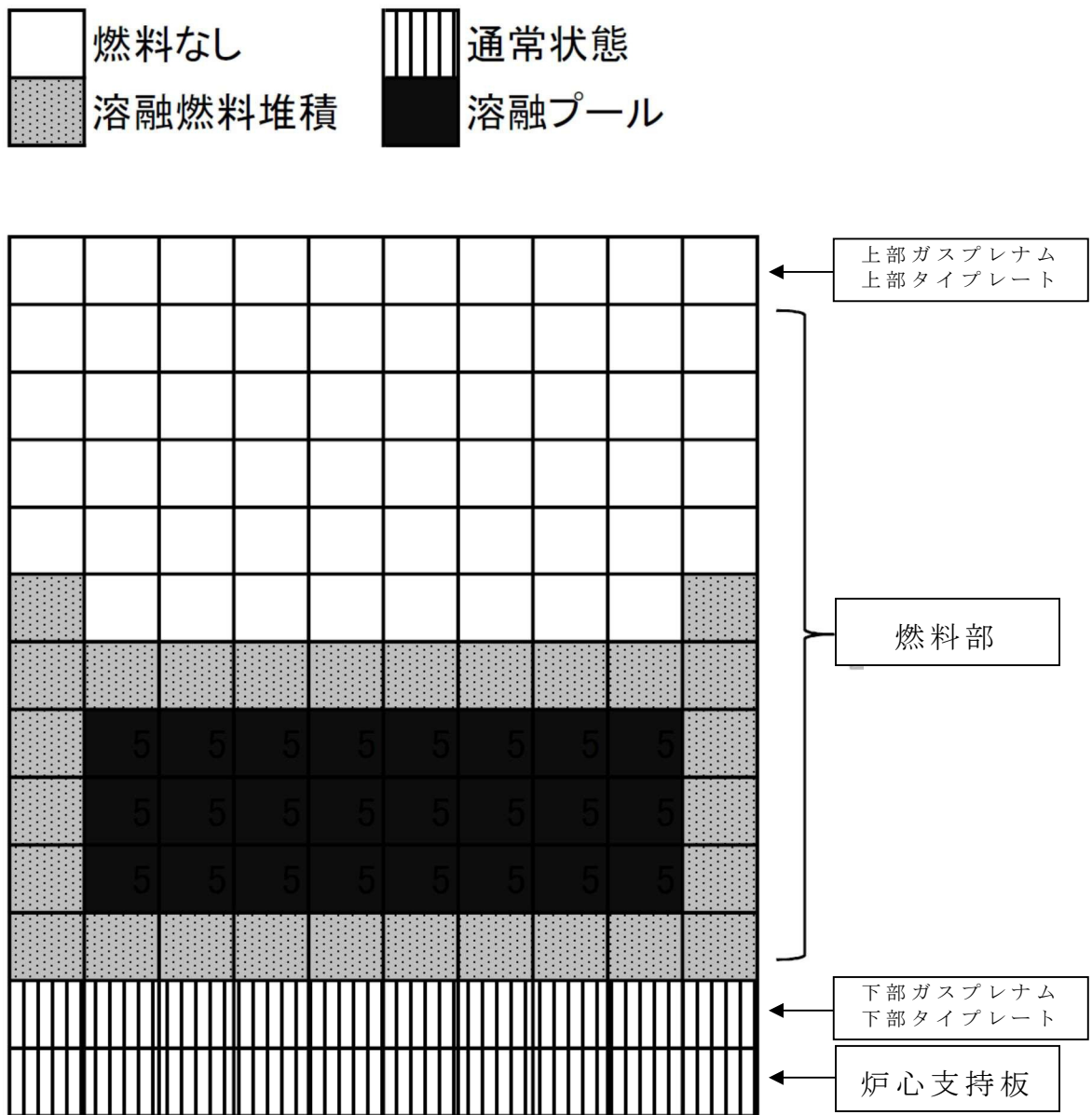


図 1 事象発生から 2 時間で原子炉注水した場合の炉心状態



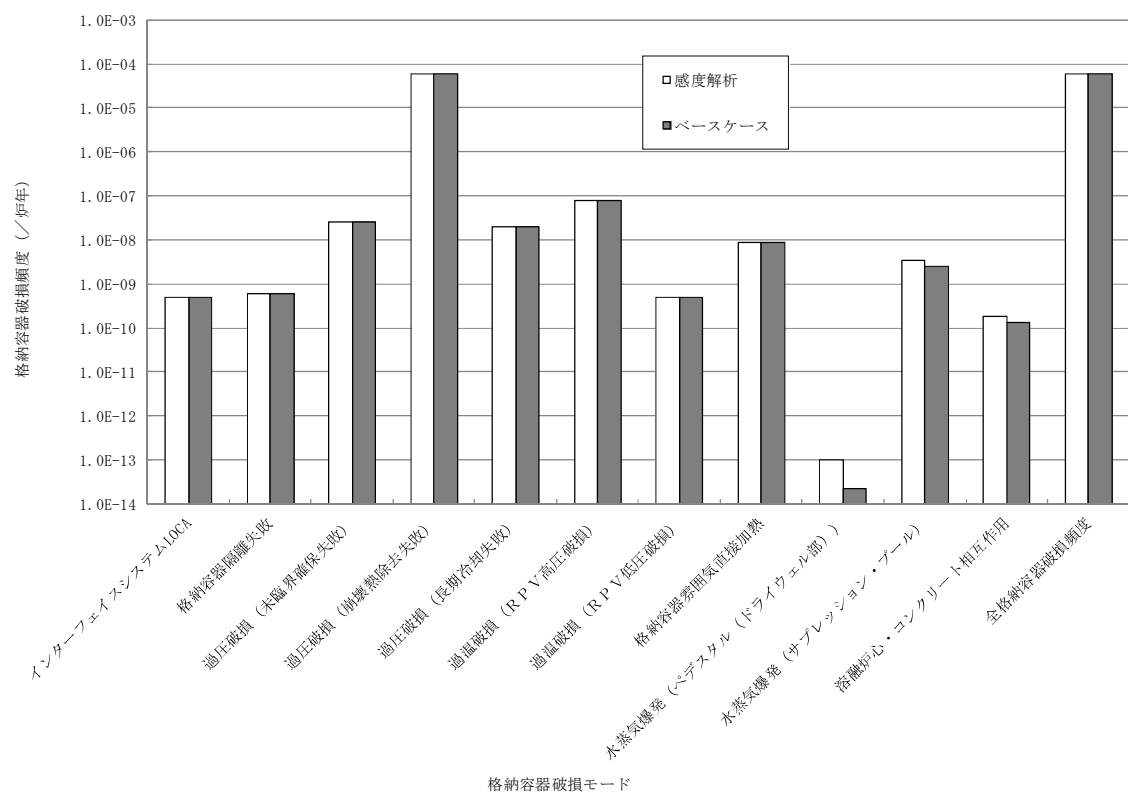


図 2 I V R を考慮しない場合の感度解析結果



原子炉圧力容器内溶融物保持（I V R）に関する知見の整理

1. はじめに

ここでは，I V R 現象並びに T M I - 2 事故及びこれまでに国内外で実施された I V R に関する試験の結果等の知見を整理した。

2. I V R 現象の概要<sup>[1]</sup>

(1) 原子炉圧力容器下部ヘッ드의破損挙動

原子炉圧力容器下部ヘッ드의破損モードとその概要を図 1 に示す。下部ヘッ드의破損モードとして，貫通部過温破損，貫通部溶融逸出，下部ヘッド全体破損及び下部ヘッド局所破損が想定される。これらの破損は，下部ヘッド及び制御棒駆動機構案内管などの貫通部における溶融炉心による加熱に伴う温度上昇や原子炉圧力容器の内圧上昇時における下部ヘッ드의弾塑性挙動やクリープ挙動によって支配される。また，下部ヘッド構造材と溶融炉心との材料的な相互作用も下部ヘッ드의健全性に影響を与える。

(2) 原子炉圧力容器下部プレナム部での炉心溶融物の挙動

原子炉圧力容器下部プレナム部での溶融炉心の挙動を図 2 に示す。原子炉圧力容器下部プレナム部での溶融炉心の挙動は，炉心溶融物落下時の過程と溶融プール形成時の伝熱流動（成層化）の過程に分けられる。

原子炉圧力容器下部プレナム部での溶融物の挙動は，冷却水の有無に大きく影響される。すなわち，溶融物落下時に下部プレナム部に冷却水が存在する場合は，粒子状デブリの生成，溶融物の



下部クラストと原子炉圧力容器壁間の間隙（ギャップ）や熔融物中の亀裂（クラック）の生成の促進が期待できる。また，熔融物落下以降における冷却水注水が存在する場合は，粒子状デブリ層，熔融プール層及び金属層の除熱が促進され，下部ヘッド過熱の抑制が期待できる。

### 3. 知見の整理<sup>〔1〕～〔3〕</sup>

#### (1) T M I - 2 事故

1979 年に発生した米国 T M I - 2 の事故では，炉心冷却機能が喪失したことにより，炉心の一部が熔融したが，事象発生から約 3 時間半後に運転員が高圧 E C C S を起動し，その後炉心は再冠水した。T M I - 2 事故では，約 19 トンの熔融炉心（全炉心の約 16%）が原子炉圧力容器下部に落下したが，下部ヘッドの顕著な破損はなく，熔融炉心が原子炉圧力容器内部に保持された。T M I - 2 の事故後の炉心状態<sup>〔2〕</sup>を図 3 に示す。

#### (2) A L P H A 実験

##### a . 実験の概要

日本原子力研究所では，事故時格納容器挙動試験（A L P H A）計画において，原子炉圧力容器下部プレナム内における熔融炉心の冷却性に関する実験が実施された。

実験では，テルミット反応により生成したアルミナを模擬熔融炉心として用い，実験ごとに投入アルミナ重量を変えて，冷却水が存在する下部ヘッド実験容器に落下させている。

なお，自発的な水蒸気爆発の発生を抑制するために，実験設備を設置した A L P H A 装置の模擬格納容器内を約 1.3MPa まで加圧



している。

