

福島第一原子力発電所 第3号機

平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた  
原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の  
地震応答解析結果に関する報告書

平成23年7月28日

東京電力株式会社

## 目次

1. はじめに
2. 影響評価の基本方針
3. 原子炉建屋の影響評価
  3. 1 原子炉建屋の概要
  3. 2 原子炉建屋における地震観測記録
  3. 3 地震応答解析の方針
  3. 4 地震応答解析モデル
  3. 5 影響評価結果
4. 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価
  4. 1 影響評価方針
  4. 2 大型機器連成地震応答解析の方針
  4. 3 影響評価方法
  4. 4 影響評価結果
5. まとめ

### 添付-1 耐震性評価の概要

補足資料 原子炉建屋の鉛直方向のシミュレーション解析における  
床応答スペクトルの短周期側の鋭いピークについて

参考資料-1 福島第一原子力発電所原子炉建屋基礎版上の地震観測記録における  
最大加速度値の確認について

参考資料-2 6号機原子炉建屋基礎版上で取得された地震観測記録の比較

参考資料-3 弾性応答解析による曲率が曲げスケルトン曲線上の第一折れ点を  
超える部位

参考資料-4 地震応答シミュレーション解析に用いた入力地震動と観測記録の比較

参考資料-5 基準地震動  $S_s$  及び今回地震による主要な設備の評価結果の比較

参考別紙-1 非常用炉心冷却系（ECCS系）ポンプの機能確認済加速度について

参考別紙-2 高圧注水系（HPCI系）配管の耐震性評価について

## 1. はじめに

本報告書は、「平成 23 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成 23・05・16 原院第 6 号 平成 23 年 5 月 18 日）を受け、実施した福島第一原子力発電所第 3 号機原子炉建屋の地震応答解析結果並びに原子炉建屋と付随した原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の特に重要な機器とを連成させた地震応答解析結果についてとりまとめたものである。

## 2. 影響評価の基本方針

本検討では、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた原子炉建屋の地震応答解析を用いて解析的検討を行い、東北地方太平洋沖地震が原子炉建屋ならびに耐震安全上重要な機器・配管系へ与えた影響を評価する。

原子炉建屋の影響評価では、観測記録に基づいた地震応答解析結果について、最大応答加速度分布及びせん断スケルトン曲線上の最大応答値を示すこととする。

耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価では、原子炉建屋の地震応答解析および原子炉建屋と原子炉等の大型機器を連成させた地震応答解析で得られた地震荷重等を、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析で得られた地震荷重等と比較することによりおこなう。本検討の地震応答解析で得られた地震荷重等が、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析で得られた地震荷重等を上回る場合は、安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施する。

### 3. 原子炉建屋の影響評価

#### 3. 1 原子炉建屋の概要

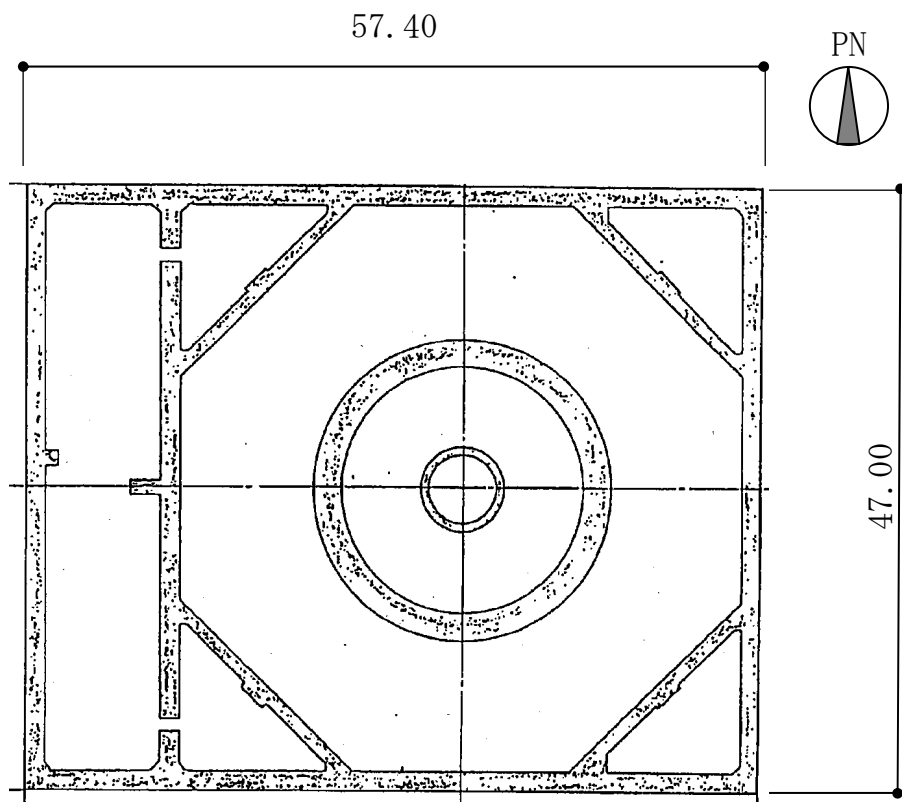
福島第一原子力発電所第3号機原子炉建屋は、地上5階、地下1階建ての鉄筋コンクリート造を主体とした建物で、屋根部分が鉄骨造（トラス構造）となっている。原子炉建屋の概略平面図及び概略断面図を図-3.1.1と図-3.1.2に示す。

原子炉建屋は原子炉棟と付属棟より構成されており、それら両棟は同一基礎版上に設置された一体構造である。その平面は、地下部分が47.00 m<sup>\*1</sup>（南北方向）×57.40 m<sup>\*1</sup>（東西方向）の長方形、地上部分では1、2階で47.00 m<sup>\*1</sup>（南北方向）×47.00 m<sup>\*1</sup>（東西方向）の正方形、3、4、5階で47.00 m<sup>\*1</sup>（南北方向）×35.20 m<sup>\*1</sup>（東西方向）の長方形である。基礎版底面からの高さは61.78 mであり、地上高さは45.72 mである。また、原子炉建屋は隣接する他の建屋と構造的に分離している。

原子炉建屋の基礎は、厚さが4.00 mのべた基礎で、支持地盤である新第三紀層の泥岩盤上に設置されている。

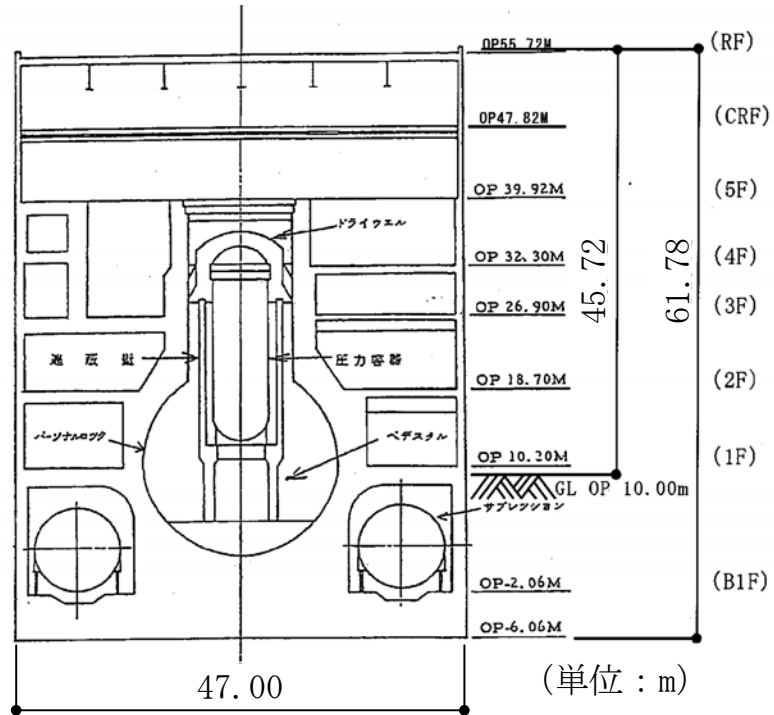
原子炉建屋の中央部には原子炉圧力容器を収容している原子炉格納容器があり、その周りを囲んでいる鉄筋コンクリート造の原子炉一次遮へい壁は、上部が円筒形、中央部が円すい台形、下部が円筒形で基礎版上に固定されている。

\*1：建屋寸法は壁外面押えとする。

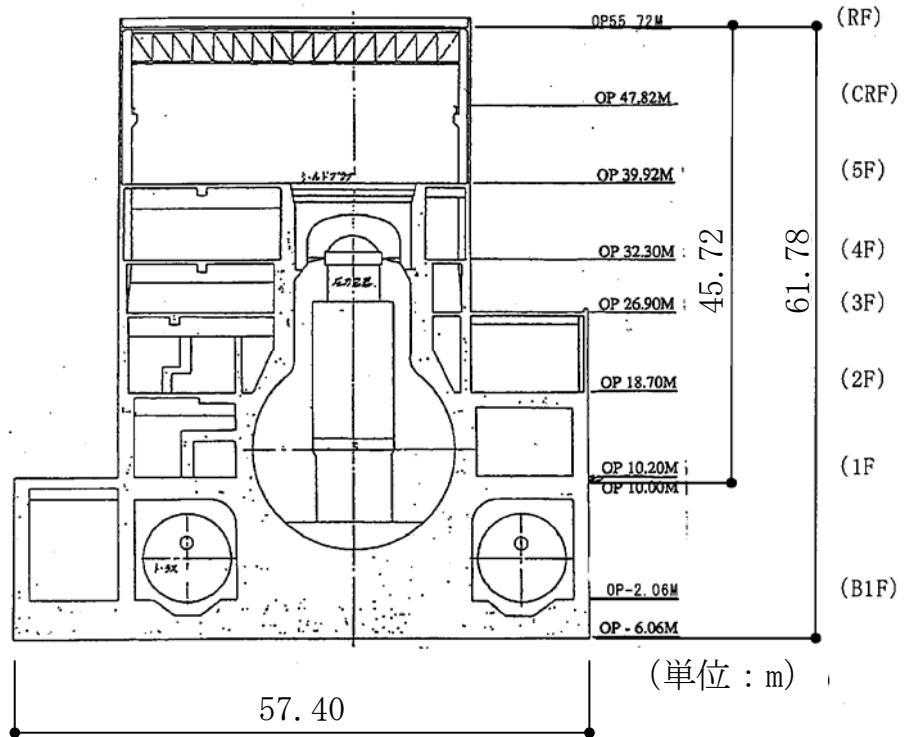


(単位：m)

図-3.1.1 原子炉建屋の概略平面図



(a) 南北方向



(b) 東西方向

図-3.1.2 原子炉建屋の概略断面図

### 3. 2 原子炉建屋における地震観測記録

原子炉建屋内の地震観測位置を図-3.2.1に、また、地下1階(基礎版上)の地震観測点(3-R2)で得られた加速度時刻歴波形を図-3.2.2に示す。

なお、2階の観測記録については得られていない。

また、3-R2で得られた観測記録は148秒で記録が終了しているが、同観測点における最大加速度値は、時刻歴データが得られている時間の範囲で発生したことを確認している。(参考資料-1参照)

さらに、近接する2つの観測点で途中で終了している観測記録と完全な記録が取得されている6号機原子炉建屋基礎版上において、両者の最大加速度値及びスペクトルが概ね同程度となっていることが確認されている。(参考資料-2参照)



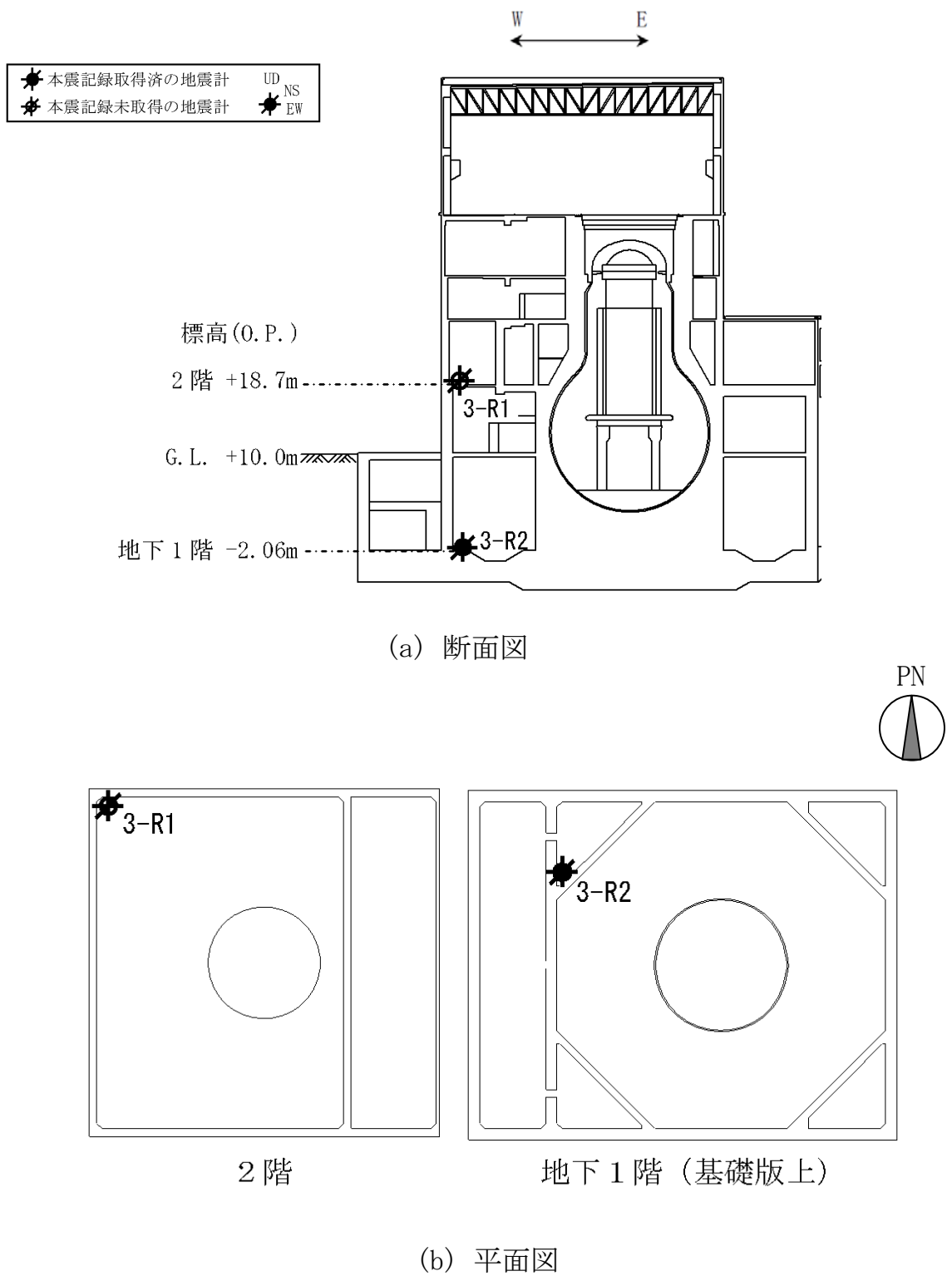
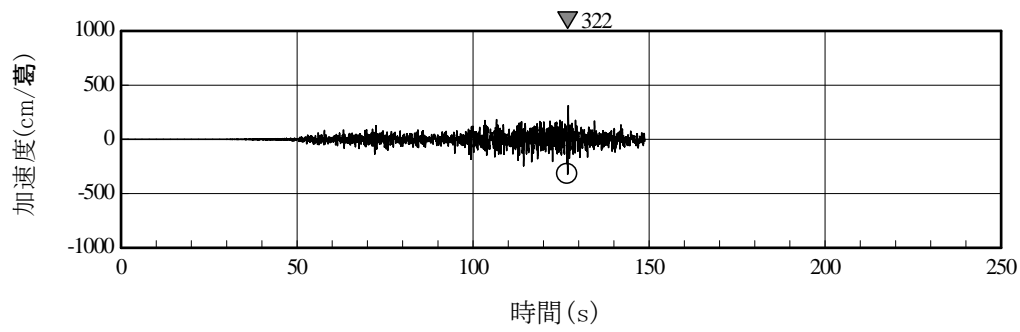
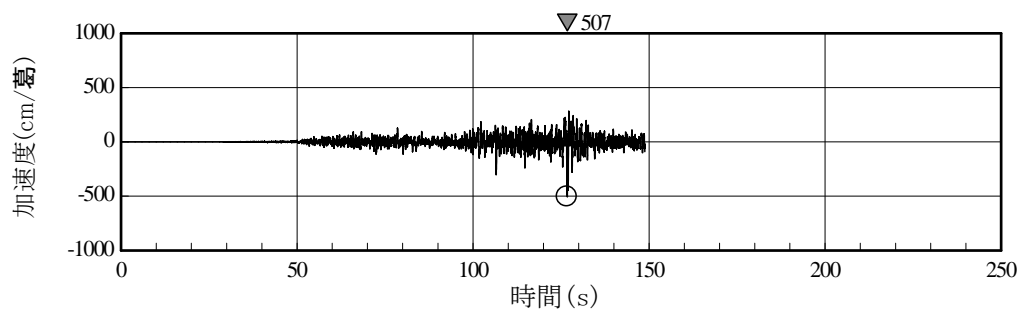


図-3.2.1 原子炉建屋内の地震観測位置



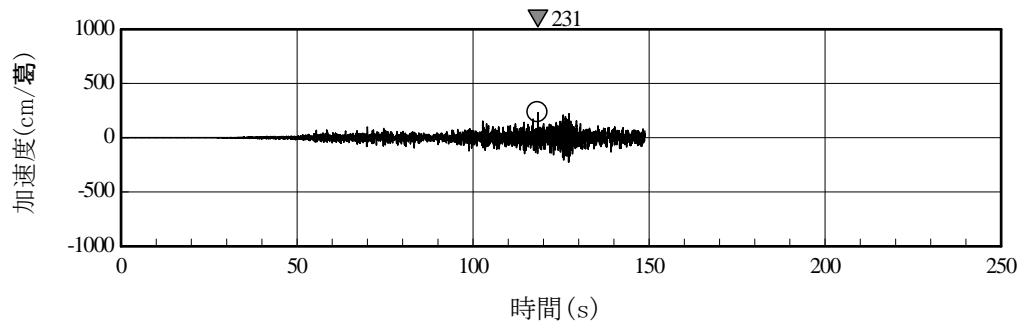
○印は最大値を示す  
 注) 記録開始から 148 秒で記録が終了

(a) 南北方向



○印は最大値を示す  
 注) 記録開始から 148 秒で記録が終了

(b) 東西方向



○印は最大値を示す  
 注) 記録開始から 148 秒で記録が終了

(c) 鉛直方向

図-3.2.2 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形 (3-R2)

