資料1-1

東海第二発電所

確率論的リスク評価(PRA)について

(地震レベル1 P R A)

平成 28 年 6 月 日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

本資料のうち, は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 事故シーケンスグループ等の選定に係るPRAの実施範囲と評価対象
について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
2. 「PRAの説明における参照事項」に基づく構成について・・・・・ 2- 1
3. レベル1 P R A
3.1 内部事象 P R A
3.1.1 出力運転時 P R A · · · · · · · · · · · · · · · · · ·
3.1.2 停止時 P R A ······3.1.2-1
3.2 外部事象 P R A
3.2.1 地震 P R A ······ 3.2.1-1
3.2.1.1 対象プラントと事故シナリオ・・・・・・・・・・・3.2.1-1
【 (1) 対象とするプラントの説明・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
【 (2) 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析・・・・・3.2.1-4
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・・・・・・・・・3.2.1-5
【 (2) 確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定・・・3.2.1-5
【 (3) 確率論的地震ハザード評価結果・・・・・・・・・・・・3.2.1-7
3.2.1.3-1 建屋のフラジリティ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・3.2.1-8
【 (1) 評価対象と損傷モードの設定・・・・・・・・・・・・3.2.1-8
【 (2) フラジリティの評価方法の選択・・・・・・・・・・・3.2.1-8
【 (3) フラジリティの評価上の主要な仮定・・・・・・・・・3.2.1-9
【 (4) フラジリティの評価における耐力情報・・・・・・・3.2.1-9
【 (5) フラジリティの評価における応答情報・・・・・・・3.2.1-9

(6) 建屋のフラジリティ評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
3.2.1.3-2 屋外重要土木構造物のフラジリティ・・・・・3.2.1-11
↓ (1) 評価対象と損傷モードの設定・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
(2) フラジリティの評価方法の選択・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
↓ (3) フラジリティの評価上の主要な仮定・・・・・・・・・3.2.1-12
↓ (4) フラジリティの評価における耐力情報・・・・・・・・3.2.1-12
↓ (5) フラジリティの評価における応答情報・・・・・・・・・・3.2.1-12
(6) 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果・・・・・・3.2.1-13
■ 3.2.1.3-3 機器のフラジリティ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・3.2.1-14
↓ (1) 評価対象と損傷モードの設定・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
(2) フラジリティの評価方法の選択・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
(3) フラジリティ評価上の主要な仮定・・・・・・・・・・3.2.1-16
↓ (4) フラジリティ評価における耐力情報・・・・・・・・・・3.2.1-18
↓ (5) フラジリティ評価における応答情報・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
┃ (6) 機器のフラジリティ評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
▲ a. 大型機器(原子炉圧力容器)・・・・・・・・・・・・・・・・・3.2.1-19
▶ b. 静的機器(残留熱除去系熱交換器) ··········3.2.1-27
↓ c. 動的機器(残留熱除去系海水ポンプ)・・・・・・・・・・3.2.1-35
↓ d. 電気盤・計装(非常用パワーセンタ)・・・・・・・・・3.2.1-42
e. 配管(残留熱除去系海水系配管) ···············3.2.1-49
3.2.1.4 事故シーケンス・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
【 (1) 起因事象・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
(2) 成功基準······3.2.1-61
(3) 事故シーケンス······3.2.1-62
【 (4) システム信頼性・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・

٦

(5) 人的過誤
(6) 炉心損傷頻度
3.2.2 津波 P R A ······ 3.2.2-1
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 ······ 4.1.1-1
了一一 一一 一 一 一

- 別 紙
- 別紙 3.2.1.1-1 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
- 別紙 3.2.1.1-2 耐震 B・C クラスの評価対象設備の取扱いについて
- 別紙 3.2.1.1-3 「余震による炉心損傷への影響」に関する整理について
- 別紙 3.2.1.1-4 起因事象の抽出に対する網羅性について
- 別紙 3.2.1.4-1 高圧炉心スプレイ系の相関の取扱いについて

- 第3.2.1.1-1 表 地震 P R A で 収集 した 情報 及び 情報 源
- 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
- 第3.2.1.1-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ
- 第3.2.1.2-1表 活断層のリスト(モデルA)
- 第3.2.1.2-2表 活断層のリスト(モデルB)
- 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(モデル
 - A)
- 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(モデルB)
- 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
- 第3.2.1.3-1-1 表 考慮する不確実さ要因の例
- 第3.2.1.3-1-2表 損傷限界点の現実的な値(地震 PSA 学会標準)
- 第 3.2.1.3-1-3 表 地盤物性値
- 第 3.2.1.3-1-4 表 原子炉建屋物性值
- 第3.2.1.3-1-5 表 現実的な物性値の評価方法
- 第3.2.1.3-1-6表(1/2) 解析モデル諸元(水平 NS 方向)
- 第3.2.1.3-1-6表(2/2) 解析モデル諸元(水平 EW 方向)
- 第3.2.1.3-1-7表(1/2) 地盤ばね定数と減衰係数(1,500cm/s²規準化 入力 中央値 NS 方向)
- 第3.2.1.3-1-7表(2/2) 地盤ばね定数と減衰係数(1,500cm/s²規準化入 力 中央値 EW 方向)
- 第3.2.1.3-2-1表 考慮する不確実さ要因の例

- 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筋の降伏強度の現実的な値
- 第 3.2.1.3-2-3 表 地盤物性値
- 第3.2.1.3-2-4 表 海水ポンプ室物性値
- 第3.2.1.3-2-5表 鋼管杭の断面諸元
- 第3.2.1.3-2-6表 現実的な物性値の評価方法
- 第3.2.1.3-3-1表 現実的耐力及び現実的応答の不確実さ要因例
- 第3.2.1.3-3-2表 建屋の応答係数
- 第 3.2.1.4-1 表 起因事象発生頻度
- 第3.2.1.4-2表 事故シーケンスグループ分類一覧
- 第 3. 2. 1. 4-3 表 評価対象システム一覧
- 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
- 第 3.2.1.4-5 表 起因事象発生後の人的過誤
- 第 3.2.1.4-6 表 起因事象別炉心損傷頻度
- 第3.2.1.4-7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

- 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
- 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
- 第3.2.1.4-10表 地震加速度区分別炉心損傷頻度
- 第 3.2.1.4-11 表 F V 重要度評価結果

- 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
- 第3.2.1.1-2 図 プラントウォークダウン結果
- 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(モデルA)
- 第3.2.1.2-2図 活断層の分布(モデルB)
- 第 3.2.1.2-3 図 海溝型地震で考慮している特定震源モデル(モデルA)
- 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(モデルB)
- 第3.2.1.2-5 図 垣見ほか(2003)による領域区分
- 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
- 第3.2.1.2-7 図 領域区分(内陸地殻内地震(モデルA,モデルB共通))
- 第3.2.1.2-8 図 領域区分(海溝型地震(モデルA))
- 第3.2.1.2-9 図 領域区分(海溝型地震(モデルB))

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境付近で発生する地震)

- 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)
- 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)

第3.2.1.2-13 図 設定したロジックツリー

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 (水平方向)
- 第3.2.1.2-16図(2/2) 震源別平均ハザード (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の応答 スペクトルの比較(鉛直方向)
- 第3.2.1.2-18図(1/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (水平方向)
- 第3.2.1.2-18図(2/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (鉛直方向)
- 第3.2.1.2-19図(1/2) 年超過確率10⁻⁵の一様ハザードスペクトルに 適合する模擬波(水平方向)
- 第3.2.1.2-19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 する模擬波(鉛直方向)
- 第3.2.1.3-1-1図 原子炉建屋の概略平面図(E.L.-4.0m)
- 第3.2.1.3-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図
- 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
- 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 原子炉圧力容器(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
- 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 相関性に係る感度解析結果(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 相関性に係る感度解析結果(地震加速度区分別炉心 損傷頻度)
- 第3.2.1.4-12 図 使命時間に係る感度解析結果(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 使命時間に係る感度解析結果(地震加速度区分別炉心

損傷頻度)

- 3. レベル1 P R A
- 3.2 外部事象 P R A
- 3.2.1 地震PRA

地震PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の 地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」(以下「地震PSA学 会標準」という。)を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」(原子力規制庁 平成25年9月)の記載事項へ の適合性を確認した。地震PRA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1PRAにおいて収集した設計,運転・保 守管理の情報に加え,地震PRAを実施するために,プラントの耐震設 計やプラント配置の特徴等を踏まえて,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 オ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内部事象出力運転時レベル1PRAにて記載した内容と同様である。

1

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。(別紙 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 PRA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。

 -高線量エリア,汚染の程度が著しいエリアにある設備

 一確認する場合に通電部位へ接触するおそれがある設備

-高所・狭隘部にある設備

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 PRAの前提条件等について

今回実施した地震 PRAについて,主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。(別紙 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,経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。

なお、地震PRAの評価地震動範囲は、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1PRA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

4

事象を第 3.2.1.1-3 図に示すフローを用いて,以下の通り抽出した。 (別紙 3.2.1.1-4)

- ·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(ELOCA)
- 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PRA 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PSA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「モデルA」という。)の他、地震調査研究推進 本部の知見に基づき設定した震源モデル(以下「モデルB」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) 内陸地殼内地震

モデルAについては敷地周辺の耐震設計上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。モデルBについては地震調査研究推進本部(2009a)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

モデルAでは関東地震を,モデルBでは関東地震及び茨城県沖 で発生する地震を特定震源として扱う。関東地震,茨城県沖の地 震の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 慮し、敷地から 150km 程度を評価対象とする。モデルA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。モデルBについ ては、地震調査研究推進本部(2009a)に基づいて領域区分し、各領 域の最大マグニチュードを地震調査研究推進本部(2012)に基づき 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 図から第 3.2.1.2-9 図に示す。

b. 地震動伝播モデル

地震動伝播モデルとしては Noda et al. (2002) による距離減衰式を 用いる。地震動評価に当たっては,必要に応じ第 3.2.1.2-10 図から第 3.2.1.2-12 図に示す地震観測記録による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、モデルAとモデルB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、重みの考 え方について第 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 の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

ー様ハザードスペクトルと基準地震動 S_s との比較を第 3.2.1.2-17 図に示す。応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s -D及び 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s -1及び S_s -2の年超 過確率については 10⁻³から 10⁻⁶程度である。また、一様ハザードスペ クトルの算出のもととなる周期ごとの平均ハザード曲線を第 3.2.1.2-18 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,経時特性を基準地震動 S_s の策定と同様にNoda et al. (2002)に基づき地震規模M=7.6,等価震源距離 Xeq= 25.7km とした。模擬波を第 3.2.1.2-19 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 PSA 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. 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ(以下「 β_R 」という。) と認識論的不確実さ(以下「 β_U 」という。)については、地震PSA 学会標準に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第 3.2.1.3-1-1 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 PSA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 PS 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 3.2.1.2-19 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 1,500cm/s²)

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PSA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HCLPF(低い損傷 確率(5%損傷確率)であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定でき る地震加速度)を算出した。フラジリティ曲線は,原子炉建屋を構成する 全要素のうち,HCLPF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,信頼度毎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HCL PF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 PSA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. 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さβ_Rと認識論的不確実さ β_Uについては、地震PSA学会標準に基づき評価した。考慮する不確 実さ要因の例を第3.2.1.3-2-1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PSA学会標準を参考に,コンクリートの圧縮強度 と鉄筋の降伏強度を考慮し,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こ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 PS 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 盤およ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 3.2.1.2-19 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 1,579cm/s²(水平), 1,001cm/s²(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 PSA学会標準に示された評価方法 に基づき算出した。評価方法を第3.2.1.3-2-6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 PSA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HCLPF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,信頼度毎の連続的なフラジリティ曲線を算出した。HCLPF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 CLPF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,動的機能限界や電気 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」は後述の通り,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 PSA学会標準等のフラジリティ評価で実績のある既往知見に基づき 中央値や不確実さを設定し,算定している。この現実的耐力の評価法は,

「応答解析に基づく方法」,「原研法に基づく方法」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,既工認等で実績のある応答値(耐震バックチェッ クベース),もしくは,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,既工認等で実績のある機器の決定論的評価である応答解析 結果に基づき評価しているが,決定論的評価は保守性を有する線形範囲の 評価を行っている。また,この応答解析に含まれる余裕や不確実さを,地 震PSA学会標準等のフラジリティ評価で実績のある既往知見に基づき設 定していることから,「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⁽¹⁾、約 40 プラントでの評価実績がある⁽²⁻⁴⁾。

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

評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。

(3) フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実さの設定,応答係数等)

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

 $A = Am \cdot \epsilon_R \cdot \epsilon_U$

ここで,

Am:フラジリティ加速度中央値(50%損傷確率に対する最大加速度の 中央値)

ε_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β_Rである対数正規分布を仮定する。

ε_υ: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 β₁₁である対数正規分布を仮定する。

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

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

 $Am = F \times A_{d}$ (式 3. 2. 1-1)

ここで,

Am:フラジリティ加速度中央値

F :安全係数(裕度)

A_d:基準地震動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 = 現実的な耐力 現実的な応答 (式 3. 2. 1-2)

_ 設計応答値	、現実的な耐力
現実的な応答	×
L	
応答に関する係数	耐力に関する係数
$\therefore \mathbf{F} = \mathbf{F}_{\mathrm{C}} \times \mathbf{F}_{\mathrm{RE}} \times \mathbf{F}_{\mathrm{RS}}$	(式 3. 2. 1-3)
ここで、	

F_c:耐力係数

F_{RF}: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。

 $F_{c} = F_{s} \cdot F_{\mu}$

ここで,

F_s:強度係数

F ": 塑性エネルギ吸収係数

 $F_{RE} = F_{SA} \cdot F_{D} \cdot F_{M} \cdot F_{MC}$ ここで、 $F_{SA} : スペクトル形状係数$ $F_{D} : 減衰係数$ $F_{D} : 減衰係数$ $F_{M} : モデル化係数$ $F_{MC} : モード合成係数$ $F_{RS} = F_{1} \cdot F_{2} \cdot F_{3}$ ここで、 $F_{1} : 解放基盤表面の地震動に関する係数$ $F_{2} : 建屋への入力地震動に関する係数$

(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、β_R、 β_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,建屋・構築物 の非線形応答を精度よく評価する場合は,図3.2.1.2-19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、 β_{R} 、 β_{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FV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。

静的機器:上記大型機器以外で,スペクトルモーダル解析または静的 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,計装品等の電気的機器の機能損傷

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

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

- 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,原子炉圧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 原子炉圧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,

σ_c:限界応力の中央値

σ_T:地震時発生応力

σ_N:通常運転時応力

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Su = 391MPa (評価温度 302℃)を採用する。 上記規格値に含まれる余裕(Su値の 1.13 倍)を考慮して限界 応力の中央値とする。

したがって,

 $\sigma_{\rm C} = 1.13 \times S \ u = 1.13 \times 391 = 442 \text{MPa}$

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。

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

 $\sigma_{\rm T} = 105 \times 3.24 = 340 {\rm MPa}$

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 OMPa とする。

 $\sigma_{\rm N} = 0 M P a$

以上より, 強度係数F_sは, 以下のとおりとなる。

$$F_{\rm s} = \frac{\sigma_{\rm C}}{\sigma_{\rm T}} = \frac{442}{340} = 1.30$$

不確実さとして,限界応力の中央値 1.13×Suに対して,規格 値Suが 99%信頼下限に相当すると考え,全てβ₁₁として評価する。

$$\beta_{\rm U} = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{1.13 \times \mathrm{Su}}{\mathrm{Su}} \right) = 0.05$$

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) 塑性エネルギ吸収係数F "の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギ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× Suを用いているため,塑性変形によるエネルギ吸収効果は考慮し ない。

以上により,本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{\mu} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

(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}= 拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度 拡幅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= <u>設計用減衰定数による応答値</u> 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%⁽⁵⁾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⁽⁶⁾を用いる。

応答值=3.21-0.68×1n(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、 $\beta_{\rm R}$ と $\beta_{\rm U}$ が等しいとして評価する。

したがって,

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

$$\beta_{\rm R} = \beta_{\rm U} = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln \left[\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(1)}{3.21 - 0.68 \times \ln(3)} \right] = 0.08$$

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{\rm D} = 1.30$ $\beta_{\rm R} = \beta_{\rm U} = 0.08$

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= 設計解析モデルによる応答加速度 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β_Uは海外文献⁽¹⁾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。

 $F_{MC} = 1.00$ $\beta_{R} = \beta_{U} = 0$

(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F₁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または機器の固有周期における比を, 次式により評価する。