#### b．実験装置の概要

実験装置の概念と下部ヘッド実験容器の構造を図 4 及び図 5 に示す。

#### c．実験の結果

実験の結果，アルミナと容器壁とが密着せず両者の境界に隙間が形成され，固化したアルミナと容器壁との境界に幅 1mm～2mm 程度の隙間を確認した。また，隙間への冷却水侵入が，下部プレナム内における熔融炉心の冷却に関与するかの確認のため，熔融炉心の自然対流により生じる固化体外壁における熱流束と狭隘流路内の限界熱流束を比較評価した。その評価結果を図 6 に示す。図中の曲線の交点に対応する下部プレナム内熔融炉心深さが，その隙間幅で冷却できる最大深さに相当する。よって，下部プレナムに形成される熔融炉心深さが 0.5m 程度（TMI-2 事故程度）であり，1mm～2mm の隙間が形成されれば冷却可能であるが，大量の熔融炉心が下部プレナム移行する状況では，隙間への冷却水侵入だけでは不十分である可能性が高いことが判明した。

### (3) L A V A 実験

#### a．実験の概要

韓国原子力研究所（KAERI）において，L A V A 実験が実施された。実験では，テルミット反応により生成した熔融アルミナのみ又は熔融アルミナと熔融鉄の両方を模擬熔融炉心として用い，冷却水を満たした下部ヘッド模擬実験容器に落下させている。

#### b．実験装置の概要



実験装置の概要を図 7 に示す。実験容器は炭素鋼製の半球部と円筒部であり，半径 0.25m 及び肉厚 0.025m となっている。

#### c. 実験の結果

実験の結果，熱膨張による容器の膨張とともに，大きさの異なる永久歪みが残っていることが示された。また，アルミナのみを模擬熔融炉心として用いた場合，ALPHA 実験と同様に容器壁温度の急激な低下が観測された。この現象は，実験容器壁と固化熔融物との境界における隙間形成と隙間内への冷却水の侵入が関連し，冷却水の沸騰で発生する水蒸気が多孔質のアルミナ固化体内部を通過して排出されるため，冷却水の侵入が容易になるとの考察がされている。また，アルミナと鉄の混合熔融物の場合は，アルミナのみに比べて実験容器壁の温度低下速度が小さくなる結果となっている。

### (4) FOREVER 実験

#### a. 実験の概要

スウェーデン王立工科大学（RIT）において実施されている FOREVER 実験は，下部プレナム内における熔融炉心の自然対流，下部ヘッドのクリープ変形及び熔融炉心と下部ヘッド境界におけるギャップ形成とギャップ冷却に関連する実験である。

なお，熔融物の自然対流による容器への熱負荷及び容器のクリープ変形に関する知見を得ることを目的としているため，冷却水を用いていない。

#### b. 実験装置の概要

実験装置の概要を図 8 に示す。実験容器は，実炉の 1/10 規



模（直径 0.4m 及び肉厚 0.015m）の炭素鋼製の下部ヘッド模擬容器となっている。

#### c. 実験の結果

実験の結果，初期に熱膨張が見られ，容器を加圧した後にクリープによる容器の変形（膨張）が生じた。クリープ歪み速度は 0.125%/hr 程度である。変位計測の結果から，径方向ではなく軸方向の変位が生じていることが示された。溶融物から容器への局所熱流束の分布を図 9 に示す。容器中心軸から約 70 度の位置において最大熱流束を示した。この傾向は，これまでに多くの研究機関等で実施された内部発熱を伴う自然対流実験の結果と定性的に一致するものであった。