### 3. 3 地震応答解析の方針

原子炉建屋の地震応答解析は、地震時に観測した基礎版上における水平方向及び鉛直方向の地震観測記録を用いた弾性応答解析による。

建屋各部位の応答は、原子炉建屋の基礎版上での観測記録（図-3.2.2）を解析モデルの基礎版上に入力し、基礎版上からの建屋各部位の伝達関数を用いて算定する。

以上の水平方向の地震応答解析の概要を図-3.3.1に示す。

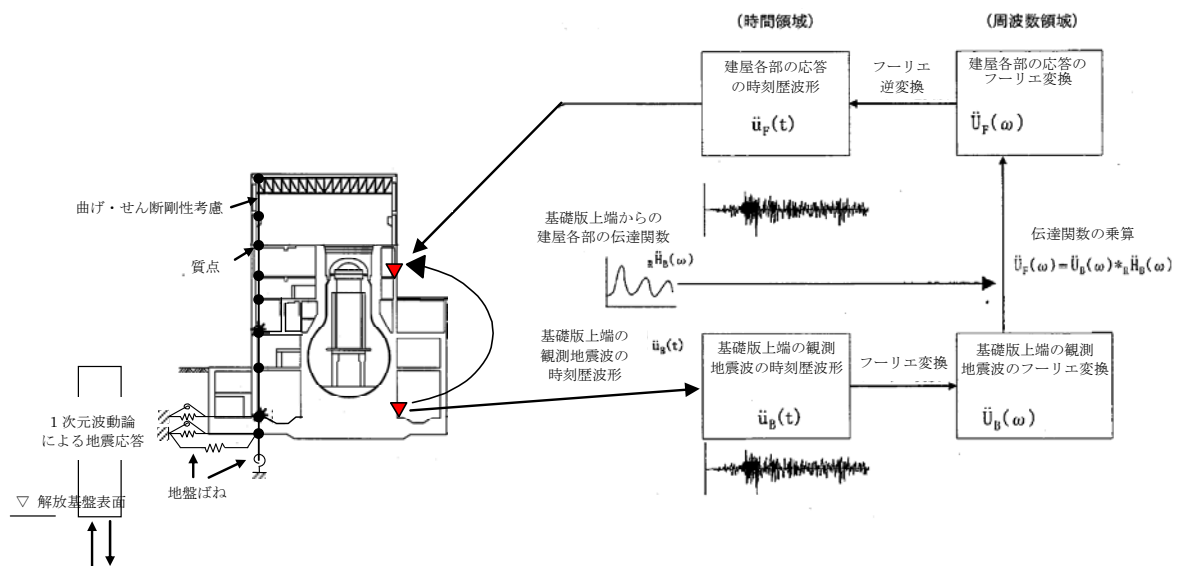


図-3.3.1 水平方向の地震応答解析の概要

なお、第3号機原子炉建屋の場合、水平方向の弾性応答解析の結果、一部の耐震壁に生じる曲率が曲げスケルトン曲線上の第一折れ点の曲率よりも大きくなることから、弾塑性応答解析を実施している。（参考資料-3 参照）

弾塑性応答解析では、基礎版上の観測記録と解析結果が概ね一致するように地盤ばねに入力される地盤応答を求めて解析を実施している。（基礎版上の観測記録と解析結果の比較については参考資料-4 参照）

弾塑性応答解析の概要を図-3.3.2に示す。

なお、地震応答解析結果については、最大応答加速度分布及びせん断スケルトン曲線上の最大応答値を示すこととする。

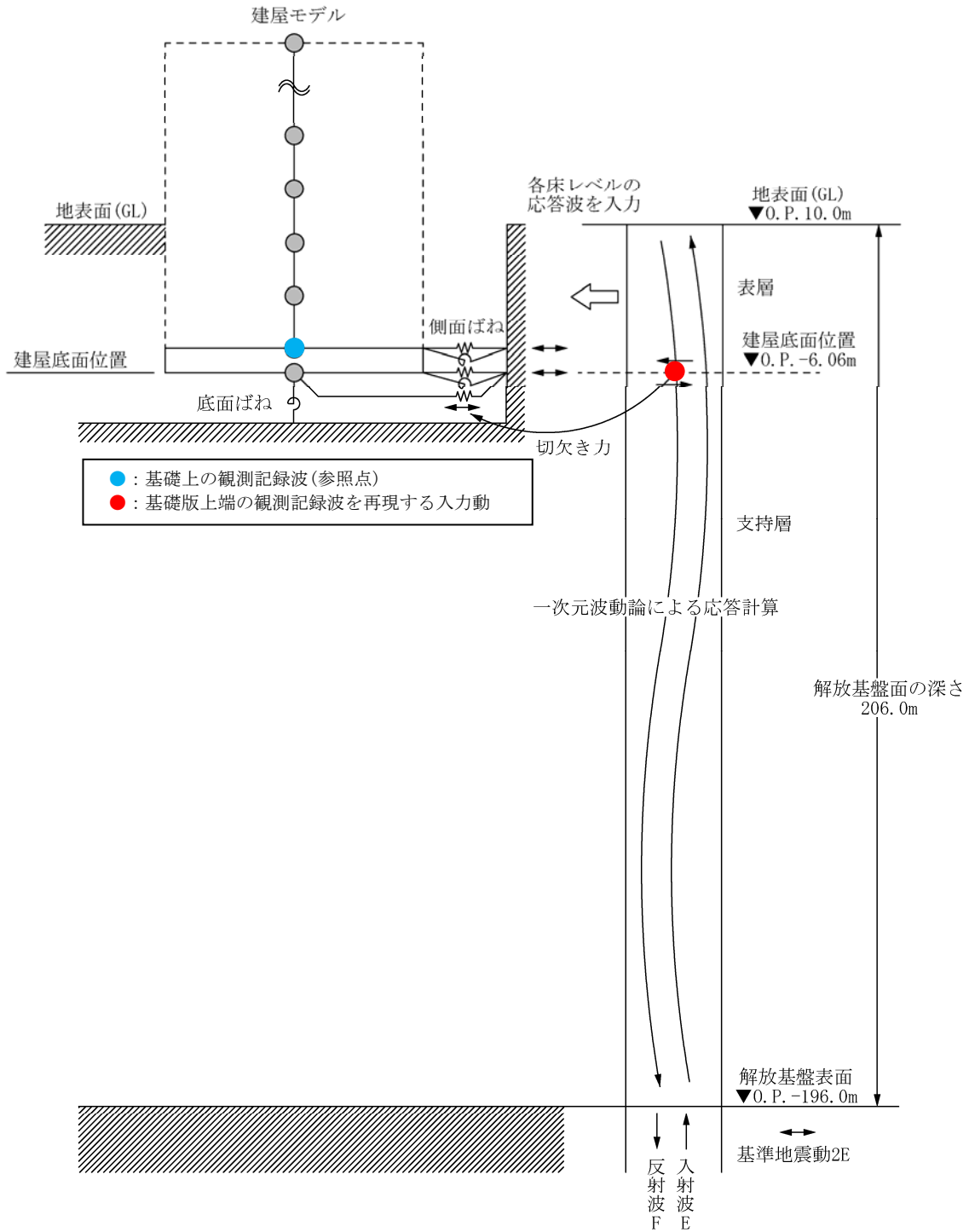


図-3.3.2 弾塑性応答解析の概要

### 3. 4 地震応答解析モデル

#### (1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。モデル化は、南北方向、東西方向それぞれについて行う。地震応答解析モデル及び解析モデルの諸元を表-3.4.1に示す。

地盤は、水平成層地盤モデルとし、基礎底面地盤ばねについては、「原子力発電所耐震設計技術指針 追補版 JEAG4601-1991」（以下、「JEAG4601-1991」という）により、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいてスウェイ及びロッキングばねを算定し、近似法により評価する。基礎底面地盤ばねには、基礎浮き上がりによる幾何学的非線形を考慮する。

また、埋込部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により Novak の方法に基づいて算定し、近似法により評価する。

なお、解析に用いる地盤定数は、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して、表-3.4.2に示すとおり設定している。

建屋の復元力特性は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定する。

水平方向の地震応答解析は、上記復元力特性を用いた弾塑性応答解析とする。

表-3.4.1(1) 地震応答解析モデル及び解析モデル諸元  
(南北方向)

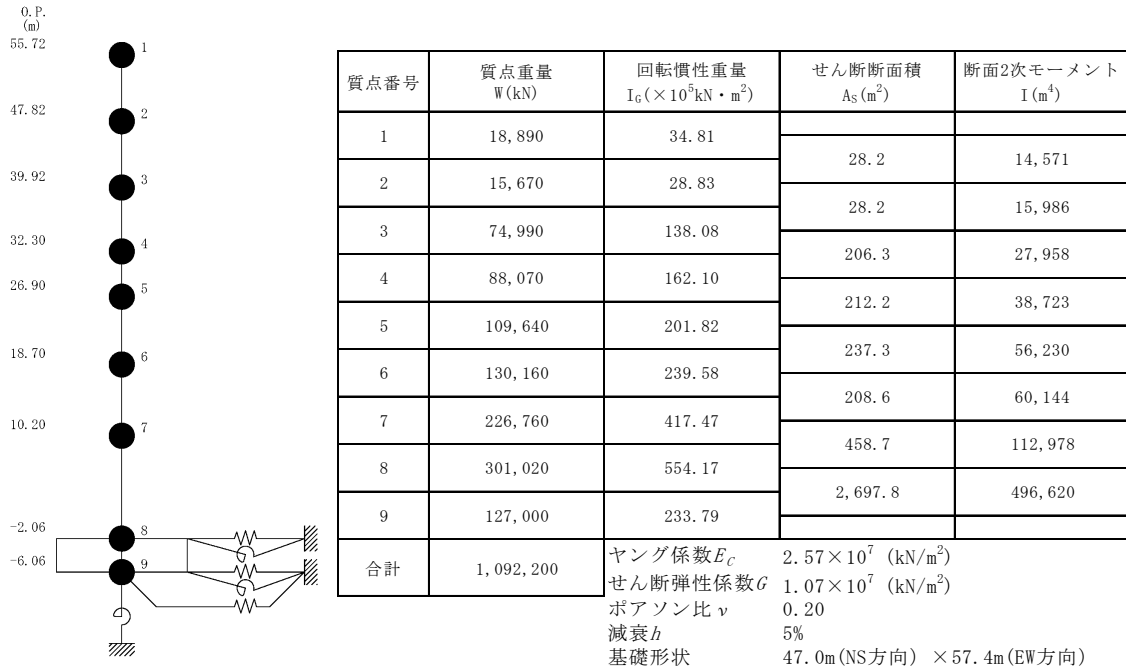


表-3.4.1(2) 地震応答解析モデル及び解析モデル諸元  
(東西方向)

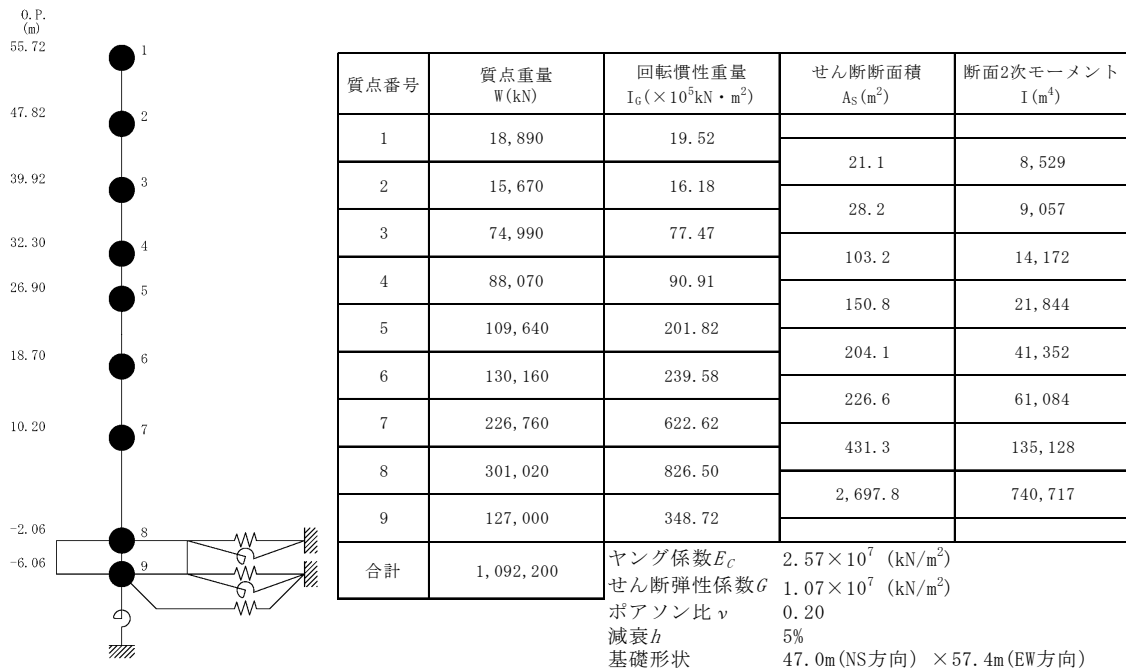


表-3.4.2 解析に用いる地盤定数

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 $G/G_0$	減衰 定数 $h$ (%)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.62	0.84	3
1.9	泥岩  (解放基盤)	450	16.5	0.464	3.41	0.81	3
-10.0		500	17.1	0.455	4.36	0.81	3
-80.0		560	17.6	0.446	5.63	0.81	3
-108.0		600	17.8	0.442	6.53	0.81	3
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	1.00	-

## (2) 鉛直方向の地震応答解析モデル

鉛直方向の地震応答解析モデルは、耐震壁の軸剛性及び屋根トラスの曲げせん断剛性を評価した質点系モデルとする。鉛直方向の地震応答解析モデル及び解析モデルの諸元を表-3.4.3に示す。

地盤は、水平成層地盤モデルとし、基礎底面地盤ばねについては、スウェイ及びロッキングばね定数の評価法と同様、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて鉛直ばねを算定し、近似的に評価する。

なお、解析に用いる地盤定数は、水平方向と同様に表-3.4.2に示すとおり設定している。

鉛直方向の地震応答解析は弾性応答解析とする。



表-3.4.3 地震応答解析モデル及び解析モデル諸元  
(鉛直方向)

建屋			
質点番号	質点重量 W(kN)	軸断面積 A <sub>N</sub> (m <sup>2</sup> )	軸ばね剛性 K <sub>A</sub> (×10 <sup>8</sup> kN/m)
1	12,026		
		68.0	2.21
2	15,670		
		74.9	2.44
3	74,990		
		293.3	9.89
4	88,070		
		373.0	17.75
5	109,640		
		431.7	13.53
6	130,160		
		423.0	12.79
7	226,760		
		691.2	14.49
8	301,020		
		2,697.8	173.33
9	127,000		
合計	1,092,200		

屋根			
質点番号	質点重量 W(kN)	せん断断面積 A <sub>S</sub> (×10 <sup>-2</sup> m <sup>2</sup> )	断面2次モーメント I(m <sup>4</sup> )
1	-		
		13.03	0.852
10	1,881		
		11.56	0.852
11	3,172		
		5.96	0.852
12	1,811		

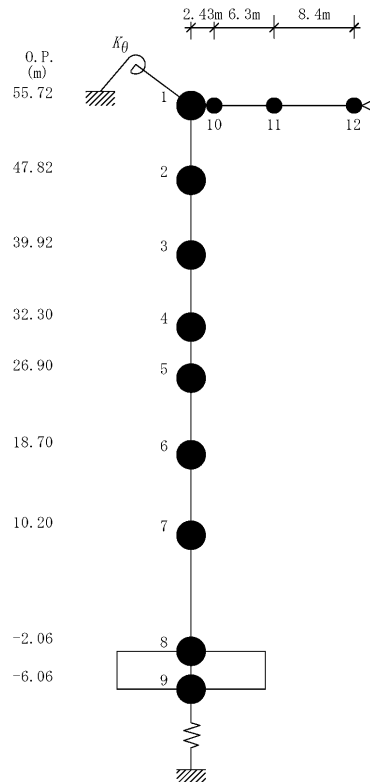
①コンクリート部

ヤング係数 $E_C$   $2.57 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
せん断弾性係数 $G$   $1.07 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
ポアソン比 $\nu$  0.20  
減衰 $h$  5%

②鉄骨部

ヤング係数 $E_S$   $2.05 \times 10^8$  (kN/m<sup>2</sup>)  
せん断弾性係数 $G$   $7.90 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
ポアソン比 $\nu$  0.30  
減衰 $h$  2%

トラス端部回転拘束ばね $K_\theta$   $2.36 \times 10^7$  (kN・m/rad)  
基礎形状 47.0m(NS方向) × 57.4m(EW方向)



### 3. 5 影響評価結果

地震応答解析により求められた最大応答加速度分布及び観測記録を図-3.5.1に、耐震壁のせん断ひずみ一覧を表-3.5.1に示す。また、そのときのせん断スケルトン曲線上の最大応答値を図-3.5.2に示す。

耐震壁のせん断ひずみは、最大で $0.17 \times 10^{-3}$ (東西方向、5階)であり、全ての耐震壁で第一折れ点以下の応力・変形状態となっている。

また、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価に用いている耐震壁の最大せん断ひずみの評価基準値( $2.0 \times 10^{-3}$ )に対しても十分な余裕を有している。

以上のことから、地震時の原子炉建屋は要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

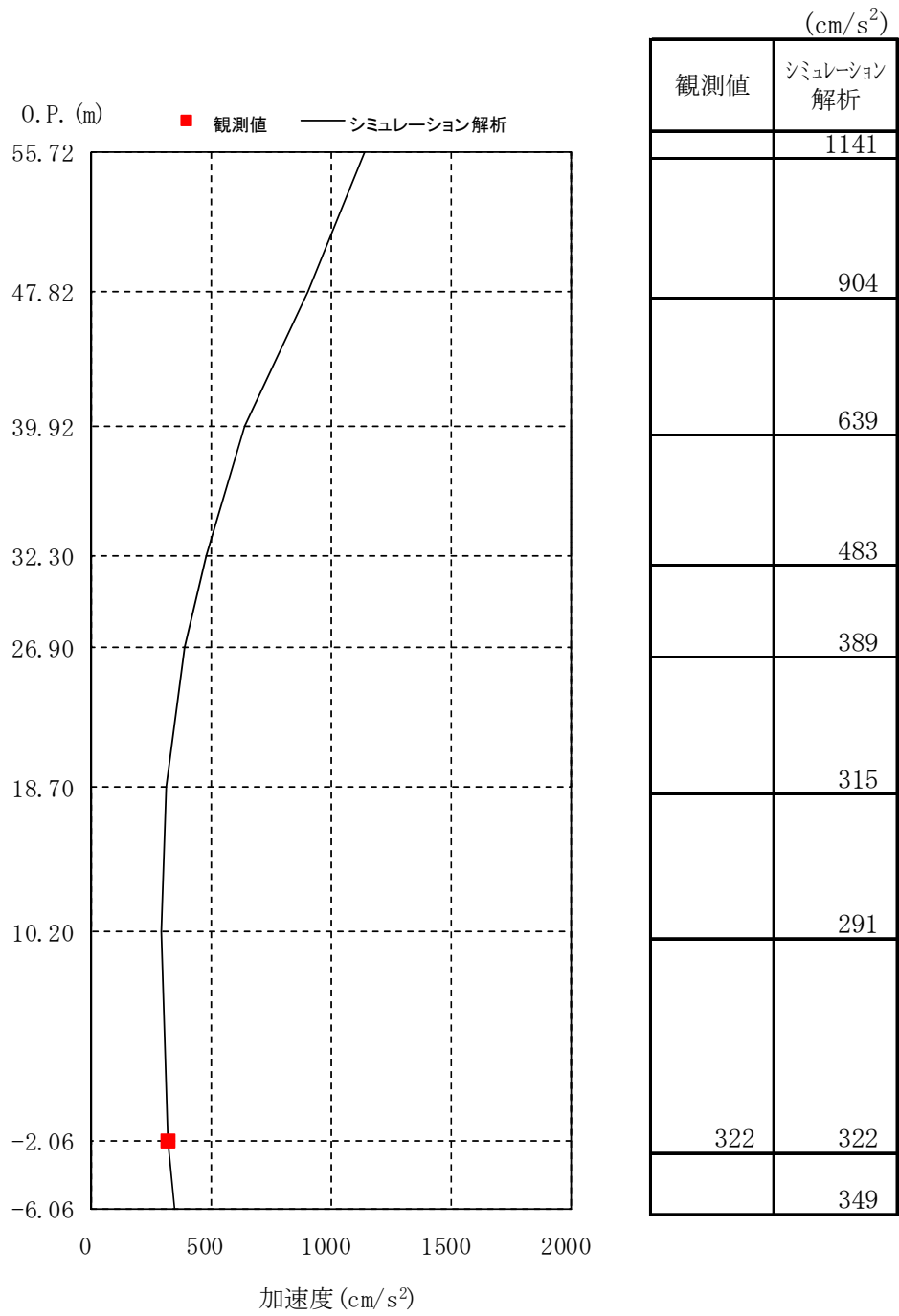


図-3.5.1(1) 最大応答加速度 (南北方向)