スペクトル形状係数= <u>
基準地震動の応答加速度</u> 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。

 $F_{1} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

ii) 建屋への入力地震動に関する係数F₂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。の不確実さと合わ せて評価する。

 $\beta_{\rm p}$ は、地震 PSA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、概ね0.2程度であることか ら、0.20とする。

β₁₁は,解析モデル化誤差等によるものであり,国内文献⁽⁷⁾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。

 $F_{2} = 1.00 \quad \beta_{R} = 0.20 \quad \beta_{U} = 0.15$

$$3.2.1-25$$

 $(\beta_{\rm R}$ 及び $\beta_{\rm U}$ はF₃と共通)

iii) 建屋の地震応答に関する係数F₃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F₂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。

 $F_{3} = 1.00 \quad \beta_{R} = 0.20 \quad \beta_{U} = 0.15$

 $(\beta_{\rm R}$ 及び $\beta_{\rm U}$ はF₂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Am, その不確実さ β_R, β_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 (G) $\beta_{R} = 0.22, \quad \beta_{U} = 0.23$ H C L P F = A m × exp[-1.65×($\beta_{R} + \beta_{U}$)] = 2.72×exp[-1.65×(0.22+0.23)] = 1.29 (G)

3.2.1-26

		F _c		F _{RE}					合計			
		F _s	$\mathrm{F}_{_{\mu}}$	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 実さ	$\beta_{\rm R}$	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.00	0.20		0.22	
	β U	0.05	0.00	0.00	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15		0.23	

表 原子炉圧力容器(蒸気乾燥器支持ブラケット) 安全係数評価結果の一覧

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 E.L.+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。(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。

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
マンカギルト	COMADE	引張応力	488	433	1.12
	3UM435	せん断応力	375 109		3.44

表 残留熱除去系熱交換器の耐震評価結果

(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。

$$\left(\frac{\sigma}{\sigma_{\rm C}}\right)^2 + \left(\frac{\tau}{\tau_{\rm C}}\right)^2 = \left(\frac{1}{F_{\sigma}}\right)^2 + \left(\frac{1}{F_{\tau}}\right)^2 = \lambda^2 \le 1$$

ここで,

- λ:ボルトの応力比
- σ:ボルトの引張応力
- τ:ボルトのせん断応力

σ_c:ボルトの限界引張応力の中央値

τ_c:ボルトの限界せん断応力の中央値

F。: 引張に対する余裕度

F₋: 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。

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

3.2.1-28

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 JSME「発電用原子力設備規格設計・建設規格 (2005 年度版)」 第I編付録図表 Part5 の引張応力Su = 930MPa (評価温度 40°C) を採用する。なお,上記規格値に含まれる余裕 (Su値の 1.17 倍) 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Su/ $\sqrt{3}$ を用いる。

 $\sigma_{\rm C} = 1.17 \times 0.75 \times S$ u = 1.17 × 0.75 × 930 = 816 MPa

 $\tau_{\rm C} = 1.17 \times {\rm S}$ u / $\sqrt{3} = 1.17 \times 930$ / $\sqrt{3} = 628 {\rm MPa}$

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。

 $F_{\sigma} = \sigma_{C} / \sigma = 816 / (433 \times 1.47) = 1.28$

$$F_{\tau} = \tau_{C} / \tau = 628 / (109 \times 1.47) = 3.92$$

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×Suに対して,規格値 Suが 99%信頼下限に相当すると考え,全てβuとして評価する。

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

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{S} = 1.22 \quad \beta_{R} = 0.00 \quad \beta_{U} = 0.07$

ii) 塑性エネルギ吸収係数F₁の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギ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× Suを用いているため,塑性変形によるエネルギ吸収係数効果は考 慮しない。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{\mu} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

- (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。

拡幅前後の応答スペクトル比(拡幅後/拡幅前)は,サイト・プ ラントによらず有意な差はないと考えられるため,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幅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_s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 β_{II} とする。

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

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

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= 設計用減衰定数による応答値 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%⁽⁵⁾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⁽⁶⁾を用いる。

応答值=3.21-0.68×1n(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、 β_{R} と β_{U} が等しいとして評価する。

したがって,

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

$$\beta_{\rm R} = \beta_{\rm U} = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln \left[\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(l)}{3.21 - 0.68 \times \ln(3)} \right] = 0.08$$

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{\rm D} = 1.30$ $\beta_{\rm R} = \beta_{\rm U} = 0.08$

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= 設計解析モデルによる応答加速度 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β_Uは海外文献⁽¹⁾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。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PSA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。

以上より、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F₁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または機器の固有周期における 比を,次式により評価する。

スペクトル形状係数= <u>
基準地震動の応答加速度</u> 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。

 $F_{1} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

ii) 建屋への入力地震動に関する係数F₂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F₃の不確実さと合わ せて評価する。

 β_{R} は、地震 PSA 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、概ね 0.2 程度であることか ら、0.20 とする。

 $\beta_{\rm U}$ は,解析モデル化誤差等によるものであり,国内文献⁽⁷⁾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。

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

 $(\beta_{\rm R}$ 及び $\beta_{\rm U}$ はF₃と共通)

iii) 建屋の地震応答に関する係数F₃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F₂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。

 $F_{3} = 1.00 \quad \beta_{R} = 0.20 \quad \beta_{U} = 0.15$

3.2.1 - 34

$(\beta_R 及 U \beta_U k F_2 と 共 通)$

(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Am,その 不確実さ β_{R} , β_{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。

Am = 3.27 (G)

 $\beta_{\rm R} = 0.25, \beta_{\rm U} = 0.25$

H C L P F = A m × exp[-1.65×($\beta_{\rm R} + \beta_{\rm U}$)]

 $= 3.27 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.25)]$

=1.43 (G)

		F _c		F _{RE}					入計		
		F _s	$\mathrm{F}_{_{\mu}}$	F _{sa}	F _D	F _M	F _{MC}	F 1	F 2	F 3	Π Π
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	β _R	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.13	0.00	0.20		0.25
	β U	0.07	0.00	0.07	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15		0.25

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

c. 動的機器(残留熱除去系海水ポンプ)

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:残留熱除去系海水ポンプ
- ・設置位置:海水ポンプ室 E.L.+0.8m
- ・耐震重要度クラス:S

3.2.1 - 35

・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⁽⁸⁾,鉛直方向

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。

- (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。

$$F_{s} = \frac{$$
損傷加速度中央値
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:

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Amを下記のように推定する。 Am = HCLPF / 0.9

不確実さは、AmとHCLPFより求める。AmとHCLPFの 関係は下記のとおりである。

 $Am = HCLPF \times exp[1.65 \times (\beta_{R} + \beta_{U})]$

 $\beta_{R} \geq \beta_{U}$ 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及びその不確実さは、以下のとおりとなる。

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



$$\beta_{\rm R} = \beta_{\rm U} = \frac{1}{1.65 \times 2} \ln \left(\frac{\text{HCLPF}/0.9}{\text{HCLPF}} \right)$$

$$=\frac{1}{1.65\times 2}\ln\left(\frac{1}{1.65}\right)=$$

ii) 塑性エネルギ吸収係数F_uの評価

本係数は、塑性変形によるエネルギ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、本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{\mu} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

- (b) 機器応答係数F_{RF}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}= 拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度 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= 設計用減衰定数による応答値 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。

 $F_{\rm D} = 1.00 \quad \beta_{\rm R} = \beta_{\rm U} = 0.00$

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。

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。

 $F_{M} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

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。

 $F_{MC} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

(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F₁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または機器の固有周期における比を、 次式により評価する。

スペクトル形状係数= <u>
基準地震動の応答加速度</u> 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F₂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。の不確実さと合わ せて評価する。

 β_{R} は、地震 PSA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。

β₁₁は,解析モデル化誤差等によるものであり,国内文献⁽⁷⁾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。

 $F_{2} = 1.00 \quad \beta_{R} = 0.10 \quad \beta_{U} = 0.15$

 $(\beta_{\rm R}$ 及び $\beta_{\rm U}$ はF₃と共通)

iii) 建屋の地震応答に関する係数F₃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 F₂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。

 $F_{3} = 1.00 \quad \beta_{R} = 0.10 \quad \beta_{U} = 0.15$

(β_{R} 及び β_{U} はF₂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 海水ポンプのフラジリティ加速度の中央値Am,その不確実さ β_{R} , β_{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。



3. 2. 1-41

		F _c		F _{RE}				F _{RS}			▲⊒
		F _s	F_{μ}	F _{sa}	F _D	F м	F _{мс}	F 1	F 2	F ₃	
中央値			1.00	1. 00	1.00	1.00	1. 00	0. 68	1. 00		
不確 実さ	$\beta_{\rm R}$		0.00	0. 00	0. 00	0.00	0.00	0.00	0.	10	
	β _U		0. 00	0.00	0. 00	0.00	0.00	0. 00	0.15		

表 残留熱除去系海水ポンプ 安全係数評価結果の一覧

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 E.L. +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 600Ga1, 鉛直
 400Ga1)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。

- (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。

 $F_{s} = \frac{$ 損傷加速度中央値 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,構造強度に加え電気的機能維持が必要な機器 については,試験加速度(機能維持確認済加速度等)に基づきフラ ジリティ評価を行う。

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

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

H C L P F = A m × exp $[-1.65 \times (\beta_{\rm R} + \beta_{\rm U})]$

上式より,

 $Am = HC L P F \times exp[1.65 \times (\beta_{R} + \beta_{U})]$

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

損傷加速度の中央値

=損傷加速度のHCLPF×exp[1.65× ($\beta_{R} + \beta_{U}$)]

したがって、"損傷加速度のHCLPF=試験加速度"とし、不 確実さ β_R 及び β_U を与えることにより、損傷加速度の中央値を推 定できる。

なお、既往の電気品の試験結果⁽⁹⁾より、電気品の誤動作に関する 不確実さは β_R =0.10, β_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,β設 定法に基づき以下のとおりとなる。

3.2.1-43

損傷加速度の中央値

=試験加速度×exp[1.65× ($\beta_{R} + \beta_{U}$)]

 $=1.10 \times \exp[1.65 \times (0.10+0.20)]$

=1.81

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。

したがって、強度係数F_s及びその不確実さは、以下のとおりとなる。

F_s=損傷加速度の中央値/床応答加速度
=1.81/(0.62×1.77)
=1.65
$$\beta_{R}=0.10, \beta_{U}=0.20$$

ii) 塑性エネルギ吸収係数F₁の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギ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、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_{\mu} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$$

- (b) 機器応答係数F_{RE}の評価
 - 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}= 拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度 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= 設計用減衰定数による応答値 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。

 $F_{\rm D} = 1.00 \ \beta_{\rm R} = \beta_{\rm U} = 0.00$

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= 設計解析モデルによる応答加速度 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。

 $F_{M} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

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、本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{MC} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

(c) 建屋応答係数F_{RS}の評価

建屋応答に関する各係数は,第3.2.1.3-3-2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 F₁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または機器の固有周期における比を、 次式により評価する。

スペクトル形状係数= 基準地震動の応答加速度 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。

 $F_{1} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

ii) 建屋への入力地震動に関する係数F。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F₃の不確実さと合わ せて評価する。

β_Bは,地震PSA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、概ね0.2程度であることか ら、0.20とする。

β₁₁は,解析モデル化誤差等によるものであり,国内文献⁽⁷⁾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。

 $F_{2} = 1.00 \quad \beta_{R} = 0.20 \quad \beta_{U} = 0.15$

 $(\beta_{\rm R} \mathcal{D} \mathcal{O} \beta_{\rm H} \mathsf{L} \mathsf{F}_{\rm S} \mathcal{E} \pm \mathfrak{I})$

3.2.1-47

iii) 建屋の地震応答に関する係数F₃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 F₂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。

 $F_{3} = 1.00 \quad \beta_{R} = 0.20 \quad \beta_{U} = 0.15$

 $(\beta_{\rm R}$ 及び $\beta_{\rm U}$ はF₂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Am、その不確実さ β_R 、 β_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 (G) $\beta_{R} = 0.22, \quad \beta_{U} = 0.25$ H C L P F = A m × exp[-1.65× ($\beta_{R} + \beta_{U}$)] = 2.66×exp[-1.65× (0.22+0.25)] = 1.22 (G)

		F _c		F _{RE}				F _{RS}			△卦
		F _s	F_{μ}	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	$\beta_{\rm R}$	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.	20	0.22
実さ	β U	0.20	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15		0.25

表 非常用パワーセンタ 安全係数評価結果の一覧

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 E.L.+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。

σ_c:限界応力の中央値

- σ_T:地震時発生応力
- σ_N:通常運転時応力

配管本体の材質は STPT42 であることから,限界応力としてJS 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Su = 410MPa(評価温度 38℃)を 採用する。

上記規格値に含まれる余裕(Su値の 1.17 倍)を考慮して限界 応力の中央値とする。

したがって,

 $\sigma_{\rm C} = 1.17 \times {\rm S}$ u = 1.17 × 410 = 479 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。

 $\sigma_{\rm T} = 153 \times 3.15 = 481 {\rm MPa}$

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 OMPa とする。

 $\sigma_{\rm N} = 0 MPa$

以上より、強度に関する係数F。は、以下のとおりとなる。

$$F_{s} = \frac{\sigma_{c}}{\sigma_{T}} = \frac{479}{481} = 0.99$$

不確実さとして,限界応力の中央値 1.17×Suに対して,規格 値Suが 99%信頼下限に相当すると考え,全てβuとして評価する。

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

以上より,本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{S} = 0.99 \quad \beta_{R} = 0.00 \quad \beta_{U} = 0.07$

ii) 塑性エネルギ吸収係数F₁の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギ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× Suを用いているため,塑性変形によるエネルギ吸収効果は考慮し ない。

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{\mu} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

- (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}= 拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度 拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度

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

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

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 β_{11} とする。

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

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

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。

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⁽⁶⁾を用いる。

応答值=3.21-0.68×1n(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、 β_{R} と β_{U} が等しいとして評価する。

したがって,

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

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

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

 $F_{\rm D} = 1.48$ $\beta_{\rm R} = \beta_{\rm U} = 0.12$

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。

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実さ $\beta_{\rm U}$ は海外文献⁽¹⁾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PSA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。

以上より、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F₁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または機器の固有周期における比を、 次式により評価する。 スペクトル形状係数= <u>基準地震動の応答加速度</u> 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。

 $F_{1} = 1.00 \quad \beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

ii) 建屋への入力地震動に関する係数F₂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F₃の不確実さと合わ せて評価する。

 β_{R} は、地震 PSA 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、概ね 0.2 程度であることか ら、0.20 とする。

 $\beta_{\rm U}$ は,解析モデル化誤差等によるものであり,国内文献⁽⁷⁾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。

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

 $(\beta_{\rm R}$ 及び $\beta_{\rm U}$ はF₃と共通)

iii) 建屋の地震応答に関する係数F₃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 F₂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。

 $F_{3} = 1.00 \quad \beta_{R} = 0.20 \quad \beta_{U} = 0.15$

 $(\beta_{\rm R}$ 及び $\beta_{\rm U}$ はF₂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Am,その不確実さ β_R , β_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 (G) $\beta_{R} = 0.27, \quad \beta_{U} = 0.26$ H C L P F = A m × exp[-1.65× ($\beta_{R} + \beta_{U}$)] = 3.01×exp[-1.65× (0.27+0.26)] = 1.26 (G)

		F _c		F _{RE}					스쿼		
		F _s	F_{μ}	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	β _R	0.00	0.00	0.00	0.12	0.00	0.13	0.00	0.20		0.27
	β U	0.07	0.00	0.07	0.12	0.15	0.00	0.00	0.15		0.26

表 残留熱除去系海水系配管 安全係数評価結果の一覧

(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)
- 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PRA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(ELOCA)

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EC CSの注水容量を超える大規模なLOCA(ELOCA)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, ELOCA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。

3.2.1-60
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1PRA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 給水喪失として取り扱う。

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1PRA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1PRA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1PRA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。(別紙 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1PRAで設定した項目を除き、地震PR
 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 1PRA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1PRA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1PRA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PRA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PRA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, 全炉心損傷頻度は約 8.7×10⁻⁶ / 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,外部電源喪失を起 因とする炉心損傷頻度が最も高く約 35%を占め,次いで直流電源喪失 が約 29%, 過渡事象が約 23%を占め支配的である。起因事象別炉心損 傷頻度の寄与が大き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(TW)の炉心損傷頻度が最も高く約39%を占め,次い で全交流動力電源喪失(TBD)が約29%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の寄与が大き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、1.26 付近で最大となっている。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く、これよりも大きな加速 度領域では原子炉建屋損傷等の直接炉心損傷に至るシーケンスが支配的 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 (FV) 重要度を評価した。