### (5) 米国 F A I における実験

#### a. 実験の概要

米国の F A I 社（Fauske and Associates, Inc.）において，N R C，E P R I，日本産業界等の出資による国際的な協力プログラムとして炉心溶融物冷却試験が実施された。

また，T M I - 2 炉容器調査計画（V I P）では，下部ヘッドの温度が約 1,100℃まで上昇し，その後冷却されることがわかったが，冷却に至るメカニズムは特定できなかったため，原子炉圧力容器の内壁が高温にさらされた状態において，酸化物溶融物と密着しないことにより冷却される点に着目して実験が実施されている。

実験は，2 つのフェーズからなり，いずれも内径 30cm の模擬原子炉圧力容器下部ヘッドに，高温の模擬溶融物質を落下させている。フェーズ 1 では，模擬下部ヘッドの中に，テルミット



反応により熔融させた熔融二酸化アルミニウムと熔融鉄との混合物約 40kg を流入させる。フェーズ 2 では、テルミット反応によって熔融させた熔融二酸化アルミニウムと熔融鉄の混合物から二酸化アルミニウムのみ約 20kg を分離して模擬下部ヘッドに落下させている。

#### b. 実験装置の概要

実験装置の概要を図 10 に示す。

#### c. 実験の結果

実験の結果、模擬下部ヘッド内に水が存在する場合に、熔融鉄と熔融二酸化アルミニウムの混合物の場合及び熔融二酸化アルミニウム単独でも、熔融物は容器に密着することなく容器壁は、浸食されないことを確認した。また、フェーズ 2 では貫通部を設置したが、この溶接部にも、熔融物は密着しなかった。

熔融物の表面に形成されたクラストと模擬圧力容器の内壁面にギャップが確認され、それは容器下端で最も大きいことがわかった。また、このギャップと容器壁の間において、二相流による冷却現象が確認された。

熔融物の上面の水が存在することで、下部ヘッドの冷却が促進されるデータが得られたが、冷却率はギャップへの水の侵入に依存すると考えられている。

実験では、約 1MPa 以上の条件で実施したが、水蒸気爆発は発生しなかった。

### (6) M A S C A 計画

#### a. 試験の概要

M A S C A 試験は、経済協力開発機構国際協力プロジェクト



において実施され、I V Rに関する実コリウムを用いた試験である。

M A S C A計画はスウェーデンのR I Tの試験において、成層化により原子炉圧力容器への熱流束が3倍程度変化することが確認され、さらに、核分裂生成物及び崩壊熱の発生分布も非均質に分布する可能性がわかったことから、実コリウムの化学的挙動を把握することを目的に、フェーズ1、フェーズ2が実施され、逆成層化（金属層が酸化物層の下に成層化する現象）等の新たな知見が得られた。

#### b．試験装置の概要

試験装置の概要を図11に示す。

#### c．試験の結果

フェーズ1試験の結果は、炭素のデブリの成層化への影響が定量的に把握された。さらに、デブリに鉄が含まれると、鉄にウラン金属が移行して密度が高くなり、酸化物層の下に成層化する逆成層化が確認された。既存のシビアアクシデント解析コードで想定されていた原子炉圧力容器下部ヘッド内の成層化とM A S C A計画の結果を図12及び図13に示す。図13に示すように、金属層にUやZrが移行して密度が高くなり酸化物の下に成層化し、遅れて落下してくるスチールが上部に残る可能性が示された。また、制御材の $B_4C$ が成層化に影響することがわかった。

フェーズ2試験では、鉄割合30wt%まで含むコリウムの成層化状態を把握する実験が実施され、 $B_4C$ の成層化は鉄割合が高くなると $B_4C$ の影響がほとんどなくなることがわかった。また、



酸化雰囲気における試験では、逆成層化した鉄を含む未飽和酸化コリウムを高温のまま酸化雰囲気にすると、UやZrの酸化が進み、金属層の密度が低下し、酸化物層の下に成層化する結果が得られた。

(7) MA試験及びB<sub>4</sub>C試験

MASCA試験で最も重要な成果となったスチールを含むデブリの逆成層化に関する試験の概要及び結果（MA試験及びB<sub>4</sub>C試験）を以下に説明する。

a. MA試験

MA試験は、約 2kg のコリウムを溶融・保持するもので、MASCA計画で中規模試験として位置づけられている。試験装置にコールドルーシブル手法を用いることで、チューブと溶融物との相互作用を防止し、スーパーヒート状態の酸化物と金属の混合溶融物を保持することができる。

MASCA計画では、MA試験を6ケース（MA-1～MA-6）実施している。

分析の結果、装填時にUO<sub>2</sub>、ZrO<sub>2</sub>、Zr及びFeの混合物であったものが溶融すると、UO<sub>2</sub>がZrによって還元されU金属となり、このUと残りのZrがFeとともに金属層を形成していることが示された。U金属の密度が高いことにより金属層の密度が高くなり、酸化物層の下に成層化したことがわかる。一方、酸化度の高いコリウム及びスチール割合の高いケースでは、金属層が上部に残る形となった。これは、酸化割合が高いと還元されて金属層への移行するUが少なくなり、スチール割合が高いと金属層中のUの割合が減少し、金属層の密度が低く



なるためであることがわかった。

b.  $B_4C$  試験

$B_4C$  試験は、制御材の  $B_4C$  による影響を把握する目的で実施され、約 300g のコリウムを溶融できる試験装置を用い、0.5wt% の  $B_4C$  を含む C-34 コリウムを溶融した後、約 2wt% の Fe を投入し、生成されたインゴットの分析を実施している。

分析の結果、Fe 割合が小さい場合に  $B_4C$  の添加による金属相割合が大きく増加し、Fe 割合が大きくなると  $B_4C$  の影響は小さくなることがわかった。これは、溶融した B や C が金属層に含まれることから、Fe 割合が増加すると  $B_4C$  が希釈されるためであることがわかった。

参考文献：

- [1] シビアアクシデント熱流動現象評価（平成 13 年 3 月，社団法人日本原子力学会）
- [2] J. M. Broughton, et al.: A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident, Nuclear Technology, Vol.87, No.1, p.35, 1989
- [3] 平成 21 年度原子炉施設のアクシデントマネジメントに係る知識ベースの整備に関する報告書＝環境への影響緩和＝（平成 22 年 10 月，独立行政法人原子力安全基盤機構）