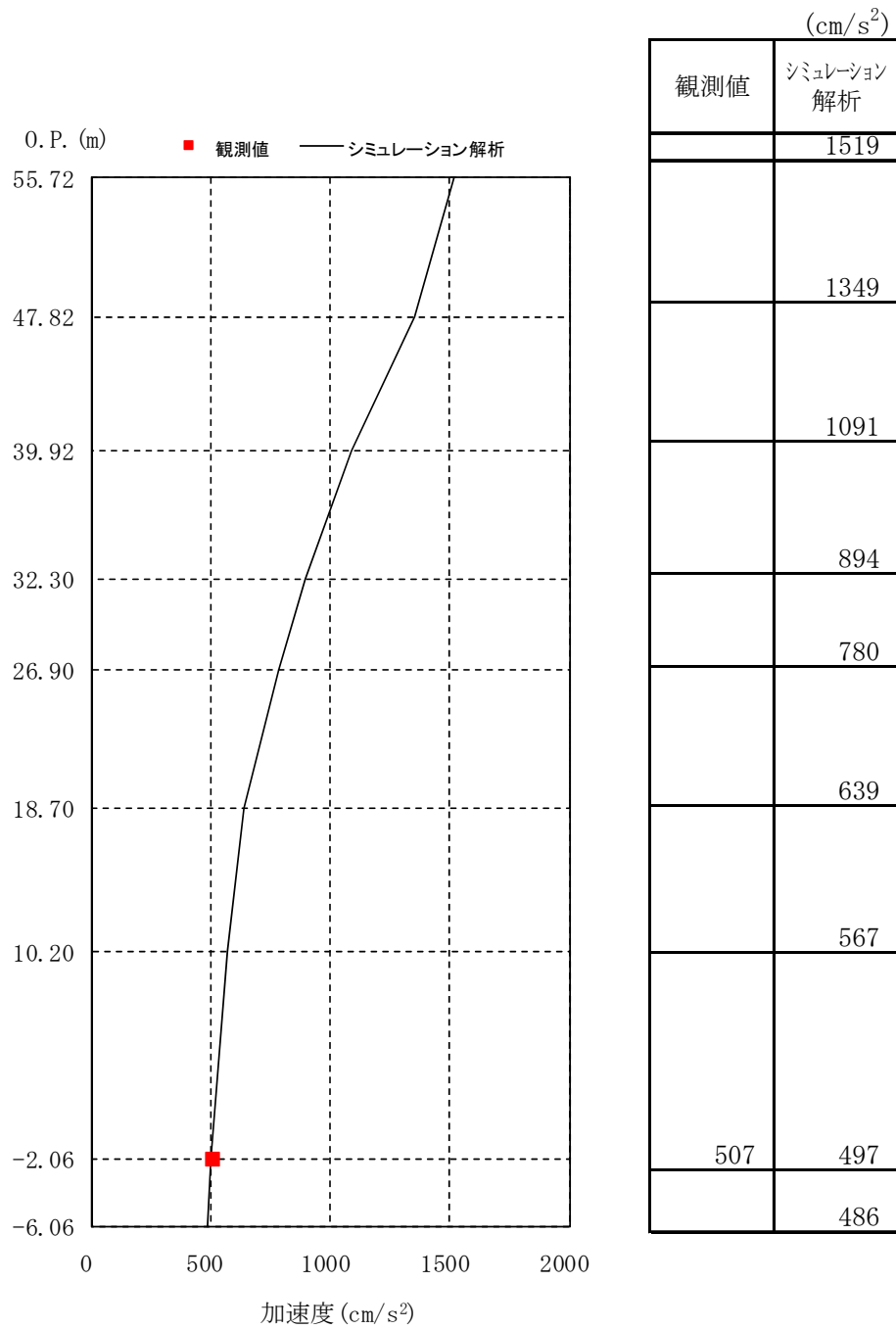
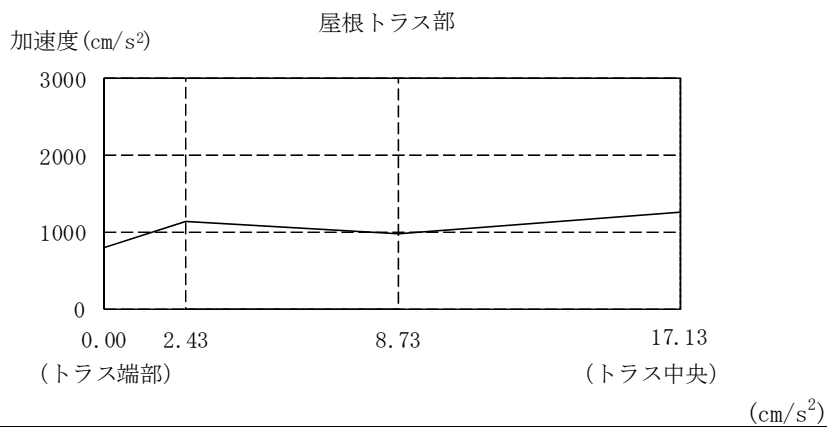


図-3.5.1(2) 最大応答加速度 (東西方向)



シミュレーション解析	812	1138	982	1257
------------	-----	------	-----	------

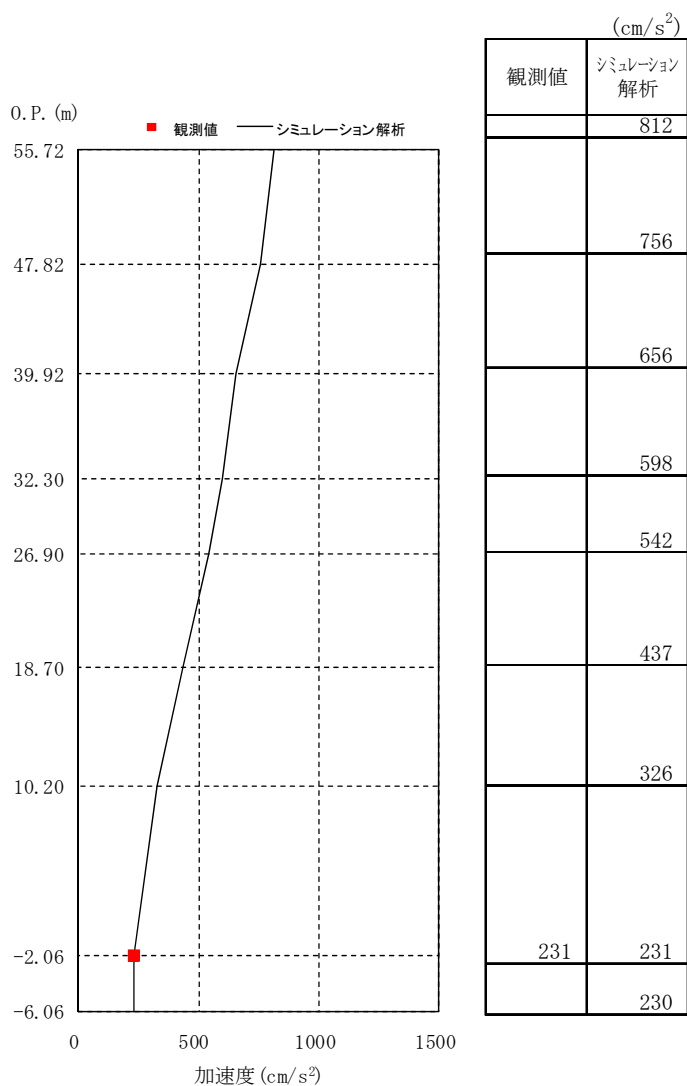


図-3.5.1(3) 最大応答加速度 (鉛直方向)

表-3.5.1 耐震壁のせん断ひずみ一覧

( $\times 10^{-3}$ )

階	南北方向	東西方向
CRF	0.08	0.13
5F	0.13	0.17
4F	0.04	0.12
3F	0.06	0.13
2F	0.07	0.14
1F	0.09	0.16
B1F	0.05	0.11

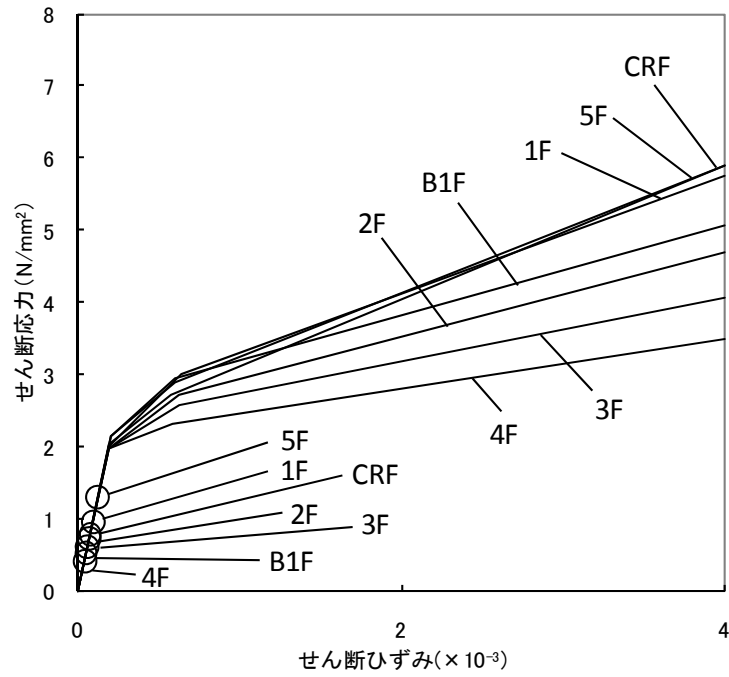


図-3.5.2(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (南北方向)

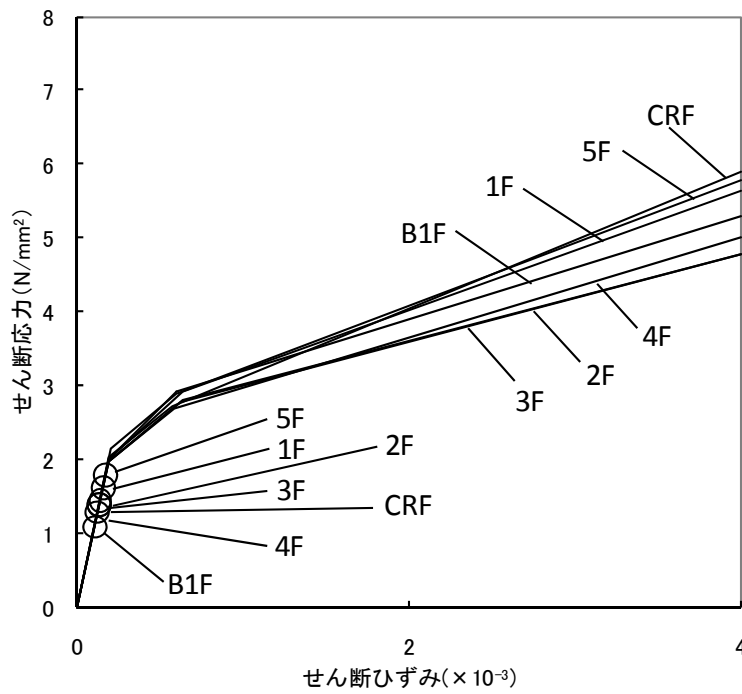


図-3.5.2(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (東西方向)

## 4. 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価

### 4. 1 影響評価方針

本検討では、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた原子炉建屋の地震応答解析を用いて解析的検討を行い、東北地方太平洋沖地震が耐震安全上重要な機器・配管系へ与えた影響を評価する。

影響評価の具体的な方法としては、原子炉建屋の地震応答解析および原子炉建屋と原子炉等の大型機器を連成させた地震応答解析（以下、「大型機器連成地震応答解析」という）で得られた応答荷重や応答加速度等（以下、「地震荷重等」という）を、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析で得られた地震荷重等と比較することによりおこなう。

本検討の地震応答解析で得られた地震荷重等が、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析で得られた地震荷重等を上回る場合は、安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施する。

### 4. 2 大型機器連成地震応答解析の方針

原子炉等の大型機器と連成させる原子炉建屋の地震応答解析モデルは、前章で用いた原子炉建屋地震応答解析モデルに基づくものとする。原子炉等の大型機器の地震応答解析モデルは、既往の耐震安全性評価に用いた地震応答解析モデルと同じものとする。ただし、地震時に定期検査中であったプラントについては、地震時の状況に応じて地震応答解析モデルを見直すこととする。

大型機器の地震応答解析モデルに適用する減衰定数は、既往の耐震安全性評価で適用した減衰定数と同じものを用いる。なお、解析は水平方向（NS および EW）、鉛直方向（UD）について実施する。



#### 4. 3 影響評価方法

福島第一原子力発電所の各号機については、基準地震動  $S_s$  を用いた耐震安全性評価を中間報告書（以下、「中間報告書」という）として取り纏めている※。その中間報告書において、基準地震動  $S_s$  に対して、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震安全性が確保されるとの評価結果が得られている。

上記を踏まえ、本検討では、既往の基準地震動  $S_s$  を用いて計算された地震荷重等を参考に影響評価を実施する。

第一段階として、観測記録に基づいた地震応答解析で得られた地震荷重等と既往の耐震安全性評価で得られた地震荷重等を比較する。

今回の地震荷重等が既往の耐震安全性評価で得られた地震荷重等を上回る場合には、第二段階として、大型機器連成地震応答解析で得られる地震荷重条件のうち、耐震安全性評価で得られた地震荷重を上回る指標毎に、安全上重要な機能を有する主要な設備の中から、当該指標に対応した設備を選定して耐震性評価を実施する。

本検討の影響評価フローを図-4.3.1 に示す。

※ 福島第一原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂2）平成22年4月19日 東京電力株式会社

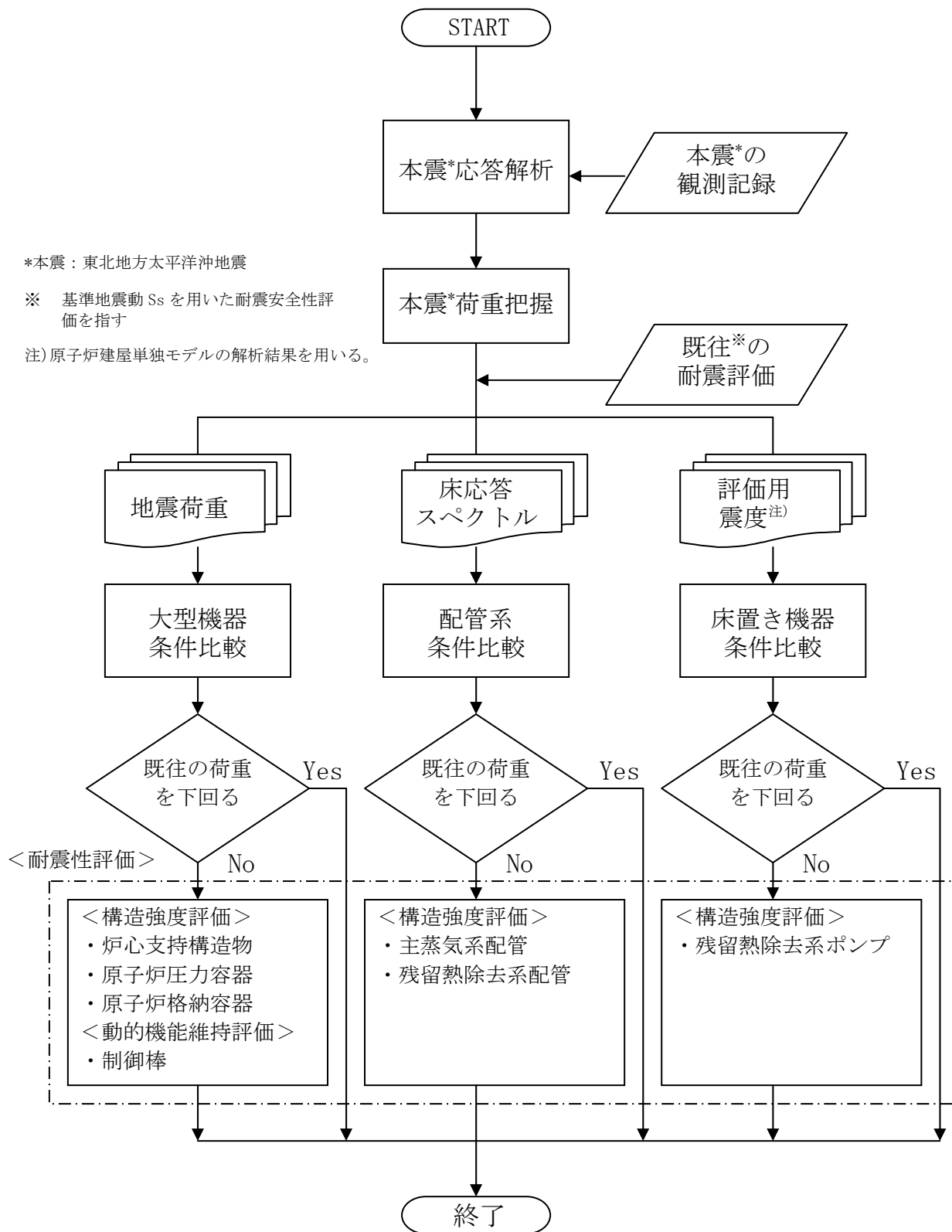


図-4.3.1 本震影響評価 フローチャート

#### 4. 3. 1 既往検討との比較

既往検討との比較を行う指標は、以下に示す表の通りとする。

表-4. 3. 1. 1 既往の検討と比較を行う地震応答に係わる指標

設備等		地震応答荷重	計算モデル	備考
原子炉建屋		震度及び床応答スペクトル (G)	前章の建屋解析 <sup>注)</sup> 結果を用いる	原子炉建屋床に設置されている機器・配管の耐震設計条件となる(例えば、残留熱除去系ポンプ・配管)
原子炉建屋・原子炉格納容器・原子炉圧力容器連成系	原子炉圧力容器及び原子炉本体基礎	せん断力 (kN)	水平方向モデル	原子炉圧力容器の地震荷重条件となる
		モーメント (kN・m)		
	軸力 (kN)	鉛直方向モデル		
	原子炉遮へい壁	床応答スペクトル (G)	水平方向モデル 鉛直方向モデル	主蒸気系配管などの原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の耐震設計条件となる
原子炉格納容器	原子炉格納容器	せん断力 (kN)	水平方向モデル	原子炉格納容器本体の地震荷重条件となる
		モーメント (kN・m)		
		軸力 (kN)	鉛直方向モデル	
原子炉建屋・炉内構造物連成系	燃料集合体	相対変位 (mm)	水平方向モデル	主に制御棒の動的機能維持評価条件となる
	気水分離器及び炉心シュラウド	せん断力 (kN)	水平方向モデル	炉心支持構造物の地震荷重条件となる
モーメント (kN・m)				
軸力 (kN)		鉛直方向モデル		

