

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

# 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

確率論的リスク評価について  
(補足説明資料)  
(指摘事項に対する回答)

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

第 250 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（平成 27 年 7 月 16 日）

1. 指摘事項

- ・地震特有の事故シーケンスの検討について定量的な説明の可否について検討を行うこと。

2. 回答

①地震 PRA 特有の事故シーケンスの現状の扱い

地震 PRA では、以下の(1)～(5)に示す地震特有の事故シーケンスが抽出されている。これらについては、プラントへの影響に不確かさが大きく、具体的なシーケンスを特定することが困難なことから、炉心損傷直結事象として整理している。

- (1) Excessive LOCA
- (2) 計測・制御系喪失
- (3) 格納容器バイパス
- (4) 格納容器・圧力容器損傷
- (5) 原子炉建屋損傷

一方、これらの事故シーケンスグループについては、事象発生後のプラントへの影響をより詳細に分析することで、炉心損傷を回避できる場合も抽出されると考えられることから、評価を詳細化することで、(1)～(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は現在の値よりも低下すると推定される。

本評価では、(1)～(5)の各事故シーケンスグループの評価を詳細化した場合の炉心損傷頻度の変化及び全炉心損傷頻度への寄与割合の変化について、定量的に確認することを目的とする。

②詳細化の概要

各事故シーケンスグループに対して実施した評価の詳細化の内容は添付資料 1 に示す通りであるが、今回の詳細化では、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等による炉心損傷防止には期待していないことから、添付資料 1 のうち、考慮したモデル及び考慮しないモデルを以下に示す。

(1) Excessive LOCA

- ・添付資料 1 の 2.4 のモデルを考慮する。但し、表 5 に示す、格納容器ベントを用いた除熱については考慮しない。

(2) 計測・制御系喪失

- ・添付資料 1 の 2.5 及び 2.6 のモデルを考慮する。

(3) 格納容器バイパス

- ・添付資料 1 の 2.9 のモデルを考慮する。添付資料 1 の 2.9.1 及び 2.9.2 で

は、格納容器バイパス発生後、短時間の HPCF による原子炉注水には期待できるものの、その後の格納容器バイパスに伴う原子炉建屋内への冷却材の流出・伝播により、原子炉建屋最地下階の低圧注水系や残留熱除去系格納容器スプレイモードには期待できないものとし、MUWC による原子炉注水及び格納容器ベントを用いた除熱をモデル化しているが、これについては考慮しない。

(4) 格納容器・圧力容器損傷

- ・添付資料 1 の 2.3 のモデルを考慮する。

(5) 原子炉建屋損傷

- ・添付資料 1 の 2.1 のモデルを考慮する。但し、評価上の仮定に示す、消防車を用いたシナリオ①については考慮しない。
- ・添付資料 1 の 2.2 のモデルを考慮する。

(6) その他

- ・添付資料 1 の 2.7, 2.8, 2.10~2.17 のモデルは考慮しない。

③炉心損傷頻度の変化及び全炉心損傷頻度への寄与割合の変化

②のモデルを考慮した結果、地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度は表 1 の通りに変化した。また、これらの事故シーケンスグループの炉心損傷頻度の合計は、 $7.3 \times 10^{-7}$ /炉年であり、全炉心損傷頻度の  $2.4 \times 10^{-4}$ /炉年の 0.3%となった。

以上の通り、地震特有の事故シーケンスについては、事象発生後のプラントへの影響をより詳細に分析することで、実際には炉心損傷に至らない場合が確認され、その炉心損傷頻度は低下する傾向にあることを確認した。

表 1 炉心損傷直結シナリオの頻度比較

炉心損傷シーケンス	ベースケース	詳細評価
RBR	3.8E-6	6.5E-8
PCVR	8.9E-7	3.0E-8
BYPASS	1.2E-7	2.6E-7*
CI	6.9E-8	1.6E-7*
LOCA	8.2E-7	2.1E-7
合計	5.7E-6	7.3E-7

\* 詳細評価によりヘディングの条件付失敗確率は減少するものの、前段のヘディングの成功確率が増加したことにより炉心損傷頻度が増加

第 142 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（平成 26 年 9 月 30 日）

1. 指摘事項

津波の発生源に関して、海底地滑りとの重畳について説明すること。

2. 回答

基準津波の策定にあたって、地震による津波と海底地すべりによる津波の組み合わせの影響を数値シミュレーションにより検討している。検討結果を添付資料 2（2015 年 12 月 11 日審査会合資料 p.56, 86, 94 抜粋）に示す。その結果を踏まえ、海底地すべりによる津波は、確率論的津波ハザード評価へ与える影響が小さいと考えられることから、評価に含めていない。

第 142 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（平成 26 年 9 月 30 日）

1. 指摘事項

津波に伴う砂の堆積が海水の取水性へ与える影響について、定量的に説明すること。

2. 回答

基準津波の策定にあたって、海底砂移動の影響を数値シミュレーションにより検討している。検討結果を添付資料 3（2015 年 12 月 11 日審査会合資料 p.128～p.136 抜粋）に示す。6，7 号炉取水口前面の最高堆積厚さは約 0.6m であり、取水路の高さ（5m 程度）に対して十分小さく、取水への影響はない。

第 142 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（平成 26 年 9 月 30 日）

1. 指摘事項

起因事象の抽出について網羅性及びスクリーニングの考え方を説明すること。

2. 回答

起因事象抽出の網羅性について添付資料 4 に示す。地震 PRA 学会標準で挙げられている事象のほか、国内外の事例・文献調査により網羅性を確保した。

またスクリーニングの考え方については「重大事故等対策の有効性評価について」の付録 1 別添に示す。

以 上

## 地震 PRA 炉心損傷直結シナリオ等の現実的な評価について

## 1. はじめに

評価ポイント (E) の地震 PRA (第 249 回, 第 250 回審査会合資料) では, 炉心損傷直結シナリオ (RBR 等) の全 CDF に対する寄与が大きい。これらは保守的な仮定をおいているために CDF が大きく評価されている面があり, 評価ポイント (E) ではそれらが支配的となっている。評価ポイント (E) のリスクの分布をより現実的な評価に近づけるため, ベースケース評価において炉心損傷頻度に対して寄与が大きいシナリオについて, より現実的な損傷シナリオを考慮した評価を実施した。評価結果について表 1 及び図 2 に示す。なお, 同種設備の相関性については完全相関とした評価 (ベースケース通り) と, 完全独立とした評価の 2 通りを実施した。

今回の現実的な地震時の挙動を想定した地震 PRA 評価においては, 以下の議論を参考として, 柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の非管理放出の頻度について確認することとした。また, 以下の議論における頻度の関係の概念図を図 1 に示す。

- ・発電用原子炉の安全目標について原子力規制委員会で「事故時の Cs137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は, 100 万炉年に 1 回程度を超えないように抑制されるべきである (テロ等によるものを除く)」(平成 25 年度 第 2 回原子力規制委員会資料 (平成 25 年 4 月 10 日)) が議論されている。
- ・また, 当該安全目標の議論の基礎として, 旧原子力安全委員会安全目標専門部会における検討があり, その中では発電炉の性能目標の定量的な指標値として, 炉心損傷頻度  $10^{-4}$  / 年程度, 格納容器機能喪失頻度  $10^{-5}$  / 年程度が定義されている。

なお, 地震 PRA については, 内的事象 PRA と比較して, 評価の実績からくる技術の成熟度等に差があり, 今回の評価についても一部簡易的なモデルとしていることから, 今後も最新の知見を適宜 PRA のモデルに反映し, リスクをより適切に把握出来るように継続して努めていく。

表 1 評価ポイント E 評価結果 (K7)

炉心損傷シーケンス	ベースケース (第249回, 第250回 審査会合資料)	詳細評価ケース (今回実施)	
		完全相関	完全独立
RBR	3.8E-06	6.5E-08	6.5E-08
TW	1.2E-06	7.8E-08	5.3E-08
TB	1.1E-06	2.6E-06	2.3E-06
PCVR	8.9E-07	3.0E-08	3.0E-08
LOCA	8.2E-07	2.3E-07	3.3E-07
TBU	3.7E-07	1.4E-06	1.4E-06
TC	3.6E-07	3.6E-13	3.6E-13
BYPASS	1.2E-07	8.3E-08	3.9E-08
CI	6.9E-08	1.9E-07	1.8E-07
TBD	6.0E-08	2.7E-07	2.6E-07
TQUX	2.3E-08	2.6E-08	2.5E-08
TBP	2.0E-08	4.7E-08	4.7E-08
TQUV	9.5E-09	8.7E-09	1.0E-08
LOCA2	0.0E+00	2.4E-08	6.9E-08
BYPASS2	0.0E+00	1.0E-09	9.4E-10
合計	8.9E-06	5.0E-06	4.8E-06
非管理放出 合計*	6.5E-06	4.4E-07	3.6E-07

\*炉心損傷に留まらず格納容器破損まで至る炉心損傷シーケンスを非管理放出として分類(格納容器ベント成功シーケンスは含まない)。具体的には, RBR, TW, PCVR, TC, BYPASS, CIを分類。

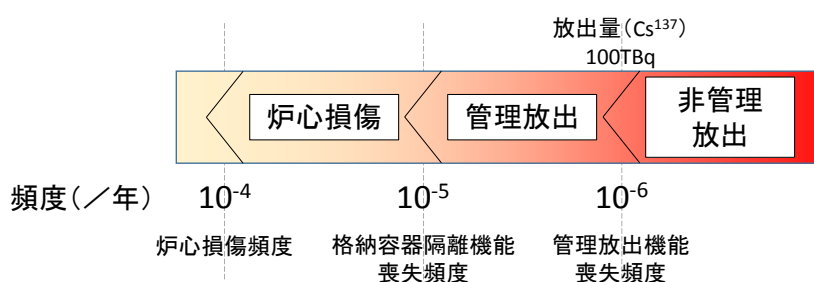


図 1 目標値イメージ図 (参考)

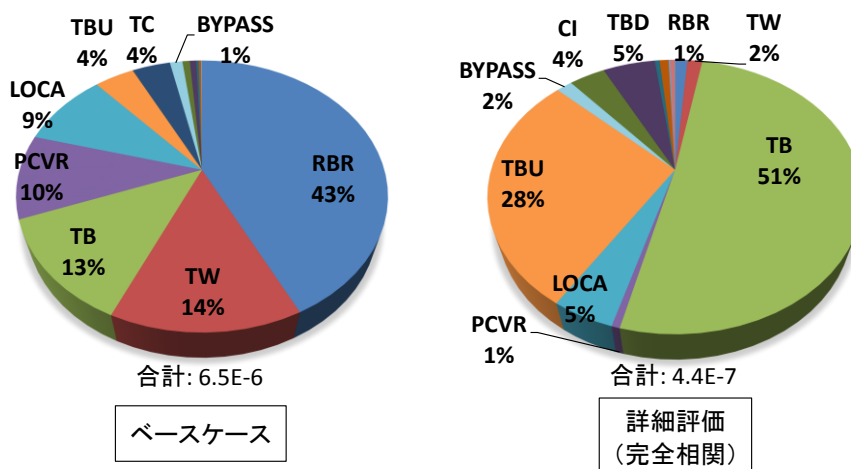


図 2 評価ポイント E 評価結果 (K7)

## 2. 評価内容

### 2.1. 原子炉建屋基礎地盤 (RBR)

ベースケース評価では地震 PSA 学会標準に従って、原子炉建屋基礎地盤の安定性についてすべり安全率を指標としたフラジリティ評価を行っている。しかし、原子炉建屋が設置されている平坦な敷地に対して、すべり破壊が起きるということは現実的には考えにくい。そのため、平坦な基礎地盤の安定性評価で一般的に採用されている地盤変形量を指標とした評価を基にフラジリティを設定し、事故シーケンス評価を実施した。