地震で損傷する建屋・構築物,機器のFV重要度評価結果を第 3.2.1.4-11 表に示す。FV重要度は,炉心損傷頻度に寄与する相対 的な割合を表すものである。

(b) 不確実さ解析

確率論的地震ハザード、機器フラジリティ、ランダム故障の不確か

さに着目した全炉心損傷頻度の不確実さ解析として、全炉心損傷頻度の5%下限値、中央値、平均値、95%上限値を評価した。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約8.1×10⁻⁶/炉年となった。また, エラーファクタは約3.8と評価され,約15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FV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、FV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起因事象別の評価結果を第 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,炉心損傷頻度は約 4.8×10⁻⁶/炉年となり,ベース ケースでの炉心損傷頻度である約 8.7×10⁻⁶/炉年と比較して,約 46%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1PR 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 時間とした場合の起因事象別の評価結果を第 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,炉心損傷頻度は約 8.9×10⁻⁶/炉年とな り,ベースケースでの炉心損傷頻度である約 8.7×10⁻⁶/炉年と比 較して,約 2%増加する結果となった。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。

		用 3. 2. 1. 1-1 3	文 地辰 L K A C 収 果 し に 情報 及 い 情報 修	环 (1/ 3)
項目		P R A評価作業	収集した情報	情報源
Π	対象プラン	トと事故シナリオ	・地震PRAの実施に当たり必要とさ	・内部事象出力運転時レベル1 P R A で収集
			れる設計・運転管理に関する基本的	した図書(原子炉設置許可申請書,工事計
			な情報	画認可申請書, 保安規定等)
				・全体配置図、機器配置図、耐震計算書、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
				・ストレステストに関する報告書
				・プラントウォークダウン報告書
2	確率論的地质	書ハザード	・敷地周辺地域における地震発生様式	・原子炉設置許可申請書
			を考慮し、震源モデルの設定に係る	・気象庁地震カタログ
			震源特性や、地震動伝播モデルの設	・文献調査結果(次ページ参照)
			定に係わる地震動伝播特性に関する	・地質調査結果
			情報	
က	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	・上記項目1の情報源
			価、及び応答評価に関する情報	・文献調査結果(次ページ参照)
4	事故シーケ	a) 事故シナリオ及び	・大規模地震時に想定されるプラント	・上記項目1の情報源
	У К	起因事象の分析	状態での必要な情報	
		b) 事故シーケンスの分析	・安全系などのシステム使用条件	・上記項目1の情報源
		・成功基準の設定	・システムの現実的な性能	・既往のPRA情報
		・イベントツリーの作成	・運転員による緩和操作	
		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	

地電 D B A で 10 年 1 ケ 信報 B √ 1 信報 1 / 3) 第3911-1 表

	第 3. 2. 1. 1-1 表 地震 P R A で収集した情報及び情報源(2/3)
	参考文献
	1) 活断層研究会編(1991) : [新編] 日本の活断層一分布と資料, 東京大学出版会
	2) 地震調査研究推進本部(2009a):全国地震動予測地図ー地図を見て 私の街の 揺れを知る-技術報告書
	(2009) , 平成 21 年 12 月
	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
	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一地表断層の影響および地震被害との関連一,地
	震第 2 輯,第 51 巻(1998) 211-228 頁
	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
	6) 字佐美龍夫, 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
確率論的地震	7) 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
ハザード評価	月 9 日
	8) 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
	9) 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
	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

3.2.1-69

	第 3. 2. 1. 1-1 表 地震 P R A で収集 した情報及び情報源(3/3)	
	参考文献	
	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NKC認可時期を示す)	
	4) General Electric (GE) Nuclear Energy, "ABWR Design Control Document", March 1997 (年・月は, ABWR	
建屋・機器	標準設計認証のNRC認可時期を示す)	
フラジリティ	5) Regulatory Guide 1.61, "Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants"	
評価	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	<u> </u>
	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	

75.2.1	・1-4衣 地质による事政シテクオ及いヘクターーシア肺米(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は	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	 ・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。 ・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。 ・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。 	杀外
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	 ・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。 ・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。 	涂外
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	 「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。 	涂外

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

	スクリーニング結果			除外	除外	地震 P R A で考慮	除外
・1-2 豕 地辰による事政ンノリオ及いヘクリーーレク府木(2/4)		的に繋がりうる事故シナリオ	に繋がりうる事故シナリオ ,機器以外の屋外設備の損傷	 ・排気筒は、一様ハザードスペクトル 2,000Ga1 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。 ・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べ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。 	・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。	 外部電源に関連する機器フラジリティは小さいものとして、開閉所設備の碍子部で代表して評価しており、送電網を含めたシステム全体としての影響を包含させている。 	・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・チェンバ水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。
売 9. 2. 1	事故シナリオ	1. 本震による炉心損傷事故に間接	1.2 安全機能を有する建屋・構築	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	斜面崩壊による原子炉建屋又は周 辺構造物への影響	送電網の鉄塔などの損傷に伴う外 部電源喪失への影響	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

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)

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	に繋がりうる事故シナリオ	
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	 ・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。 ・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。 	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	・地震時に必要となる操作には期待していない。 ・地震後の混乱に伴う高ストレス状態は、操作員の操作の阻害要因 となるため、人的過誤評価で考慮している。	地震PRAで考慮
変圧器などの碍子類の損傷による サイト電源の停電に伴うバックア ップ操作の支障	 ・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。 ・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。 	除外
地盤液状化,よう壁損傷による構 内通行支障	 ・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。 	除外
二次部材損傷による運転員等従業 員への影響	 ・施設内の損壊物や地震動による飛来物が操作員等を傷付け、操作を妨げる可能性があるが、中央制御室付近において、運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にない。 	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	 ・本震と比較して、余震のハザード又は建屋・構築物及び機器・配 管系の損傷に対する影響が無視できない場合、本震と余震の地震 動を連続し受けた場合の事故シナリオを分析して炉心損傷頻度を 評価する必要がある。 ・これらの評価技術は研究段階にあり、評価方法の詳細及び評価例 などに関する情報が非常に少ないため、余震による炉心損傷への 影響評価方法を体系的に示すには至っていない。(別紙 3.2.1.1- 3) 	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	 ・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。 ・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。 ・「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。 	除外

3.2.1-74

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)

<u></u>					/ (=/ ·/	
起因事象 /				中央值 (G)	HCLPF	フラジリティの
影響緩和機能	設備	損傷モード	評価部位	$\beta_{\rm R}$	(G)	参照元
				β _u		
百子后建层指值	百子后建层	構造指值	耐雪辟	2.23	1 38	が 使向 トベーマ
床了炉 建 连镇杨	凉了 <i>州</i> 定庄	再迫頂吻	间引起生	0.14	1. 50	宿及向上、 八
			ドラノウ・リ	3.72		
格納宏哭指僅	格納容哭	構造指復	トワイリェル 下部シアラグ	0.20	2 02	松度向上ベース
			(シアプレート)	0.20	2.02	ni (China - An
			ドラノウ・ル	3.72		
格納容器損傷	格納容器スタビライザ	構造損傷	下部シアラグ	0.20	2.02	裕度向上ベース
		111020000	(シアプレート)	0.17		
				2 72		
百子后下力穷哭埍亱	盾子后压力宏架	構造指值	蒸気乾燥器 支持ブラケット	2.12	1 29	が 使向 トベーマ
床了产生/74节的复数	床了//二/7存在	再迫頂吻	付根部	0.22	1. 25	宿及向上、 八
				0.23		
		the set. I to the		3.33		
原子炉上力容器損傷	原子炉遮へい壁	構造損傷	開口集中部	0.20	1.81	裕度向上ベース
				0.17		
	原子炉圧力容器スタビラ			2.93		
原子炉圧力容器損傷	イザ	構造損傷	ロッド	0.20	1.59	裕度向上ベース
				0.17		
				6.49		
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	機能損傷		0.23	2.99	裕度向上ベース
				0.24		
				8.71		
格納容器バイパス	主蒸気系配管	構造損傷	配管本体	0.26	3.75	裕度向上ベース
				0.25		
				12.01		
格納容器バイパス	主蒸気ドレン弁(内側)	機能損傷		0.24	5.35	裕度向上ベース
				0.25		
				2.58		
格納容器バイパス	主蒸気ドレン弁(外側)	機能損傷		0.24	1.15	裕度向上ベース
				0.25		
				16.78		
格納容器バイパス	主蒸気ドレン配管(内	構造損傷	配管本体	0.27	7.00	裕度向上ベース
	问则)			0.26		
				7.42		
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系蒸気	機能損傷	(秋声士贞荪(王)	0.14	3.96	裕度向上ベース
	I們角田力		(站但力问計1回)	0.24		
				6.10		
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	0.26	2.63	裕度向上ベース
				0.25		
				14.31		
格納容器バイパス	原子炉冷却材浄化系隔離	機能損傷	_	0.22	6.81	裕度向上ベース
	开			0.23	1	
				8.31		
格納容器バイパス	原子炉冷却材净化系配管	構诰捐傷	配管本体	0.26	3, 58	裕度向上ベース
		1175124		0.25	0.00	
				2.67		
格納容器バイパス	給水系逆止弁	機能損傷	—	0, 13	1, 47	裕度向上ベース
			(鉛直方向評価)	0.23		
1		1		0.20	1	

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)

	1		1			1
起因事象/ 影響緩和機能	設備	損傷モード	評価部位	中央値 (G) β _R	HCLPF (G)	フラジリティの 参照元
				$\beta_{\rm u}$	(0)	2 M.01
				12.49		
格納容器バイパス	給水系配管	構造損傷	配管本体	0.25	5.47	裕度向上ベース
				0.25		
				8.29		
ELOCA	原子炉再循環系配管	構造損傷	配管本体	0.25	3, 69	裕度向上ベース
		111022000		0.24		
				8 31		
FLOCA	百乙后冷却は海ル玄配答	楼半铝作	而签木休	0.01	3 59	が 庶向 トベーフ
LLOCA	床 1 / 11 44 17 15 16 16	再迫頂杨		0.20	0.00	相反向上、 八
				0.25		
			TT - 7 6-6- 1. / 1.	8.71		
ELOCA	王烝気糸配管	構造損傷	配管本体	0.26	3.75	裕度同上ペース
				0.25		
				12.49		
ELOCA	給水系配管	構造損傷	配管本体	0.25	5.47	裕度向上ベース
				0.25		
				6.10		
ELOCA	原子炉隔離時冷却系配管	構造損傷	配管本体	0.26	2.63	裕度向上ベース
				0.25		
_				16.78		
ELOCA	主蒸気ドレン配管(内	構造損傷	配管本体	0.27	7.00	裕度向上ベース
	側)			0.26		
				6.25		
FLOCA	主装写述が1 字合金	燃船指作		0.20	2 22	が産血トベーフ
ELUCA	工業気趣がし女主开	饭时间。		0.23	2.00	相及向上、八
				0.24		
	Heil Chen de Li			2.93		*****
計装・制御糸喪矢	制餌盤	機能損傷	(鉛直方向評価)	0.14	1.54	俗度问上ペース
				0.25		
				3.11		
計装・制御系喪失	計装ラック	機能損傷	(鉛直方向評価)	0.14	1.63	裕度向上ベース
				0.25		
				2.01		
直流電源喪失	ケーブルトレイ	構造損傷	サポート	0.24	0.91	裕度向上ベース
				0.24		
				3.11		
直流電源喪失	直流母線盤	機能損傷	(約本十点款年)	0.14	1.63	裕度向上ベース
			(鉛直力问評価)	0.25		
				3, 61		
直流電源喪失	蓄雷池	機能損傷	_	0.22	1.66	裕度向上ベース
		DAILED (D)		0.25	1.00	
				3 61		
古法重酒市生	太重思般	松台归作		0.22	1 66	松庄向上ベーフ
但仉电你衣入	儿电碰益	1成形1貝汤		0.22	1.00	宿陵间上、 八
 				0.20		
去法律师声士	非常用ディーゼル発電機	*** 카드 가드 가드	_	4.12	0.70	※ 座白 「 、
父流竜源喪矢	室空調機	機能損傷	(鉛直方向評価)	0.10	2.73	俗度回上ペース
				0.15		
			_	2.14		
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)	0.10	1.42	裕度向上ベース
				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)

起因事象/ 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
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 0.14 0.25	1.63	裕度向上ベース
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 0.14 0.25	1.46	裕度向上ベース
交流電源喪失	非常用パワーセンタ	機能損傷	_	2.66 0.22 0.25	1. 22	裕度向上ベース
交流電源喪失	非常用動力用変圧器	構造損傷	ボルト	6.65 0.20 0.17	3. 61	裕度向上ベース
交流電源喪失	軽油貯蔵タンク	構造損傷	胢	3. 41 0. 21 0. 20	1.73	耐震バックチェック ベース
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 0.20 0.17	17.35	裕度向上ベース
交流電源喪失	非常用ディーゼル発電機 燃料デイタンク	構造損傷	基礎ボルト	8.81 0.20 0.17	4.78	裕度向上ベース
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 0.10 0.15	0.83	耐震バックチェック ベース
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 0.26 0.25	2. 29	裕度向上ベース
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 0.16 0.25	1.70	耐震バックチェック ベース
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 0.20 0.17	5.71	耐震バックチェック ベース
交流電源喪失	海水ポンプ室	構造損傷	構造部材	3.26 0.09 0.23	1.92	裕度向上ベース
外部電源喪失	開閉所設備	構造損傷	碍子部	0.65 0.32 0.29	0. 24	耐震バックチェック ベース
スクラム系	炉心支持板	構造損傷	補強ビーム	6.59 0.20 0.16	3. 64	裕度向上ベース
スクラム系	燃料集合体	機能損傷	制御棒挿入性	11. 43 0. 24 0. 25	5.09	裕度向上ベース
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 0. 20 0. 16	15.09	裕度向上ベース

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)

起因事象/	設備	指復チード	亚価部位	中央値 (G)	HCLPF	フラジリティの
影響緩和機能	ix m	IR III C I		β_{R}	(G)	参照元
_				27.40		
スクラム系	制御棒案内管	構造損傷	下部溶接部	0.20	15.13	裕度向上ベース
				0.16		
				3.41		
スクラム系	制御棒駆動水圧系制御ユ	構造損傷	フレーム	0.20	1.85	裕度向上ベース
	ニット			0.17		
				19.82		
スクラム系	制御棒駆動水圧系配管	構造損傷	配管本体	0.27	8.27	裕度向上ベース
				0.26		
				3.70		
スクラム系	制御棒駆動機構ハウジン	構造損傷	貫通孔	0.20	2.04	裕度向上ベース
	<i>у</i>			0.16		
_				7.26		
スクラム系	シュラウド	構造損傷	下部胴	0.20	4.01	裕度向上ベース
				0.16		
_				2.50		
スクラム系	シュラウドサポート	構造損傷	シリンダ	0.20	1.38	裕度向上ベース
				0.16		
				6.78		
スクラム系	上部格子板	構造損傷	グリッド	0.20	3.74	裕度向上ベース
) V - F	0.16		
				5.65		
スクラム系	制御棒駆動機構ハウジン	構造損傷	レストレント	0.22	2.92	裕度向上ベース
	ク文持金具		E-A	0.18		
				19.71		
HPCS	高圧炉心スプレイ系逆止	機能損傷	_	0.22	9.38	裕度向上ベース
	开			0.23		
				2.58		
HPCS	高圧炉心スプレイ系ゲー	機能損傷		0.24	1.15	裕度向上ベース
	Г Л			0.25		
				6.38		
HPCS		機能損傷		0.23	2.94	裕度向上ベース
	ノ 元			0.24		
				4.12		
HPCS	局圧炉心スフレイ 糸アイ ーゼル発雲機 室空調機	機能損傷		0.10	2.73	裕度向上ベース
	こが元电域主王呐城		(副田田)	0.15		
				2.14		
HPCS	局圧炉心スプレイ糸ディ ーゼル発雲機	機能損傷		0.10	1.42	裕度向上ベース
	ビル元电域		(画田司(公司四)	0.15		
				31.95		
HPCS	局圧炉心スプレイ糸ディ ーゼル発電機動動の気物	構造損傷	基礎ボルト	0.20	17.35	裕度向上ベース
	ビル光电域和助全X価			0.17		
	高圧炉心スプレイ系ディ			10. 21		
HPCS	ーゼル発電機燃料デイタ	構造損傷	基礎ボルト	0.20	5.54	裕度向上ベース
	ンク			0.17		
				6.65		
HPCS	局圧炉心スプレイ系動力 田亦広哭	構造損傷	ボルト	0.20	3.61	裕度向上ベース
	/11 次/上 仰			0.17	1	