注) 観測記録に基づくシミュレーション解析では、鉛直方向の床応答スペクトルに解析上のピークが生じていると考えられる(補足資料参照)。

#### 4. 3. 2 耐震安全上重要な主要施設の耐震性評価

今回の地震荷重等が既往の耐震安全性評価で得られた地震荷重等を上回る場合、上回る指標毎に中間報告書で評価対象とされた安全上重要な機能を有する主要な施設から当該指標に対応する設備を選定し、耐震性評価を実施する。なお、中間報告書の主要な施設（表-4.3.2.1）は、前項で比較した指標を網羅している。

構造強度評価においては、下記に示す簡易評価又は詳細評価を用いて今回の地震における計算値を算定し、評価基準値との比較をおこなう。地震荷重以外の条件（圧力、温度等）は、基本的に耐震安全性評価と同じものを用いるが、地震時の状態を考慮して見直す場合もある。

動的機能維持評価（制御棒挿入性）については、地震時の燃料集合体の相対変位が試験により挿入性が確認されている相対変位以下であることを確認する。

##### A. 簡易評価

今回の地震荷重等（加速度、せん断力、モーメント、軸力）と設計時における地震荷重等との比を求め、設計時の計算値（応力）に乗じることにより、今回の地震による計算値を算定する手法。

##### B. 詳細評価

設計時の強度計算書と同等の評価手法。配管系については、スペクトルモーダル解析法を基本とするが、必要に応じて時刻歴応答解析をおこなう。

表-4.3.2.1 評価対象設備

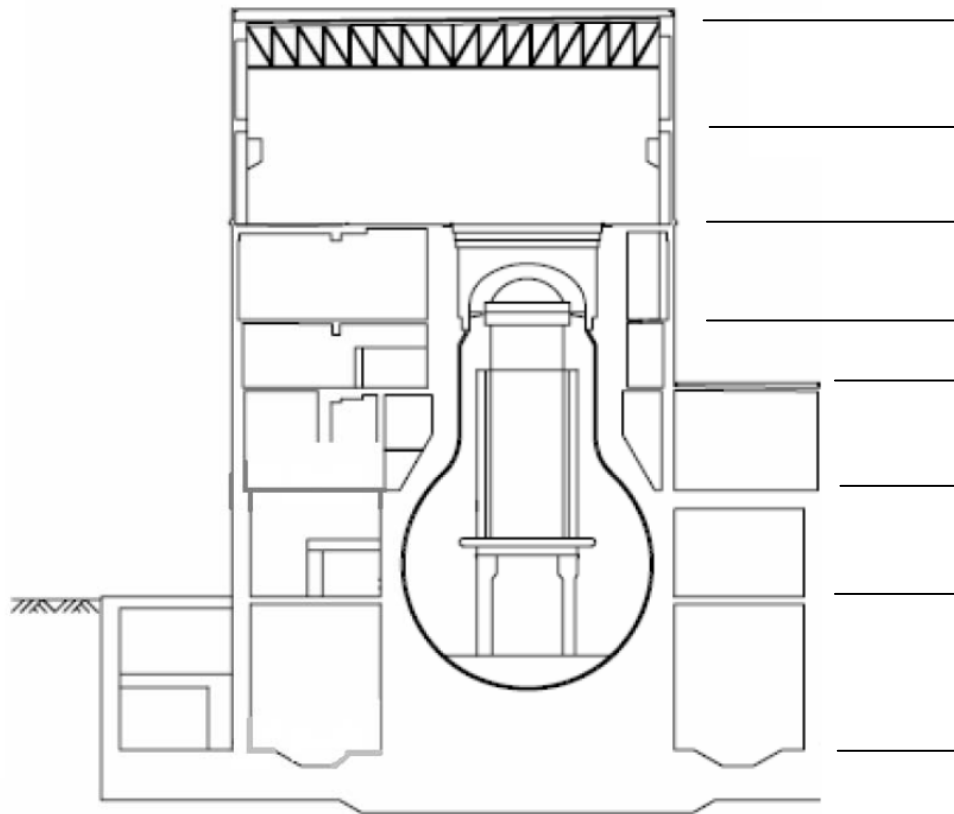
区分	評価対象設備	評価部位	備考
止める	炉心支持構造物	シュラウドサポート	炉心の下部に位置しており、地震荷重が大きいシュラウドサポートを評価部位として選定
	制御棒	挿入性	地震時の燃料集合体の相対変位により、制御棒の挿入性を評価
冷やす	残留熱除去系ポンプ	ボルト	地震の影響を受けやすいポンプのボルトを評価部位として選定
	残留熱除去系配管	配管	非常用炉心冷却機能を持つ配管の本体を評価
閉じ 込める	原子炉压力容器	基礎ボルト	压力容器は厚肉構造で、地震荷重の有無が構造に与える影響は小さいことから、定着部である基礎ボルトを評価部位として選定
	主蒸気系配管	配管	原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の本体を評価
	原子炉格納容器	ドライウエル	バウンダリ機能維持の観点から、本体の胴板を評価部位として選定

## 4. 4 影響評価結果

### 4. 4. 1 評価用震度

前章に示す原子炉建屋の地震応答解析結果に基づく評価用震度（床最大加速度の1.2倍）と、基準地震動 $S_s$ による原子炉建屋の評価用震度の比較を図-4.4.1.1に示す。

残留熱除去系ポンプの設置階であるO.P.-2.06（m）において、今回の地震による水平方向の評価用震度が、基準地震動 $S_s$ による評価用震度を上回ることから、残留熱除去系ポンプの耐震性評価を実施した（4.4.4参照）。



O. P. (m)	水平方向 (NS/EW 包絡)		鉛直方向	
	本震	基準地震動 S <sub>s</sub>	本震	基準地震動 S <sub>s</sub>
55.72	1.85	1.40	1.00	0.65
47.82	1.65	1.15	0.93	0.62
39.92	1.34	0.95	0.81	0.57
32.30	1.10	0.85	0.74	0.54
26.90	0.96	0.81	0.67	0.53
18.70	0.79	0.73	0.54	0.53
10.20	0.70	0.64	0.40	0.53
-2.06	0.61	0.55	0.29	0.53

図-4.4.1.1 原子炉建屋の評価用震度

## 4. 4. 2 大型機器連成地震応答解析結果

### 4. 4. 2. 1 解析モデル

地震時に定格運転中であった3号機の大型機器連成地震応答解析モデルは、前章で検討した原子炉建屋モデルに、既往の耐震安全性評価で用いた原子炉等の大型機器の解析モデルを連成させる。大型機器の解析モデルを図-4.4.2.1.1 および図-4.4.2.1.2 に示す。

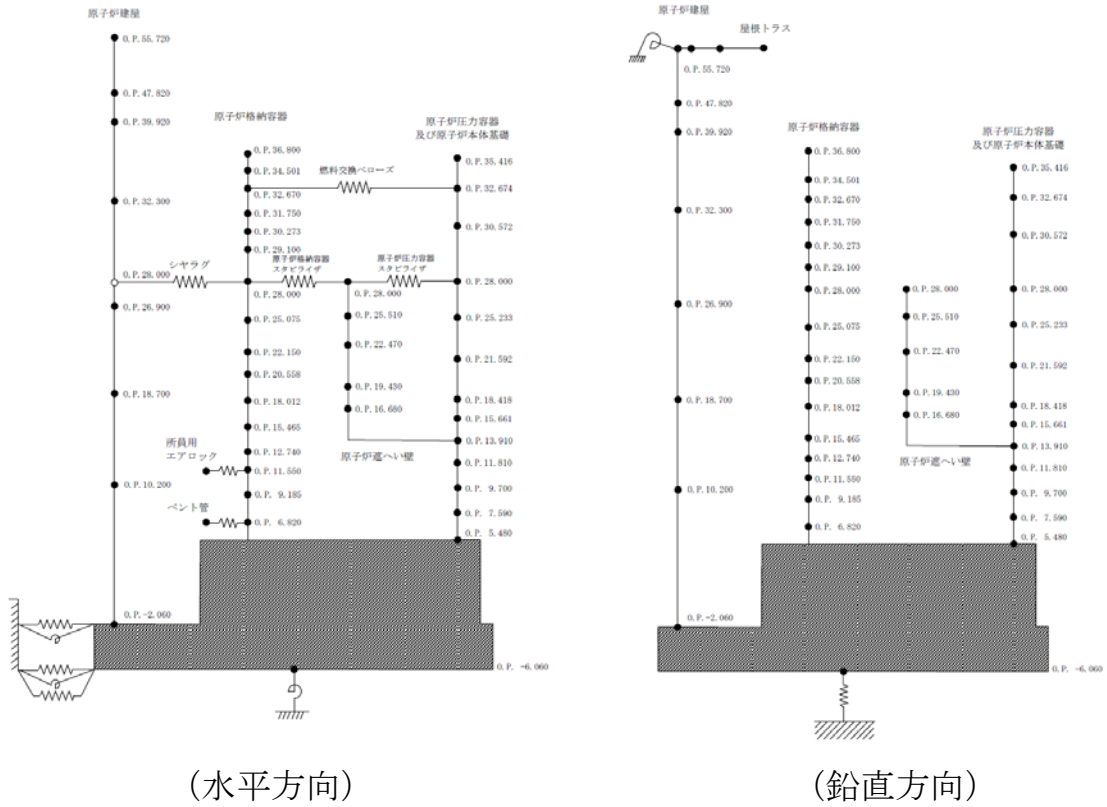


図-4.4.2.1.1 原子炉建屋—原子炉格納容器—原子炉圧力容器連成系モデル（福島第一3号機）

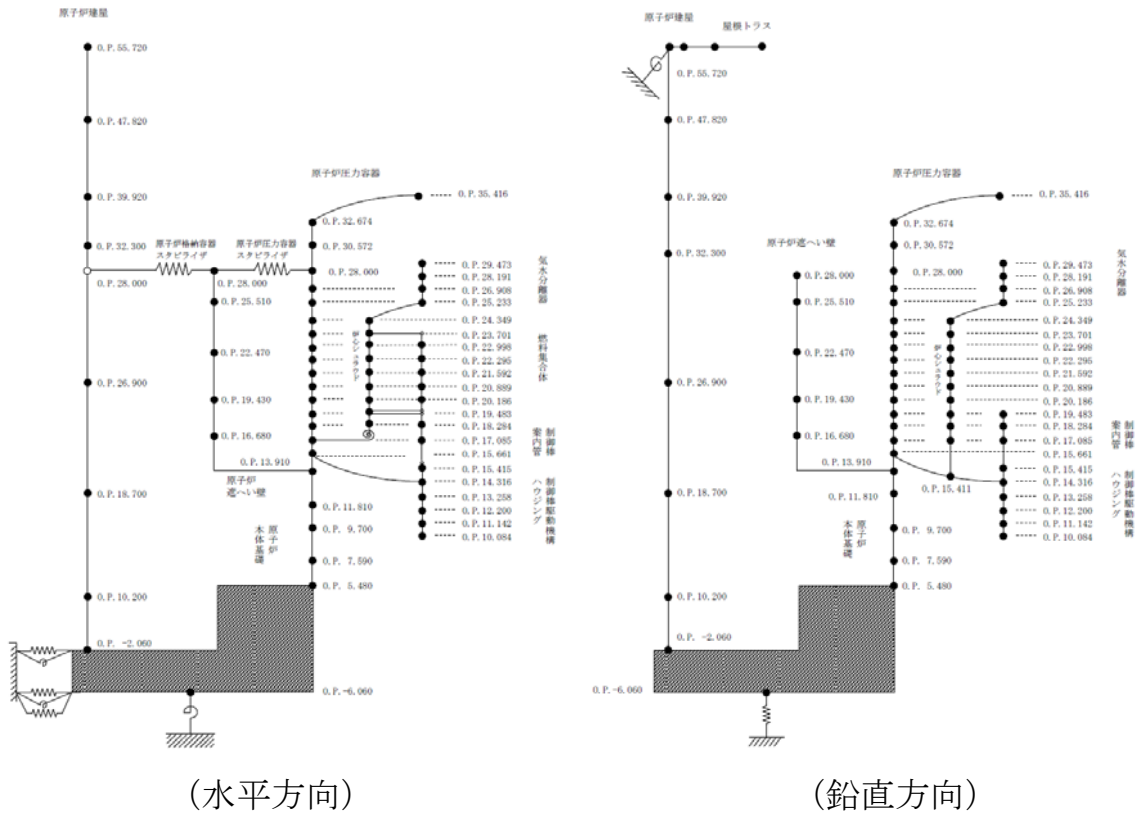


図-4.4.2.1.2 原子炉建屋—炉内構造物連成系モデル（福島第一3号機）



#### 4. 4. 2. 2 解析結果

今回の地震による地震応答解析結果に基づく地震荷重と、基準地震動  $S_s$  による地震応答解析結果に基づく地震荷重の比較を図-4. 4. 2. 2. 1～図-4. 4. 2. 2. 6 に示す。

炉心支持構造物、原子炉圧力容器、原子炉格納容器の評価に用いるせん断力およびモーメントにおいて、今回の地震による地震荷重が基準地震動  $S_s$  による地震荷重を上回ることから、これらの設備の耐震性評価を実施した（4. 4. 4 参照）。

なお、今回の地震による燃料集合体の相対変位が、基準地震動  $S_s$  による相対変位を上回るものの、地震時には全制御棒が全挿入されたことを中央制御室の記録により確認している※。

※ 「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」 平成 23 年 5 月 23 日 東京電力株式会社





注) 図中の数値は、基準地震動 Ss 及び本震における最大応答値を示す。(青：基準地震動 Ss, 赤：本震)

4-13

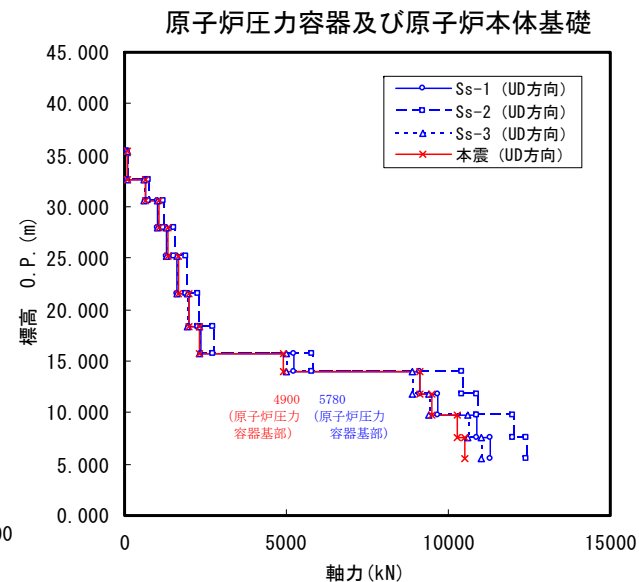
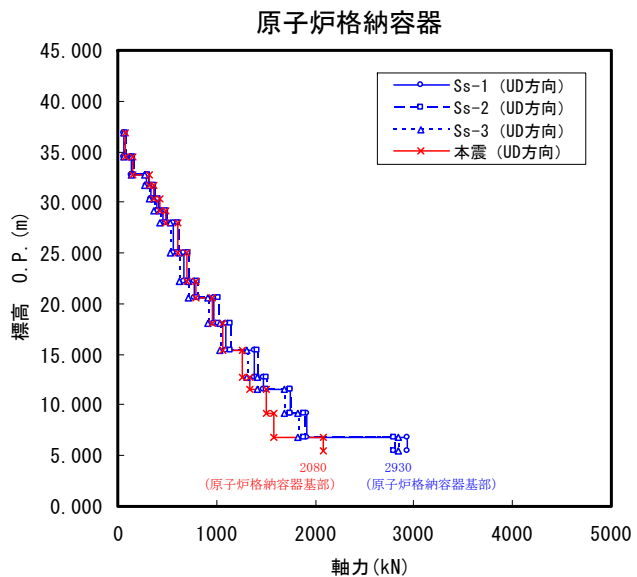
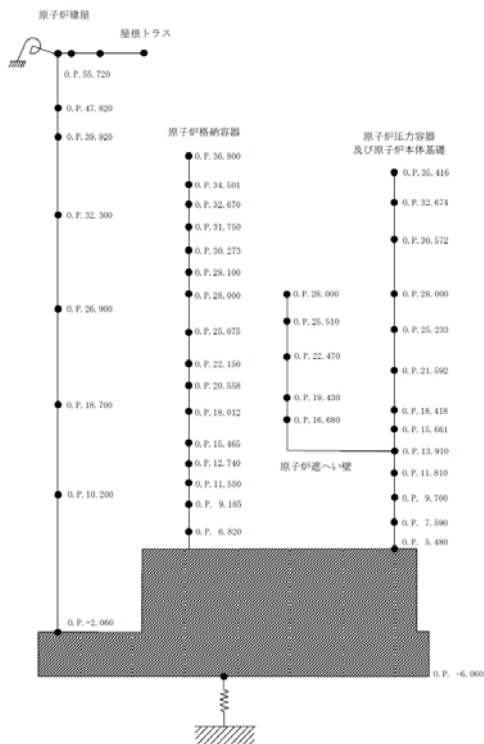


図-4.4.2.2.3 最大応答軸力  
(UD 方向)  
(原子炉格納容器, 原子炉压力容器  
及び原子炉本体基礎)



注) 図中の数値は、基準地震動 Ss 及び本震における最大応答値を示す。(青：基準地震動 Ss, 赤：本震)

4-15

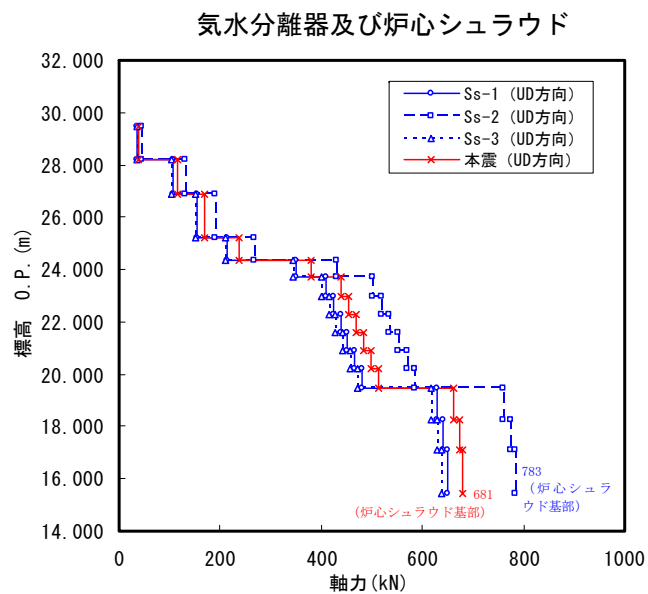
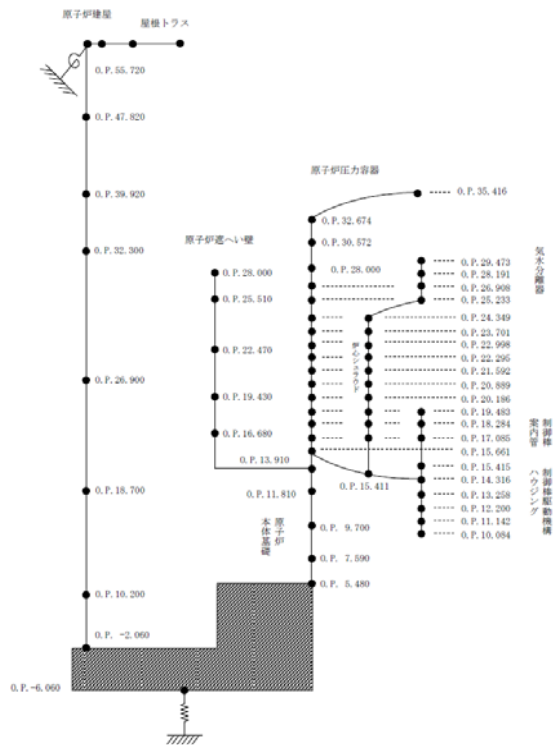