#### 評価上の仮定

基礎地盤変形が起きた場合に起こり得るシナリオは、①建屋間に生じる相対変位による建屋間貫通配管の損傷、及び②建屋傾斜による建屋内機器の機能喪失である。

①については、建屋間配管がすべて破断した場合においても RCIC により注水が可能であることから、以下のシナリオをモデル化する。

建屋間配管破断<sup>1</sup> ⇒ RCIC による原子炉注水 (S/P 水源) ⇒ 8 時間以内の原子炉減圧 ⇒ 消防車による原子炉注水継続 ⇒ 格納容器ベントによる格納容器除熱

建屋間配管のフラジリティについては、設計基準地震動時の建屋間 (R/B-T/B) の相対変位が約 1.2cm であるのに対し、RCW 配管の建屋貫通部には約 10cm の十分なクリアランスがあることから、設計基準地震動を HCLPF とし、不確実さについては  $\beta_c$  として保守的に 0.1 を適用する (後述)。

②については、地震動 2138gal に対して建屋内機器が健全である (傾斜により機能喪失しない) ことが確認されている。更に 2138gal で発生しうる建屋傾斜 (K7R/B 残留傾斜 1/2800) の 10 倍程度の傾斜が発生した場合も、機器支持構造物、制御棒挿入性への影響、動的機能維持への影響といった観点で安全系設備に対する影響は考えにくい。ただし、傾斜による、水位計の誤差等に起因する ECCS の動作タイミングへの影響や、地絡方向継電器への悪影響等の発生の可能性が否定できないことから、地盤傾斜による悪影響のフラジリティとして、2138gal を HCLPF とし、不確実さについては  $\beta_c$  として保守的に 0.1 を適用 (後述) し、また地盤傾斜による悪影響の発生の際にはバックアップ操作に期待し、その失敗確率  $2.5E-1$  (THERP の極限的なストレス状況での操作に適用される値) をモデル化する。

上記の、新たにモデル化するフラジリティに関する不確実さについては、設定の手法が確立していないことから、ベースケース評価に用いている機器等の既存のフラジリティ結果 ( $\beta_c$  最小: 0.16) を参考に、 $\beta_c$  として保守的に 0.1 を与える。

---

<sup>1</sup> 外部電源の有無は、評価結果に有意な影響を及ぼさないことから、保守的に外部電源喪失が発生しているものとしてモデル化。

## 2.2. 原子炉建屋 (RBR)

原子炉建屋については、外壁部及び RCCV 部の中央で分割した 9つの領域においてフラジリティ評価を実施し、格納容器 (シェル壁) 周りは、スクリーニング可能な値であったことから、一部の区画が機能喪失しても位置的分散が図られた何らかの注水手段により緩和できるものとして炉心損傷直結事象としては除外する。ただし一部の区画が機能喪失した場合の代表シナリオについてはモデル化し、建屋の最弱部位 ( $A_m: 3037gal$ ,  $\beta_r: 0.25$ ,  $\beta_u: 0.15$ ) が損傷後に保守的に RCIC のみにしか期待できないシナリオを評価する。具体的なシナリオは 2.1 の建屋間配管が破断した際のシナリオと同様となる。

## 2.3. 格納容器内構造物 (PCVR)

格納容器内構造物のうち、RPV ペDESTAL、ダイヤフラムフロア、原子炉遮へい壁および原子炉圧力容器スタビライザ等原子炉圧力容器支持構造物については各設備の損傷をもって炉心損傷直結としているが、実際には支持構造物全体としてその機能を喪失して初めて原子炉圧力容器の支持性能の喪失に至ると考えられる (図 3)。

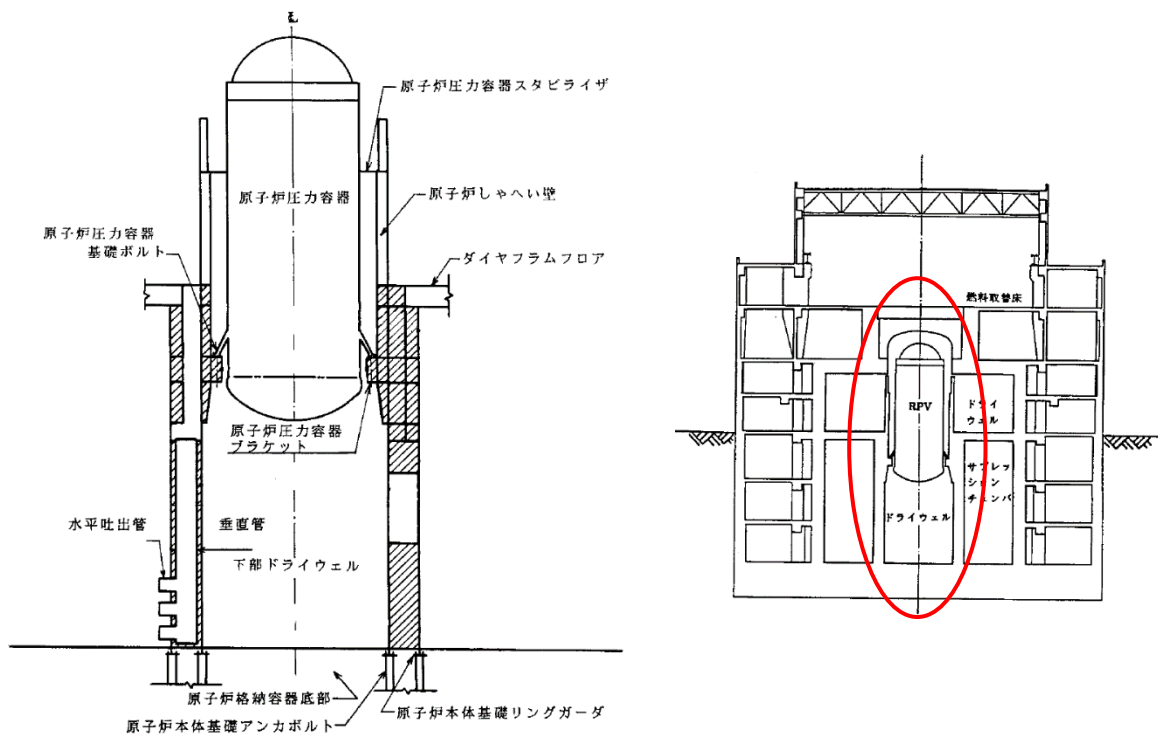


図 3 原子炉圧力容器支持構造物概要図

支持構造物全体としての機能喪失を確認するには RPV, RPV ペDESTAL, 原子炉遮へい壁および原子炉圧力容器スタビライザ等を連成させた詳細なモデル化を実施し、壊れていくことを模擬しながら地震応答解析を実施する必要があるが、実施は極めて困難である。



また、フラジリティは地震により損傷する実力を評価すべきだが、決定論的評価には保守性が存在し、設備毎にフラジリティ評価に反映している保守性の吐き出し度合いが異なっている（表 2）。弾性範囲を超えた変形は設計引張強さの採用や塑性エネルギー吸収効果の考慮等限界値による評価であり、地震の交番性は決定論的評価で地震荷重を交番荷重ではなく単調荷重として扱っている保守性であり、実力値はミルシート値やコンクリート実強度等の採用であり、全体連成は上述の支持構造物全体を連成させた地震応答解析である。

表 2 CDF に対して寄与が大きい設備のフラジリティ評価状況

○：フラジリティ評価に反映  
◎：今回試験検討を実施

対象設備	設計評価	弾性範囲を超えた変形	評価の高度化	地震の交番性	実力値	全体連成	HCLPF (※1)
RPV スタビライザ	○	○	—	—	—	—	1.71G
RPV ペデスタル (アンカ部)	○	○	○ (※2)	— (※3)	—	—	1.22G [2.07G]
RPV ペデスタル (円筒部・リブ)	○	○	— (※4)	◎	—	—	1.22G [2.06G]
ダイヤフラムフロア	○	—	—	—	—	—	1.63G
原子炉遮へい壁	○	○	—	—	—	—	1.75G

※1：K6/K7の評価結果の内、小さい方を記載する。[]内の結果は今回の試験検討結果を反映したHCLPFを記載する。

※2：既往の試験または詳細解析の知見を反映している。

※3：※2は既往の知見を参照しているため新たな検討を加えることができない。円筒部・リブに対する今回の試験検討結果と同等な保守性があると考える。

※4：鋼製部（円筒部・リブ）だけでなく充填コンクリート強度を考慮した評価等が考えられる。

保守性の影響を確認するべく、表 2 の中で HCLPF が最も小さい RPV ペDESTAL (円筒部・リブ) について交番荷重の試験を行った。保守性の吐き出し度合いからすると HCLPF が同じである RPV ペDESTAL (アンカ部) について試験すべきだが、評価の高度化に際して参照したものは既往の知見であり新たな試験を加えることができないことから、RPV ペDESTAL (円筒部・リブ) について試験を行った。

### ○RPV ペDESTAL (円筒部・リブ) についての試験

RPV および RPV ペDESTAL を簡易的にモデル化し、単調荷重により設計引張強さに到達した時の加速度と交番荷重により設計引張強さに到達した時の加速度を比較したところ、交番荷重の加速度は単調荷重の加速度の約 1.7 倍となった。

### 解析モデル

モデル化範囲は、RPV ペDESTAL、RPV、原子炉遮へい壁及び RPV スタビライザとした (図 4)。RPV ペDESTAL はシェル要素で、RPV 及び原子炉遮へい壁は梁要素で、RPV と遮へい壁を拘束する RPV スタビライザはばね要素でモデル化した。ただし、RPV ペDESTAL の充填コンクリートは質量を考慮し、剛性は考慮していない。また、ダイヤフラムフロアや燃料交換ベローズによる建屋との結合も考慮していない。

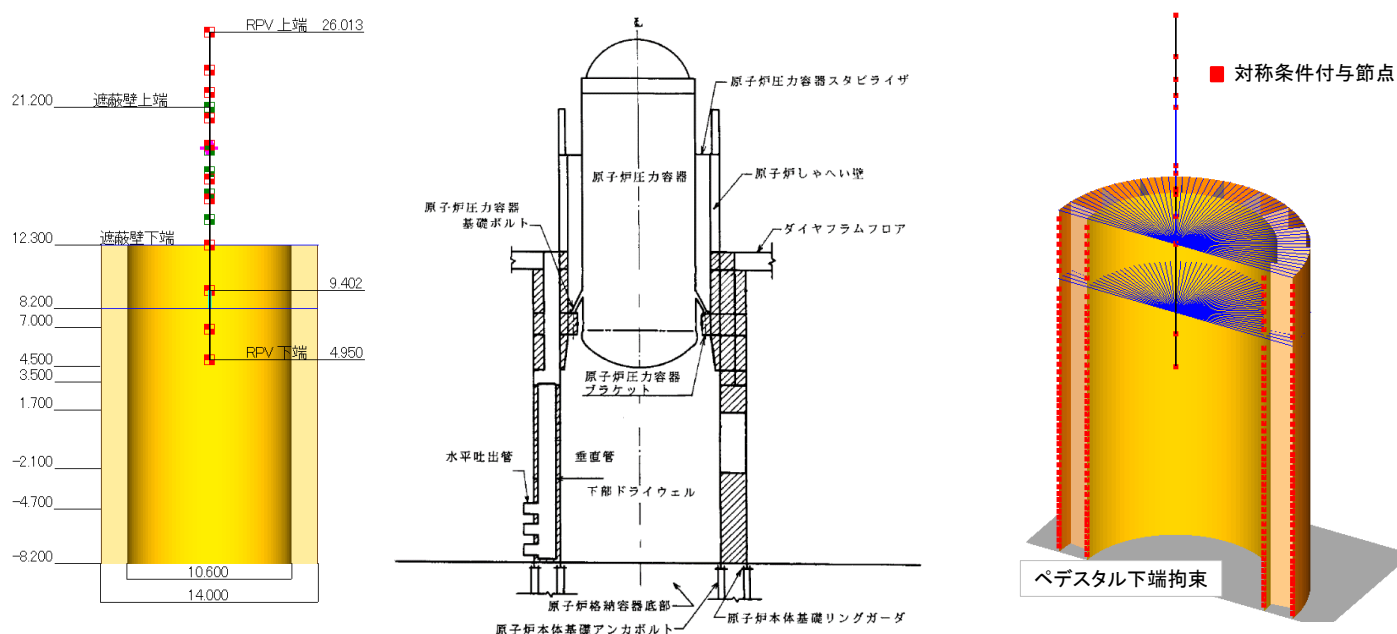


図 4 解析モデル

### 応力-ひずみ特性

RPV ペDESTAL 鋼材部 (SPV490) の応力-ひずみ関係は設計降伏点以降の接線係数を設計引張強さで JIS 最小伸びとなる傾きとした (表 3, 図 5)。