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)

起因事象/ 影響緩和機能	設備	損傷モード	評価部位	中央値 (G) β _R β	HCLPF (G)	フラジリティの 参照元
НРСЅ	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 0.14 0.25	1.63	裕度向上ベース
НРСЅ	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 0.14 0.25	1.46	裕度向上ベース
HPCS	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 0.10 0.15	2.85	裕度向上ベース
НРСЅ	高圧炉心スプレイ系ポン プ	機能損傷	 (鉛直方向評価)	2.03 0.10 0.15	1. 34	裕度向上ベース
НРСЅ	高圧炉心スプレイ系配管	構造損傷	配管本体	7.66 0.26 0.25	3. 30	裕度向上ベース
НРСS	ケーブルトレイ	構造損傷	サポート	2.01 0.24 0.24	0.91	裕度向上ベース
НРСS	直流母線盤	機能損傷	 (鉛直方向評価)	3.11 0.14 0.25	1.63	裕度向上ベース
НРСЅ	蓄電池	機能損傷		3.61 0.22 0.25	1.66	裕度向上ベース
HPCS	充電器盤	機能損傷		3.61 0.22 0.25	1.66	裕度向上ベース
НРСЅ	軽油貯蔵タンク	構造損傷	用同	3.41 0.21 0.20	1. 73	耐震バックチェック ベース
НРСS	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 0.10 0.15	0. 83	耐震バックチェック ベース
НРСЅ	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 0.26 0.25	2. 29	裕度向上ベース
НРСЅ	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 0.16 0.25	1.70	耐震バックチェック ベース
НРСЅ	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 0.20 0.17	5. 71	耐震バックチェック ベース
НРСЅ	海水ポンプ室	構造損傷	構造部材	3.26 0.09 0.23	1.92	裕度向上ベース
RCIC	原子炉隔離時冷却系逆止 弁	機能損傷	(鉛直方向評価)	2. 19 0. 13 0. 23	1. 21	裕度向上ベース

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)

起因事象/ 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
RCIC	原子炉隔離時冷却系ゲー ト弁	機能損傷		2.58 0.24 0.25	1.15	裕度向上ベース
RCIC	原子炉隔離時冷却系グロ ーブ弁	機能損傷	_	6.38 0.23 0.24	2.94	裕度向上ベース
RCIC	原子炉隔離時冷却系配管	構造損傷	配管本体	6.10 0.26 0.25	2. 63	裕度向上ベース
RCIC	原子炉隔離時冷却系ポン プ	機能損傷	— (鉛直方向評価)	3.61 0.10 0.15	2. 39	裕度向上ベース
RCIC	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 0.10 0.15	1. 19	裕度向上ベース
RCIC	充電器盤	機能損傷	_	3.61 0.22 0.25	1.66	裕度向上ベース
RCIC	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 0.14 0.25	1.46	裕度向上ベース
原子炉減圧	窒素供給系配管	構造損傷	配管本体	37.34 0.27 0.26	15.57	裕度向上ベース
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 0.20 0.16	4.17	裕度向上ベース
LPCS	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 0.10 0.15	2.85	裕度向上ベース
LPCS	低圧炉心スプレイ系逆止 弁	機能損傷	 (鉛直方向評価)	2.19 0.13 0.23	1.21	裕度向上ベース
LPCS	低圧炉心スプレイ系ゲー ト弁	機能損傷	_	2.58 0.24 0.25	1.15	裕度向上ベース
LPCS	低圧炉心スプレイ系グロ ーブ弁	機能損傷	_	6.38 0.23 0.24	2.94	裕度向上ベース
LPCS	低圧炉心スプレイ系ポン プ	機能損傷	 (鉛直方向評価)	2.03 0.10 0.15	1.34	裕度向上ベース
LPCS	低圧炉心スプレイ系配管	構造損傷	配管本体	5.28 0.26 0.25	2. 28	裕度向上ベース
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 0.10 0.15	2. 85	裕度向上ベース

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)

起因事象/ 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
L P C I RHR	残留熱除去系逆止弁	機能損傷	 (鉛直方向評価)	5. 25 0. 13 0. 23	2. 90	裕度向上ベース
LPCI RHR	残留熱除去系ゲート弁	機能損傷		2. 58 0. 24 0. 25	1. 15	裕度向上ベース
L P C I RHR	、 残留熱除去系グローブ弁	機能損傷		6. 38 0. 23 0. 24	2. 94	裕度向上ベース
L P C I RHR	残留熱除去系熱交換器	構造損傷	アンカボルト	3. 27 0. 25 0. 25	1. 43	裕度向上ベース
L P C I RHR	残留熱除去系ポンプ	機能損傷	 (鉛直方向評価)	2. 03 0. 10 0. 15	1. 34	裕度向上ベース
L P C I RHR	残留熱除去系配管	構造損傷	配管本体	5. 28 0. 26 0. 25	2. 28	裕度向上ベース
L P C I RHR	残留熱除去系海水ポンプ	機能損傷	 (鉛直方向評価)		0. 83	耐震バックチェック ベース
L P C I RHR	残留熱除去系海水系逆止 弁	機能損傷	— (鉛直方向評価)	5. 21 0. 14 0. 24	2. 78	耐震バックチェック ベース
L P C I RHR	残留熱除去系海水系グロ ーブ弁	機能損傷		6. 38 0. 23 0. 24	2. 94	裕度向上ベース
L P C I RHR	残留熱除去系海水系配管	構造損傷	配管本体	3. 01 0. 27 0. 26	1. 26	裕度向上ベース
L P C I RHR	残留熱除去系海水ストレ ーナ	構造損傷	基礎ボルト	4. 99 0. 20 0. 17	2. 71	前震バックチェック ベース

		断層長さ	等価震源	М	М	再来期間
町曽香亏 町増名	(km)	距離(km)	松田式*1	武村式*2	(年)	
1	関谷断層	40.00	87	7.5	7.6	1,324
2	三郡森付近	17.6	106	6.9	7.0	5, 596
3	大阪-足沢	7.31	91	6.3	6.2	2, 323
4	二ッ箭断層	8.25	82	6.4	6.3	2,621
5	赤井断層	5.23	73	6.0	5.8	8,842
6	湯ノ岳断層	4.67	64	6.0	5.7	1,484
7	井戸沢断層	7.93	58	6.3	6.3	2,520
8	江花-虫笠	8.62	94	6.4	6.4	2,739
9	那須湯本北	8.64	94	6.4	6.4	2,745
10	那須湯本北東	3.55	89	5.8	5.4	1,128
11	湯本塩原断層群	2.66	92	5.5	5.1	845
12	元荒川構造帯	12.47	102	6.7	6.8	3,962
13	関東平野北西縁断層主部	82.30	125	8.0	8.0	21,500
14	新編日活海域	11.10	102	6.6	6.6	18,758
15	新編日活海域	22.50	110	7.1	7.2	38,023
16	新編日活海域	21.70	98	7.1	7.2	36,670
17	新編日活海域	12.20	99	6.6	6.7	20,619
18	新編日活海域	15.40	109	6.8	6.9	26,028
19	新編日活海域	16.10	93	6.9	7.0	28,902
20	新編日活海域	29.70	83	7.3	7.4	50, 201
21	新編日活海域	11.80	90	6.6	6.7	19,944
22	新編日活海域	11.90	87	6.6	6.7	20, 113
23	新編日活海域	11.90	72	6.6	6.7	20, 113
24	新編日活海域	13.20	112	6.7	6.8	22, 306
25	新編日活海域	31.70	106	7.3	7.5	53, 562
26	F3 断層, F4 断層	16.00	22	6.8	7.0	5,084
27	棚倉破砕帯東縁付近の推定 活断層,棚倉破砕帯西縁断 層(の一部),中染付近, 西染付近のリニアメント	41.60	37	7.5	7.6	13, 218
28	F1 断層,北方陸域断層	43.80	28	7.6	7.4	13,916
29	F8 断層	25.90	26	7.2	7.3	8,229
30	F16 断層	25.80	30	7.2	7.3	8,197
31	A-1背斜	19.50	22	7.0	7.1	6,196
32	関ロー米平リニアメント	16.00	27	6.8	7.0	5,084
33	宮田町リニアメント	16.00	21	6.8	7.0	5,084
34	竪破山リニアメント	16.00	25	6.8	7.0	5,084

第3.2.1.2-1表 活断層のリスト (モデルA)

※1:松田(1975)に基づき算定

※2:武村(1998)に基づき算定

断層番号	断層名	断層長さ	等価震源	М	再来期間(年)*1
		(km)	距離 (km)	7 1	1.000
1	新庄盆地断層骨	24.00	249	7.1	4,006
2	山形盆地断層帯北部	30.00	236	7.3	1, 348
3	山形盆地断層帶南部	32.00	204	7.3	2,500
4	上内半野東稼断層帯 	40.00	276	7.5	136, 221
5	長町一利府線断層帯	42.00	209	7.5	5,000
6	福島盆地西稼断層帯	60.00	164	7.8	$10,000,000,000^{*2}$
7	長井盆地西縁断層帯	54.00	187	7.8	10,000,000,000 ^{*2}
8	双葉断層	42.00	155	7.5	$10,000,000,000^{*2}$
9	会津盆地西縁断層帯	36.00	147	7.3	$10,000,000,000^{*2}$
10	会津盆地東縁断層帯	49.00	119	7.7	16, 104
11	櫛形山脈断層帯	18.00	216	6.8	1,572
12	月岡断層帯	32.00	198	7.3	129, 853
13	長岡平野西縁断層帯	84.00	219	8.0	$10,000,000,000^{*2}$
14	鴨川低地断層帯	26.00	165	7.2	7, 898
15	関谷断層	38.00	97	7.5	10,000,000,000 *2
16	関東平野北西縁断層主部	82.00	132	8.0	10, 000, 000, 000 ^{\times2}
17	平井-櫛挽断層帯	23.00	138	7.1	7,017
18	立川断層帯	34.00	140	7.3	2, 207
19	伊勢原断層	22.00	160	7.1	10, 000, 000, 000 *2
20	神縄・国府津-松田断層帯	52.00	180	7.5	650
21	三浦半島断層群主部 衣 笠・北武断層帯	28.00	153	7.2	540, 540
22	三浦半島断層群主部 武山 断層帯	20.00	156	6.9	341
23	三浦半島断層群南部	20.00	169	7.0	1,598
24	北伊豆断層帯	36.00	214	7.3	10, 000, 000, 000 *2
25	十日町断層帯西部	34.00	200	7.3	2,500
26	十日町断層帯東部	20.00	177	7.0	5, 998
27	長野盆地西縁断層帯	60.00	220	7.8	$10,000,000,000^{*2}$
28	糸魚川-静岡構造線断層帯 (北部・中部)	112.00	233	8.0	191
29	糸魚川-静岡構造線断層帯 南部	30.00	229	7.3	1, 200

第3.2.1.2-2表 活断層のリスト(モデルB) (1/3)

※1:地震調査研究推進本部(2009a)の50年発生確率に基づき算定

※2:今後 50 年間の発生確率が実質的に 0 となる活断層であり、等価な再来期間が∞となるため十分に大きな値として計算上 10,000,000 年を与えた。

r			(=) ; 2)	(-/	<i></i>
东西来口	新四方	断層長さ	等価震源	м	(年) ※1
) 例 僧 留 万		(km)	距離 (km)	M	丹木旁间 (牛)
30	富士川河口断層帯	20.00	234	8.0	556
31	木曽山脈西縁断層帯主部北部	44.00	265	7.5	10, 000, 000, 000 *2
32	木曽山脈西縁断層帯主部南部	9.40	290	6.3	10, 000, 000, 000 *2
33	清内路峠断層帯	38.00	284	7.3	10, 987
34	境峠·神谷断層帯主部	52.00	263	7.6	841
35	霧訪山-奈良井断層帯	32.00	248	7.2	2, 197
36	伊那谷断層带主部	79.00	268	8.0	$10,000,000,000^{*2}$
37	伊那谷断層帯南東部	34.00	287	7.3	24,975
38	旭山撓曲帯	22.60	236	7.1	36, 469
39	愛島推定断層	11.10	188	6.6	36, 469
40	作並-屋敷平断層帯	9.90	198	6.5	26, 427
41	遠刈田断層帯	10.50	182	6.6	2, 898
42	尾花沢断層帯	13.60	233	6.7	2, 197
43	新庄盆地西縁断層帯残部	23.20	259	7.1	3, 706
44	小樽川断層帯	9.50	168	6.5	3, 201
45	双葉断層南部C級残	48.00	112	7.6	119, 023
46	大阪-足沢断層帯	16.00	88	6.8	12, 795
47	二ツ箭断層	10.00	81	6.5	3, 100
48	三郡森断層帯	18.00	105	6.9	5,722
49	湯ノ岳断層	12.00	65	6.6	3, 821
50	井戸沢断層	19.00	56	7.0	63, 266
51	高萩付近推定	17.00	34	6.9	56, 155
52	棚倉破砕帯西縁断層	20.00	40	7.0	65, 764
53	安達太良山東麓断層帯	15.00	128	6.8	2,402
54	川桁山断層帯	14.50	126	6.8	11,907
55	白河西方断層帯	18.00	94	6.9	59, 499
56	檜枝岐西断層	14.90	130	6.8	25, 354
57	虚空蔵山東方断層	11.40	226	6.6	3, 496
58	羽津断層帯	13.90	197	6.7	3, 201

第3.2.1.2-2表 活断層のリスト(モデルB) (2/3)

※1:地震調査研究推進本部(2009a)の50年発生確率に基づき算定

※2:今後 50 年間の発生確率が実質的に 0 となる活断層であり、等価な再来期間が∞となるため十分に大きな値として計算上 10,000,000 年を与えた。

断層番号	断層名	断層長さ (km)	等価震源 距離(km)	М	再来期間(年)*1
59	沼越峠断層	15.60	182	6.8	5,096
60	吉野屋断層	11.80	194	6.6	4, 782
61	悠久山断層帯	21.70	189	7.1	5,803
62	常楽寺断層	10.80	206	6.6	3, 496
63	大佐渡西岸断層帯	13.60	281	6.7	11, 111
64	国中平野南断層	9.90	262	6.5	1,598
65	六日町断層帯	24.20	172	7.1	3, 792
66	平滝-伏野峠断層	10.30	199	6.5	3, 201
67	高田平野東縁断層帯	14.30	217	6.7	799
68	高田平野西縁断層帯	15.30	224	6.8	11,907
69	戸隠山断層	11.40	233	6.6	3, 496
70	霧ヶ峰断層帯	20.30	214	7.0	1,598
71	鴨川低地断層帯北断層	14.90	161	6.8	10,000
72	越生断層	12.70	132	6.7	22,002
73	鶴川断層	28.40	169	7.2	47, 147
74	扇山断層	21.00	173	7.0	16,697
75	玄倉一塩沢断層帯	16.40	183	6.8	5,096
76	秦野断層帯	13.30	178	6.7	700
77	甲府盆地南縁断層帯	38.30	197	7.5	3,004
78	丹那断層帯南端群	14.80	224	6.7	5, 599
79	達磨山断層帯	10.50	232	6.6	2,898
80	石廊崎断層	13.60	261	6.7	10, 000, 000, 000 *2
81	日本平断層帯	11.90	254	6.6	4, 782
82	畑薙山断層	13.10	250	6.7	22,002
83	中央構造線赤石山地西縁断層帯	51.70	273	7.7	16, 477
84	下伊那竜東断層帯	27.30	268	7.2	8, 598
85	平岡断層	20.40	282	7.0	15, 898
86	新野断層	12.90	289	6.7	10, 305
87	鈴ヶ沢断層	9.60	291	6.5	3, 201

第3.2.1.2-2表 活断層のリスト(モデルB) (3/3)

※1:地震調査研究推進本部(2009a)の50年発生確率に基づき算定

※2:今後 50 年間の発生確率が実質的に 0 となる活断層であり、等価な再来期間が∞となるため 十分に大きな値として計算上 10,000,000,000 年を与えた。

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(モデルA)

断層番号	断層名	断層長さ (km)	等価震源距離 (km)	М	再来期間 (年)
1	間車地電※1	22.00	169	7 0 2 9 2	4 075
1		63.00	162	1.9/~8.2	4,975