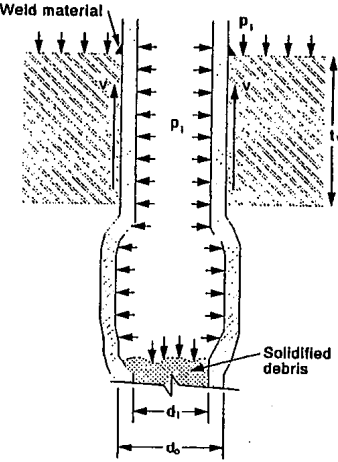
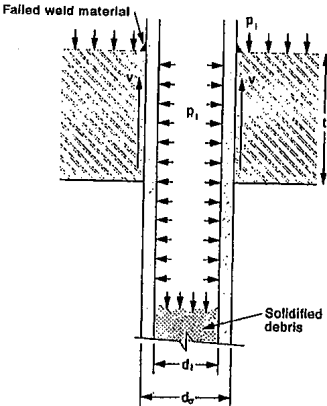
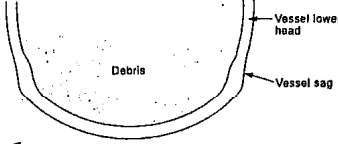
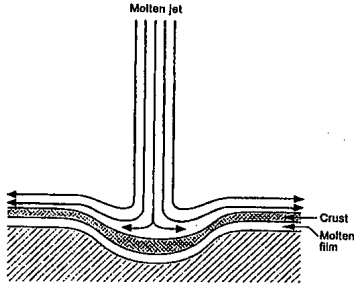
破損モード	貫通部過温破損 (Penetration Tube Heat-up and Rupture)	貫通部溶融逸出 (Penetration Tube Ejection)	下部ヘッド全体破損 (Lower Head Global Rupture)	下部ヘッド局所破損 (Localized Effects/ Jet Impingement)
概略図				
説明	炉心溶融物による圧力容器外での貫通部の過熱と加圧に伴う貫通部の破裂	炉心溶融物による貫通部溶接部の溶融と加圧に伴う貫通部の逸出	炉心溶融物による加熱と応力に伴う下部ヘッドのクリープ破損	炉心溶融物のジェットによる下部ヘッドの局所的破損又は局所的溶融