表 3 ペDESTAL鋼材部の物性値

部材	材質	温度 [°C]	ヤング率 E [N/mm <sup>2</sup> ]	設計降伏点 Sy [MPa]	設計引張強さ Su [MPa]	許容応力 [MPa]	JIS 最小 伸び[%]
ペDESTAL 鋼材部	SPV490	100	191000	460	562	393	19

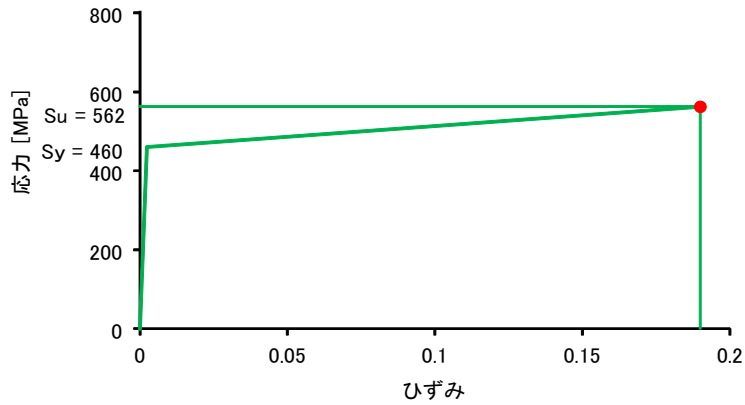


図 5 SPV490 の応力-ひずみ関係

単調荷重による解析結果

弾塑性静的解析により水平力を漸増载荷してひずみが JIS 最小伸び (19%ひずみ) に達した時の加速度は 4.69G となった。(図 6)

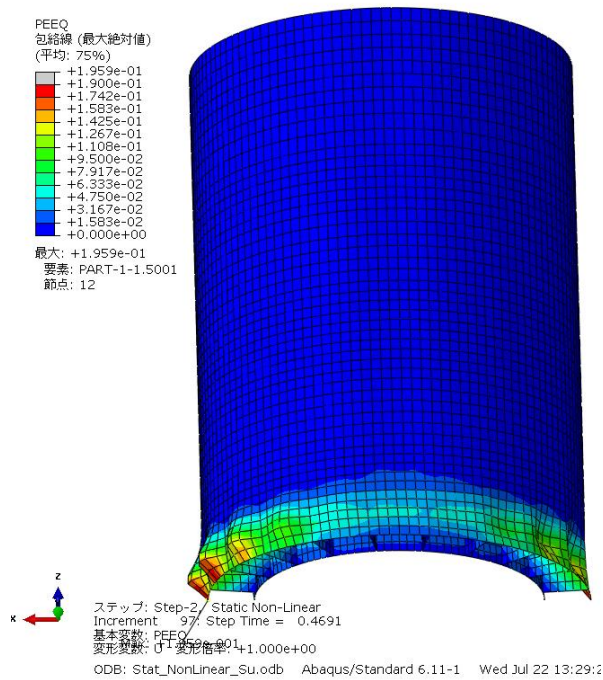


図 6 19%ひずみ到達時 ひずみ分布

### 交番荷重による解析結果

基準地震動 Ss の加速度振幅を係数倍した入力に対する弾塑性動的解析を実施した。振幅倍率を大きくしていくと最大ひずみが 11.0 倍で 18.2%，11.5 倍で 19.1% となった（表 4，図 7，8）。Ss の 11.0 倍の加速度は 8.29G であり，単調荷重による解析結果の約 1.7 倍となった。

表 4 各振幅倍率に対する最大ひずみ

振幅倍率	最大ひずみ[%]
5.0 倍	5.1
8.0 倍	14.0
10.0 倍	16.8
11.0 倍	18.2
11.5 倍	19.1

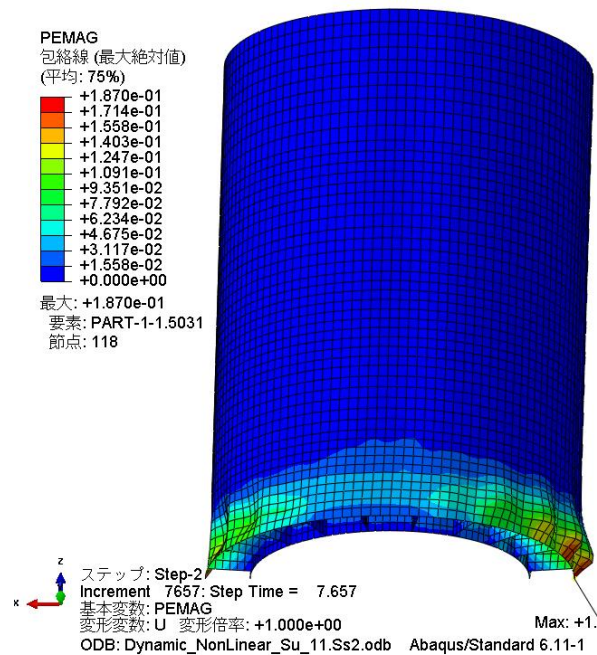


図 7 振幅倍率 11.0 倍 最大ひずみ時 ひずみ分布

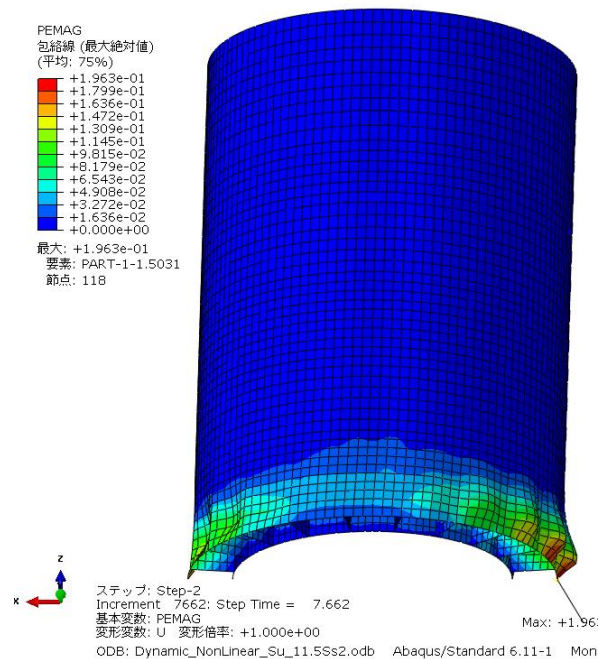


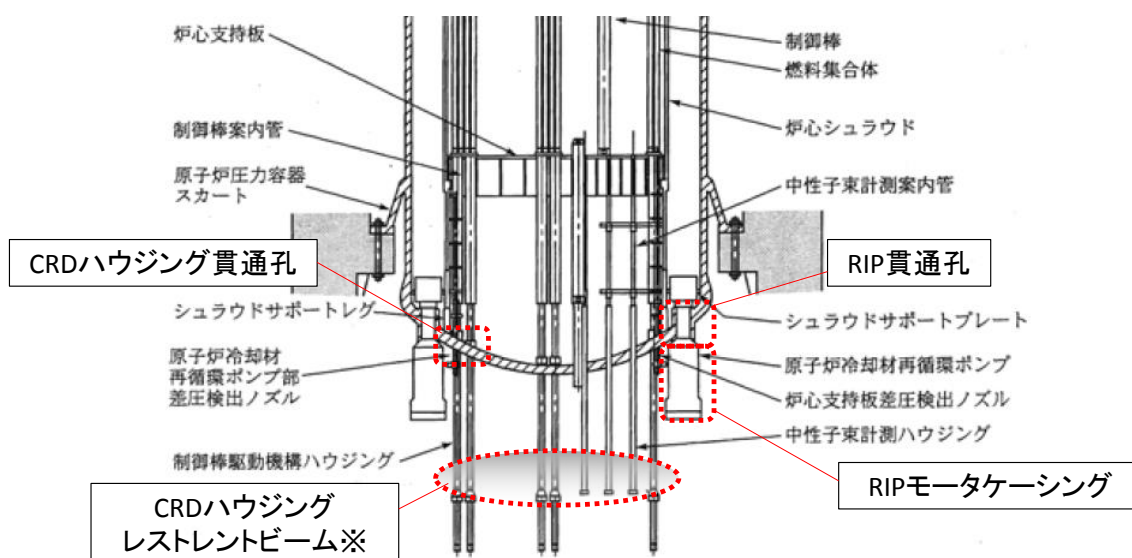
図 8 振幅倍率 11.5 倍 最大ひずみ時 ひずみ分布

今回の試験結果を反映すると RPV ペダスタルの HCLPF は 2G を超える結果となり、実力値の考慮や支持構造物全体を連成させた詳細解析が可能となればさらなる向上が見込めると考えられる。また、元々 RPV ペダスタルよりも大きな HCLPF である RPV スタビライザ、ダイヤフラムフロアおよび原子炉遮へい壁についても保守性の検討を行うことにより同等以上の向上が見込めると考えられる。

以上より、格納容器内構造物については最弱部位が損傷したとしても炉心損傷直結シナリオとはならず、損傷した場合にも炉心損傷防止の対策が有効と考えられる。格納容器内構造物損傷後のシナリオ展開の解析には課題が多いものの、上記の通り、HCLPF が 2G を超えることから、炉心損傷頻度への影響は小さいものと考えられる。(表 1 より、他に炉心損傷直結シナリオとしてモデル化している HCLPF が同程度の機器 (例: 直流 125V 主母線盤 (HCLPF: 2.12G) の CDF 寄与が 1%未満)

また、以下の格納容器内構造物については、ベースモデルにおいては保守的に圧力容器・格納容器の損傷要因としてモデル化していたものの、現実的には損傷した場合も炉心損傷直結には至らないものと考えられることから、炉心損傷直結シナリオから除外した。

- ・ CRDハウジングレストレントビーム
- ・ CRDハウジング貫通孔
- ・ RIP貫通孔
- ・ RIPモータケーシング



※ CRDハウジングー原子炉本体基礎間を支持する構造物

図9 格納容器内構造物 概要図

CRDハウジングレストレントビーム、CRDハウジング貫通部については損傷した場合には制御棒の挿入性に波及的影響を及ぼす可能性があるものの、地震により損傷に至る前に制御棒挿入は完了している可能性が高いことからスクリーニングアウトとした(2.7節参照)。