図-4.4.2.2.5 最大応答軸力  
(UD 方向)  
(気水分離器及び炉心シュラウド)



#### 4. 4. 3 床応答スペクトル

前章に示す原子炉建屋の地震応答解析結果に基づく床応答スペクトル、および、大型機器連成地震応答解析結果に基づく床応答スペクトルを、基準地震動  $S_s$  による床応答スペクトルと比較した結果を図-4.4.3.1～図-4.4.3.12に示す。

比較した結果、今回の地震が基準地震動  $S_s$  を概ね下回るものの、一部周期帯（概ね 0.2～0.3 秒）において今回地震が上回る部分が存在する。主蒸気系配管および残留熱除去系配管の固有周期帯は約 0.27 秒以下の範囲であり、一部上回る周期帯を含むことから、主蒸気系配管および残留熱除去系配管の耐震性評価を実施した。（4.4.4 参照）。



注) 原子炉建屋 0. P. 39. 92m には主蒸気系配管および残留熱除去系配管は設置されていないことから、網掛けは記載していない。

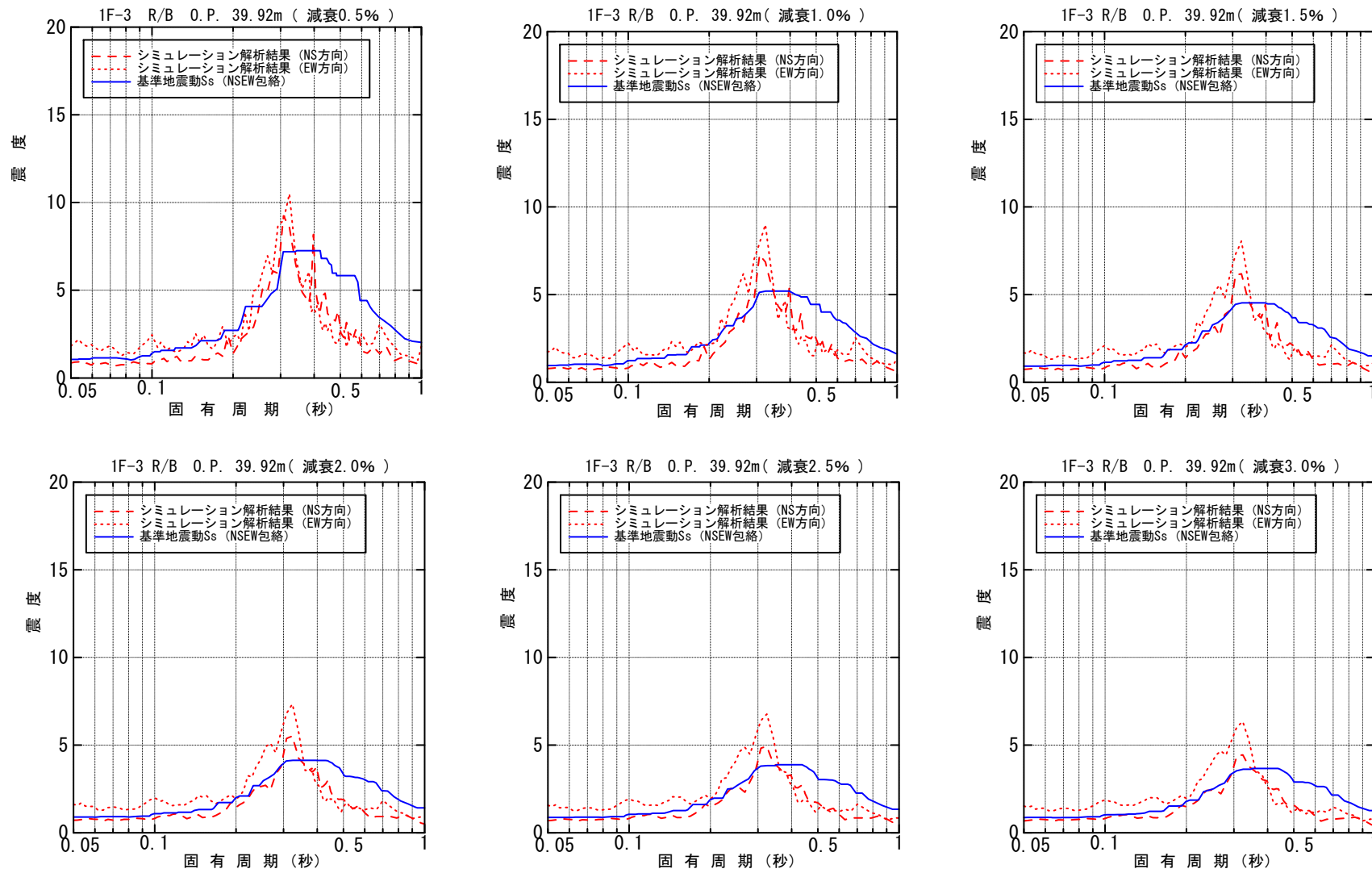


図-4. 4. 3. 1 原子炉建屋 0. P. 39. 92m 床応答スペクトル (水平方向)

注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

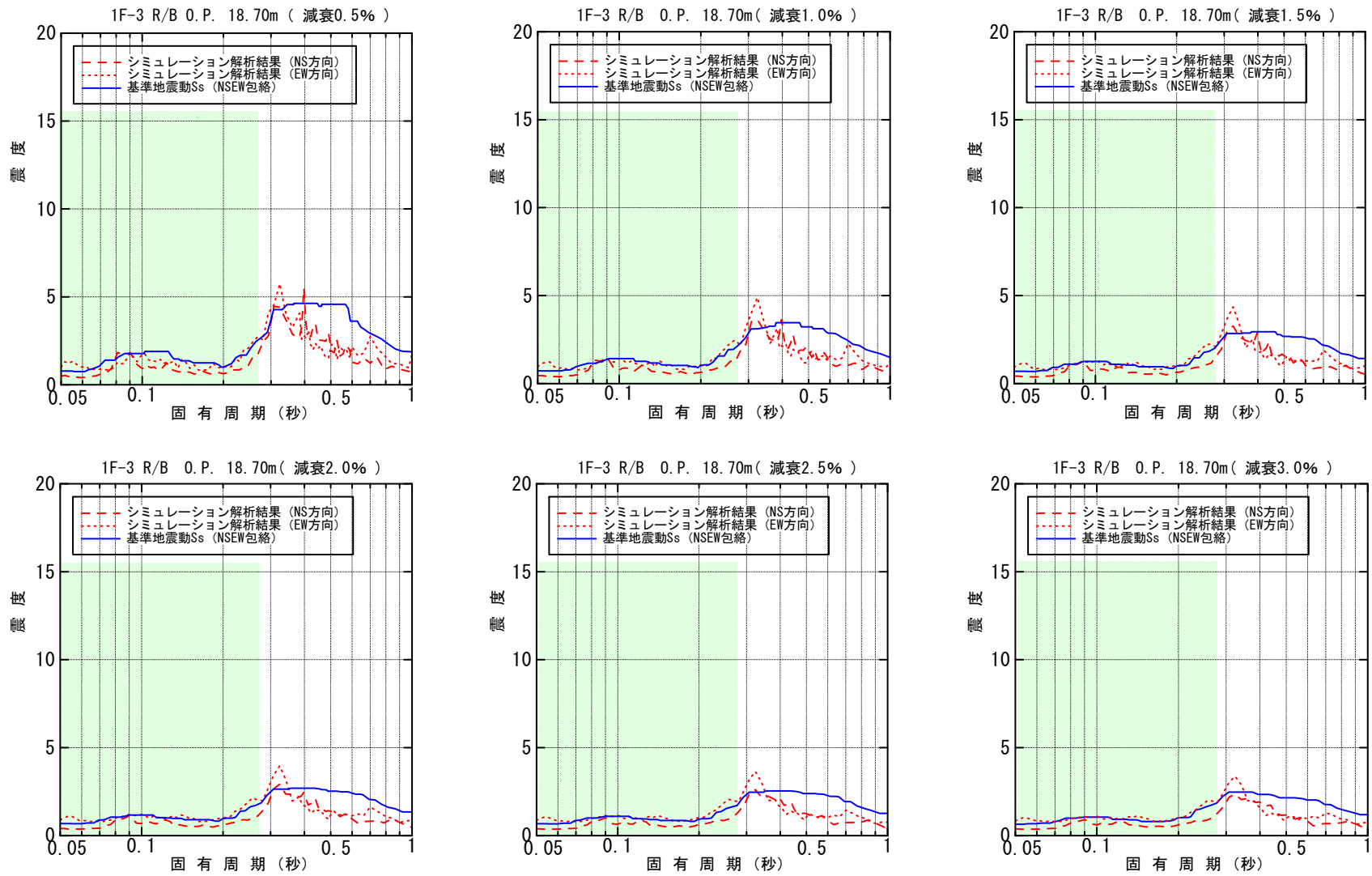


図-4.4.3.2 原子炉建屋 O.P. 18.70m 床応答スペクトル (水平方向)

注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

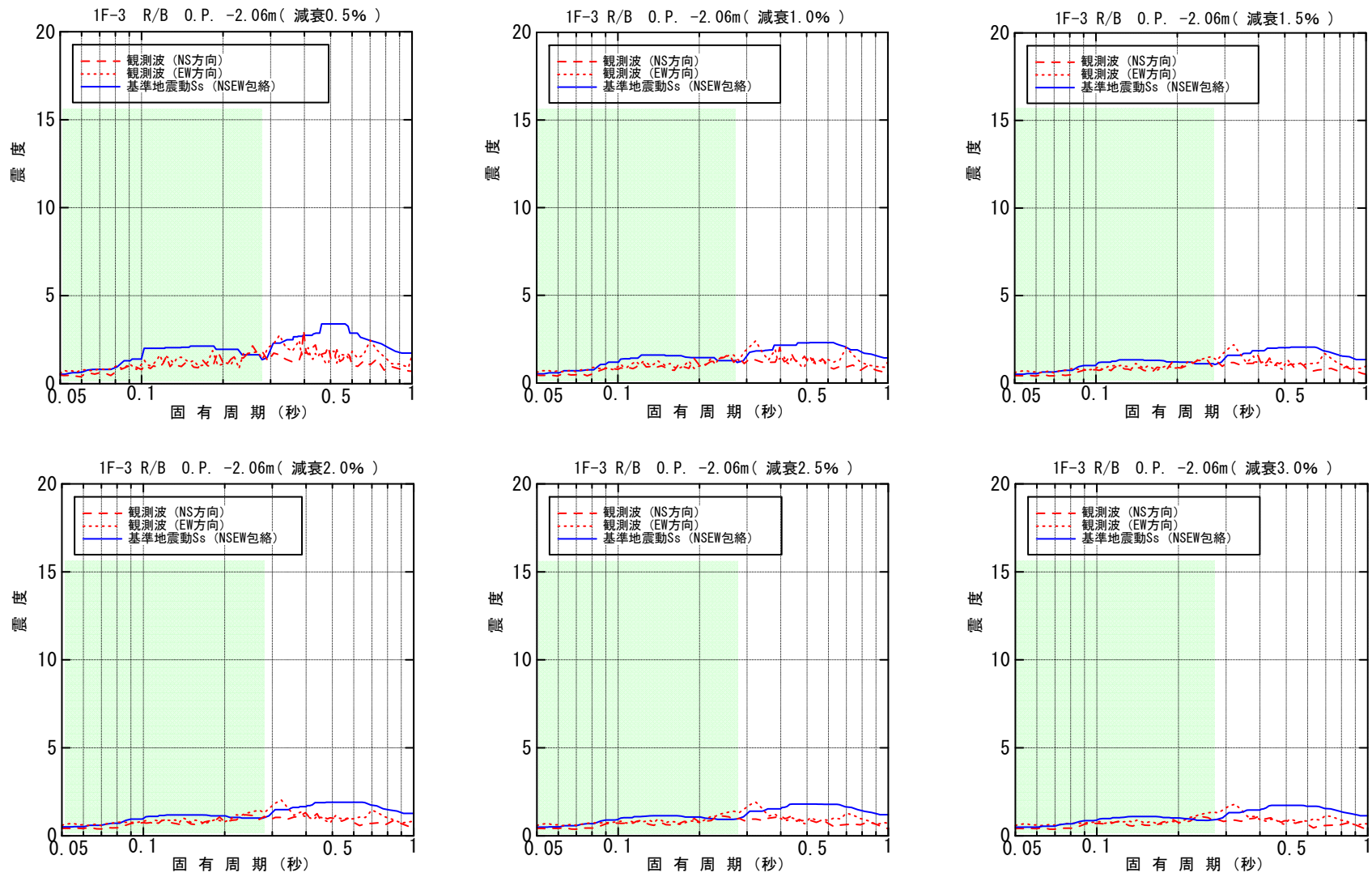


図-4.4.3.3 原子炉建屋 O.P. -2.06m 床応答スペクトル (水平方向)

注) 原子炉建屋 0. P. 39. 92m には主蒸気系配管および残留熱除去系配管は設置されていないことから、網掛けは記載していない。

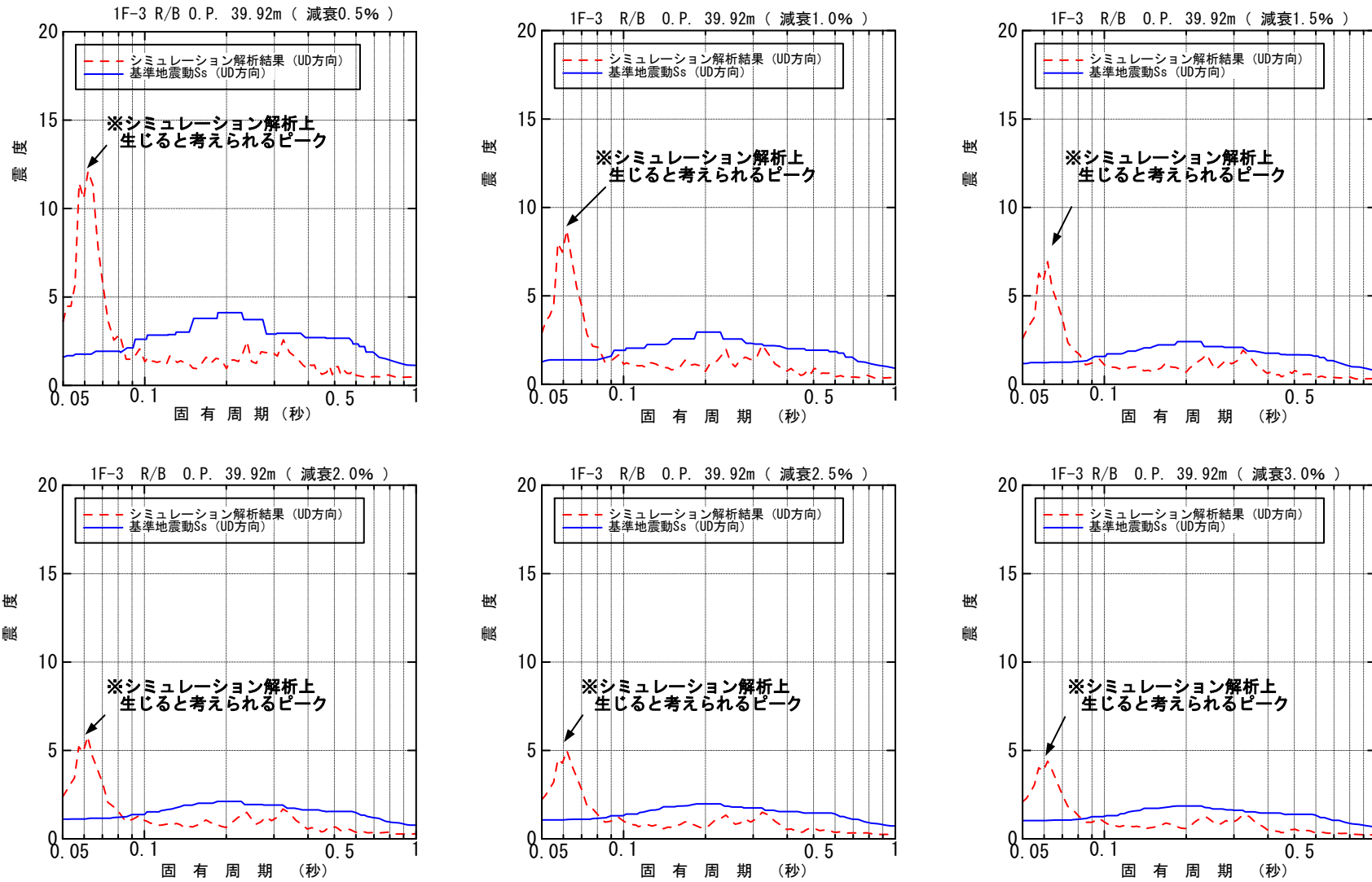


図-4. 4. 3. 4 原子炉建屋 0. P. 39. 92m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