図 1 原子炉圧力容器下部ヘッドの破損モードとその概要<sup>[1]</sup>



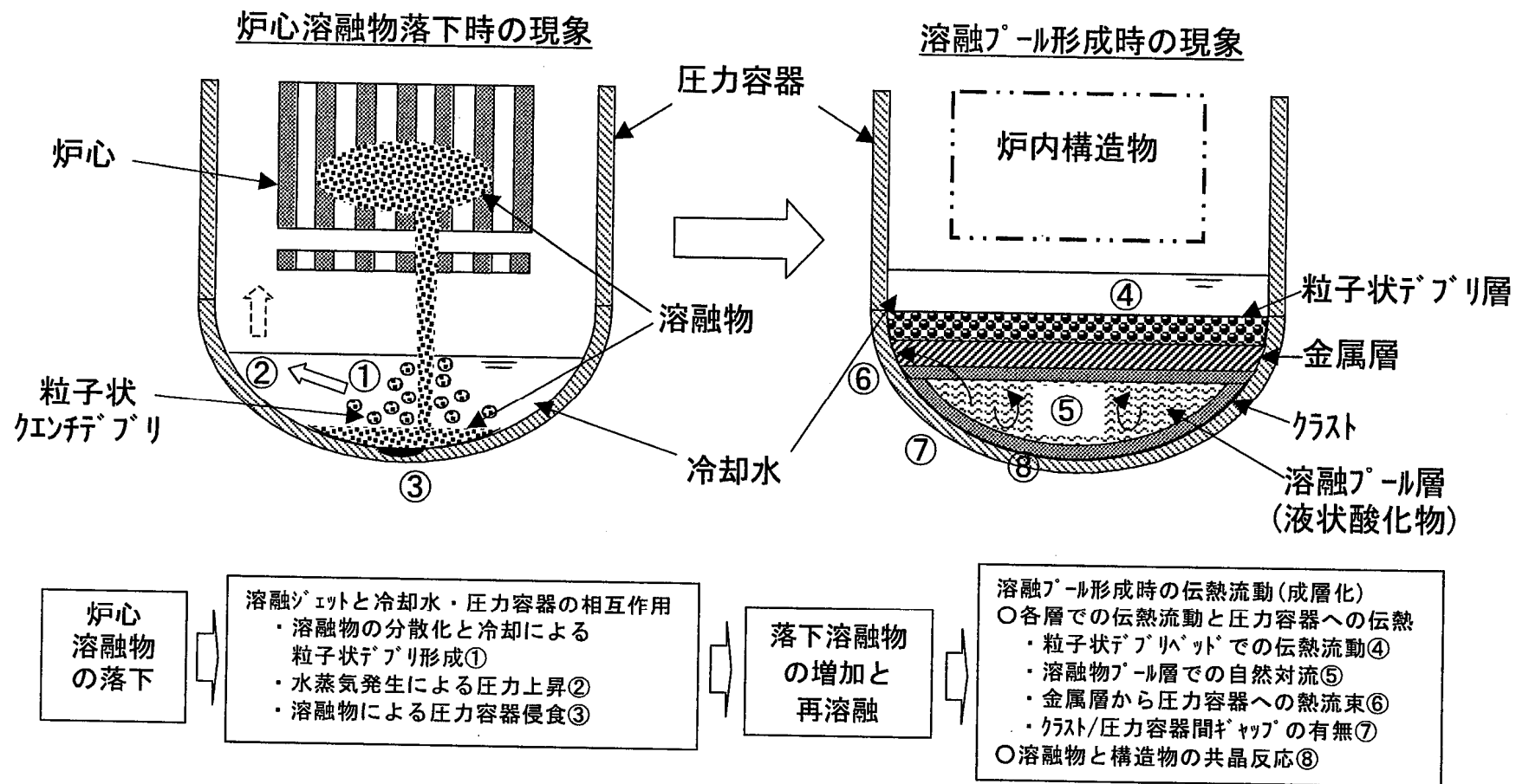


図 2 原子炉压力容器下部プレナム部での溶融炉心の挙動<sup>[1]</sup>



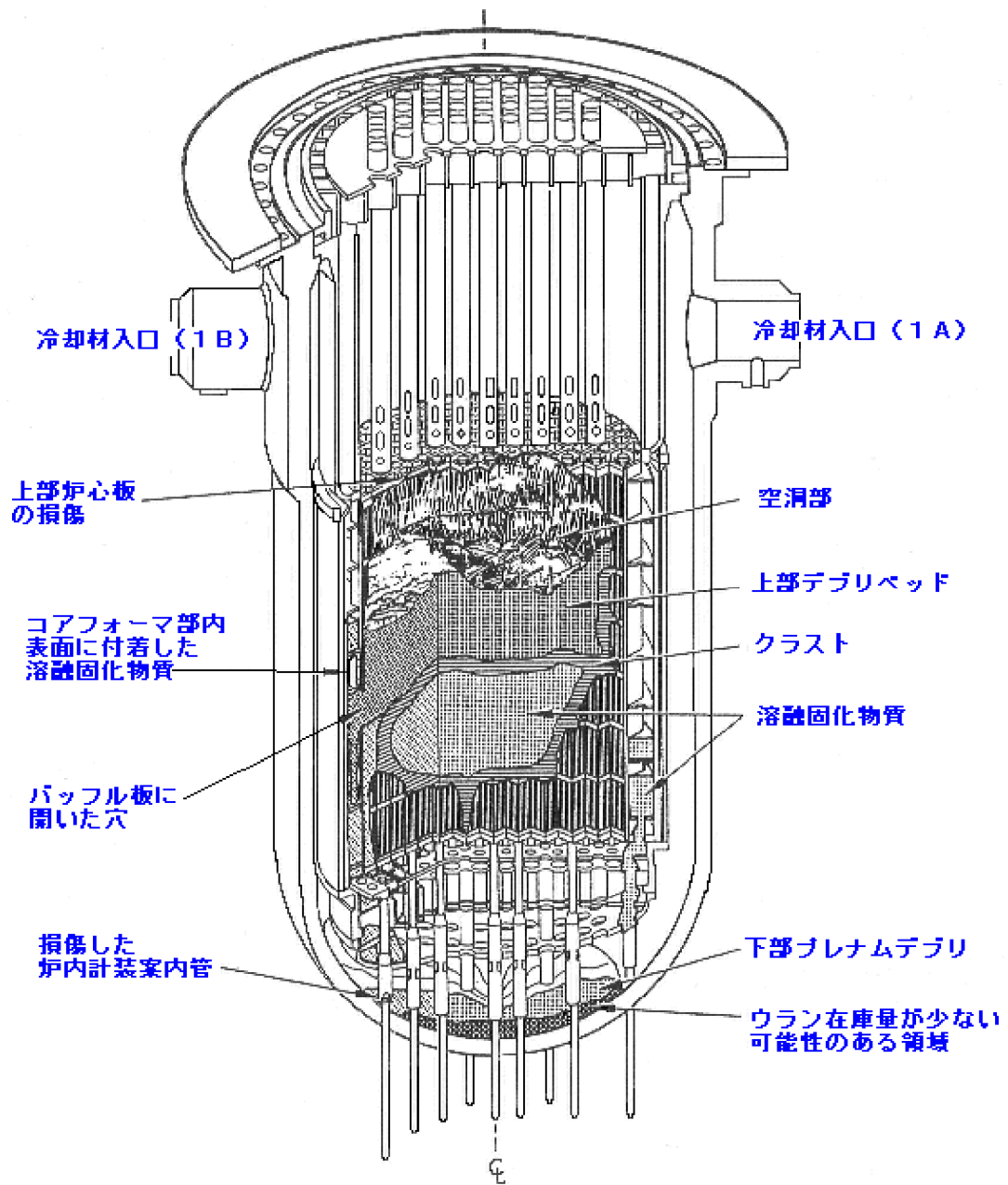


図 3 TMI-2 の事故後の炉心状態<sup>[2]</sup>



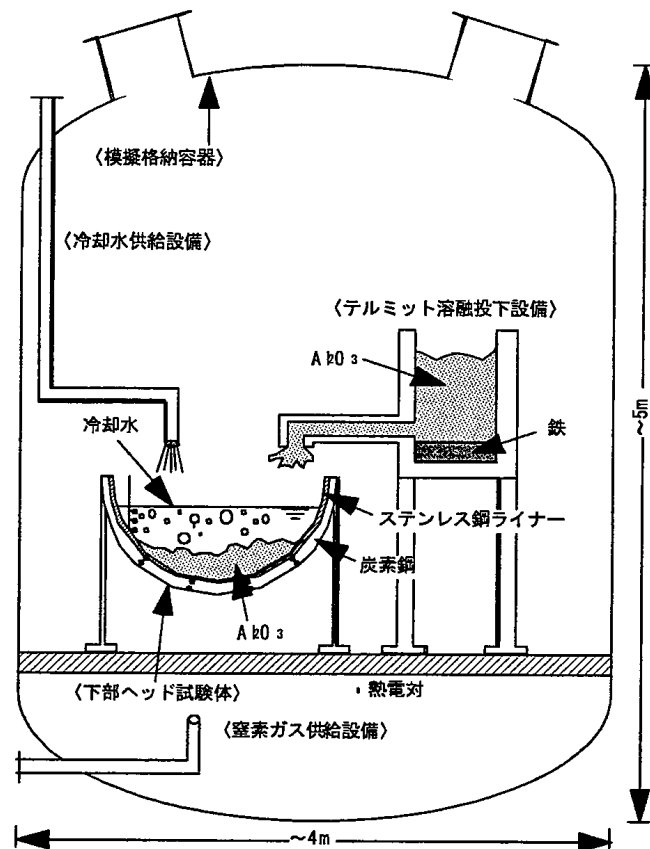


図 4 ALPHA 実験装置の概念<sup>[1]</sup>