RIP貫通孔、RIPモータケーシングについては、損傷した場合、冷却材喪失となる可能性があるものの、破断面積及び損傷確率共にRHR破断LOCAシナリオ(2.4節参照)に代表性があることから、個別のシナリオ展開については省略する(表1より、詳細にモデル化した場合のCDFへの影響は小さいと考えられる)。

## 2.4. Excessive-LOCA

ベースモデルでは格納容器内配管すべてが完全相関であると仮定しており、最弱の RHR 配管が損傷した場合には全注水手段を同時に喪失するものとして炉心損傷直結を想定している。ただし、現実的にはすべての配管が同時に機能喪失することは考えにくく、一部の配管が健全なシナリオを考慮する必要がある。

### 評価上の仮定

ベースケースでは格納容器内の全配管を完全相関と仮定していたが、緩和系と同様の相関の取り方（系統間の相関性を完全独立）とする。また、HPCF が健全であれば、他の配管が全て破断したとしても炉心損傷には至らないことから、表 5 のとおりの事故シーケンスをモデル化する。

表 5 相関性の考え方と事故シーケンス

	相関性		事故シーケンス
	系統間	系統内	
ベース ケース	完全相関	完全相関	最弱配管の損傷で、Excessive-LOCA
	格納容器内の全配管が完全相関		
詳細 評価	完全独立	完全相関	<b>【RHR 配管損傷シーケンス】</b> 注水：HPCF-B,C 除熱：格納容器ベント ⇒モデル化対象とする。（成功基準・時間余裕は大 LOCA と同様とする）
	(例)RHR-A,B,C は完全相関だが、RHR と HPCF は完全独立 (緩和系と同様の設定)		<b>【HPCF 配管損傷シーケンス】</b> 注水：LPFL-A,B,C 除熱：RHR-A,B,C, 格納容器ベント ⇒HPCF 配管については RHR 配管よりも HCLPF が大きく、また損傷した場合も期待できる緩和系が比較的多いことから、RHR 配管損傷シーケンスにより代表する。*1
			<b>【RHR, HPCF 配管損傷シーケンス】</b> 炉心損傷直結 (E-LOCA) ⇒モデル化対象とする。
			<b>【その他の配管損傷シーケンス】</b> 過渡事象で期待できる緩和設備のうち RCIC のみ機能喪失 ⇒期待できる緩和系が多いため、CDF への影響小としてスクリーニングアウト。*1

\*1 表 1 より、詳細にモデル化した場合の CDF への影響は小さいと考えられる。



## 2.5. コントロール建屋詳細評価 (CI)

計測・制御系の損傷要因としてモデル化しているコントロール建屋について、ベースケース評価では炉心損傷頻度に対して寄与が低い（寄与割合 0.8%）状況であったが、2.1 等においてイベントツリー前段のヘディング（RBR 等）の詳細評価を実施した結果、炉心損傷に対する CI の寄与がベースケース評価と比較して相対的に高くなることから、コントロール建屋のフラジリティの向上を目的として、解析で使用するせん断に対する復元力特性をより実情に近いものに見直した上でフラジリティ評価を実施した。

コントロール建屋のフラジリティ評価では、地震 PSA 学会標準に準拠し、「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）」を採用している。ベースケースの評価においては、応答解析で用いるせん断に対する復元力特性について、PSA 学会標準に基づくボックス壁の終局ひずみの中央値で終局応力となるような形状を設定していたが、今回の評価においては JEAG4601-1991 に基づき  $4.00 \times 10^{-3}$  で最大せん断応力に達する形状を設定した上でフラジリティを評価した（図 10 参照）。JEAG4601-1991 では、 $4.00 \times 10^{-3}$  以降のスケルトンの形状は定義されていないため、図 10 には  $4.00 \times 10^{-3}$  を超える範囲の復元力特性については記載していないが、フラジリティ評価に用いる建屋の最大応答せん断ひずみは下図のせん断復元力特性の範囲内に収まっている。なお、せん断に対する復元力特性以外については、ベースケースと同一の条件を用いている。

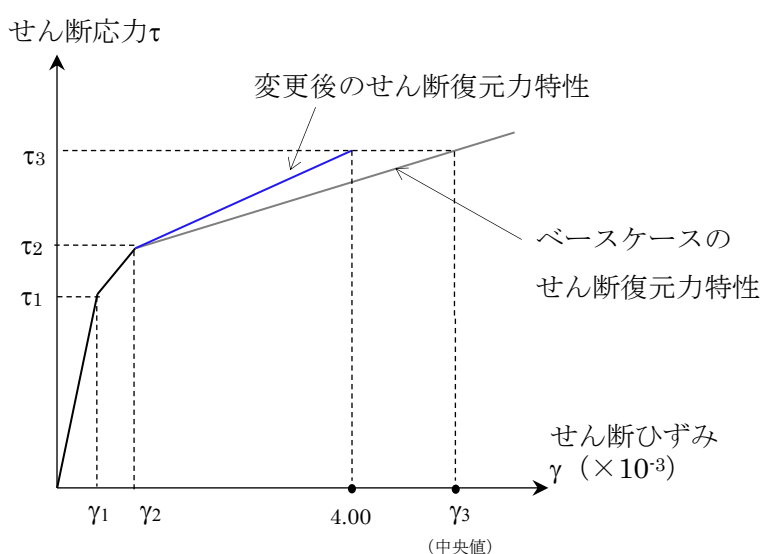


図 10 せん断復元力特性変更イメージ図

## 2.6. 盤関連故障に対する手動バックアップ (CI)

計測・制御系のフラジリティ評価はチャタリングを想定している。短期的なチャタリングについては、運転員の操作対応は不要であり原子炉の安全性に影響を与えないと考えられるが、保守的に継続的に誤信号が出る場合についてモデル化する。継続的な誤信号については、関連パラメータの確認（警報発生時操作手順書）等により認知可能であり、対応操作を実施することが想定されることから、地震収束後の復旧操作に期待したモデルとし

た。なお、手動バックアップの失敗確率については、THERPの極限的なストレス状況での操作に適用される $2.5E-1$ （中央値）を適用する。

## 2.7. 制御棒挿入 (TC)

ベースケース評価ではヘディング「スクラム系」において、以下の設備の地震要因損傷により、制御棒の挿入に失敗するものとして評価している。

- ・ 炉内支持構造物
- ・ CRD
- ・ 燃料集合体（過度の相対変位による制御棒挿入失敗を想定）

ただし、上記で挙げた設備（炉内支持構造物、CRD、燃料集合体）については地震要因による損傷は否定できないものの、地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。そのため、その間に地震加速度大（水平120gal、鉛直100gal）によるスクラム信号発信及び制御棒挿入（100%挿入で1.33秒、60%挿入で0.85秒（ともに平成21年定検時スクラム検査））は余裕をもって完了している可能性が高い。例えば設計基準地震動ではP波によりスクラム信号が発信し、3~4秒程度で最大加速度に達する。また、新潟県中越沖地震では、震源が発電所から近い場所にあり厳しい地震であったが、その場合も最大相対変位が生じる随分前に、制御棒の挿入は完了していた（7号機）。

また、制御棒が部分的に挿入失敗するようなケースでは、必ずしも臨界とはならないが、地震によるCRDの損傷は同種系統間で完全相関を想定しているため、1本の制御棒でも挿入失敗した場合は保守的にスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。

以上より、現実的には本事故シーケンスにより炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、スクリーニングアウトとした。

## 2.8. 格納容器ベント損傷要因

格納容器ベントの失敗要因としてモデル化していた以下の機器については、仮に損傷した場合にも炉心損傷を回避している状況であれば、格納容器除熱機能は満足されるものと考えられる。破断箇所からの流出蒸気についてはブローアウトパネルから建屋外に排出されることも考えられるものの、建屋内設備へ悪影響が及ぶことは否定できない。ただし、流出蒸気が安全施設へ悪影響をもたらすまでには6時間以上の余裕があるため、流出蒸気の影響が及ばない注水手段への切り替えといった対応が可能であることから、これらの機器の損傷についてはスクリーニングアウトとした。

- ・ 不活性ガス系配管
- ・ SGTS 配管
- ・ SGTS ライン隔離弁

また、不活性ガス系弁については、機能損傷した場合も現場操作可能であることからスクリーニングアウトとした。

## 2.9. 格納容器バイパス

### 2.9.1. 原子炉冷却材浄化系 (CUW)

ベースケース評価では、隔離弁の下流側の耐震 B クラス設備が地震により破断（保守的に必ず破断と想定）した後、通常時開状態である隔離弁 2 個（内側、外側）が同時損傷した場合にバイパス破断が発生し、炉心損傷直結事象としてモデル化していた。当該隔離弁の損傷要因としては、弁自体の損傷、及びサポート系である電源喪失による隔離機能喪失に分けられる。

隔離弁自体が損傷した場合は、以下のシナリオにより炉心損傷を回避し、流出蒸気が収まった後、破断箇所の隔離等の対応により事象収束が可能であることから、バックアップ操作に期待し、人的過誤確率（ $p=2.7E-1$ （ベースケース評価において大規模な現場操作に適用））で代表してモデル化する。

- ・ TAF で水位維持 (HPCF 注水)

- ・ 急速減圧

- ・ MUWC による原子炉注水

→注水時にラインナップが必要な弁が地上階にあるため、破断箇所からの流出蒸気により ECCS が機能喪失した後にも中央制御室から操作可能である可能性が高い。また、MUWC による原子炉注水のバックアップとして消防車による原子炉注水にも期待できる可能性がある。

- ・ 格納容器ベント

→破断箇所から蒸気が出ていることから時間余裕がかなり長く、二次格納容器外からの操作が可能。

また、電源系が損傷した場合については、弁の駆動電源のケーブルを健全な MCC に接続する等の対応が可能であることから、バックアップ操作に期待し、人的過誤（失敗確率は THERP の極限的なストレス状況での操作に適用される  $2.5E-1$  を採用）をモデル化する（2.6 参照）。

### 2.9.2. 給水系配管及び主蒸気系配管

気相ラインである給水系配管及び主蒸気系配管からの格納容器バイパスが発生した場合も、HPCF 等により炉心に注水が成功していれば炉心損傷には至らないことから、炉心損傷直結シナリオとしては整理せず、バイパス発生後の事象緩和シナリオに期待する。

### 2.9.3. 残留熱除去系

ベースケース評価では、格納容器外において RHR 停止時冷却モード吸込み配管が破断後、通常時閉状態である隔離弁 2 個（内側、外側）が同時損傷した場合にインターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) が発生するものとしてモデル化していた。

現実的には、以下の観点から隔離弁の損傷が考えにくいこと及び ISLOCA 発生後の事象緩和が可能であることからスクリーニングアウトとする。

- ・ 隔離弁については機能損傷の観点からフラジリティ評価を実施しているものの、通常時閉状態の弁であることから、機能損傷では ISLOCA に至らないものと考えられる。
- ・ 万が一 ISLOCA が発生した場合も吸込口は TAF 以上であることから炉水位を低く維持するなどの対応により、炉心損傷を回避可能であることから炉心損傷直結事象とはならない。

## 2.10. 格納容器ベント時のバックアップ

格納容器ベントでは、隔離弁を現場操作さえできれば安全機能は損なわれないことから、ベースケース評価において格納容器ベントの失敗要因としてモデル化している設備の損傷等が発生した場合も、最終的に隔離弁の 2 次格納容器外からの操作に期待できるモデルとする。人的過誤確率としては、他の人的過誤との従属性を考慮して、保守的に  $1.0E-1$  を適用する。

## 2.11. 現場操作の認知失敗

事象発生後数時間以降における現場操作（電源車による P/C 給電操作、消防車による CSP 補給操作等）については、ベースケース評価では当該操作の認知失敗確率を  $1.1E-1$  としていた。