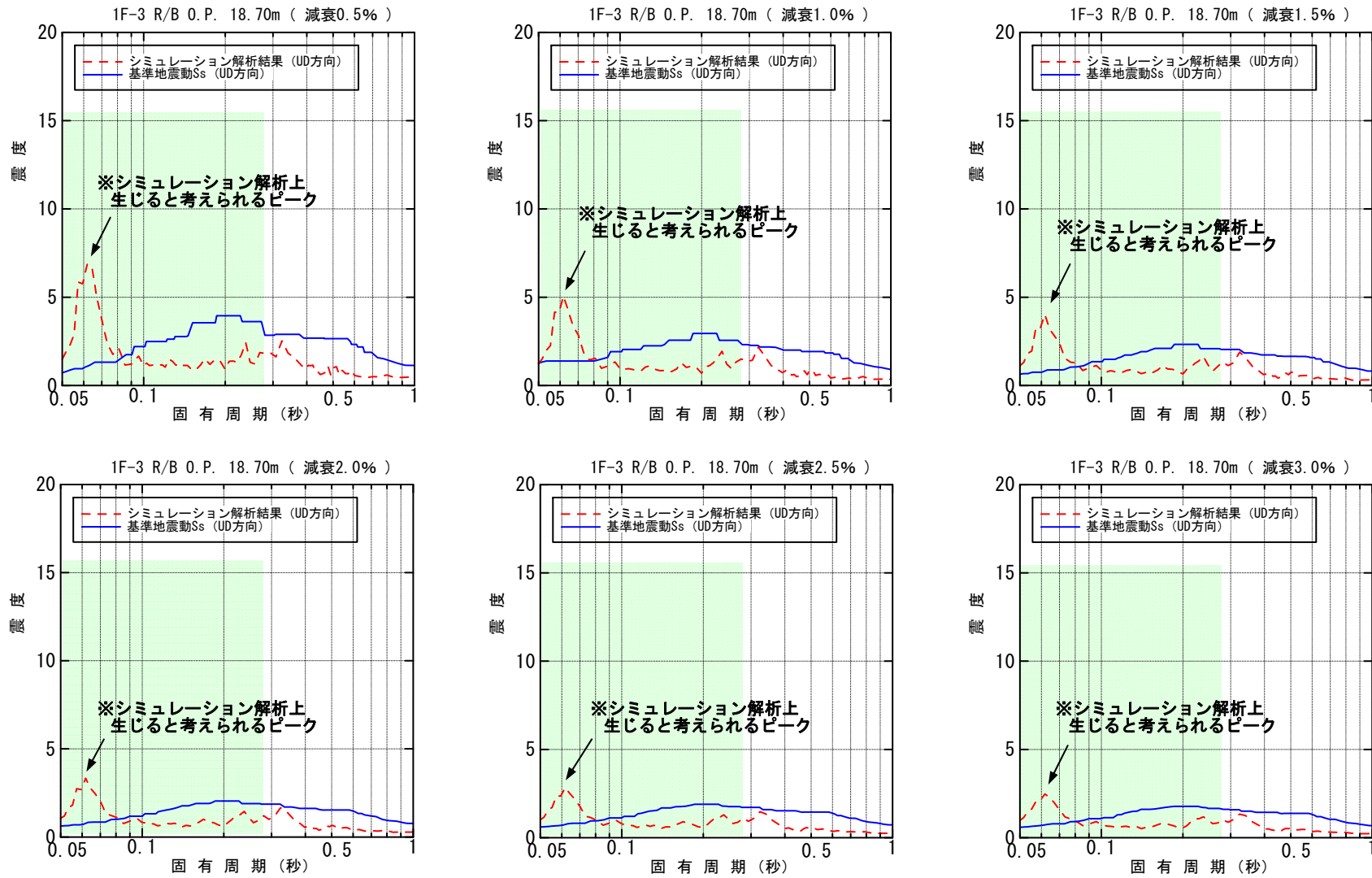


図-4.4.3.5 原子炉建屋 O.P. 18.70m 床応答スペクトル (鉛直方向)



注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

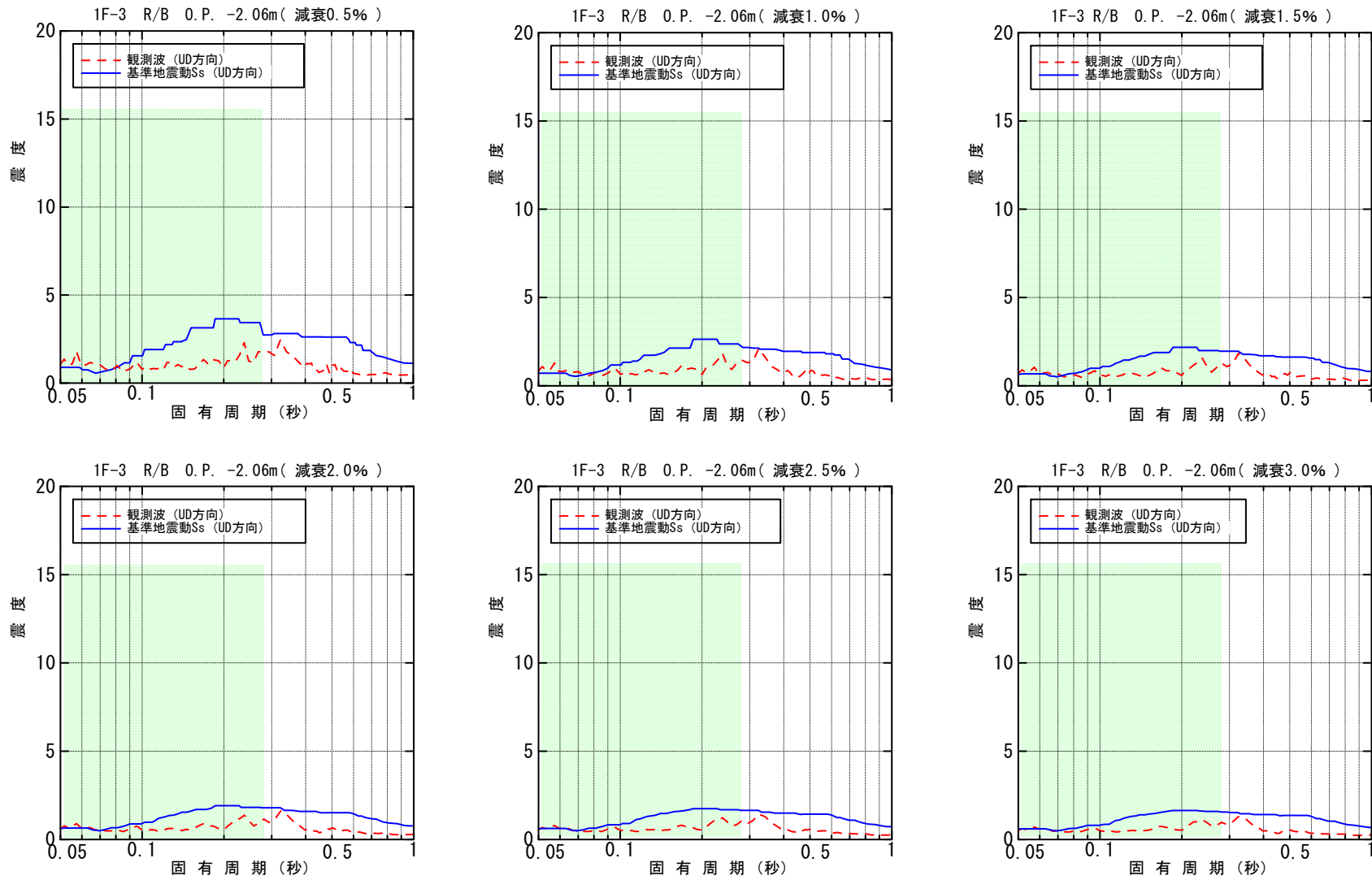


図-4. 4. 3. 6 原子炉建屋 0.P. -2.06m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

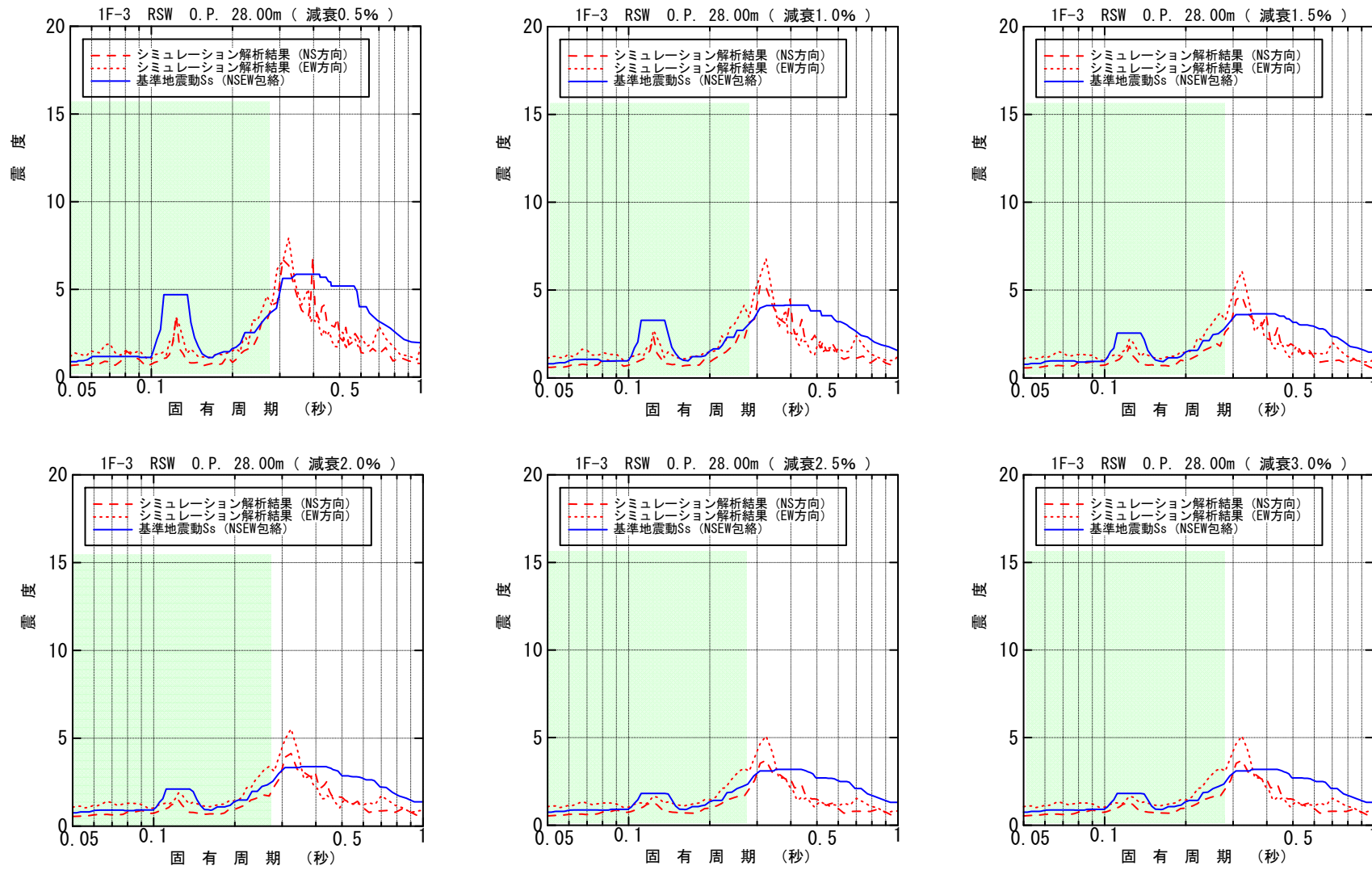
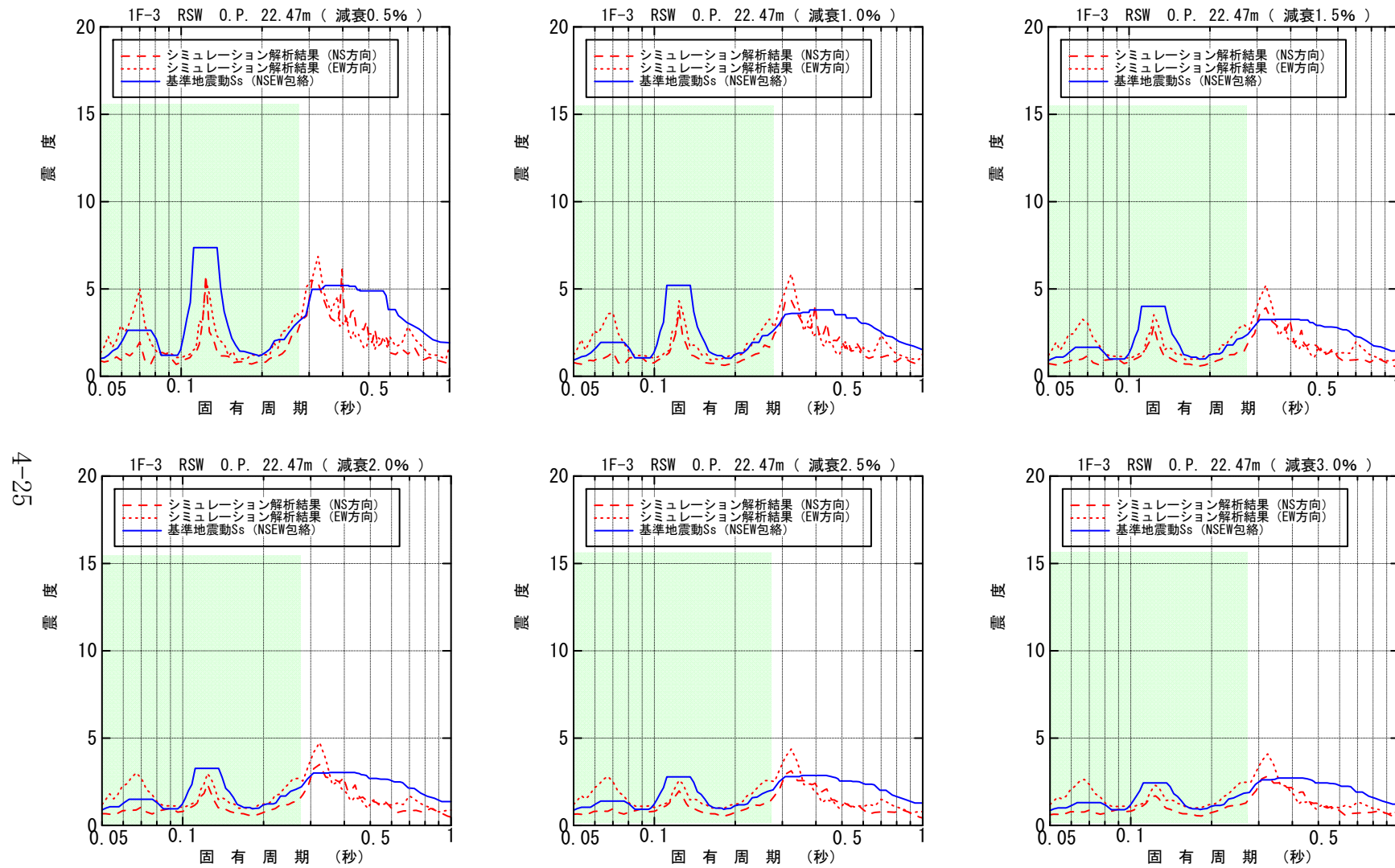


図-4.4.3.7 原子炉遮へい壁 O.P. 28.00m 床応答スペクトル (水平方向)

注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

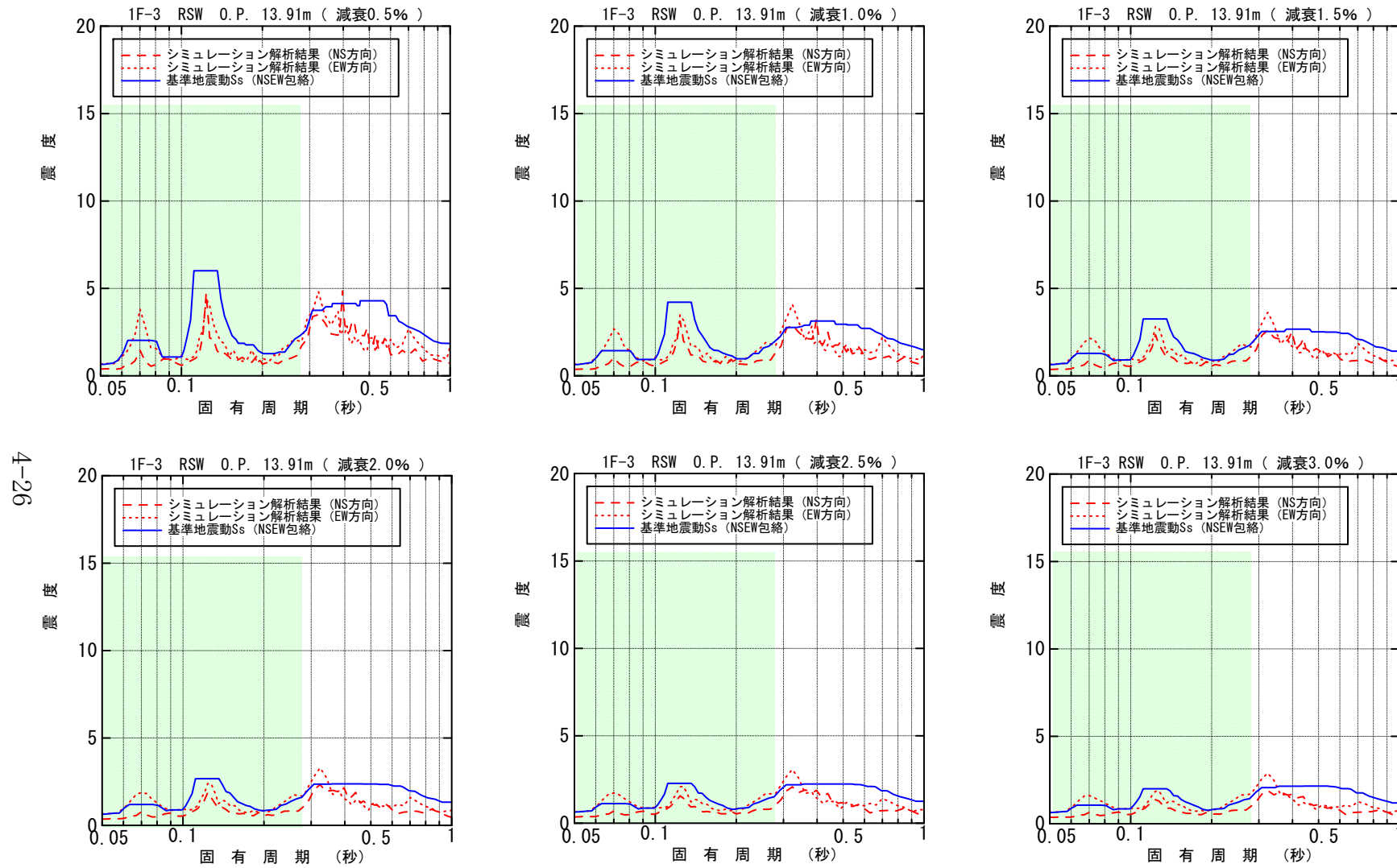


4-25

図-4.4.3.8 原子炉遮へい壁 O.P. 22.47m 床応答スペクトル (水平方向)