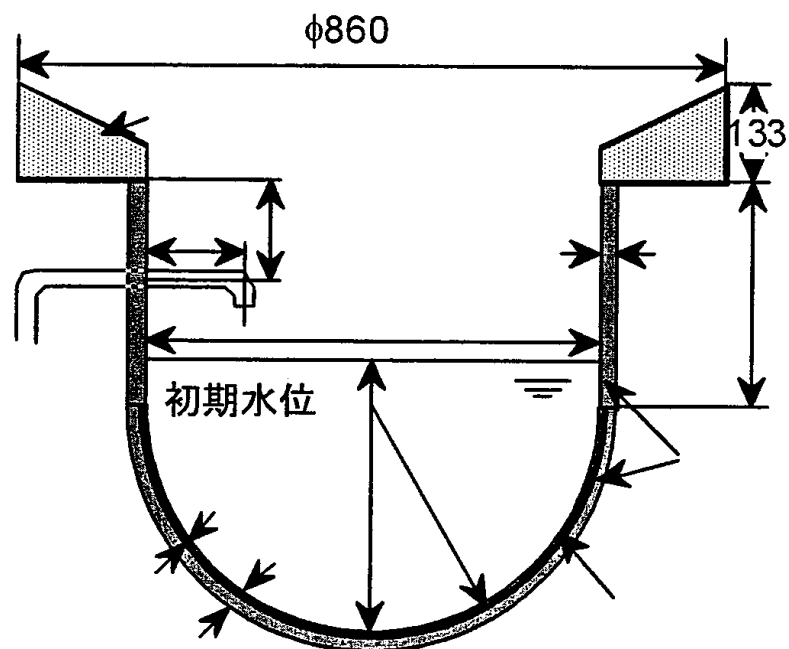


図 5 下部ヘッド実験容器の構造<sup>[1]</sup>



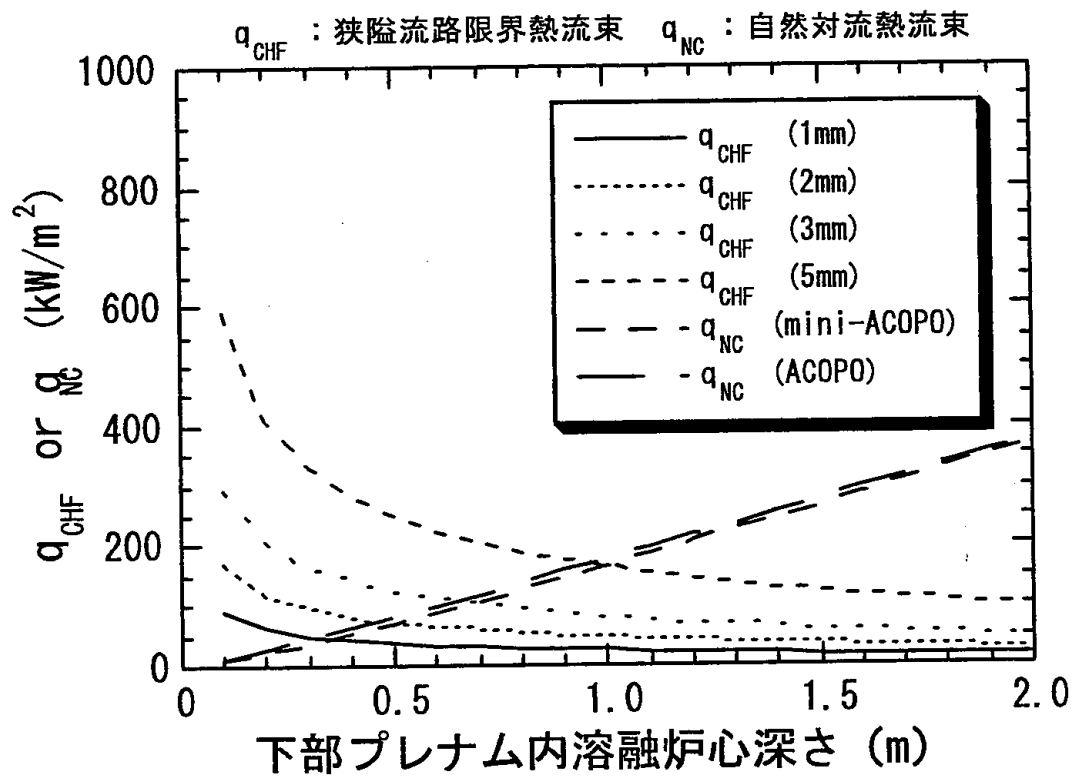


図 6 実験規模における（半径 2m）隙間内冷却水侵入の効果<sup>[1]</sup>

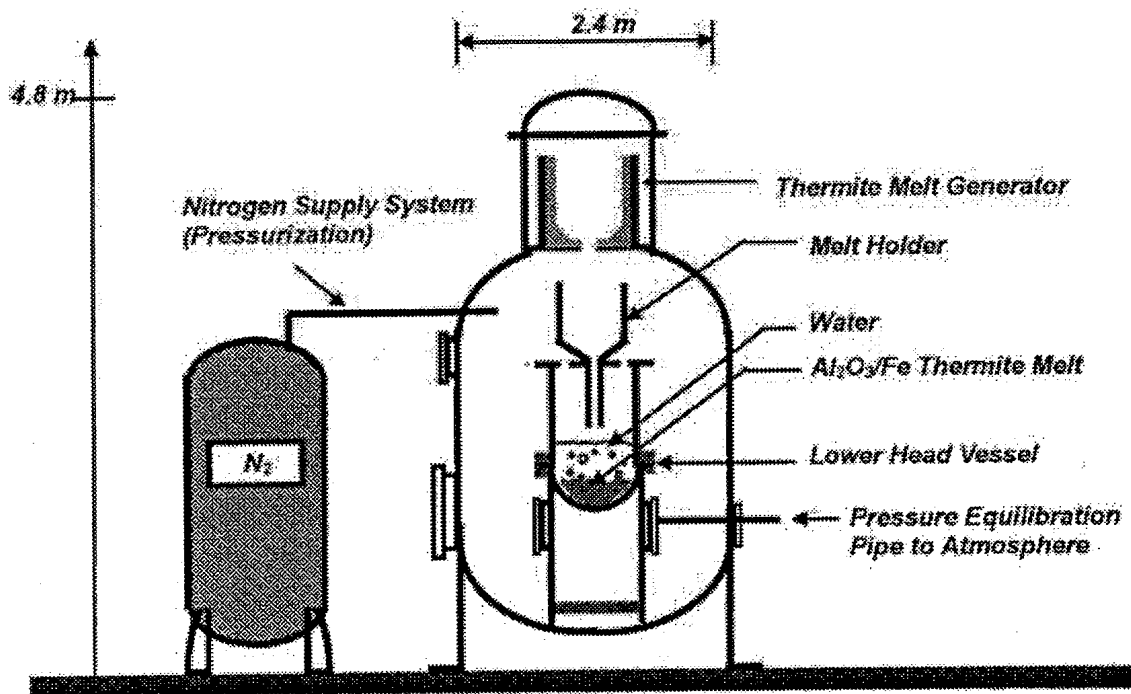


図 7 L A V A 実験装置の概要<sup>[1]</sup>



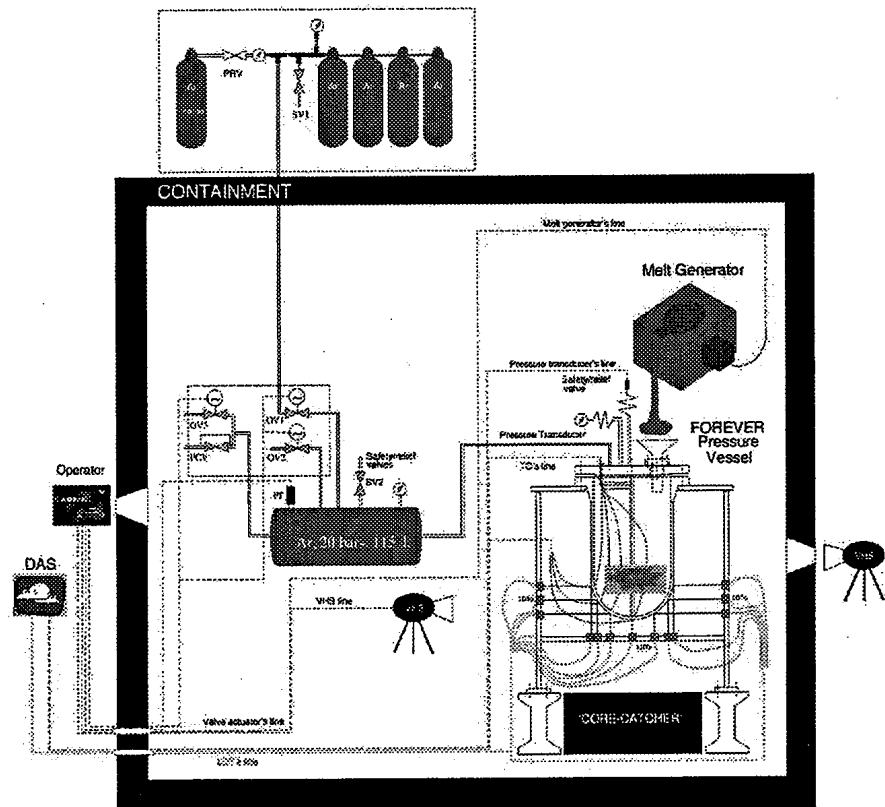