当該操作については、時間余裕が長いこと、また起因事象として地震が発生している状況で可搬型 SA 設備等の使用を思いつかない可能性は低いことから、現実的にはその操作の必要性の認知に失敗する可能性は十分低いものと考えられるためスクリーニングアウトとする（ベースケース評価においても、SBO シーケンスでは当該認知失敗についてはスクリーニングアウトとしている）。

## 2.12. 燃料補給操作

ベースケース評価では、消防車及び電源車の燃料補給操作に失敗した時点で燃料枯渇により消防車、電源車が機能喪失し、（他に注水手段等がなければ）炉心損傷に至るものとしてモデル化していた。

現実的には、燃料補給操作に失敗した場合は認知可能であること、また補給操作失敗から炉心損傷に至るまでは猶予が数時間程度あり、当該作業員以外のバックアップにも期待できることから、バックアップ操作を失敗する可能性は極めて低くリスクへの寄与は無視できるものとしてスクリーニングアウトとする（仮にベースケース評価で用いている時間余裕数時間のバックアップ操作（中央制御室）の失敗確率が  $6.1E-3$  であることを踏まえて、 $0.01$  等の値を失敗確率として適用した場合もスクリーニングアウトと同等の影響となる）。

## 2.13. 消防車起動操作失敗による CSP 補給失敗

長期水源として CSP に期待する場合には、消防車により CSP への補給を実施する必要がある。ベースケース評価では初期（事象発生後数時間程度を想定）の CSP 補給に失敗

した場合、格納容器ベントの際の外部水源注水時にも補給できないものとして保守的にモデル化していた。ただし、初期の補給に失敗した場合も、長期的にはバックアップにより CSP 水源への補給は成功する可能性が高いと思われることから、バックアップに期待したモデルとする。

#### 2.14. CSP 周り配管

ベースケース評価では、RHR 配管破断 LOCA（大 LOCA を想定）が発生した場合、スクラム成功後の注水手段として HPCF（S/P 水源）、格納容器除熱手段として格納容器ベントに期待している。格納容器ベント時には外部水源からの注水が必要となることから、HPCF の水源を CSP へ切り戻す必要があるものとし、他の注水手段に期待しないモデルとしていたため、CSP 周り配管が損傷した場合炉心損傷に至るものとして保守的に扱っていた。

現実的には、CSP 周り配管が破断している場合も、初期に S/P 水源からの注水に成功していれば、代替注水でも必要な注水量を満足できることから、消防車による HPCF 注水ラインを使った注水により炉心損傷回避できるものとしてモデル化する。

#### 2.15. 防火水槽、貯水池（CSP 補給用）

防火水槽が損傷した場合、貯水池から直接 CSP 補給可能（消防車 1 台で水頭が足りない場合は、複数台連結等の手段がとれる）であり、直接消防車により取水する場合については、ホースを直接池に垂らして取水することも可能である。また、万が一取水不能となる規模で貯水池が地盤ごと崩壊した場合には、海水による CSP 補給にも期待できることから、防火水槽と貯水池については CSP 補給の失敗要因からスクリーニングアウトとする。

#### 2.16. 消防車のランダム故障

消防車については台数が多いこと、保管場所やメンテナンスのタイミング等が異なることから、消防車全体として機能喪失する可能性は極めて小さいことから、（共通原因故障を含めて）スクリーニングアウトとする。

#### 2.17. 確定論的なフラジリティを設定している機器

ベースケース評価では、一部の SA 機器に確定論的なフラジリティ（Ss や 1.5Ss を超えた場合、損傷確率 1）を設定していた。これらの機器については、不確実さを考慮し、Ss や 1.5Ss を HCLPF とし、不確実さについては、設定の手法が確立していないことから、ベースケース評価に用いている機器等の既存のフラジリティ結果（ $\beta_c$  最小：0.16）を参考に、 $\beta_c$  として保守的に 0.1 を与える。

### 3. イベントツリー

上記 2. の評価上の仮定を反映したイベントツリーを図 11 に示す。

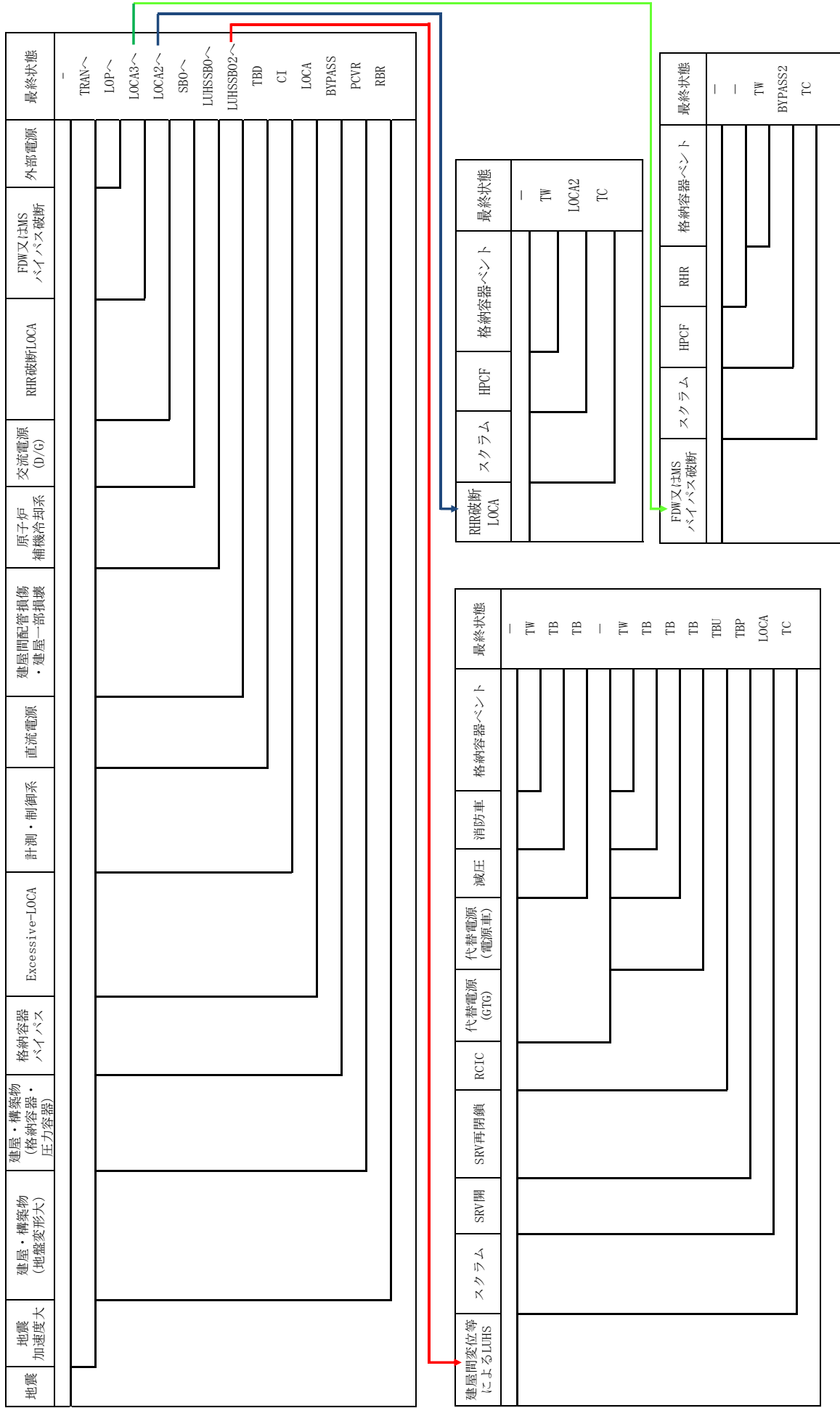
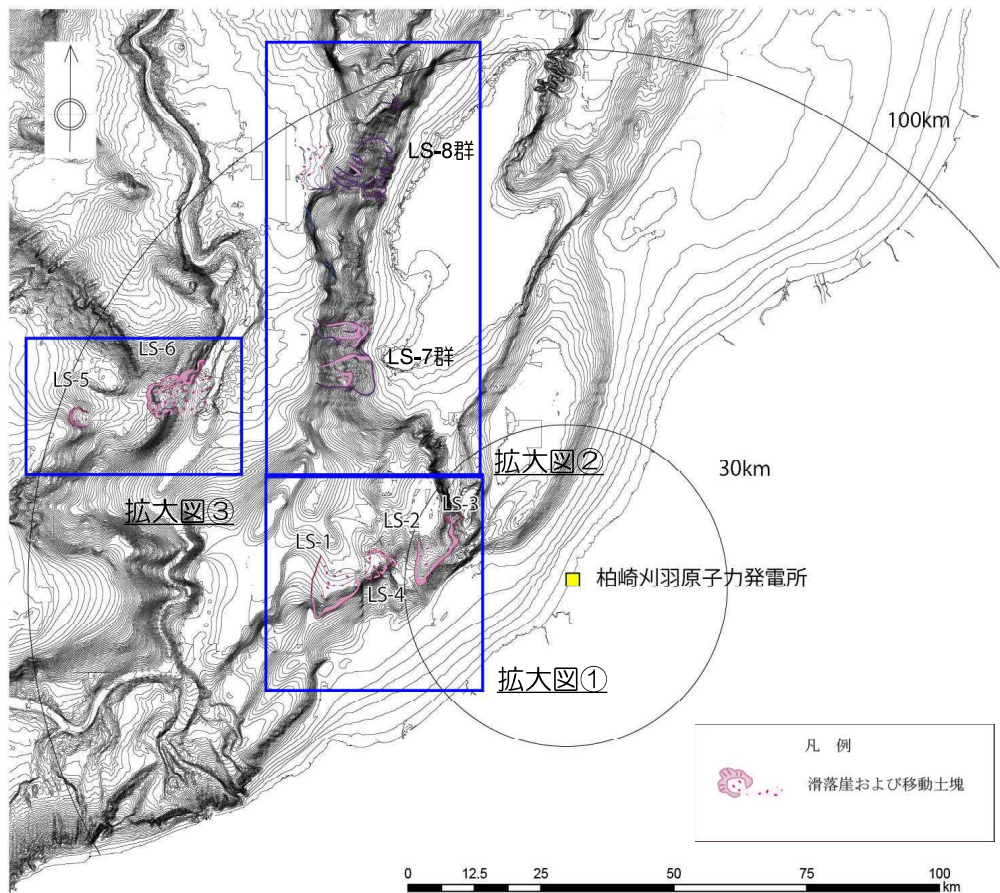