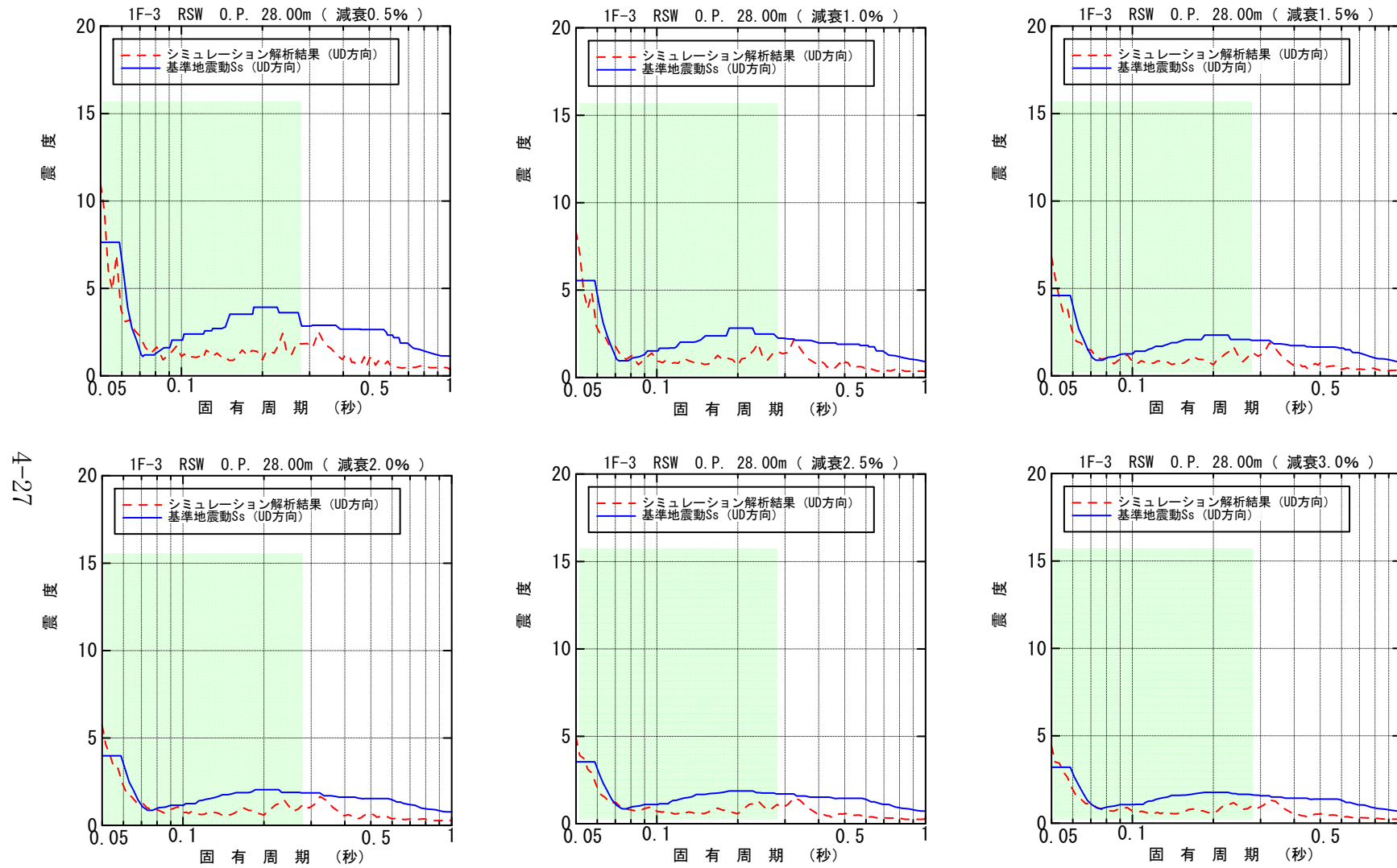
注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。



4-26

図-4.4.3.9 原子炉遮へい壁 O.P. 13.91m 床応答スペクトル (水平方向)

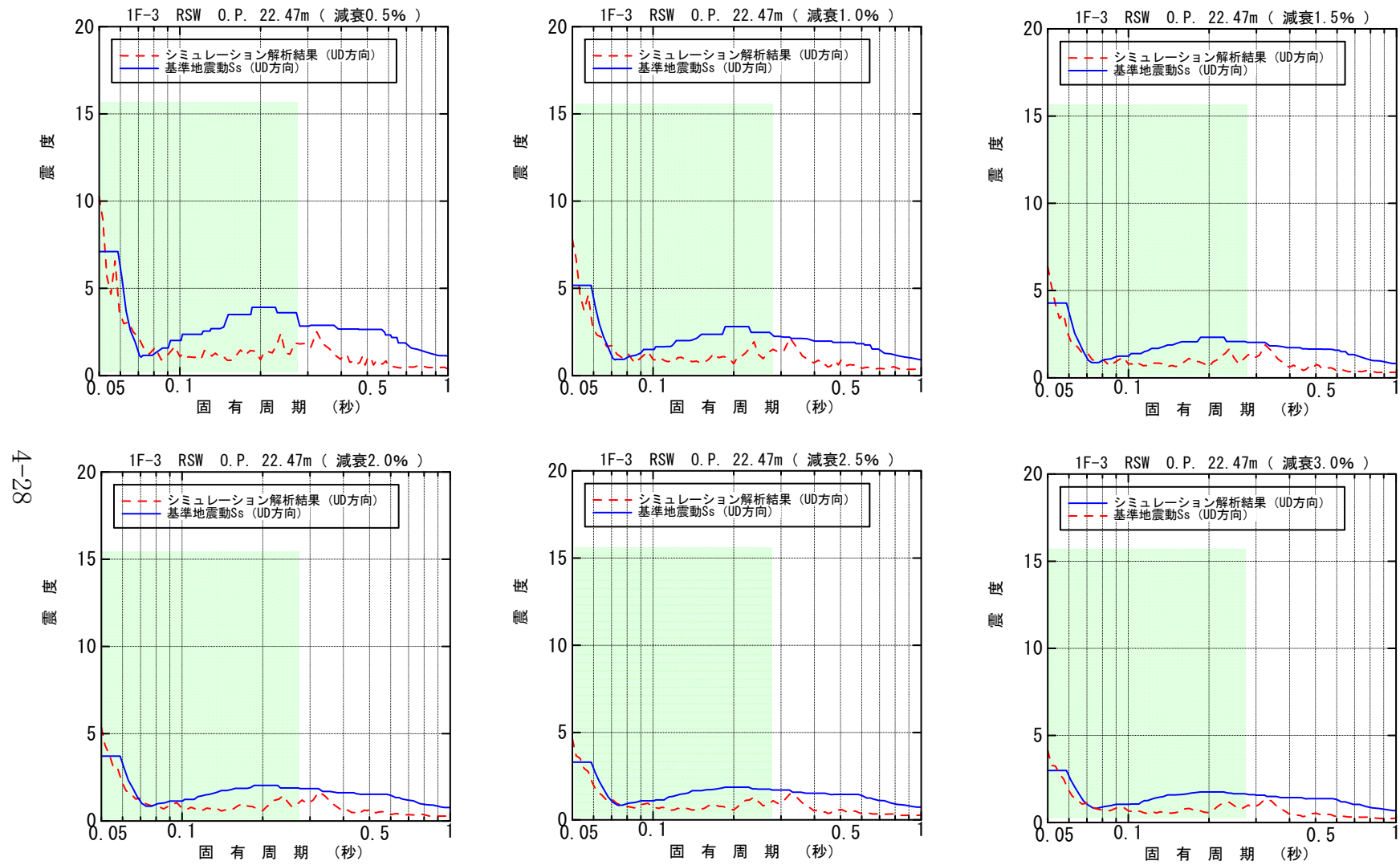
注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。



4-27

図-4.4.3.10 原子炉遮へい壁 O.P. 28.00m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。



4-28

図-4.4.3.11 原子炉遮へい壁 O.P. 22.47m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

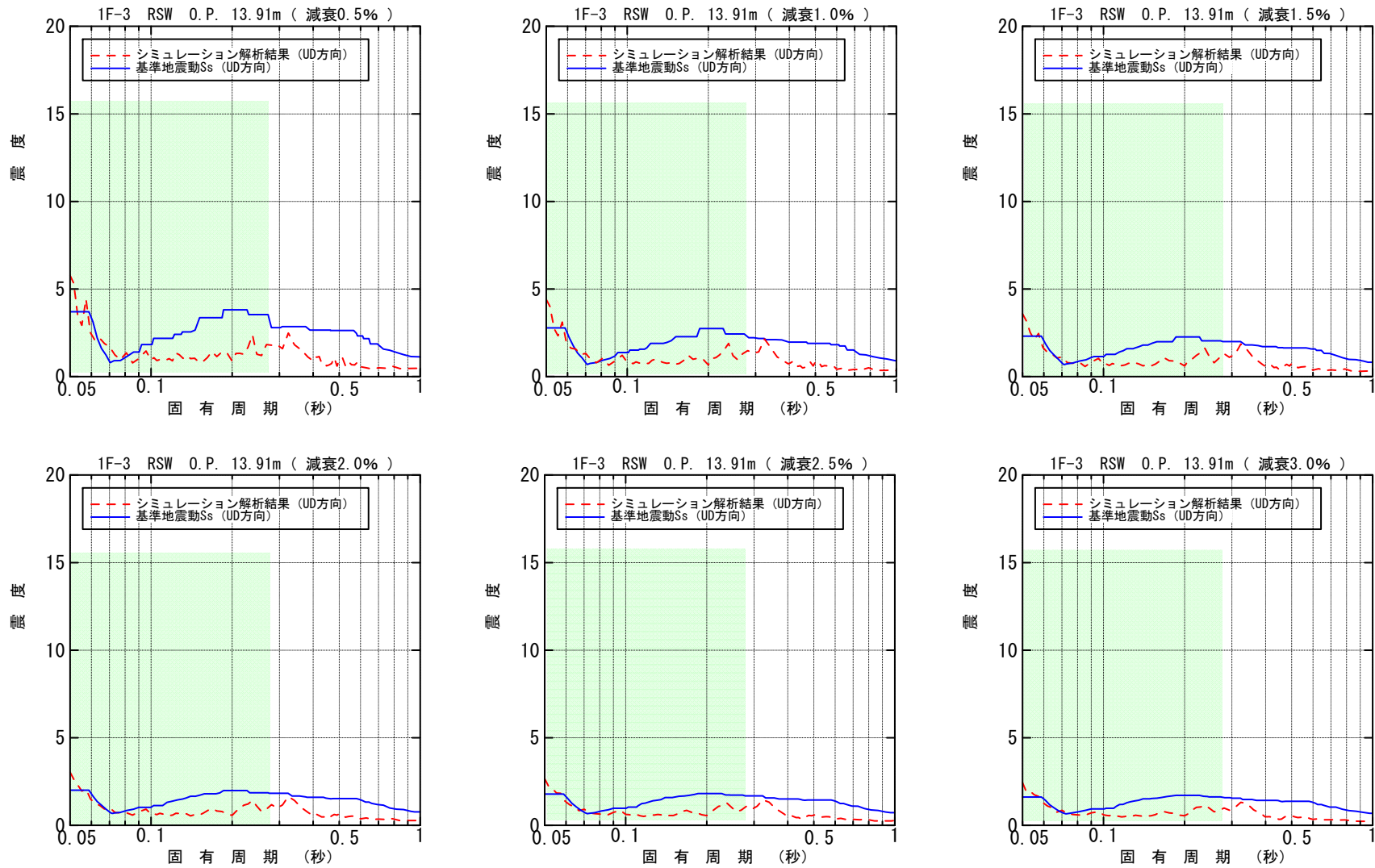


図-4.4.3.12 原子炉遮へい壁 O.P. 13.91m 床応答スペクトル (鉛直方向)

#### 4. 4. 4 主要設備の耐震性評価結果

主要設備に対する耐震性評価結果を表-4.4.4.1に示す。なお、各設備の評価の概要を添付-1に示す。

今回の地震に対して、安全上重要な機能を有する主要な設備の計算値は、全て評価基準値以下であることを確認した。

表-4.4.4.1 耐震性評価結果（福島第一3号機）

区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 <sup>※1</sup> (MPa)	評価 手法 <sup>※2</sup>
止める	炉心支持構造物	シュラウド サポート	一次一般膜 応力	100	300	B
冷やす	残留熱除去系 ポンプ	電動機取付 ボルト	引張応力	42	185	B
	残留熱除去系配管	配管	一次応力	269	363	B
閉じ 込める	原子炉压力容器	基礎ボルト	引張応力	50	222	B
	主蒸気系配管	配管	一次応力	151	378	B
	原子炉格納容器	ドライ ウェル	一次一般膜 応力	158	278 <sup>※3</sup>	B

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値（「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IV<sub>A</sub>S相当）

※2: A:簡易評価, B:詳細評価

※3: 地震時は通常運転中であったため、通常運転時の温度に対する評価基準値

区分	評価対象設備	単位	計算値	評価基準値
止める	制御棒（挿入性）	燃料集合体相対変位 (mm)	24.1	40.0

炉心支持構造物は、炉心から崩壊熱を除去する機能およびスクラム機能の補助設備として耐震安全上重要な設備である。関連図書<sup>※</sup>によれば、地震による原子炉スクラム直後、平均出力領域モニタの指示値は急減しており、スクラム機能が正常に動作していたことが確認されている。また、原子炉水位は狭帯域レンジで維持され、安定的に推移し、原子炉圧力も安定的に制御されていたことが確認されている。従って、炉心支持構造物に地震による機

能の異常はなかったものと推測され、本検討における評価結果と整合する。

関連図書によれば、残留熱除去系ポンプを使ったプール冷却については、地震前の使用済燃料貯蔵プール水位が満水でプール水温も25℃程度であったため、津波の到達前に実施するには至らなかった。そのため、運転実績による地震直後の残留熱除去系の機能維持は確認出来ないものの、本検討結果により、地震後においても残留熱除去系ポンプおよび配管の機能は維持されていたものと推測される。

関連図書によれば、原子炉スクラム以降、計器電源喪失に至るまでの格納容器内において配管破断等に起因する急激な温度変化は認められていない。このことから、地震により原子炉压力容器や主蒸気配管をはじめとする原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が失われていなかったものと推測でき、本検討における解析結果と整合する。

関連図書によれば、地震当日の3月11日から12日にかけて、ドライウェル圧力は上昇傾向にあったことが確認されている。このことから、格納容器バウンダリ機能が失われていなかったものと推測でき、本検討の解析結果と整合する。

関連図書によれば、地震時に制御棒が全て挿入されていることが確認されており、本検討における評価結果と整合する。

以上より、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定する。

※ 「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」 平成23年5月23日 東京電力株式会社

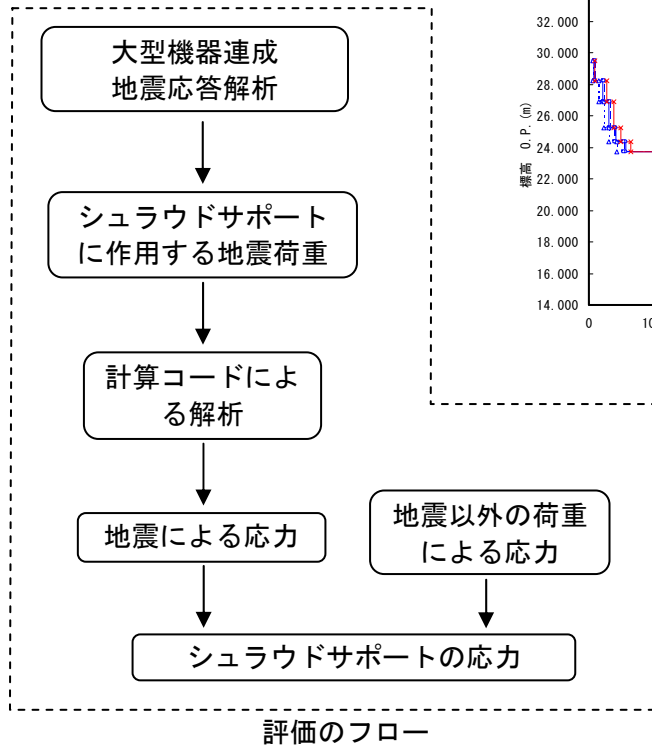


## 5. まとめ

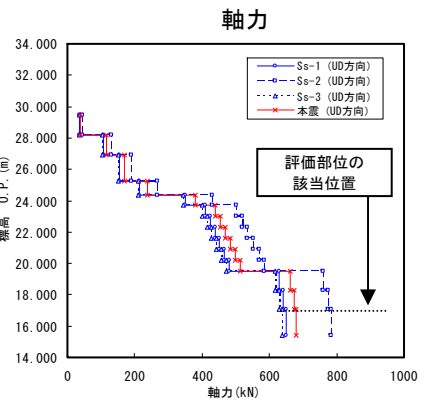
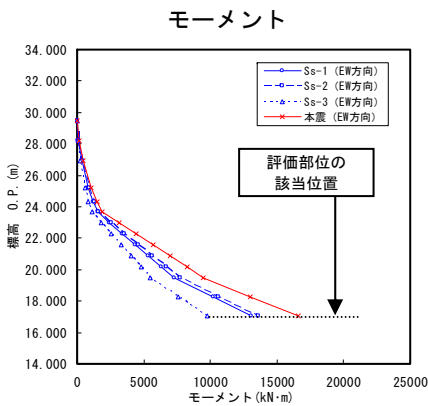
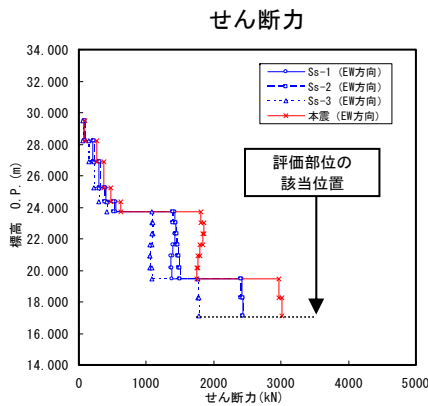
東北地方太平洋沖地震時に定格運転中であった福島第一原子力発電所3号機に対して、東北地方太平洋沖地震が原子炉建屋ならびに耐震安全上重要な機器・配管系へ与えた影響を評価した。

原子炉建屋については、地震応答解析結果による最大応答加速度分布及びせん断スケルトン曲線上の最大応答値を示した。また、耐震安全性評価に用いている耐震壁の最大せん断ひずみの評価基準値 ( $2.0 \times 10^{-3}$ ) に対しても十分な余裕を有していることを確認した。

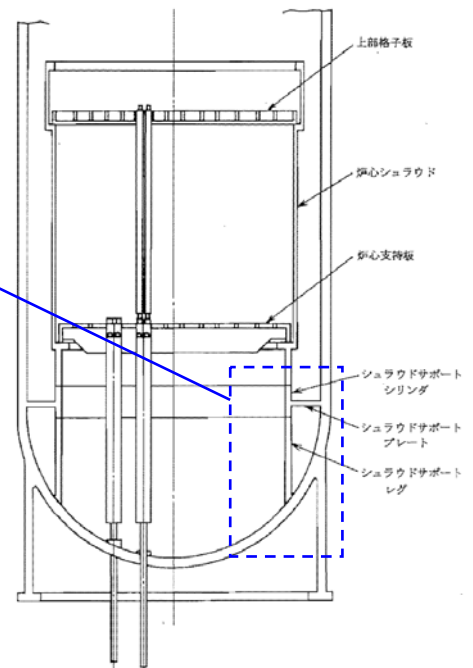
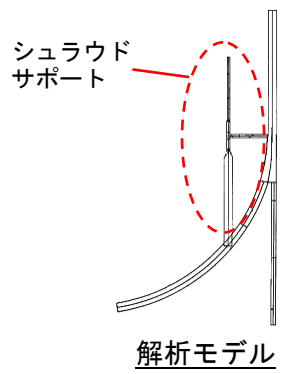
耐震安全上重要な機器・配管系については、今回地震の記録に基づく大型機器連成解析から得られた地震荷重等を、基準地震動  $S_s$  による耐震安全性評価で得られた地震荷重等と比較し、今回地震が上回るものについては、当該指標に該当する耐震安全上重要な施設の耐震性評価を実施した。その結果、今回の地震に対して、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の計算値は、全て評価基準値以下であることを確認した。また、それらの評価結果は、関連図書における地震後のプラント挙動の分析結果と整合しており、以上のことから、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定する。なお、地震荷重等の指標については、設計条件を参照するなど継続して分析を進めていく。