図 8 FOREVER 実験装置の概要<sup>[1]</sup>

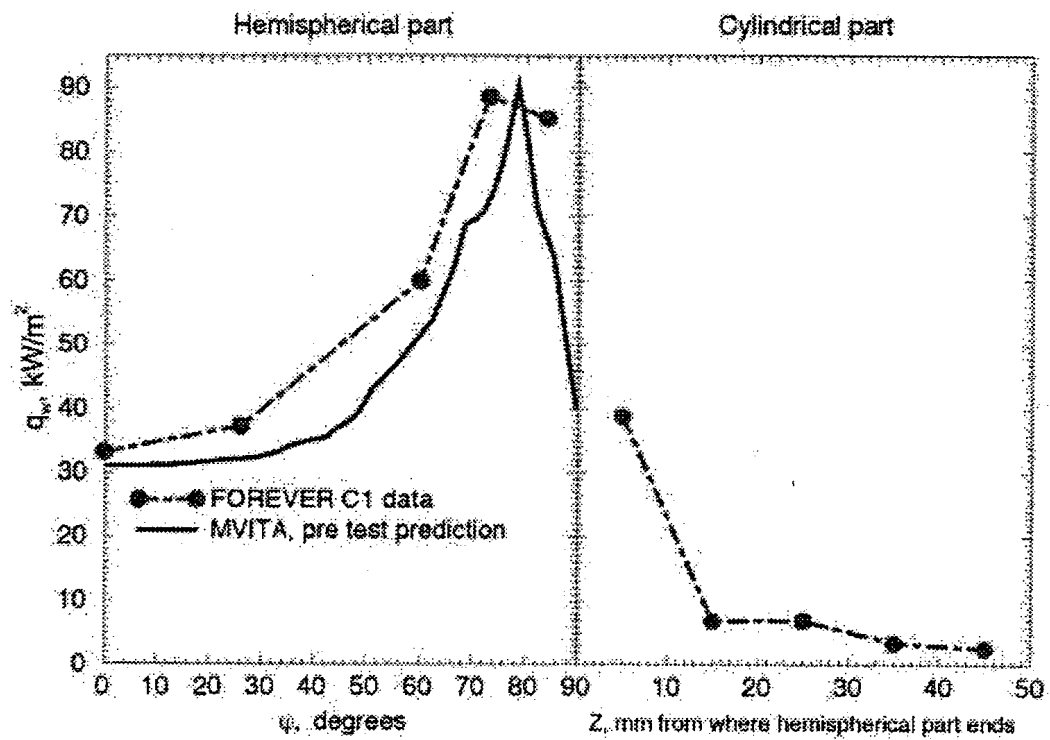


図 9 FOREVER / C1 実験における局所熱流束の分布<sup>[1]</sup>



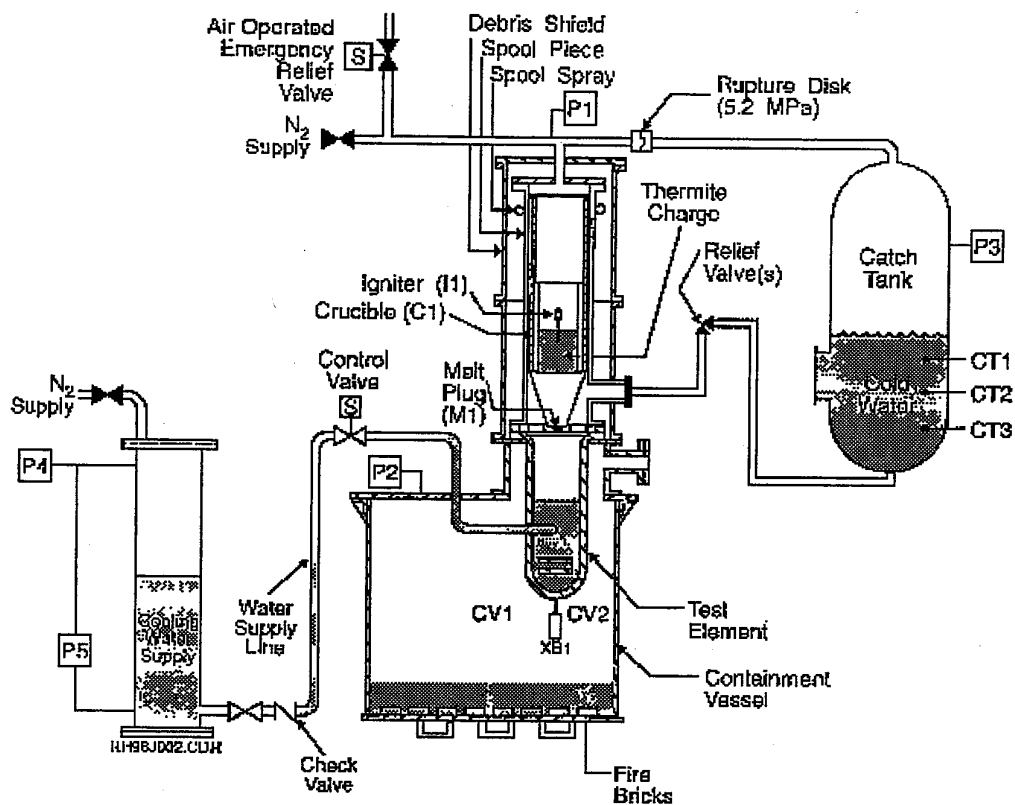


図 10 F A I 試験装置の概要<sup>[1]</sup>

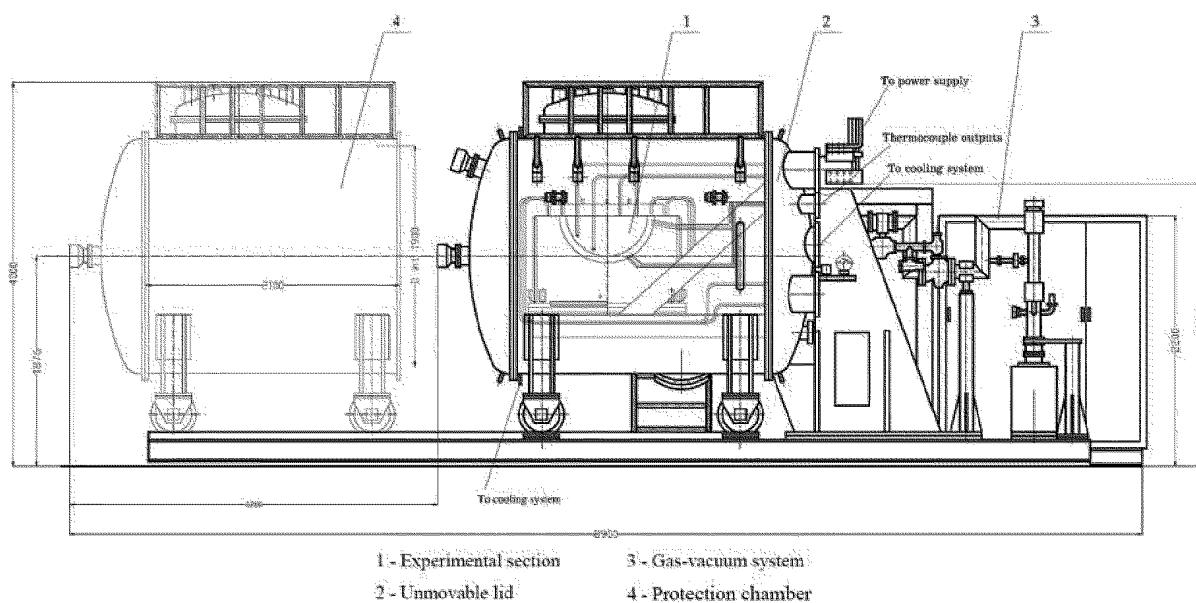


図 11 M A S C A 試験装置の概要<sup>[3]</sup>