※1:巨視的断層は佐藤(1989)に、Mは宇佐美ほか(2013)に、再来期間は地震 調査研究推進本部(2009a)にそれぞれ基づき設定した。

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(モデルB)

胀困光白	断屋夕	断層長さ	等価震源距離	М	再来期間
例眉笛万	例眉石	(km)	(km)	IVI	(年)
1	関東地震 ^{*1}	22.00	169	7 0 - 2 2	4 075
1		63.00	162	1.9,00.2	4,975
2	茨城県沖 の地震 ^{*2}	60.00	103	7.0	21

※1:巨視的断層は佐藤(1989)に、Mは宇佐美ほか(2013)に、再来期間は地震 調査研究推進本部(2009a)にそれぞれ基づき設定した。

※2:巨視的断層及び M は地震調査研究推進本部 (2009a) に,再来期間は地震調 査研究推進本部 (2009b) に基づき設定した。

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		モデルA	0.5	複数のモデルを設定し,重
		モデルB	0.5	みは等配分とする。
性空電源	特定震源 活断層のマグ	松田式	0.5	複数の計算式を設定し,重
行止底原	ニチュード (モデルA)	武村式	0.5	みは等配分とする。
		既往最大値の 中央値	0.5	
	領域最大 M (モデルA)	ばらつきの 下限値	0.25	中央値の重みを高く設定す る。
		ばらつきの 上限値	0.25	
	領域②最大 M (モデルA)	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
		8.0	0. 33	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。
	領域④最大 M (モデルA)	7.2	0.5	既往最大の M7.2 と中央防災 会議による M7.3 を設定し
		7.3	0.5	重みを当配分とする。
領域震源	領域最大 M (モデルB)	「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
		「モデル2」 による最大 M	0.5	定し、重みは等配分とする。
	鹿島灘の補正	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
	の適用範囲	東経 140.9~ 141.3度 北緯 36.2~ 36.7度	0.5	を 後 威 成 足 し , 重 み は 寺 配 分 と す る 。
	内陆埔正	なし	0.5	内陸地殻内地震に対する補 正を行う場合と行わない場
	r 1世 田1 正	あり	0.5	合を設定し、重みは等配分 とする。

評価方法		偶然的不確実さ(β _R)	認識論的不確実さ ($\beta_{\rm U}$)
	現実的耐力	・構造材料定数 ・損傷限界時ひずみ	 ・施工精度 ・実験データの統計的精度 ・耐力評価式の誤差
建屋・ 構築物	現実的応答	・構造材料定数 ・地盤材料定数	 ・モデル形態 ・剛性評価の仮定 ・復元力特性のモデル化 ・耐震要素の評価範囲

第3.2.1.3-1-1 表 考慮する不確実さ要因の例

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

損傷限界点の指標	平均值	変動係数
せん断ひずみ	5. 36×10^{-3}	0.24

地層	地盤せん断波	密度	ポアソン比	せん断	ヤング係数
E. L.	速度	ρ	ν	弾性係数	$E (N/mm^2)$
(m)	Vs (m/s)	(kN/m^3)		$G (N/mm^2)$	
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 3.2.1.3-1-3 表 地盤物性値

部位	使用材料	ヤング係数 E(N/mm²)	せん断 弾性係数 G(N/mm²)	減衰定数 h(%)
建屋部	コンクリート: Fc=22.1(N/mm ²) (225kgf/cm ²) 鉄筋:SD35 (SD345相当)	2. 21 × 10 ⁴	9. 19 $ imes$ 10 ³	5
人工岩盤	コンクリート: Fc=13.7(N/mm ²) (140kgf/cm ²)	1.88×10^4	7.84 $\times 10^{3}$	5

第 3.2.1.3-1-4 表 原子炉建屋物性值

第3.2.1.3-1-5表 現実的な物性値の評価方法

	物性值	現実的な物性値の評価方法
		平均值:1.4×設計基準強度
推)生土业 合 粉	コンクリート独良 FC	変動係数:0.13
「「「「」」「「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」	コンクリートの減衰定数 h	平均值:5%
		変動係数:0.25
	世紀では、医学学界で	平均值:設計值
地盤材料定数	地盤のせん断波速度 Vs	変動係数:0.10

質点	高さ	質点重量	回転慣性	要素	せん断	断面 2 次
番号	E. L.	W (kN)	重量 I _c	番号	断面積	モーメント
	(m)		$(\times 10^{5} \mathrm{kN} \cdot \mathrm{m}^{2})$		As (m^2)	I (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(1/2) 解析モデル諸元(水平 NS 方向)

質点	高さ	質点重量	回転慣性	要素	せん断	断面 2 次
番号	E. L.	W (kN)	重量 I _c	番号	断面積	モーメント
	(m)		$(\times 10^{5} \mathrm{kN} \cdot \mathrm{m}^{2})$		As (m^2)	I (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3.2.1.3-1-6表(2/2) 解析モデル諸元(水平 EW 方向)

第3.2.1.3-1-7表(1/2) 地盤ばね定数と減衰係数(1,500cm/s²規準化入力

	ばね番号	ばね定数*1	減衰係数*2
	K1	6.078 $\times 10^{5}$	3. 614×10^{5}
	K3	7.828×10^{5}	7.636 $\times 10^{5}$
側面 水平ばね	K5	3.818 \times 10 ⁶	1.474×10^{6}
	K7	7.841 \times 10 ⁶	2. 343×10^{6}
	К9	4.659 $\times 10^{6}$	1.323×10^{6}
側面	K2	6. 731×10^8	1.549×10^{8}
	K4	9.234 \times 10 ⁸	2.581 \times 10 ⁸
側面	K6	4. 326×10^{9}	4.607 \times 10 ⁸
回転はね	K8	8.413×10 ⁹	7.786 $\times 10^{8}$
	K10	5.005 $\times 10^{9}$	4. 364×10^{8}
底面水平ばね	K11	5. 176×10^{7}	2.701 \times 10 ⁶
底面回転ばね	K12	6.965×10^{10}	1.047×10^{9}

中央值 NS 方向)

※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/s²規準化入 力中央值 EW 方向)

	ばね番号	ばね定数*1	減衰係数*2
	K1	6.078 $ imes$ 10 5	3. 614×10^{5}
側面	K3	7.828 $ imes$ 10 5	7.630 $ imes$ 10 5
	K5	3. 818×10^{6}	1. 473×10^{6}
小平はな	K7	7.841 \times 10 ⁶	2. 343×10^{6}
	К9	4.659 \times 10 ⁶	1. 323×10^{6}
個面	K2	6. 731×10^{8}	1.549×10^{8}
	K4	9. 234×10^{8}	2. 581 \times 10 ⁸
側面	K6	4. 326×10^{9}	4. 605×10^{8}
回転はね	K8	8. 413×10^{9}	7.782 $\times 10^{8}$
	K10	5. 005×10^{9}	4. 361×10^{8}
底面水平ばね	K11	5. 179×10^{7}	2. 703×10^{6}
底面回転ばね	K12	6. 928×10^{10}	1.035×10^{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)

評価方法	偶然的不確実さ (β _R)	認識論的不確実さ ($\beta_{\rm U}$)
		・施工精度
現美的耐刀	・構造材料定数	・実験データの統計的精度
		・モデル形態
現実的応答	・地盤材料定数	・動的地盤定数の評価法
		・解析手法 など

第3.2.1.3-2-1 表 考慮する不確実さ要因の例

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	平均值	変動係数
コンクリートの圧縮強度	39.9 M/mm ²	0.13
鉄筋の降伏強度	$374 \mathrm{N/mm^{2}}$	0.05

地層名	せん断波速度 ^{*2} Vs (m/s)	密度*1 *2 ρ _t (g/cm ³)	初期せん断 弾性係数 ^{%1} (N/mm ²)	動ポアソン比 ^{%1%2} ^{v d}	動せん断弾性係数 のひずみ依存性 ^{G/G} °~ ^y	減衰定数 h~ッ
bk 屠	010	1.82	80. 3	0.385	1	γ + 0.0102
du 屠	017	1.98	87.3	0.493	$1+1540\cdot\gamma^{1.04}$	$(4.27 \cdot \gamma + 0.00580)^{+0.0022}$
Ac 屠	163-1. 54 • Z	1.65	$ ho rac{\mathrm{sat}}{ imes \mathrm{V}} rac{1000}{\mathrm{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 • Z	1.74	$ ho rac{\mathrm{sat}}{ imes \mathrm{V}} rac{1000}{\mathrm{s}^2}$	0.484	$\frac{1}{1+422\cdot\gamma^{0.951}}$	$\frac{\gamma}{(4.40 \cdot \gamma + 0.0122)} + 0.0144$
Ag2 屠	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 屠	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 屠	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 屠	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 屠	433-0.771 • Z	$1.72-1.03$ $ imes 10^{-4} \cdot Z$	$ ho {}_{ m t} \swarrow 1000 imes { m V} {}_{ m S} {}_{ m 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	I	I
※1:上長 ※2:Z ☆	設は地下水位以浅, 1標高(m)を示す。	下段は地下水位以	、深に対する値を	示す。		

第3.2.1.3-2-3表 地盤物性値

3.2.1-95

95

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

第3.2.1.3-2-4表 海水ポンプ室物性値

第3.2.1.3-2-5表 鋼管杭の断面諸元

杭径	断面積	断面二次モーメント $I(m^4)$	断面係数
φ(mm)	A (m²)		Z(m ³)
1014	4. 70 × 10 ⁻²	5.87 $\times 10^{-3}$	1. 16×10^{-2}
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 Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	
du 層	地盤のせん断波速度 Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	
Ac 層	地盤のせん断波速度 Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	
As 層	地盤のせん断波速度 Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	
Ag2 層	地盤のせん断波速度 Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	
Ag1 層	地盤のせん断波速度 Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	
D2c-3 層	地盤のせん断波速度 Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	
D2g-3 層	地盤のせん断波速度Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	
地盤改良	地盤のせん断波速度Vs	平均值:設計值 変動係数:0.10	

第3.2.1.3-2-6表 現実的な物性値の評価方法

評価方法	偶然的不確実さ (β_R)	認識論的不確実さ ($\beta_{\rm U}$)
現実的耐力	 機能試験データの統 計的精度 	 ・機能試験データの統計的精度 ・材料物性値
現実的応答	・減衰定数 ・モード合成法	・減衰定数 ・床応答スペクトル ・解析モデル化

第3.2.1.3-3-1表 現実的耐力及び現実的応答の不確実さ要因例

建屋の応答係数(1/2) 第3.2.1.3-3-2表

3.2.1-99

※: 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。

99

3. 2. 1-100

围	方向			係数	中央値	$eta_{ m R}$	βυ
		F 1	解放基盤表面の地震動に関す る係数	スペクトル形状係数	*	0.00	0.00
		Ĺ	建屋への入力地震動に関する	地盤モデルに関するサブ応答係数	1.00		
		2	係数	基礎による入力損失に関するサブ応答係数	1.00		
_	臣 子			建屋振動モデルに関するサブ 建屋減衰	1.00		
	+ ≮			応答係数 建屋剛性	1.00	0.20	0.15
		о Ч	建屋の地震応答に関する係数	地盤一建屋連成系モデルに関するサブ応答	1.00		
145				係数 			
<u>У</u>				非線形応答に関するサブ応答係数	1.00		
914				地震応答解析手法に関するサブ応答係数	1.00	0.00	0.00
$\sim \sim$		F 1	解放基盤表面の地震動に関す る係数	スペクトル形状係数	*	0.00	0.00
ħr1		Ĺ	建屋への入力地震動に関する	地盤モデルに関するサブ応答係数	1.00		
		ہ ۲	係数	基礎による入力損失に関するサブ応答係数	1.00		
_	を			建屋振動モデルに関するサブ 建屋減衰	1.00		
				応答係数 建屋剛性	1.00	0.10	0.15
		Ĺ	申可○ 小 二 六 次 六 二 六 六 次 茶 二 六 六 六 六 六 六 六 六 六 六 六 六 六	地盤一建屋連成系モデルに関するサブ応答	00		
		ი ყ		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
1						1	Ĩ

第3.2.1.3-3-2表 建屋の応答係数(2/2)

※: 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。

100

起因事象	発生頻度 (/炉年)
原子炉建屋損傷	2.4E-07
格納容器損傷	6.9E-09
原子炉圧力容器損傷	3.0E-07
格納容器バイパス	3.3E-08
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	4 85-10
(ELOCA)	4. 82-10
計装・制御系喪失	6.5E-10
直流電源喪失	2.6E-06
交流電源喪失	5.8E-07
外部電源喪失	3.1E-06
過渡事象	2.0E-06

第 3.2.1.4-1 表 起因事象発生頻度

1
ĥ
]
2
Ĩ
K
\mathcal{A}
F
Ì
Ś
炎
<u>+</u> ц
l π ili.
表
\dot{c}_{1}
4
Ŀ.
\sim i

3.2.1-102

分類	
	原子炉建屋
	格納容器
	原子炉圧力容器
	格納容器バイパス
起因事象	原子炉冷却材圧力バウンダリ(ELOCA)
	計装・制御系
	直流電源
	交流電源
	外部電源
	原子炉停止(スクラム系)
	主蒸気逃がし安全弁開放
	原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性
緩和機能	高圧炉心冷却(HPCS, RCIC)
	原子炉減圧 (ADS)
	低圧炉心冷却(LPCS, LPCI)
	崩壞熱除去 (RHR)

第3.2.1.4-3 表 評価対象システム一覧

	第0.2.1.1 4X	1及101月 1001	
系	統名	完全独立/ 完全相関	設備
	HPCS	完全独立	
 局上炉心伶却	RCIC	完全独立	
	LPCS	完全独立	
	RHR-A		・残留熱除去系ポンプ
任亡后之冷却了	(L P C I - A)		・残留熱除去系ゲート弁
低圧炉心竹却/ 崩壊執除土	RHR-B	空全相関	•残留熱除去系逆止弁
历级杰尔人	(L P C I - B)	元王伯庚	・残留熱除去系グローブ弁
	L P C L – C		・残留熱除去系配管
	LICIC		・残留熱除去系ポンプ室空調機
			・残留熱除去系海水ポンプ
	RHRS-A		・残留熱除去系海水系グローブ弁
残留熱除去系		完全相関	・残留熱除去系海水系逆止弁
海水糸			・残留熱除去糸海水ストレーナ
	RHRS-B		• 残留熱际去糸熱父換希
			• 残留然际云光海水光配官
直流電源系	区分Ⅰ	一一个一个	 * 台电心 * 去電空船
(ケーブル	区分Ⅱ	元王阳岗	· 元电磁盘 • 直流丹線般
トレイ除く)	区分Ⅲ		
直流雪湄系	区分 I		
(ケーブル	区分Ⅱ	完全相関*1	・ケーブルトレイ
トレイ)	区分Ⅲ		
			・非常用ディーゼル発電機
	云 八 I		・非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク
	区方工		・非常用ディーゼル発電機始動空気溜
		空全相関	・非常用ディーゼル発電機空調機
交流電源系		元王伯庚	・非常用メタクラ
	区公田		・非常用パワーセンタ
			・非常用モータコントロールセンタ
			・非常用動力用変圧器
	区分Ⅲ	完全独立	
		- 完全相関 ^{※2}	・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ/高圧炉心ス
非常用ディーゼ ル発電機海水系 /	DGSW-A DGSW-B		プレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ
			・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
高圧炉心スプレ			・非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ/高圧炉
イ系ディーゼル			心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ
発電機海水系	HPCS	1	・非常用ディーゼル発電機用海水系配管/高圧炉心ス
	-DGSW		ブレイ系ディーセル発電機用海水系配管

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

※1: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

※2:HPCS-DGSW関連機器は、DGSW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

起因事象発生後の人的過誤		余裕 時間	スト ファク 認知	レス ウタ ^{*1} 操作	過誤確率 (平均値) [∕d]	エラー ファクタ
原子炉	水位制御操作失敗	30 分	5	2	3.3E-03	5.0
水源	切替操作失敗*2	30 分	5	2	3.3E-03	5.0
起動信	注水不能認知失敗	30分	5	_	2.1E-03	10.0
号共通 原因故	高圧注水系起動 操作失敗	-	_	5	6.2E-03	3.0
障時	低圧注水系起動 操作失敗	-	_	5	1.5E-01	3.0
原子炉手動減圧失敗		-	5	2	3.3E-03	5.0
RHR系操作失敗		60分	2	2	9.0E-05	10.0
非常用ディーゼル発電機燃 料油補給操作失敗		60分	5	2	2.3E-04	10.0