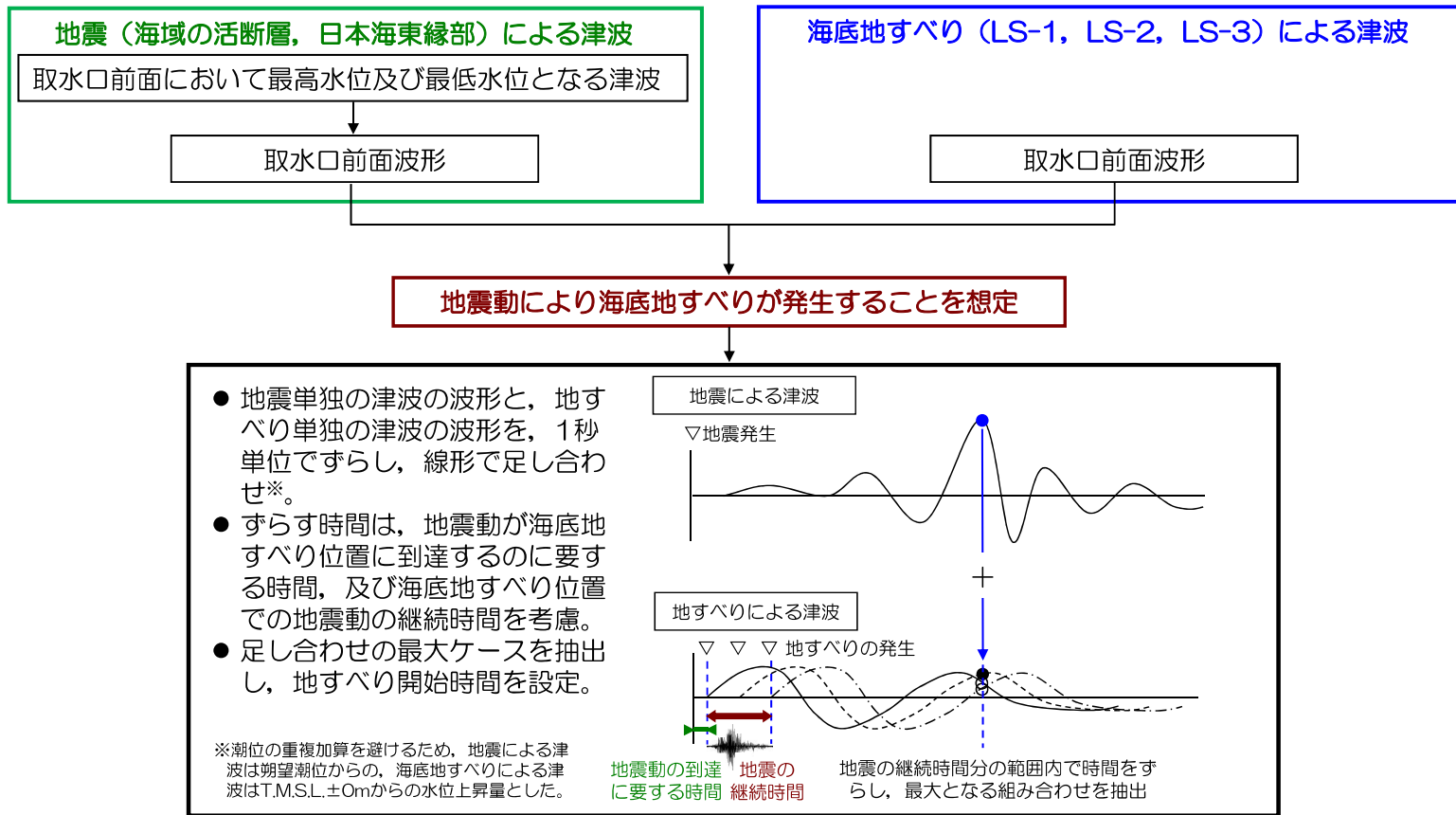
図 11 イベントツリー概要

- 判読の結果，敷地の西方沖に4つの海底地すべり地形を抽出した。（LS-1, LS-2, LS-3, LS-4）
- 敷地から遠方の西北西沖に2つの海底地すべり地形を抽出した。（LS-5, LS-6）
- 敷地から佐渡島を挟んで反対側の海底に，複数の海底地すべり地形を抽出した。（LS-7群, LS-8群）
- 抽出した地形の拡大図を次ページに示す。



海底地すべり判読結果

5. 地震による津波と海底地すべりによる津波の組合せ



地震と海底地すべりの組合せ検討（同一の波動場における数値計算）



- 「地震による津波」「地すべりによる津波」「地震による津波と海底地すべりによる津波の組合せ」の中から、取水口前面において最高水位及び最低水位となるケースを選定した。
- 上昇側最大は、「地震と地すべりの組合せによる津波」のうち、日本海東縁部（2領域モデル）とLS-2の組合せケース。
- 下降側最大は、「地震による津波」のうち、日本海東縁部（2領域モデル）のケース。
- 荒浜側防潮堤の最高水位となるケースおよび荒浜側、大湊側遡上域最大ケースは共に「地震と地すべりの組合せによる津波」のうち、海域の活断層（5断層連動モデル）とLS-2の組合せケース。



基準津波の想定波源図

地震による津波

水位	地震	水位 T.M.S.L. (m)									
		取水口前面							荒浜側		遡上域
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉	防潮堤	荒浜側	大湊側
上昇側	海域の活断層 (5断層連動モデル)	+5.2	+5.5	+5.7	+5.6	+4.5	+4.5	+4.7	+6.9	+7.1	+7.3
	日本海東縁部 (2領域モデル)	+6.5	+6.3	+6.2	+6.1	+6.0	+6.0	+6.0	+6.6	+6.6	+7.4
下降側	海域の活断層 (長岡1日町連動モデル)	-4.8	-4.6	-4.5	-4.5	-3.0	-3.5	-3.5	-	(+0.2)	(+1.0)
	日本海東縁部 (2領域モデル)	-5.3	-5.3	-5.3	-5.4	-3.0	-3.5	-3.5	(+5.0)	(+5.1)	(+5.7)

海底地すべりによる津波

水位	地すべり	水位 T.M.S.L. (m)									
		取水口前面							荒浜側		遡上域
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉	防潮堤	荒浜側	大湊側
上昇側	LS-2	+4.5	+4.3	+4.1	+4.1	+3.6	+3.6	+3.6	+6.2	+6.3	+5.1
	LS-3	-3.9	-3.6	-3.5	-3.4	-2.8	-2.7	-2.6	(+3.1)	(+5.9)	(+4.8)

地震と地すべりの組み合わせによる津波

水位	地震	地すべり	水位 T.M.S.L. (m)									
			取水口前面							荒浜側		遡上域
			1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉	防潮堤	荒浜側	大湊側
上昇側	海域の活断層 (5断層連動モデル)	LS-2	+5.1	+5.3	+5.5	+5.4	+4.5	+4.5	+4.6	+7.6	+7.6	+7.5
	日本海東縁部 (2領域モデル)	LS-2	+6.8	+6.7	+6.5	+6.4	+6.2	+6.2	+6.1	+7.1	+7.4	+6.9
下降側	海域の活断層 (長岡1日町連動モデル)	LS-3	-4.9	-4.7	-4.6	-4.6	-3.0	-3.5	-3.5	-	(+3.1)	(+3.0)
	日本海東縁部 (2領域モデル)	LS-3	-5.2	-5.2	-5.2	-5.2	-3.0	-3.5	-3.5	(+6.7)	(+7.4)	(+6.4)





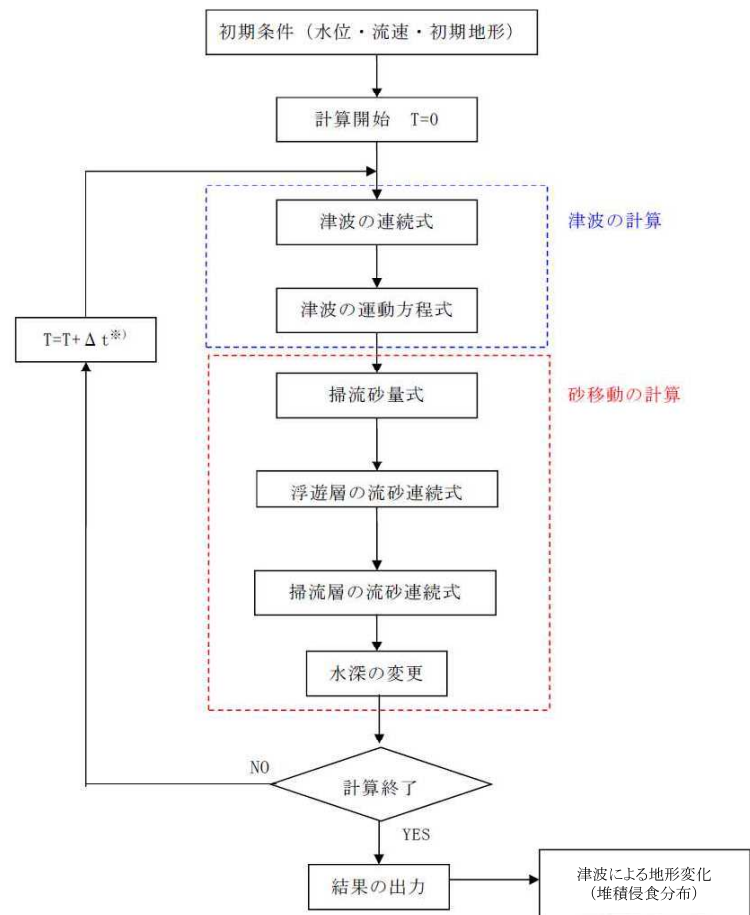
## 9. 基準津波による安全性評価

- 9. 1 取水路の水理特性による水位変動
- 9. 2 津波による海底地形変化の検討方針
- 9. 3 検討結果

### 9. 2 津波による海底地形変化の検討方針（1）検討概要

129

- 津波の水位変動以外の事象に対する評価として、津波に伴う砂移動について、数値シミュレーションを実施する。
- 数値シミュレーションは、藤井ほか（1998）および高橋ほか（1999）の手法に基づき、津波の挙動とそれに伴う砂移動を同時に計算した。
- 検討フローは右図のとおり。
- 計算時間は4時間とした。

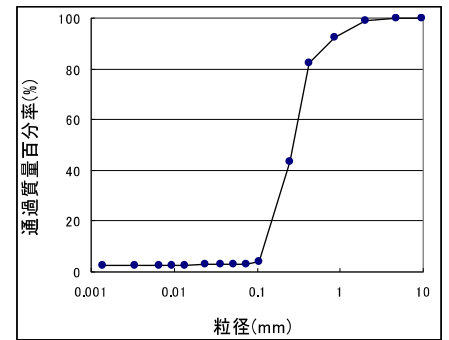


- 藤井ほか（1998）および高橋ほか（1999）の方法を下表に示す。
- 海底砂の物性値・粒度分布は以下のとおりであり、高橋ほか（1999）の手法では、浮遊砂濃度の上限値を1%に設定した。

	藤井ほか(1998)の方法	高橋ほか(1999)の方法
地盤高の連続式	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \alpha \left( \frac{\partial Q}{\partial x} \right) + \frac{E-S}{\sigma(1-\lambda)} = 0$	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \frac{1}{1-\lambda} \left( \frac{\partial Q}{\partial x} + \frac{E-S}{\sigma} \right) = 0$
浮遊砂濃度連続式	$\frac{\partial C}{\partial t} + \frac{\partial(UC)}{\partial x} - \frac{E-S}{D} = 0$	$\frac{\partial(C_s D)}{\partial t} + \frac{\partial(MC_s)}{\partial x} - \frac{E-S}{\sigma} = 0$
流砂量式	$Q = 80\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$	$Q = 21\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$
巻き上げ量の算定式	$E = \frac{(1-\alpha)Qw^2\sigma(1-\lambda)}{Uk_z \left[ 1 - \exp\left\{ \frac{-wD}{k_z} \right\} \right]}$	$E = 0.012\tau_*^2 \sqrt{sgd} \cdot \sigma$
沈降量の算定式	$S = wC_b$	$S = wC_s \cdot \sigma$
摩擦速度の計算式	log-wake 則を鉛直方向に積分した式より算出	マニング則より算出 $u_* = \sqrt{gn^2 U /D^{1/3}}$

Z: 水深変化量(m)  
 t: 時間(s)  
 x: 平面座標(m)  
 Q: 単位幅、単位時間当たりの掃流砂量(m<sup>3</sup>/s/m)  
 τ\*: シールズ数  
 σ: 砂の密度  
 λ: 空隙率  
 s: σ/ρ-1  
 d: 砂の粒径(中央粒径)  
 g: 重力加速度(m/s<sup>2</sup>)  
 ρ: 海水の密度(g/cm<sup>3</sup>)  
 U: 流速(m/s)  
 D: 全水深(m)