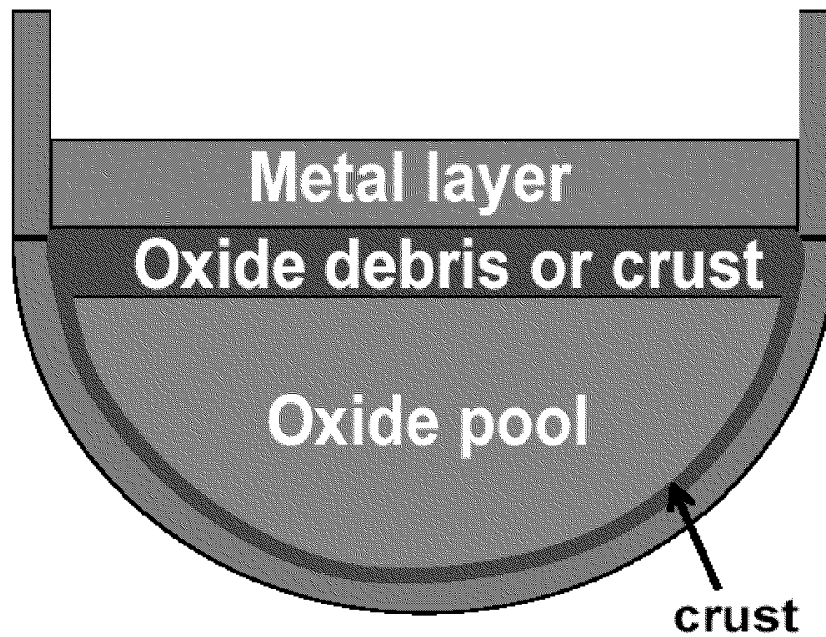


図 12 既存シビアアクシデント解析コードで想定されていた  
原子炉圧力容器下部ヘッド内の成層化<sup>[3]</sup>

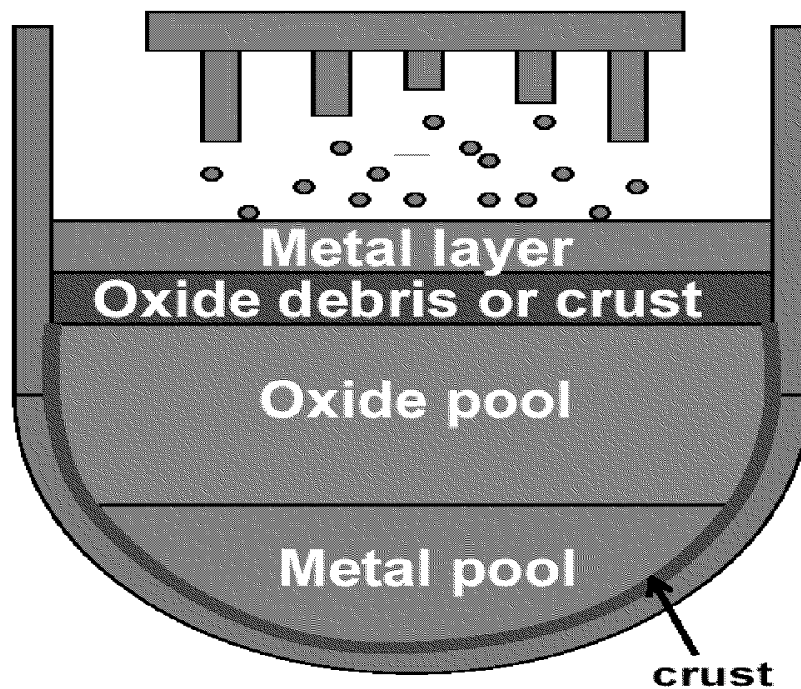


図 13 M A S C A 試験で得られた原子炉圧力容器下部ヘッド内の  
成層化状況<sup>[3]</sup>



ペデスタル内サンプ及びサンプドレン配管図について

以下に東海第二発電所ペデスタル内サンプ配置図及びサンプドレン配管図を示す。