第3.2.1.4-5表 起因事象発生後の人的過誤

※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・プー ルへの水源切替操作前にHPCSポンプ及びRCIC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、0.76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。(別紙 3.2.1.1-2)

^{※1:} 内部事象出力運転時レベル1PRA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。ただし、内部事象出力運転時レベル1PRAでストレスレベルを「作業負荷が極度に高い」としてストレスファクタ「5」を設定した人的過誤については、地震PRAにおいても同様のストレスファクタを使用する。

起因事象	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	
原子炉建屋損傷	2.4E-07	2.7%	
格納容器損傷	6.9E-09	< 0.1%	
原子炉圧力容器損傷	3.0E-07	3.4%	
格納容器バイパス	3.3E-08	0.4%	
原子炉冷却材圧力バウンダリ 喪失(ELOCA)	4.8E-10	< 0.1%	
計装・制御系喪失	6.5E-10	< 0.1%	
直流電源喪失	2.6E-06	29.3%	
交流電源喪失	5.8E-07	6.6%	
外部電源喪失	3.1E-06	34.9%	
過渡事象	2.0E-06	22.5%	
合計	8.7E-06	100%	

第3.2.1.4-6表 起因事象別炉心損傷頻度

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	TQUV	5.9E-07	6.7%
高圧注水・減圧機能喪失	TQUX	8.1E-07	9.2%
	長期TB	5.4E-09	<0.1%
<u> </u>	ΤBU	5.7E-07	6.5%
全父流動刀電源喪失	ТВР	3.0E-09	<0.1%
	ΤΒD	2.5E-06	28.9%
崩壊熱除去機能喪失	ΤW	3.4E-06	39.3%
	ΤBW	6.3E-08	0.7%
原子炉停止機能喪失	ТС	1.7E-07	1.9%
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷 2.4E-07		2.7%
格納容器損傷		6.9E-09	<0.1%
原子炉圧力容器損傷		3.0E-07	3.4%
格納容器バイパス		3.3E-08	0.4%
原子炉冷却材圧力バウン (ELOCA)	ダリ喪失	4.8E-10	<0.1%
計装・制御系喪失		6.5E-10	<0.1%
		8.7E-06	100%

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

葵な事故シーケンス及びカットセット	主要なカットセット	・過渡事象+RHR系操作失敗	・開閉所設備の損傷+RHR系操作失敗	・ケーブルトレイの損傷	 ・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 	 ・開閉所設備の損傷+水源切替操作失敗 +残留熱除去系海水ポンプの損傷 ・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 	 ・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 	・原子炉圧力容器の損傷	・原子炉建屋の損傷	・開閉所設備の損傷+シュラウドサポートの損傷
"別炉心損傷頻度に対する主	炉心損傷頻度 (事故シーケンスグループ別 全炉心損傷頻度)	1.7E-06/炉年 (3.4E-06/炉年)	1.7E-06/炉年 (3.4E-06/炉年)	2.5E-06 <i>入</i> 炉年 (2.5E-06 <i>入</i> 炉年)	5. 7E-07 <i>入</i> 炉年) (8. 1E-07 <i>入</i> 炉年)	5. 3E-07/炉年 (5. 9E-07/炉年)	5.5E-07/炉年) (5.7E-07/炉年)	3.0E-07 <i>/</i> 炉年) (3.0E-07 <i>/</i> 炉年)	2. 4E-07 <i>/</i> 炉年) (2. 4E-07 <i>/</i> 炉年)	9.8E-08/炉年 (1.7E-07/炉年)
● 事故シーケンスグルーフ	主要な事故シーケンス	過渡事象+崩壞熟除去失敗	外部電源喪失 +崩據熱除去失敗	直流電源喪失 +高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失 +高圧炉心冷却失敗 +原子炉減圧失敗	外部電源喪失 +高圧炉心冷却失敗 +低圧炉心冷却失敗	交流電源喪失 +高圧炉心冷却失敗	原子炉圧力容器損傷	原子炉建屋損傷	外部電源喪失 十原子炉停止失敗
第3.2.1.4-9表	事故シーケンスグループ	崩壞熱除去機能喪失	(TW)	全交流動力電源喪失 (TBD)	高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	全交流動力電源喪失 (TBU)	原子炉圧力容器損傷	原子炉建屋損傷	原子炉停止機能喪失 (T C)

加速度区分	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
1 (0.16~0.20G)	8.0E-07	9.1%
2 (0.20~0.30G)	5.1E-07	5.8%
3 (0.30~0.40G)	1.7E-07	1.9%
4 (0.40~0.50G)	8.8E-08	1.0%
5 (0.50~0.60G)	7.0E-08	0.8%
6 (0.60~0.70G)	1.1E-07	1.2%
7 (0.70~0.80G)	5.5E-07	6.3%
8 (0.80~0.90G)	5.7E-07	6.5%
9 (0.90~1.00G)	6.5E-07	7.4%
10 (1.00~1.10G)	7.5E-07	8.5%
11 (1.10~1.206)	8.2E-07	9.4%
12 (1.20~1.306)	7.5E-07	8.6%
13 (1.30~1.406)	8.0E-07	9.1%
14 (1.40~1.50G)	6.7E-07	7.6%
15 (1.50~1.60G)	5.3E-07	6.0%
16 (1.60~1.70G)	3.6E-07	4.1%
17 (1.70~1.80G)	2.3E-07	2.6%
18 (1.80~1.90G)	1.5E-07	1.7%
19 (1.90~2.00G)	1.0E-07	1.2%
20 (2.00~3.00G)	8.3E-08	0.9%
合計	8.7E-06	100%

第 3.2.1.4-10 表 地震加速度区分別炉心損傷頻度

建屋・構築物,機器	中央値 (G)	HCLPF (G)	FV重要度	建屋・構築物,機器の損傷 が影響を与える起因事象, 事故シーケンスグループ
ケーブルトレイ	2.01	0.91	0.23	ΤBD
残留熱除去系ゲート弁 (インジェクション弁)	2.58	1.15	0.04	ΤW
残留熱除去系ゲート弁 (ポンプ入口弁)	2.58	1.15	0.04	ΤW
残留熱除去系ゲート弁 (ミニフロー弁)	2.58	1.15	0.04	ΤW
残留熱除去系ゲート弁 (熱交換器入口弁)	2.58	1.15	0.04	ΤW
残留熱除去系ゲート弁 (熱交換器出口弁)	2.58	1.15	0.04	ΤW
非常用パワーセンタ	2.66	1.22	0.02	ТВՍ, ТВР
残留熱除去系海水系配管	3.01	1.26	0.02	TQUV, TW
残留熱除去系海水系ポンプ	1.25	0.83	0.02	TQUV, TW
非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ	1.25	0.83	0.02	ТВՍ, ТВР
原子炉圧力容器	2.72	1.29	0.01	原子炉圧力容器損傷
開閉所設備	0.65	0.23	0.01	外部電源喪失

第 3.2.1.4-11 表 F V 重要度評価結果



第3.2.1-1図 地震PRAの評価フロ

1

3. 2. 1-112



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 <u>2C非常用ディー</u> 機器ID <u>3_13D1</u> 耐震クラス <u>S</u> 建屋 <u>Y/O</u> 系統図書番号 <u>R-17</u> 機器配置図番号 <u>S-5</u>	-ゼル発電機海水ストレー 	+
 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	
1) 耐震安全性の確認 <u>対象機器本体の評価</u>		
 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() 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 	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	Y N ■ □ ■ □ ■ □	U N/A 0 0 0 0 0 0 0 0
 2) 二次的影響について 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(対象語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 	YN ♥■□ ♥■□	U N⁄A □ □ □ □ □ □

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(1/2)



第3.2.1.1-2図 プラントウォークダウン結果 (2/2)



3. 2. 1-116



第3.2.1.2-1図 活断層の分布(モデルA)



第3.2.1.2-2図 活断層の分布(モデルB)



第3.2.1.2-3図 海溝型地震で考慮している特定震源モデル(モデルA)



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(モデルB)



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 垣見ほか(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垣見ほか(2003)の8Cに対応する領域
 ②垣見ほか(2003)の8Bに対応する領域
 ③垣見ほか(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(モデルA,モデルB共通))



第3.2.1.2-8図 領域区分(海溝型地震(モデルA))

①太平洋プレートの上面深度が 60km よりも深い領域 ②垣見ほか(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 (東側の境界以東では、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)

● 東海第二発電所 36. ON 4 3 3 35.0 N 0 34. ON 138.0 E 139.0 E 142.0 E 143.0 E 143.5 E 140.0 E 141.0 E 0 (KM) 100





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(モデルB))



観測記録の応答スペクトルの水平,鉛直はほとんど同じ傾向であるため,図中の平均を水平,鉛直を合わ せた平均とし,これを水平,鉛直共通の補正係数としている。なお,今回の原子炉設置変更許可申請書で は,平均に対し直線的に近似した値を補正係数としている。

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境付近で発生する地震)



観測記録の応答スペクトルの水平,鉛直はほとんど同じ傾向であるため,図中の平均を水平,鉛直を 合わせた平均とし,これを水平,鉛直共通の補正係数としている。なお,今回の原子炉設置変更許可 申請書では,平均に対し直線的に近似した値を補正係数としている。

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)



観測記録の応答スペクトルの水平,鉛直はほとんど同じ傾向であるため,図中の平均を水平,鉛直を合わせた平均とし,これを水平,鉛直共通の補正係数としている。なお,今回の原子炉設置変更許可申請書では,平均に対し直線的に近似した値を補正係数としている。

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)

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)



第3.2.1.2-13 図 設定したロジックツリー

129



— 平均ハザード曲線(水平)

第3.2.1.2-14図(1/2) 平均地震ハザード曲線(水平方向)



— 平均ハザード曲線(鉛直)

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 (水平方向)



第3.2.1.2-16図(2/2) 震源別平均ハザード (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の応答スペクトルの比較(水平方向)

136



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の応答スペクトルの比較(鉛直方向)



第3.2.1.2-18図(1/2) 周期ごとの平均ハザード曲線



第3.2.1.2-18図(2/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (鉛直方向)



応答スペクトル

第 3. 2. 1. 2-19 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波 (水平方向)

140



応答スペクトル

第 3.2.1.2-19 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波 (鉛直方向)



第3.2.1.3-1-1図 原子炉建屋の概略平面図(E.L.-4.0m)

第3.2.1.3-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図

3. 2. 1-143



□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



(¤₩:m)

第3.2.1.3-2-2図 海水ポンプ室断面図(A-A'断面)

146



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



固有周期(秒)

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 原子炉圧力容器(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





3.2.1-153

事故シーケンスグループ	炉心損傷なし 崩壊熱除去機能喪失	炉心損傷なし 崩壊熱除去機能喪失	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失	炉心損傷なし	崩壞熱除去機能喪失	炉心損傷なし 崩痰熱除去機能喪失	高圧・低圧注水機能喪失	ELOCA 屆子佰位正機能重牛	
主蒸気 圧力 高圧炉心 原子炉減圧 低圧炉心 崩壊熱除去 う停止 逃がし安全 バウンダリ 高圧炉心 原子炉減圧 冷却 弁開放 健全性	成功 成功 失敗	成功 成功 成功 成功	成功 失敗	成功		人XX 成功 XX3 失敗	失敗		
過渡事象 原子炉					成功			失敗	

第3.2.1.4-2 図 過渡事象イベントツリー

事故シーケンスグループ	 過渡事象へ 鱼交流動力電源喪失(長期TB) 鱼交流動力電源喪失(F期TB) 鱼交流動力電源喪失(TBU) 由壞熱除去機能喪失(TBU) 台交流動力電源喪失(TBU) 台交流動力電源喪失(TBD) 全交流動力電源喪失(TBD) 全交流動力電源喪失(TBD) 全交流動力電源喪失(TBD) 自壞熱除去機能喪失(TBD) 上OCA 原子炉停止機能喪失 	
高圧炉心冷却	成	
圧力 バウンダリ 健全性	<u>坂</u> 安 私	
交流電源	成 - - - - - - - - - -	
直流電源	返 予	
土蒸気 逃ぶし安全 弁開放	成 一 一 支 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	
: 原子炉停止	成 水	
外部電源喪失		



事故シーケンスグループ	崩壞熱除去機能喪失(TBW) 全交流動力電源喪失(長期TB)	- 全交流動力電源喪失 (TBU)	崩壞熟除去機能喪失(TBW)	- 全交流動力電源喪失(TBP)	ELOCA	- 原子炉停止機能喪失	
高圧炉心冷却	成功	失敗	成功	失敗			
圧力バウンダリ 健全性	成功		失敗				
主蒸気逃がし 安全弁開放		成功			失敗		
原子炉停止			成功			失敗	
交流電源喪失							

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





160





3.2.1 - 161

地震PRA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

別紙 3.2.1.1-1-1

- 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 損させう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PRAの評価上期待している設備 は以下の通りであり、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

開閉所設備(碍子部)が損傷するまでは外部電源に期待し ているため,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PRAのモデルにフラ ジリティを入力している。

・復水移送系^{*1}: 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は行っていない。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。

- 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

^{※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。

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・プールの水位が上 昇した場合に自動又は手動でサプレッション・プール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 PRA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PRA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。

- 基準地震動S_s(0.76)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・プール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。
- 基準地震動S_s(0.76)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,基準地震動S_s(0.76)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,0.76 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。



別紙 3.2.1.1-2-3


「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RC造 耐震壁、RCCV及びPCCV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 4~5×10⁻³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 フラジリティ評価は、本震による建屋フラジリティ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【解析 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,フラジリティ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,余震による建屋フラジリティ評価は本震 による建屋フラジリティ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 2×10^{-3} $\sim 7 \times 10^{-3}$ 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 $2 \sim 3$ 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



RCCVについてS₂の9倍の地震動レベルまで振動試験を実施。正側でS₂の4倍(最大耐力時R=8×10⁻³程度), 負側で3倍(最大耐力時R=5×10⁻³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。







PCCV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 PCCVの振動試験例

別紙 3.2.1.1-3-3

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返し受けた場合の配管系への影響を検討する上で有用 な知見が得られている。

それらの結果によれば,現行耐震設計法によって設計された配管系は, 設計用基準地震動S₂に対する許容応力(3Sm)の10倍以上の応力強さに おいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じないこと,低サイクル疲労強 度は設計疲れ線図を上回る強度を有している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考える。

また,プラントの耐震設計で用いる地震の等価繰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 P R A 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 6×9.8m/s²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 6×9.8m/s²の振動試験を行い,電気的 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

る)。



図4 実機配管系モデルの終局強度試験



注1) 振動数に一人力地震波の単磁振動数の記者来の1。 注2) 地震等価繰返し回数を 60 回と仮定して計算

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,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 S₂若しくは耐震安全性評価で設定 された基準地震動S_s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伴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 震害事例調查結果

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S₂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1/2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S₂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

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った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S₂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る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った。

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った重 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った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S₂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S₁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号機は運転中であったが,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,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 炉補機冷却水系の一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一系統及 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2B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。

	る影響
--	-----

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模	女川原子力発電所1,2,3号機は,定格熱出力運
(地震観測記録と基準地震動の	転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城沖を
関係)	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。
	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 S ₂ 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S ₂ 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。
②−1 安全上重要な設備への影	無し
響(波及影響も含む)	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。
②-2 既存のAM設備への影響	無し
(波及影響も含む)	
③-1外部電源への影響	
③-2D/Gへの影響	
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	重大な影響無し。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。
④その他(安全機能には影響し	無し
ないもの、留意しておく必要の	
ある事項)	