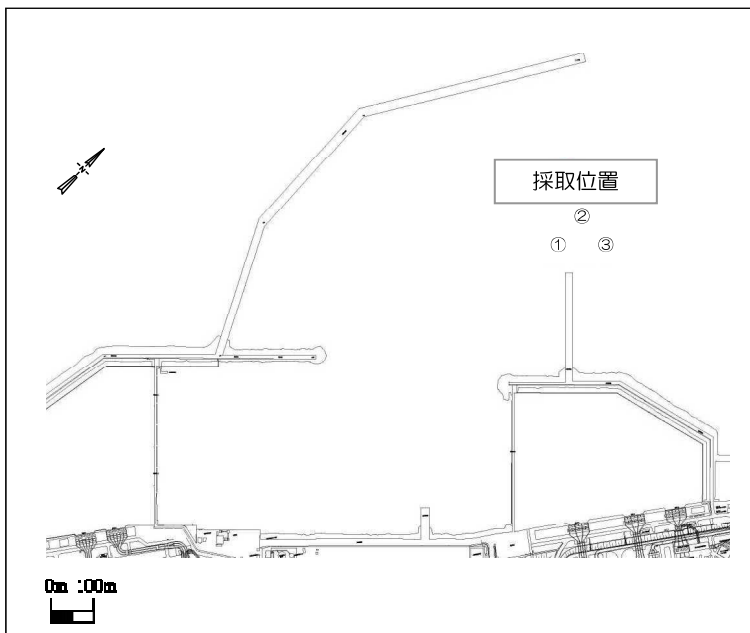
M: U×D(m<sup>2</sup>/s)  
 n: Manningの粗度係数(=0.03m<sup>-1/3</sup>)  
 w: 土粒子の沈降速度(Rubey式より算出)(m/s)  
 Cs: 浮遊砂体積濃度(浮遊砂濃度連続式より算出)  
 α: 局所的な外力のみに移動を支配される成分が全流砂量に占める比率(=0.1)  
 C: 浮遊砂濃度(kg/m<sup>3</sup>)  
 Cb: 底面浮遊砂濃度(kg/m<sup>3</sup>)  
 kz: 鉛直拡散係数(m<sup>2</sup>/s)



海底砂の粒度分布

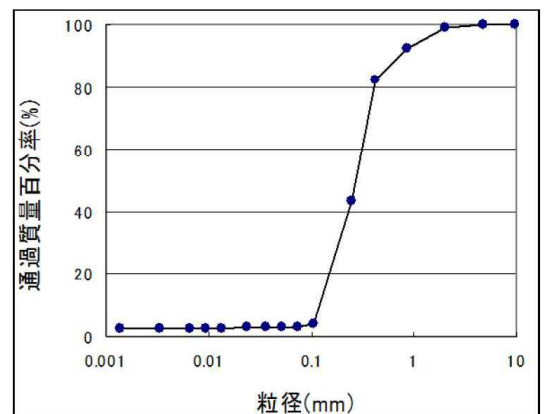
項目	設定値	設定根拠
密度 ρ	2.69 g/cm <sup>3</sup>	敷地前面海域の浚渫砂における物理特性試験結果
中央粒径 d	0.27 mm	敷地前面海域の浚渫砂における物理特性試験結果
空隙率 λ	0.4	高橋ほか（1992）

- 敷地前面海域における浚渫砂を基に、砂の粒径、密度を設定。
- 粒径については、代表として中央粒径（D50）を採用。



採取位置図

項目	設定値	設定根拠
密度 ρ	2.69 g/cm <sup>3</sup>	浚渫砂の物理特性試験結果(平成19年度)
中央粒径 d	0.27 mm	浚渫砂の物理特性試験結果(平成19年度)



粒径加積曲線

## ■ 論文整理に基づく高橋ほか（1999）における浮遊砂濃度上限値に関する評価

- 高橋ほか（1999）の浮遊砂濃度上限値について、砂移動評価に関する論文を整理した。
- 上限値5%の検証結果から、浮遊砂濃度上限値5%は過大評価になると考えられる。
- 上限値1%の検証結果から、浮遊砂濃度上限値1%は妥当な設定値であると考えられる。
- 以上より、高橋ほか（1999）の浮遊砂濃度上限値は1%を基本とし、評価を実施した。

## 高橋ほか（1999）の検証事例

実規模検証	文献	計算使用砂粒径	計算格子間隔	浮遊砂濃度上限	浮遊砂濃度上限に関する評価
気仙沼湾 （1960年 チリ地震津波）	玉田ほか （2009）	0.001～ 1mm	25m, 5m	1%,5%	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計算格子間隔が5mの場合、浮遊砂濃度上限5%では実績値より侵食深を過大に評価</li> </ul>
八戸港 （1960年 チリ地震津波）	藤田ほか （2010）	0.26mm	10.3m	1%,2%,5%	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 浮遊砂濃度上限5%は過大に評価</li> <li>・ 浮遊砂濃度上限1～2%の場合の再現性が良好</li> </ul>
宮古港 （2011年東北地方 太平洋沖地震津波）	近藤ほか （2012）	0.08mm	10m	1%	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 土砂移動の全体的な傾向は良く一致</li> <li>・ 防波堤堤頭部の最大洗掘深や断面地形も定量的に概ね良い一致</li> </ul>
気仙沼湾 （2011年東北地方 太平洋沖地震津波）	森下ほか （2014）	0.3mm	10m	1% $C_{sat} = \alpha \times \sqrt{U^2 \times V^2}$	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 砂移動評価に影響を及ぼす因子として、無次元掃流力、流砂量式係数、飽和浮遊砂濃度の3つを抽出</li> <li>・ 上記の3つの因子を同時に変えたモデルにより、再現性が向上する可能性を示唆</li> <li>・ 飽和浮遊砂濃度については、摩擦速度の関数とすることで再現性向上につながることを示唆</li> </ul>

$C_{sat}$  : 飽和浮遊砂濃度 U,V : 断面平均流速成分  $\alpha$  : 係数 (0.01)



## 9. 基準津波による安全性評価

9. 1 取水路の水理特性による水位変動
9. 2 津波による海底地形変化の検討方針
9. 3 検討結果



- 基準津波を評価対象として、砂移動の数値シミュレーションを実施した結果のうち、取水口前面の最終堆積厚さを下表に示す。
- 取水口前面における砂の堆積厚さの最大は、3号炉取水口前面の約1.2m（取水路横断方向の平均値）。
- 6/7号炉取水口前面の最大値は、7号炉取水口前面の約0.6m（取水路横断方向の平均値）。

数値シミュレーション結果

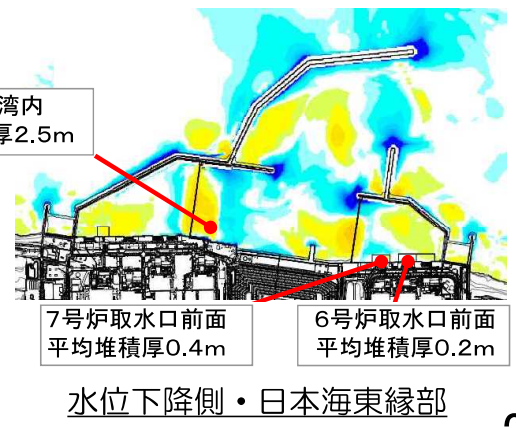
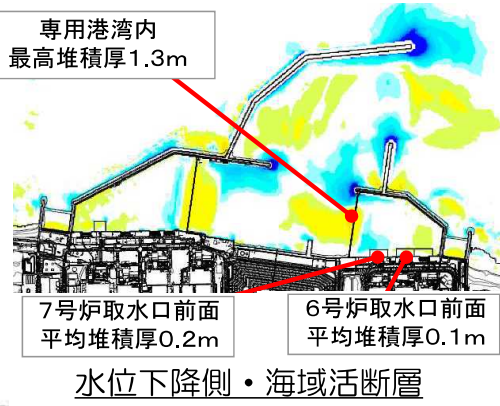
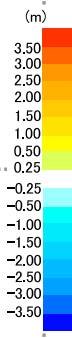
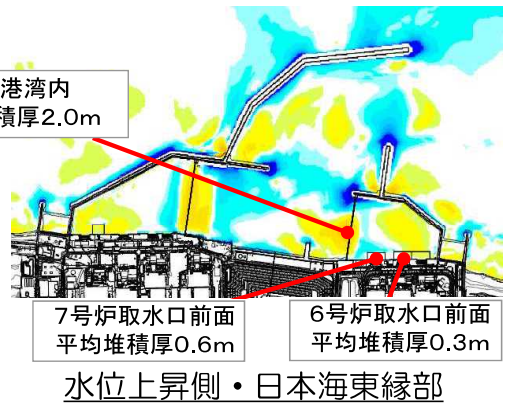
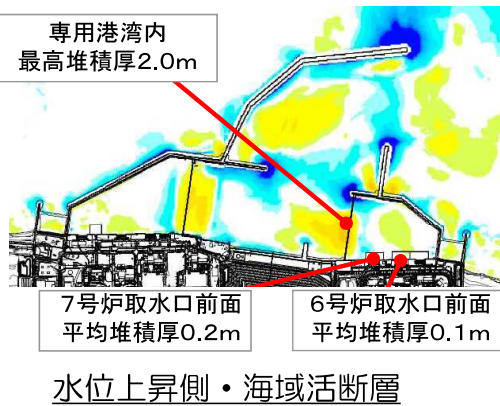
水位	地震	手法	取水口前面堆積厚さ (m)						
			1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉
上昇側	海域の活断層 (5断層連動モデル)	藤井ほか	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
		高橋ほか	0.1	0.3	0.6	0.6	0.1	0.1	0.2
	日本海東縁部 (2領域モデル)	藤井ほか	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
		高橋ほか	0.5	0.9	1.2	1.1	0.4	0.3	0.6
下降側	海域の活断層 (長岡十日町連動モデル)	藤井ほか	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
		高橋ほか	0.2	0.4	0.5	0.4	0.1	0.1	0.2
	日本海東縁部 (2領域モデル)	藤井ほか	0.2	0.2	0.2	0.2	0.1	0.1	0.1
		高橋ほか	0.2	0.7	1.0	0.8	0.2	0.2	0.4

※取水口前面の堆積厚さは、取水路横断方向の堆積厚さの平均値  
 ※高橋ほか（1999）における浮遊砂濃度の上限値は1%  
 ※藤井ほか（1998）における浮遊砂濃度の上限値は5%

6, 7号炉取水口前面の最高堆積厚さは約0.6mであり、取水路の高さ（5m程度）に対して十分小さく、取水への影響はないことを確認した。



■ 高橋ほか（1999）の手法による堆積侵食分布（最終地形）



## 地震 PRA 起因事象の網羅性について

## 1. 概要

起因事象の抽出に関しては地震PRA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. 事例調査

## 2. 1 国内で発生した地震による発電所への影響事例

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

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

上記の震害事例を調査した結果、一部の地震において、地震観測記録が発電所設計時に設定された基準地震動  $S_2$  若しくは耐震安全性評価で設定された基準地震動  $S_s$  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ている。

このように、震害事例から得られる結果を今後とも分析し、耐震安全性向上の対応策に適切に繋げていく取り組みが必要となる。

## 2. 震害事例調査結果

## 2. 1 宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響

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

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 1 に示す。

## 2. 2 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  $S_2$  を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 2 に示す。