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

 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 閉係) 【志賀1,2号機】	確認項目	確認結果
 (地震観測記録と基準地震動の 関係) 敷地地盤や1/2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 ベクトルが基準地震動S₂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、この周期常に関 して,安全上重要な施設に影響がないことを確認した。 また、1/2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交辺同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。 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。 さらに、今回の地震的を上回る地震動(検討に用いた地震動) を想定し、長周期側の主要施設で起意の動震要 全性について確認した結果,耐震安全会裕を有してい ることを確認した。 ジー2 既存のAM設備への影響 (志賀1,2号機】無し (法及影響も含む) ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2 既存のAM設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2 配積の一部の影響 (志賀1,2号機】無し ③-3 補機治知系への影響 【志賀1,2号機】無し ③-4 電源融通の可能性 【志賀1,2号機】無し ③-5 復旧規作へのアクセス性 【志賀1,2号機】那匹 ④その他(安全機能には影響し) ■木銀灯の落下 	①施設に影響した地震規模	【志賀1, 2号機】
関係) 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。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、この周期帯院制して、安全上重要な施設に影響がないことを確認した。 また、1/2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に影響がないことを確認した。 また、1/2号機の原子炉建屋の辺間建屋内の安全上重要な機器と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。 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、敷地地壁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。 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S。を上回る地震動(検討に用いた地震動) 麦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。 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S。を上回る地震動(検討に用いた地震動) 変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。 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S。を上回る地震動(検討に用いた地震動) 変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。 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S。を上回る地震動(検討に用いた地震動) 変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。 さらに、今回の地震した結果,耐震安全体がを有力にいることを確認した。 さりに、 とと考していることが応認した結果,耐震安全会がを有していることを確認した。 ことし、長周期側の主要な起じたたい、 ことを確認した。 ことを確認した。 ことを確認した。	(地震観測記録と基準地震動の	敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測され
ペクトルが基準地震動S。を長周期側の一部の周期帯に関して、安全上重要な施設に影響がないことを確認した。 また、1/2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で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋のの安全上重要な機器とび同建屋内の安全上重要な機器とで同連星内の安全上重要な機器とび同業の少年にン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器とび配管、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。 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、各施設とした。 ならに、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S。と上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動(検討にわいた地震動)を起こした。 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S。を上回ったことから、長周期側で や回の地震動を上回る地震動(検討に用いた地震動)を起こし、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎酸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。 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進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。 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 ③-2D/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 ③-2D/Gへの影響	関係)	た地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答ス
 において超えている部分があったが、この周期帯に開 して、安全上重要な施設に影響がないことを確認した。 また、1/2号機の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。 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。 さらに、今回の地震記録において長周期側の一部の周期 帯で基準地震動を2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。 ②ー1安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/Gへの影響 【志賀1,2号機】無し ③-14歳冷却系への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/Gへの影響 【志賀1,2号機】無し ③-3 補機冷却系の影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/Gへの影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/Gへの影響 【志賀1,2号機】無し ③-3 補機冷却系のの影響 【志賀1,2号機】無し ③-4 電源融通の可能性 【志賀1,2号機】無し ③-5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し 小銀灯の落下 		ペクトルが基準地震動S。を長周期側の一部の周期帯
 (して、安全上重要な施設に影響がないことを確認した。 また、1/2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。 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。 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S₂を上回ったことから、長周期側で 今回の地震訪なたるの表示 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S₂を上回ったことから、長周期側で 今回の地震訪なたるの振動の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 確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。 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は確保されていることが確認で さたと考えられる。 ②ー1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③ー1外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/Gへの影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/Gへの影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/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 ③-6 賀旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し 小銀灯の落下 		において超えていろ部分があったが この周期帯に関
 は、丸」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で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋の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。 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。 さらに、今回の地震において検討した結果、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。 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S₂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に周いて中心の地震動を上回る地震動(検討に用いた地震動)を想定し、長周期側の三変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。 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に確認お果から、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。 ② - 1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③ - 3 補機冷却系のの影響 【志賀1,2号機】無し ③ - 5 復旧操作へのデクセス性 【志賀1,2号機】 		して 安全上重要な施設に影響がないことを確認した
 (1) 2 万機のボナが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。 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。 さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期 帯で基準地震動を上回ったことから、長周期側の一部の周期 帯で基準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。 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。 (②-1 安全上重要な設備への影響 (法賀1,2号機】無し ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1 電源融通の可能性 【志賀1,2号機】無し ③-4 電源融通の可能性 【志賀1,2号機】無し ③-5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し ▲水銀灯の落下 		transpace t
 		母に其ベルア百乙后建民乃び同建民内の安全上重要な
(数4)に「ソレ(検討した)(加米)、行通設(こち))(注戦) (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。 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。。 (保されていることを確認した。) 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。 (以上、安全上重要な起した) (以上、安全上重要な起した) (以上、安全上重要な起した) (以上、安全上重要な起した) (以及影響も含む) (3) 「1 外部電源への影響 (志賀1,2号機】無し (法賀1,2号機】無し (法賀1,2号機】無し (二) 「日本部でのの影響 (志賀1,2号機】無し (二) 「日本部本への影響 (二) 「日本第一の予想 (二) 「日本第一の予想 (二) 「日操作へのアクセス性 (志賀1,2号機】影響無し (二) 「日、「日本のの影響」 (二) 「日、1,2号機】影響無し		
取まちており,施設の健主性が確保されていることを 確認した。 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。 さらに,今回の地震記がて検討した結果,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。 さらに,今回の地震動を上回ったことから,長周期側の一部の周期 帯で基準地震動S₂を上回ったことから,長周期側の一部の周期 帯で基準地震動S₂を上回ったことから,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,耐震安全会給を有してい ることを確認した。 以上,安全上重要な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,耐震安全会給を有してい ることを確認した。 以上,安全上重要な施設であるクービン建屋基 確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,耐震安全会浴を有してい ることを確認した。 (シーン安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③一1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③一2 既存のの影響 【志賀1,2号機】 第一 ③一3 補機冷却系への影響 【志賀1,2号機】 ③一4 電源融通の可能性 ③子復日操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】 第一 ④子の他(安全機能には影		(液晶に) いて (使可した h木, 石肥 取 こ む 準 圧 範囲) に (中 ま - て れ) 」 広 : (市 本 :) の 使 合 性 : (液 但 さ ね て い て こ し た :)
増酷した。 タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重 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。 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S₂を上回ったことから,長周期側で 今回の地震助を上回る地震動(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。 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確認結果から,能登半島地震を 踏まえても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確認結果から,能登半島地震を 整(波及影響も含む) 【志賀1,2号機】無し ③一1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③二3 補機冷却系への影響 【志賀1,2号機】無し ③二3 補機冷却系への影響 【志賀1,2号機】無し ③二4 電源融通の可能性 【志賀1,2号機】無し ③二5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】緊要無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		収まつてわり、肥設の健生性が確保されていることを
タービン建屋内及い神水然交換器建屋内の安全上車 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。 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S₂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。 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は確保されていることが確認で さとを確認した。 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は確保されていることが確認で さとを確認した。 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は確保されていることが確認で きとき考えられる。 ②-1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2 既存のAM設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/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】可能 ③-5復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し 小我灯の落下		
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。 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S₂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。 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は確保されていることが確認で さたと考えられる。 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 ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -2D / 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】 無し ④ -6 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】 無し ④ -6 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】 無し		タービン建産内及い海水熱父操奋建産内の女生上里
 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。 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52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。 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。 ② -1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【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】四能 ③ -5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ●木銀灯の落下 		要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤
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。 ならに、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S。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。 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。 ② -1 安全上重要な設備への影響 (波及影響も含む) ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【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】野響無し ④ -4 電源融通の可能性 ④ その他(安全機能には影響し		で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施
保されていることを確認した。 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S₂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。 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。 ②-1 安全上重要な設備への影 【志賀1,2号機】無し 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 【志賀1,2号機】無し ③-2 既存のAM設備への影響 【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 ③-3 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】影響無し		設とも弾性範囲内に収まっており、施設の健全性が確
 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S₂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。 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は確保されていることが確認で きたと考えられる。 ② -1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -2 匹存のAM設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【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 ③ -5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ● 木銀灯の落下 		保されていることを確認した。
帯で基準地震動S₂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。 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。 ②-1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2 既存のAM設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/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 ③-5 復旧操作へのアクセス性 ④その他(安全機能には影響し		さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期
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。 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確認結果から,能登半島地震を 踏まえても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 さたと考えられる。 ②-1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/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 ③-3 補機冷却系への影響 【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】野響無し ③-5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		帯で基準地震動S ₂ を上回ったことから、長周期側で
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。 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。 ② -1 安全上重要な設備への影響 (波及影響も含む) ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③ -2D / 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 ③ -5 復旧操作へのアクセス性 ④その他(安全機能には影響し		今回の地震動を上回る地震動(検討に用いた地震動)
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。 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。 ②-1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ②-2 既存のAM設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し 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 ③-3 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】 ③-5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基
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。 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。 ②-1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し 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 【志賀1,2号機】無し ③-1外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/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 ③-3 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】野響無し ④その他(安全機能には影響し 「水銀灯の落下		礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安
ることを確認した。 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。 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 ③-2 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 【志賀1,2号機】無し ③-1外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2D/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 ③-3 補機冷却系への影響 【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 ③-5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		全性について確認した結果、耐震安全余裕を有してい
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。 ②-1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し 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 【志賀1,2号機】無し ③-2D/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】無し ③-5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		ることを確認した。
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。 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 ③ -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 【志賀1,2号機】 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,事象発生の6分後に復旧した。 ③ -2D/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】無し ③ -5 復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		以上,安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関
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。 ②-1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し 響(波及影響も含む) 【志賀1,2号機】無し ③-2 既存のAM設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】 ③-1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】 ③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を
きたと考えられる。 ② -1 安全上重要な設備への影響 響(波及影響も含む) ② -2 既存のAM設備への影響 (波及影響も含む) ③ -1 外部電源への影響 【志賀1,2号機】無し (法賀1,2号機】無し (法賀1,2号機】無し (法賀1,2号機】無し (法賀1,2号機】無し (法賀1,2号機】無し (法賀1,2号機】無し ③ -2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		踏まえても耐震安全性は確保されていることが確認で
 ②-1 安全上重要な設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-2 既存のAM設備への影響 【志賀1,2号機】無し ③-1外部電源への影響 【志賀1,2号機】 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、事象発生の6分後に復旧した。 ③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し 		きたと考えられる。
響(波及影響も含む) 【志賀1,2号機】無し ③-2 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 【志賀1,2号機】 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、事象発生の6分後に復旧した。 ③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下	②-1 安全上重要な設備への影	【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) ③-1外部電源への影響 【志賀1,2号機】 (共用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生の6分後に復旧した。 ③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し 	響(波及影響も含む)	
 (波及影響も含む) ③-1外部電源への影響 【志賀1,2号機】 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、事象発生の6分後に復旧した。 ③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し 	②-2 既存のAM設備への影響	【志賀1,2号機】無し
③-1外部電源への影響 【志賀1,2号機】 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、事象発生の6分後に復旧した。 ③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下	(波及影響も含む)	
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、事象発生の6分後に復旧した。 ③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下	③-1外部電源への影響	【志賀1,2号機】
 たが、事象発生の6分後に復旧した。 ③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下 		供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となっ
③-2D/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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下		たが、事象発生の6分後に復旧した。
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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下	③-2D/G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】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下	 ③-3 補機冷却系への影響 	【志賀1,2号機】無し
③-5復旧操作へのアクセス性 【志賀1,2号機】影響無し ④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下	③-4 電源融通の可能性	【志賀1,2号機】可能
④その他(安全機能には影響し ■水銀灯の落下	③-5復旧操作へのアクセス性	【志賀1,2号機】影響無し
	④その他(安全機能には影響し	■水銀灯の落下
ないもの、留意しておく必要の 1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2	ないもの、留意しておく必要の	1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個.また2
ある事項)	ある事項)	号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。
また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を		また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を
運転階床上から同収したが 残りの破片についてけ使		運転階床上から回収したが 残りの破片についてけ値
田溶燃料貯蔵プールたどへ変下した可能性があったた		田溶燃料貯蔵プールたどへ変下した可能性があったた
めこれらの箇所での占権及び清掃を行った		めこれらの箇所での貞格及び清掃を行った

確認項目	確認結果
④その他(安全機能には影響し	■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの
ないもの、留意しておく必要の	位置ずれ
ある事項)(つづき)	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。
	■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散
	使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル(放射能量
	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
	射能量約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
	影響はなし。

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	课			
①施設に影響した地震規模	【柏崎刈羽1~	7号機					
(地震観測記録と基準地震動の	新潟県中越沖においてマグニチュード 6.8 の地震が						
関係)	発生,震央距離	16km,	震源距) 離 23k	m に位	置して	いる柏
	崎刈羽において	は、全界	⊰機($1\sim 7$	号機)	にて基	基準地震
	動を超える加速	度を確認	認,原-	子炉建	屋基礎	版上て	の最大
	加速度のものは	,1号相	幾での	680Ga	1(設計	計時の	最大加
	速度応答值 2730	al) で	あった	.。各長	骨機で	原子炉	建屋基
	礎版上での最大法	加速度	(観測)	値, 設	計時応	(答値)	は下表
	の通り。						
	知识去	南	北	東	西	ł	:下
	観側恒	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)
	※上下方向につ	いては,	()	内の作	直を静	的設計	で使用
	1~7号機で	観測され	れた地	震観測	記録に	「基づき	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, 解放基盤表記	面におり	ナる地対	震動を	推定し	たとこ	ころ, 基
	準地震動 S ₂ (4	50Gal)	に対し	して 1 ·	~4号	機で約	∃2.3~
	3.8 倍, $5 \sim 7$ +	号機で ∃	$1.2 \sim 1$.7倍0)結果~	であっ	た。
	設備点検の結	果, 地震	こう こうそう こうしょう こうしょう こうしょう こうしょう しんしょう しんしょ しんしょ	響によ	る構造	強度や	P機能維
	持に影響を与え	ると考;	えられ	る異常	が確認	図され、	てはい
	るが,機器の重	大な損傷	傷をも?	たらし	たもの	ではな	よく, 原
	子炉の安全性を	阻害する	る可能	性のな	い軽微	ぬな事!	象であ
	った。						
	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	こめに転
	倒,損傷に至っ	たこと,	地震に	こ伴う	消火系	配管の)建屋接
	続部の損傷に伴	う浸水に	こよっ	て機能	喪失に	「至って	たこと
	が原因であり, ±	也震によ	くる直接	妾的な	異常は	確認さ	れてい
	ない。						
②-1安全上重要な設備への影	【柏崎刈羽1~	7 号機】	無し				
響(波及影響も含む)							
②-2既存のAM設備への影響	【柏崎刈羽1~	7 号機】	無し				
(波及影響も含む)							
③-1外部電源への影響	【柏崎刈羽1~	7 号機】	l				
	4回線中,2回	線が機能	能喪失				
<u>③-2D/Gへの影響</u>	【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	影響無	L。)				

確認項目	確認結果
④その他(安全機能には影響し	■3号機
ないもの,留意しておく必要の	原子炉建屋地下 2 階にあるSLC系注入ライン配管
ある事項)	(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
	ートにけ損傷け無かったものの 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う 室内にて床に固
	一番が及ぶり能性があったことを追えた, 生りたて床に固定されていたい重量物を固定及び困痛する対策を講じ
	たられていない重重初で回足及び回府する対象を再し
	へ。 われ 正内亦正男のガカトの其体がて笠沙下したこし
	はわ、別内发圧品のタクトの差硬が小寺化上したこと
	にようし欠灰が発生した。
	■1号機
	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。
	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)。
	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。
	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指傷するとともに復水補給
	水ポンプ(AM設備)についても浸水に上ス被害を受け

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	【浜岡3,4号機】
(地震観測記録と基準地震動の	地震観測記録と基準地震動 S ₁ による応答を比較し
関係)	た結果, 地震観測記録は基準地震動 S ₁ 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
	ていろことを確認した。
	【浜岡5号機】
	耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基
	進地震動 S. によろ応答を比較し 原子恒建屋の一部
	の階において批電観測記録における最大加速度が基準
	地震動ら による最大広 な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其進
	地震動ら による最大古族加速度を下回っていること
	地展期 S_1 による取八心谷加述反を下回りていること を確認した
	2. 唯恥した。 百子后建長の地震知測記録の庄さダスペクトルけ
	「「「ゲ足生の地展観測に跡の水心合ハー、」「ルは、
	同の同期市において医学地長町5 ₁ の休心谷バック したと同っているが、子な耐雪設計と重要な地界及
	「ルを上回っているか,主な耐辰成訂上里安な機協及 が配答系の田方国期では下回ってたり 地震時に弾機
	い記目示の回行向朔ては「回ってわり、地長时に押住」
	仏態にのつたことから、これらの機器及び配官系の健
	王性が確保されていることを確認した。
	5
	健全性は帷保されていることを確認していたか,一部
	の観測記録で基準地震動 S_1 による心谷加速度を超え
	たことから, 地震観測記録を人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。
(2)-1 安全上重要な設備への影	【浜尚3~5号機】無し
響(波及影響も含む)	
(2)-2 既存のAM設備への影響	【浜尚3~5号機】無し
(波及影響も含む)	
(3)-1外部電源への影響	
	3,4号機:3ルート6回線すべてが健全
	5 号機:2 ルート4 回線すべてが健全
<u>③-2D/Gへの影響</u>	【浜岡3~5号機】無し
③-3 補機冷却糸への影響	【浜尚3~5号機】無し
<u>(3)-4</u> 電源融通の可能性	【浜尚3~5号機】可能
③-5復旧操作へのアクセス性	【浜尚5号機】
	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。
④その他 (安全機能には影響し	■5号機"補助変圧器過電流トリップ"(常用系):
ないもの、留意しておく必要の	地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器
ある事項)	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。

確認項目	確認結果
④その他(安全機能には影響し	■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警
ないもの、留意しておく必要の	報点灯:5 号機"補助変圧器過電流トリップ"(常
ある事項)(つづき)	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

確認項目	確認結果							
①施設に影響した地震規模	【福島第	【福島第一1~6号機】						
(地震観測記録と基準地震動の	平成 23	平成23年3月11日,東北地方太平洋沖地震が発生,						
関係)	福島第一	原子力到	発電所1	~ 6 号	骨機の原	〔子炉建	屋基礎	版
	上におい	て観測	された量		恵度 とま	ま 準地震	፪動 S 。	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, 3,	5号機の	り東西ナ	「向の勧	測記録	とが、 基	進地震	動
	S。による	る最大応	答加速	度を上	回って	いた。	各号機	T
	原子炉建	5°5°による取入心合加速度を上回りていた。476機で 「一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一						
	応答値)	は下表の	の通り。				J PART	
		南	北	東	西	H	下	1
	観測値	al 泪l	設計	 観測	設計		設計	ł
	1 - 是 樾	460×	/87	AA7	/180	958	/12	
	2 号機	3/8*	401	550	405	302	412	
	3 - 長桃	322	111	507	400	231	420	
	1 早燃	022 981×	445	210	441	200	429	
	5 号楼	311*	452	5/18	452	258	422	
	6 县桃	288%	402	111	432	230	415	
	₩ 記録間	<u>200</u> 目始から	$130 \sim 1$	 50 秒段	日本で新		- 110]
	百子后	建民及び	130 - 1 飞盾 <i>二</i> 桁	うけが相	シアション	いれて	[6] 	更
	た機能及	71配答3	5 (主 邿	定座に	- 旼 叵 ᢗ 1答 『	「「二」の女	主工里	¥
	な版肥及 建図執除	し配官を	F (王孫 奈 旧元	、支持構	」 日, 历 告告 物 及		体 (插	, 入
	松田がが		ョ, // /L ラ 1 년	「又」「仲	山のアけ	11111111111111111111111111111111111111	作水哭	八玄
	日本 百	ノに加え スにする	℃, 1 ~ 舌冊	コ倍わし		いて 批	医 知道:	카
	品官、広	「炉竹りた」	宿城 しま	」日なこ	(こう) 言動 た 田	・ 、 地 11、た 戊	反配例	
	ふこれで	地震帯	〒77 こ 4 新 た 14 献	いたが	と思い に	FPVF	の機界	、 万
	不可答系	におい	て主進世	山雪動の		て地雪	荷香の	及卡
	い記官が	こわい.	く金牛り	いてけ州	J s によ h 雲 古 谷	る地震	間里の	刀
	は可能な	, しんい	うに うい	、証価も	日辰回し	に女王	小灰肥は	1/h
	「「「」」に、	小岳ての	加記録な	・町回こ	亡女船	いる。 R析にト	ス地震	帯
	町, 重の古が	地辰甑の	こた 越早	- 円 ヾ・/こ 己 乃 ィド両	- 心合所 1 答	ドクレイ	る地長	1町 七田
	 里の万か た亡交値 	入さが、	ノに成る トスたみ	す及い間の害肠の	」日不に	- Jv · C > 去虐す	も, 迥	50
	な心合直	で町画: ルの目す	する ため	ティーク	日にす	う思り	ふなこ	
	府切しノ	がした	ミレマエ	「うたれ	n 木, 座 ; が ト キ	・く証価	動を用	v ·
	加ライ	印による	フロ辰祖 刃が司台	「重いん	「かべる	いては	日相	0 17
	加んて,	可能かな	心が可能 な田で雄	コムコカ 目作のす	ってていていていた。	シャ・しょう ショーロージョン	、口冗	(⊂ T#
	おりて, 初を宇旋	り肥な単します	ய四て19 町た金	き あの作 ポンフ	『 赤 ふ こ 『 わ ど の	, 55 物	ボその	11年
	加て天旭	し, エュ たどにす	そな 开, 与音 た 揖	ホンノ	いたの	応わた	かった)µ] ~
	レカム	まこで1	っ 心 ふほ みてド 州 雪	このない 言首後に	いいかい ちいて	しょしょ	機能を	こ保
	 	北能にオ	へい地位	、回及に	「価され	. しタエ していス		νN
⑦-1 安全上重要な設備への影	「福自笛	$-1 \sim 6$	<u>、 / / / / / / / / / / / / / / / / / / /</u>				0	
※ 1 タエニ 至安(な区間、10) 影響(波及影響も含む)		- L (
	11111111111111111111111111111111111111	推定)						
②-2 既存のAM設備への影響	無し() 【福島笛	推定) 一1~1	5 号楼】					·

所に対する影響 確認項目

別紙 3.2.1.1-4-15

(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
③-2D/Gへの影響	【福島第一1~6号機】
	影響無し(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	【福島第一1~6号機】
ないもの、留意しておく必要の	詳細確認不可
ある事項)	

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

確認項目	確認結果						
①施設に影響した地震規模	【福島第二1~4号機】						
(地震観測記録と基準地震動の	平成23年3月11日,東北地方太平洋沖地震が発生,						
関係)	福島第二	原子力系	老電所1	~ 4 号枝	幾の原子	「炉建屋」	基礎版
	上におい	て観測さ	された最	大加速	 宦と基準	主地震動	S。か
	ら求めた	原子炉砌	書基礎版	上の最一	大応答加	1速度は	下表の
	通り全	从了》》《 号楼 『	二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二	盛版上	(最地下	膨して組	上られた
	思り。 星十加油	一 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月 月	い か 坐		(取地)	宿/ てで 星十でタ	が加油産
	取八加述	反は, Z ていて >	下 し む 加	ショント	- ハリタン	取八心宿	印座皮
	を下凹つ	(いる、 =	_ と /ノ* 11推 」!。	記され	<u>(いる。</u> ===	I I	<u></u>
	観測値		ᆌᇈ	果	四	上	
		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
	※記録	開始から	b 130∼	150 秒程	度で記録	録は中断	ŕ
	原子炉	建屋及7	『原子炉	建屋に	没置され	る安全	卜重垔
	た機能及	で配倍3	2 (定座に開	600~	「「「「「「「「「」」」。	立王文 文宪 建
	な成肥及の執除土	乙 配倍, 乙配倍	后心寺	大赤山	ョ, // 」 勿 乃 7 『生		〒110,)入 「低 入 <i>H</i> L)
	田が际ム	不能者,	水心又	1寸件但1 匀俎ナモ	の及い市	がかれて	甲/ヽ エ/
	など)に、	ノいし地	L 辰 睨 侧 i	記琢を用い	レイこれが	合胜性で	- 本毕地
	辰 駅 S S S S S S S S S S S S S	と用いた	心合脾	げじ待り	れに地	●何里?	こ比較
	した結果	,一部0 二 111 -	り機器及	び配管え	糸を除き	(基準地)	長動S _S
	による地	震 何 重 0	り万が大	きく,そ	れらに	ついてに	は地震後
	に安全機	能は保持	寺可能な	状態でる	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	5 地震荷
	重の方が	大きかっ	った機器	及び配行	管系に つ	いても,	適切な
	応答値を	評価する	るため実	物の構論	告を考慮	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	目いた応
	答解析に	よる地震	豪荷重の	方が大る	きいこと	が確認	されて
	おり、地倉	豪後に安	全機能	は保持可	「能な状	熊であっ	ったと評
	価されて	いる。					
 ②-1安全上重要な設備への影 	【福島笛	$-1 \sim 4$	4 号機】	錘门			
響(波及影響も会な)							
	【垣皀笜	- 1 ~	1 - 早越】				
	「田田坊		士力饭】	に招作す	ごたまえ そ	カブレン	z - が 油
(仮及影響も古む)	影響な	し(伯グ	、お配官	に頂饧ル	が唯心さい	10 CV1	るか,伴
	波 (凛 流	物合む)		影響とる	ちえられ	しる。)	
(3)-1 外部電源への影響	【福島第	$= 1 \sim 4$	1 号機】				
	4回線	中,1回	線機能的	亭止			
	※1回;	線は停止	上点検中	。さらに	二1回線	は,避雷	言器の損
	傷が	確認され	れたため),被害	拡大防⊥	しを目的	として
	受電	停止の	<u>上,復</u> 旧	作業を	実施。		
③-2D/Gへの影響	【福島第	$\overline{1} \sim 1$	4 号機】				
	影響無	し (3歩] 機を除	き,津江	皮によっ	て機能	喪失)
③-3 補機冷却系への影響	【福島第	$\underline{-1} \sim 4$	4 号機】				
	影響無	- し(3手	→ 様を除	き、津江	皮によっ	て機能	喪失)

所に対する影響

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	【福島第二1~4号機】
ないもの、留意しておく必要の	特に影響無し
ある事項)	

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	発電所において観測した地震加速度は 17Gal であ
(地震観測記録と基準地震動の	り,設備への影響はなかった。
関係)	
②-1 安全上重要な設備への影	無し
響(波及影響も含む)	
②-2 既存のAM設備への影響	無し
(波及影響も含む)	
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。
③-2D/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	■8 台あるモニタリングポストのうち 4 台がバッテリ
ないもの、留意しておく必要の	切れによって停止した。
ある事項)	

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

샀	す	ろ	影	墾
~1	7	Ċ	ホノ	音

確認項目				確認	結果		
①施設に影響した地震規模	4	##100/11/1					
(地震観測記録と基準地震動)	カ 一定	運転中	また	2 号機カ	「原子炉」	記動中の	ところ 3
関係)		1日14日	よん。 库 46 分)	こ 登 生 1	た宙北横	山方大亚	注油地震に
		て会号権	楽に おい	て原子り	「お白動」	信止した	観測され
	よりた世	てエクル 1雪加油F		$C \rho r J \rho$	化字体影	アエした	シート・1 早越
	「「」「」「」「」」「」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」」「」」」	辰加还是	支は 507 東下の階	$) \nabla k $	(不女唯前) 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	心口地辰」 ∞しょ	可 · 」 ク / 成 百 乙 / 同 伊 雄
	原丁	別建産が	巴下乙陌	ノヒめり	り, 生方()	眾 ⊂ も,) √ 白 禹 信	尿丁炉休 <u></u> で
	ポル	* 取 武 正 と オ	つり作野		こによつ	く日期停	
	取り	(人心合)	加速度に)(-(奉华地宸	€ 期 と 観 (則 記 域 (2)) 美
	係は	、次の通り) 。				
토고년개요소리소님생							
原手炉建屋の最大加速	度個	観測記録			1.00		í .
40 YOL 14 592			*	基準	地震動Ssに対	対する (ガル、)	
観測位直	最7	大加速度値(フ	5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	
屋上	2000*1	1636	1389	2202	2200	1388	
	1303	998	1183	1281	1443	1061	
1階	573	574	510	660	717	527	
基礎版上	540	587	439	532	529	451	
屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091	
2号機 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	
屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064	
3号機 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※2 網掛は	震計の最大設 基準地震動Se	定値(2000ガ	ル)を上回って	いるため参考	直 ことを示す
			2 + 10/2000				
 ②-1 安全上重要な設備への 	影【女	:川1号】					
響(波及影響も含む)	● タ	●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災					
	タ	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	の発煙が発生した。また、高圧電源盤 6-1A の火災の影					
	響に	響によって、S/P水冷却のために手動起動したRHR					
	ポン	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	题 無 1	- (11)				,, <u> </u>	• 0
		•					

確認項目	確認結果
③-1 外部電源への影響	5回線中4回線が機能喪失
	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。
	【牡鹿1, 2号線避雷器の損傷】
	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。)
③-2D/Gへの影響	【女川1号】
	●非常用DG(A)界磁回路の損傷
	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。
	⇒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。
	【女川2号】
	●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止
	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の二系統が機能喪失したことによ
	って, DG(B)ならびにDG(H)が自動停止となっ
	た。 (DG(A)は健全)
③-3 補機冷却系への影響	【女川2号】
	●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止
	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。
③-4 電源融通の可能性	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。
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	【女川1号】
ないもの、留意しておく必要の	●高圧電源盤しゃ断器の投入不可
ある事項)	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。
	●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。
	●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。
	【女川2号】
	特に無し
	【女川 3 号】
	●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ェ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。
	●HPCS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HPCS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)
	【各号機共通】
	●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのず
	n
	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。

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	ろ	影響
9	()	泉ノ音

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模	観測記録に基づく各階の最大応答加速度は,建設時の
(地震観測記録と基準地震動の	当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審
関係)	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0.9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	地震による影響は無し
響(波及影響も含む)	
②-2 既存のAM設備への影響	地震による影響は無し
(波及影響も含む)	
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)
③-2D/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	タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラス
ないもの、留意しておく必要の	の設備が損傷を受けた。
ある事項)	【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
	局上タービンと低上タービンの中間軸受け基礎グラ
	ウト部の割れ、基礎ホルトの緩み(10本中3本)
	【王発電機関係】
	王光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PRA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 RA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(LOCA)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LOCA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PSA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 ECCS性能を上回る大規模な原子炉冷却材喪失(Excessive LOCA)が 発生するものと想定し、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伴事象 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。

	文献名	記載內容	確認結果
Η	ASME標準 ⁽ⁱ	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。	左記の例は, すべて評価
	(239 ページ)	(a) RPVやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump,	上考慮していることを
		pressurizer) の損傷	確認した※1。
		(b) 様々なサイズと場所でのLOCA	
		(c) トランジェント (L O P Aは特に重要)	
		PCSやヒートシンクが地震要因で使用できない場合(例えば, LOPA)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。	
0	I A E A Safety Guide	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。	左記の例は、すべて評価
	(SSG-3) ⁽ⁱⁱ	(a) 大型機器の損傷(例:reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer)	上考慮していることを
	$(108 \ \sim - \sim)$	(b) 様々なサイズと場所の LOCA。極小 LOCA も考慮すべき。	確認した ^{%1} 。
		(c) LOPA	
		(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(PCSが失敗するシナ	
		リオと失敗しないシナリオ)	
3	EPRI 地震 PRA 実	"initiator"は例えば以下を含める。	左記の例は、すべて評価
	施 ガイド ⁽ⁱⁱⁱ	(a) R P V やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump,	上考慮していることを
	$(5\sim7$ $\sim-\sim)$	pressurizer 等)の損傷	確認した※1。
		(b) 様々なサイズと場所のLOCA	
		(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 (LOPAは特に重要)	
		PCSやヒートシンクが地震要因で使用できない場合(例えば, LOPA)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,LER	
		Fを考えた場合,外電やIA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IA喪失で安全側に閉動作	
		となる。)	
		Excessive LOCAやリレーチャタリングも考慮しなければならない。	
*	(1:様々なサイズと場所の)	LOCA(極小LOCA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としてまとめて言	平価している。	
	······································		

表 10 海外文献調査結果 (1/2)

別紙 3.2.1.1-4-25

201

表10 海外公報調査結果(2/2) 1 ズイズ進邦院子力会 1 ズイズ進邦院子力会 1 ズイズ進邦院子力会 1 シ魚本の日にと下値と力シリーング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも7 1 シの範囲集が含まれないといけない。 1 シの範囲集が含まれないといけない。 1 シスクリーニング値を超える地震加速度で、1つの範囲事業を定義しないといけない。 (35 ページ)		確認結果	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。	
文献名 4 スイス連邦原子力安 全検査局(ENSI) PSAガイド ^い (25 ページ)	表 10 海外文献調査結果 (2/2)	記載內容	以下のように起因事象を定義しなければいけない。 ・最小のHCLPF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。		
4	•	文献名	スイス連邦原子力安 全検査局(ENSI)	P S Aガイド ^{(iv} (25 ページ)		
			4		·····	

別紙 3.2.1.1-4-26

202

<調查対象文献一覧>

- (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.

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)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

DGSWとHPCS-DGSW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1及び図2に示す。


図2 海水ポンプ室断面図(A-A矢視)

別紙 3.2.1.4-1-2

205