## 2. 3 新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中又は起動中であつた2号機、3号機、4号機及び7号機は、地震に伴い自動停止。（1号機、5号機及び6号機は定期検査のため停止中）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、耐震設計上考慮すべき地震による地震動の周期帯のほぼ全域にわたって発電所設計時に設定された基準地震動  $S_2$  を上回ることが確認され、機器によっては構造強度や機能維持に影響を与え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つた。

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

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 3 に示す。

## 2. 4 駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であつた4号機及び5号機は、地震に伴い自動停止。（3号機は定期検査のため停止中。1号機及び2号機は廃止措置準備中。）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、3号機及び4号機については、発電所設計時に設定された基準地震動  $S_2$  による床応答スペクトルを超えるものではなく、設備の健全性が確保されていることが確認されている。5号機については、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において基準地震動  $S_1$  による床応答スペクトルを上回っていたが、主要な耐震設計上重要な機器及び配管の固有周期では下回っていたこと、また床応答スペクトルの一部が超えたことについては観測記録による地震応答解析結果によって全ての設備が弾性状態にあつたことから、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. 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、海水系ポンプの取り替えなどの復旧措置によって、冷却機能を確保することで、各号機とも冷温停止状態への移行、維持が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 6 に示す。

### 3) 東通原子力発電所に対する影響

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

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表 7 に示す。

#### 4) 女川原子力発電所に対する影響

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

安全上重要な設備への影響については次のとおりである。1号機において常用系の高圧電源盤火災によって地絡した同期検定器の出力回路ケーブルから非常用母線と予備変圧器の連絡しゃ断器投入コイルに電圧が印加され、非常用母線電圧が瞬時低下したため、同母線から受電していた残留熱除去系ポンプ2台の自動停止が確認された。2号機において海水ポンプ室に流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋の一部に流入し、原子炉補機冷却水系の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つ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つた。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。



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

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

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

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p><b>【志賀 1, 2 号機】</b>  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<math>S_2</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。</p> <p>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十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動<math>S_2</math>を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p>
②- 1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【志賀 1, 2 号機】無し
②- 2 既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）	【志賀 1, 2 号機】無し
③- 1 外部電源への影響	<b>【志賀 1, 2 号機】</b> 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、事象発生後の 6 分後に復旧した。
③- 2 D / G への影響	【志賀 1, 2 号機】無し
③- 3 補機冷却系への影響	【志賀 1, 2 号機】無し
③- 4 電源融通の可能性	【志賀 1, 2 号機】可能
③- 5 復旧操作へのアクセス性	【志賀 1, 2 号機】影響無し
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<b>■水銀灯の落下</b> 1 号機タービン建屋運転階の水銀灯が 7 個、また 2 号機原子炉建屋運転階の水銀灯が 2 個落下した。 また、2 号機で落下した水銀灯の破片は、約 97% を運転階床から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。

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

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

確認項目	確認結果																																																																						
<p>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</p>	<p>【柏崎刈羽 1～7号機】 新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生、震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機（1～7号機）にて基準地震動を超える加速度を確認、原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal（設計時の最大加速度応答値273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1" data-bbox="619 633 1337 1037"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>680</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機</td> <td>最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用 1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基盤表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基盤表面における地震動を推定したところ、基準地震動S<sub>2</sub>（450gal）に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。 設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常が確認されているが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、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。 安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火系配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p>	観測値		南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計*	1号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)	2号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)	3号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)	4号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)	5号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)	6号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)	7号機	最下階	267	263	356	263	355	(235)
観測値				南北		東西		上下																																																															
		観測	設計	観測	設計	観測	設計*																																																																
1号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)																																																																
2号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)																																																																
3号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)																																																																
4号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)																																																																
5号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)																																																																
6号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)																																																																
7号機	最下階	267	263	356	263	355	(235)																																																																
<p>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p>【柏崎刈羽 1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p>【柏崎刈羽 1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>【柏崎刈羽 1～7号機】 4回線中、2回線が機能喪失</p>																																																																						
<p>③-2 D/Gへの影響</p>	<p>【柏崎刈羽 1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>③-3 補機冷却系への影響</p>	<p>【柏崎刈羽 1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>③-4 電源融通の可能性</p>	<p>【柏崎刈羽 1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>③-5 復旧操作へのアクセス性</p>	<p>・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し。）</p>																																																																						

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

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

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

確認項目	確認結果
	表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。 <b>■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。</b>

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

調査項目	調査結果																																																							
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)</p>	<p><b>【福島第一1～6号機】</b> 平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ss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号機の東西方向の観測記録が、基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1" data-bbox="624 667 1331 1037"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>460※</td> <td>487</td> <td>447</td> <td>489</td> <td>258</td> <td>412</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>348※</td> <td>441</td> <td>550</td> <td>438</td> <td>302</td> <td>420</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>322※</td> <td>449</td> <td>507</td> <td>441</td> <td>231</td> <td>429</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>281※</td> <td>447</td> <td>319</td> <td>445</td> <td>200</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>311※</td> <td>452</td> <td>548</td> <td>452</td> <td>258</td> <td>427</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>288※</td> <td>445</td> <td>444</td> <td>448</td> <td>244</td> <td>415</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）に加え、1号機については非常用復水器系配管、原子炉再循環系配管などについて、地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、ほとんどの機器及び配管系において基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p> <p>一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて、現場確認が可能な5号機については、目視によって、可能な範囲で損傷の有無など、現場状況の確認を実施し、主要な弁、ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから、地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	460※	487	447	489	258	412	2号機	348※	441	550	438	302	420	3号機	322※	449	507	441	231	429	4号機	281※	447	319	445	200	422	5号機	311※	452	548	452	258	427	6号機	288※	445	444	448	244	415
観測値	南北		東西		上下																																																			
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																		
1号機	460※	487	447	489	258	412																																																		
2号機	348※	441	550	438	302	420																																																		
3号機	322※	449	507	441	231	429																																																		
4号機	281※	447	319	445	200	422																																																		
5号機	311※	452	548	452	258	427																																																		
6号機	288※	445	444	448	244	415																																																		
<p>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p><b>【福島第一1～6号機】</b> 無し（推定）</p>																																																							
<p>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p><b>【福島第一1～6号機】</b> 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）</p>																																																							
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p><b>【福島第一1～6号機】</b> 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</p>																																																							



調査項目	調査結果
③-2 D/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ないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第一1～6号機】 詳細確認不可

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

調査項目	調査結果																																									
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)</p>	<p>【福島第二1～4号機】 平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた原子炉建屋基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上(最地下階)で得られた最大加速度は、基準地震動Ssに対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1" data-bbox="624 651 1331 936"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系(主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒(挿入性)など)について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動Ssを用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	254	434	230※	434	305※	512	2号機	243	428	196※	429	232※	504	3号機	277※	428	216※	430	208※	504	4号機	210※	415	205※	415	288※	504
観測値	南北		東西		上下																																					
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																				
1号機	254	434	230※	434	305※	512																																				
2号機	243	428	196※	429	232※	504																																				
3号機	277※	428	216※	430	208※	504																																				
4号機	210※	415	205※	415	288※	504																																				
<p>②-1安全上重要な設備への 影響(波及影響も含む)</p>	<p>【福島第二1～4号機】 無し</p>																																									
<p>②-2既存のAM設備への影 響(波及影響も含む)</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響なし(消火系配管に損傷が確認されているが、津波(漂流物含む)による影響と考えられる。)</p>																																									
<p>③-1外部電源への影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】 4回線中、1回線機能停止 ※1回線は停止点検中。さらに1回線は、避雷器の損傷が確認されたため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実施。</p>																																									
<p>③-2D/Gへの影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し(3号機を除き、津波によって機能喪失)</p>																																									
<p>③-3補機冷却系への影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し(3号機を除き、津波によって機能喪失)</p>																																									
<p>③-4電源融通の可能性</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し(津波によって喪失)</p>																																									

調査項目	調査結果
③ー5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ，段差など生じるも影響無し。
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	【福島第二1～4号機】 特に影響無し

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

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

表 8 2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震による

女川原子力発電所に対する影響

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

確認項目	確認結果
	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。)
③-2 D/Gへの影響	<p>【女川1号】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●非常用DG(A)界磁回路の損傷</li> </ul> <p>DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。</p> <p>⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。</p> <p>【女川2号】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止</li> </ul> <p>海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの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)</p>
③-3 補機冷却系への影響	<p>【女川2号】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止</li> </ul> <p>海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。</p>
③-4 電源融通の可能性	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
④その他(安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項)	<p>【女川1号】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●高圧電源盤しゃ断器の投入不可</li> </ul> <p>主に定検時に使用する高圧電源盤(1号機所内電源を2号機から受電する際に使用)において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●母連しゃ断器制御電源喪失</li> </ul> <p>火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●125V直流主母線盤の地絡(計2件)</li> </ul> <p>高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。</p> <p>【女川2号】</p> <p>特に無し</p> <p>【女川3号】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●使用済燃料プールゲート押さえ脱落</li> </ul> <p>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個のシングボルトが外れていた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●HPCS圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能</li> </ul> <p>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</p>

確認項目	確認結果
	<p>作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）</p> <p><b>【各号機共通】</b></p> <p>●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ  制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。</p>

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

調査項目	調査結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動 <math>S_s</math> の最大応答加速度以下であることを確認した。</li> <li>・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。</li> </ul>
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し
③-1 外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)
③-2 D/Gへの影響	地震による影響は無し(津波によってDG SW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止)
③-3 補機冷却系への影響	地震による影響は無し
③-4 電源融通の可能性	可能(HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通)
③-5 復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。</p> <p><b>【蒸気タービン】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み（10本中3本）</li> </ul> <p><b>【主発電機関係】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷</li> </ul>



## 2. 2 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PRA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。

表 10 海外文献調査結果

文献名	記載内容	確認結果
<p>1 ASME標準<sup>(i)</sup> (239ページ)</p>	<p>地震 PRA で考慮される他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷</p> <p>(a) RPV やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷</p> <p>(b) 様々なサイズと場所での LOCA</p> <p>(c) トランジェント (LOPA は特に重要)</p> <p>PCS やヒートランジェント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。</p> <p>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タ系の喪失や直流電源の喪失がある。</p>	<p>左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した<sup>1</sup>。</p>
<p>2 IAEA Safety Guide (SSG-3)<sup>(ii)</sup> (108 ページ)</p>	<p>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。</p> <p>(a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer)</p> <p>(b) 様々なサイズと場所の LOCA。極小 LOCA も考慮すべき。</p> <p>(c) LOPA</p> <p>(d) 様々なサポータ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)</p>	<p>左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した<sup>1</sup>。</p>
<p>3 EPRI 地震 PRA 実施ガイド<sup>(iii)</sup> (5~7 ページ)</p>	<p>“initiator”は例えば以下を含める。</p> <p>(a) RPV やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer 等) の損傷</p> <p>(b) 様々なサイズと場所の LOCA</p> <p>(c) サポータシステム故障 (service waterや直流電源)</p> <p>(d) トランジェント (LOPAは特に重要)</p>	<p>左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した<sup>1</sup>。</p>

<sup>1</sup> 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 LOCA としてまとめ評価している。

文献名	記載内容	確認結果
	<p>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ナケンスも考慮しなければならぬ。（なぜなら、LERF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。）</p> <p>Excessive LOCAやリレーチャタリングも考慮しなければならぬ。</p>	
<p>4 スイス連邦原子力安全検査局（ENSI）PSAガイド<sup>(iv)</sup>（25 ページ）</p>	<p>以下のように起因事象を定義しなければいけない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	<p>左の起因事象数を、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「建屋・構造物損傷」が支配的である。</p>
<p>5</p>	<div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>	<p>左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した<sup>1</sup>。</p> <p>(<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span> についてはスコープ対象外)</p>

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

<調査対象文献一覧>

- (i) ASME/ANS RA-Sa-2009, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level 1/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.