評価のフロー



シュラウドサポートに作用する地震荷重

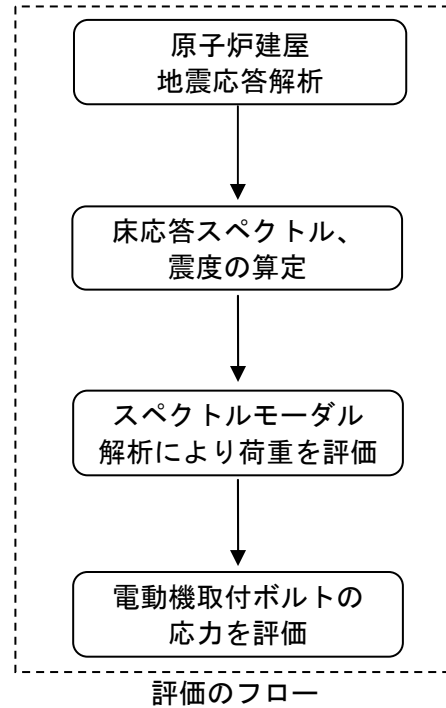


炉内構造物模式図

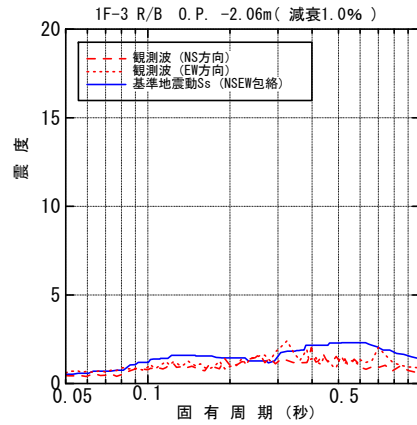
区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動 Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
止める	炉心支持構造物	シュラウドサポート	一次一般膜応力	85	300	100	300

添図-1.1 炉心支持構造物の耐震性評価の概要





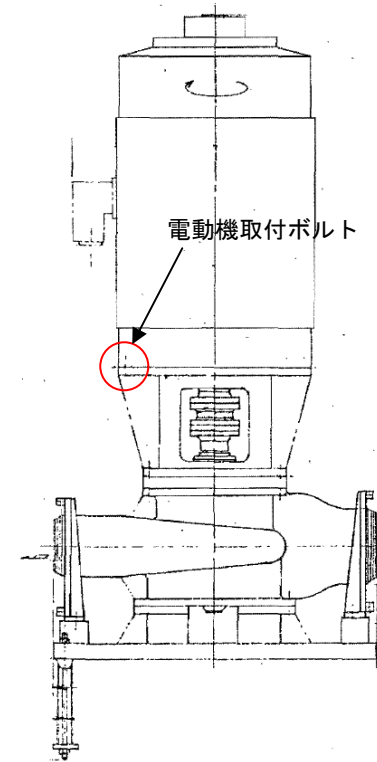
床応答スペクトル (水平)



O.P. (m)	鉛直方向	
	本震	基準地震動 Ss
55.72	1.00	0.65
47.82	0.93	0.62
39.92	0.81	0.57
32.30	0.74	0.54
26.90	0.67	0.53
18.70	0.54	0.53
10.20	0.40	0.53
-2.06	0.29	0.53

設置床レベル

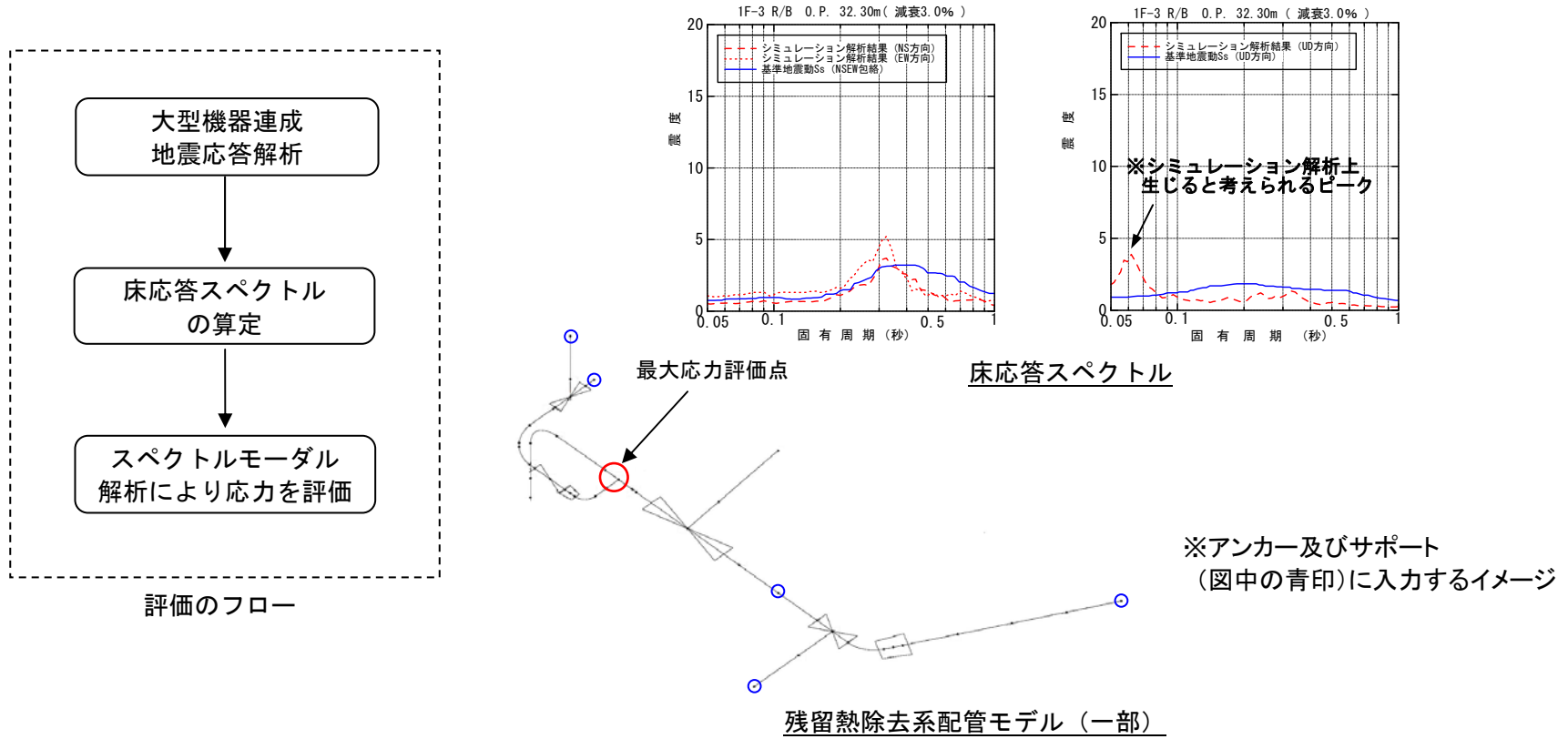
ポンプは水平方向に柔であるため、水平方向の震度は床応答スペクトルより算定する。鉛直方向は剛であるため、鉛直方向の震度は設置床の加速度から算定する。



残留熱除去系ポンプ模式図

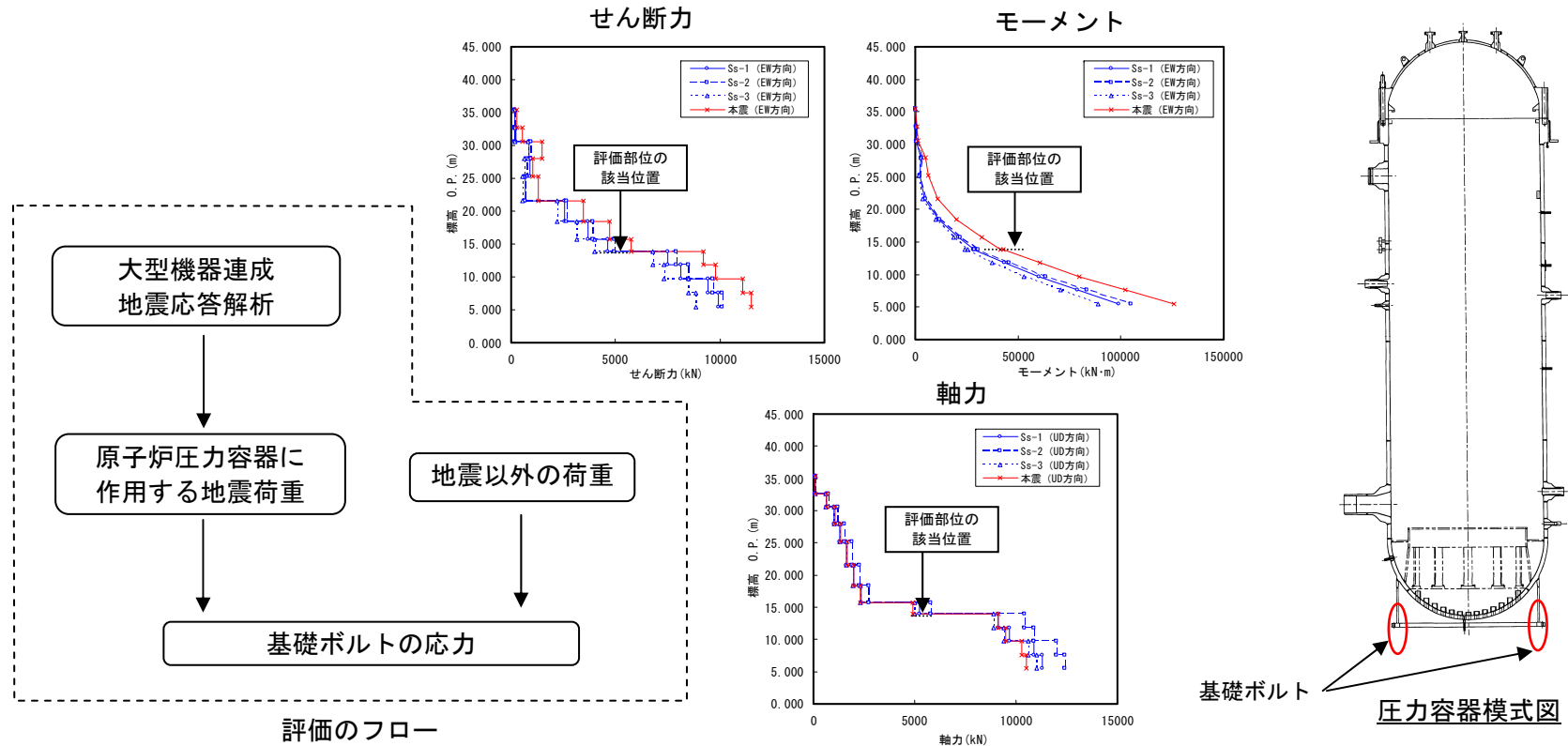
区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動 Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
冷やす	残留熱除去系ポンプ	電動機取付ボルト	引張応力	42	185	42	185

添図-1.2 残留熱除去系ポンプの耐震性評価の概要



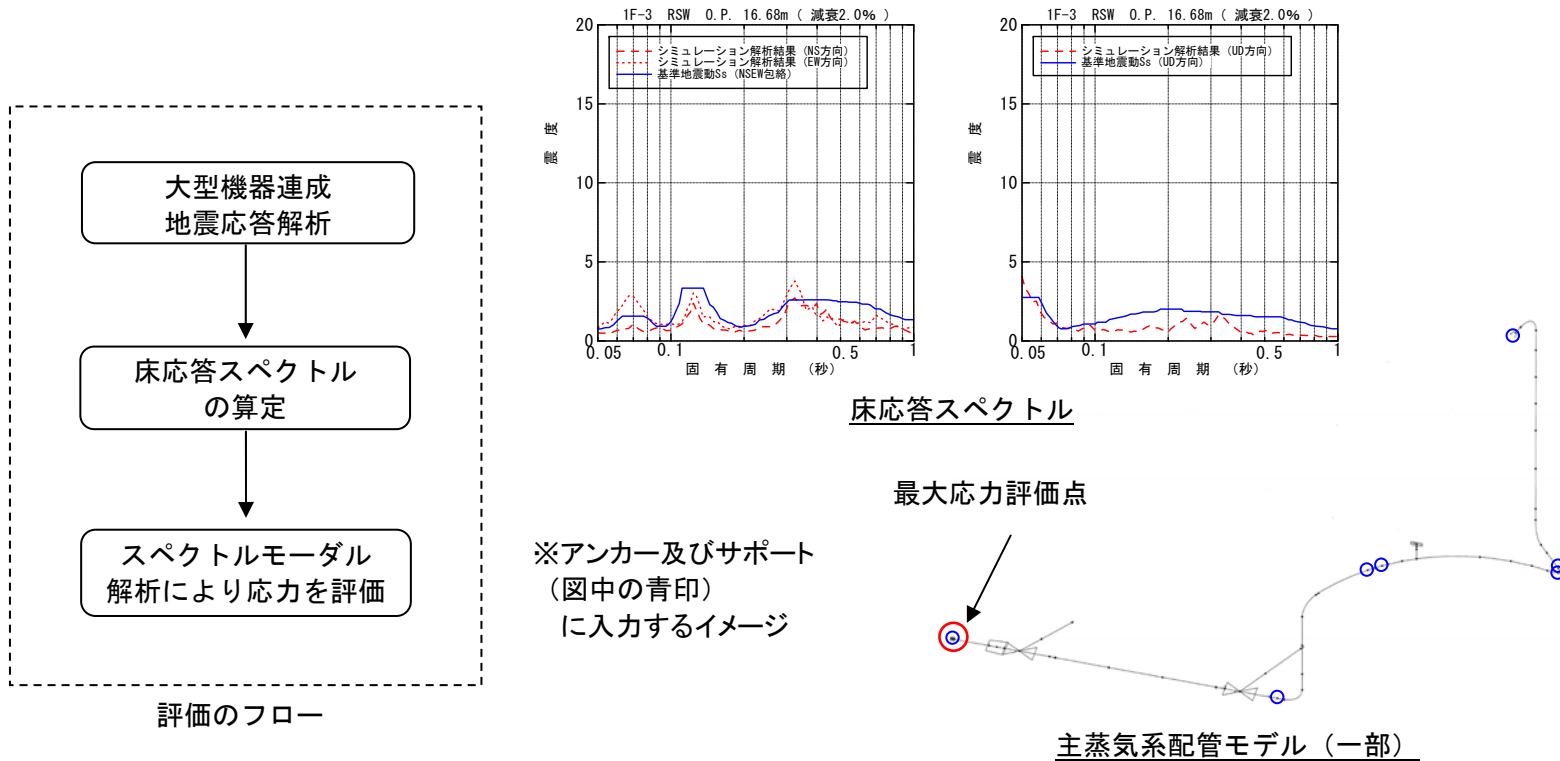
区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動 Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
冷やす	残留熱除去系配管	配管	一次応力	268	363	269	363

添図-1.3 残留熱除去系配管の耐震性評価の概要



区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動 Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
閉じ込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	36	222	50	222

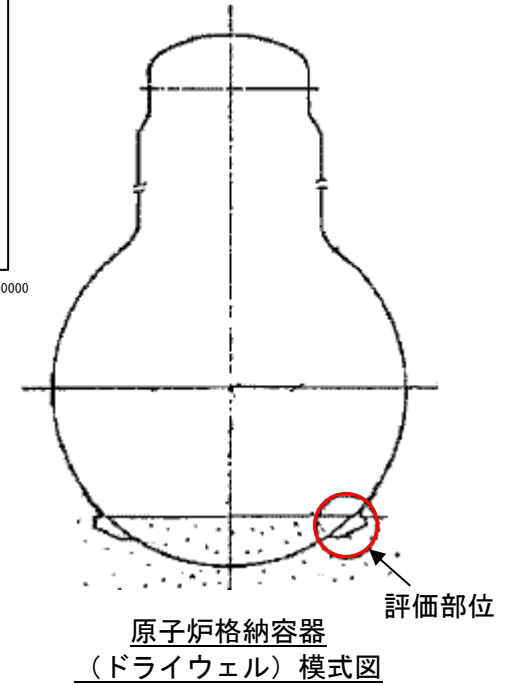
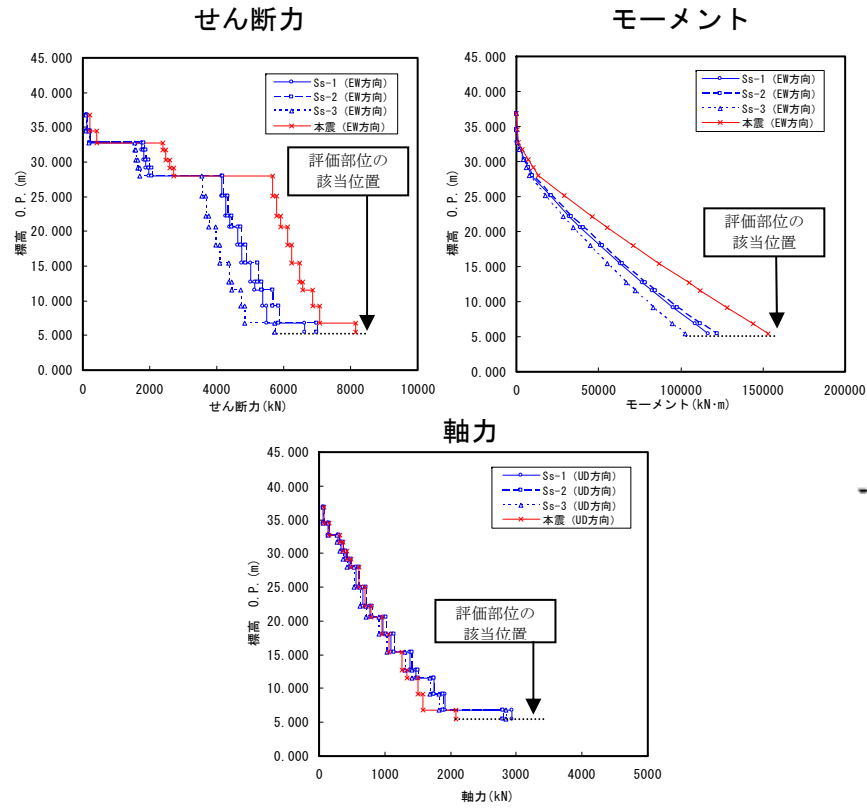
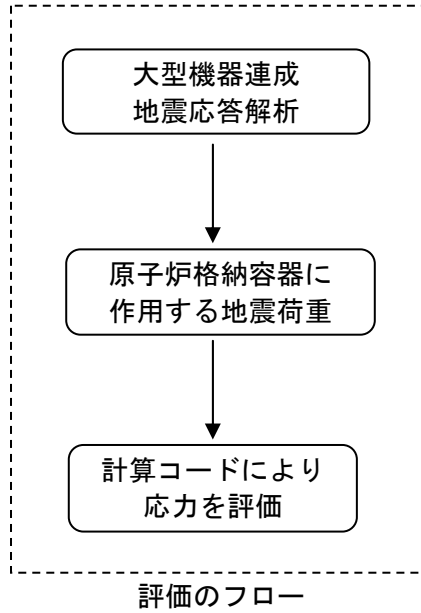
添図-1.4 原子炉圧力容器の耐震性評価の概要



区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動 Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
閉じ込める	主蒸気系配管	配管	一次応力	183	417*	151	378*

※：基準地震動 Ss と今回地震の評価では、最大応力評価点（裕度最小の箇所）における配管の材質が異なることから、評価基準値が異なる。

添図-1.5 主蒸気系配管の耐震性評価の概要

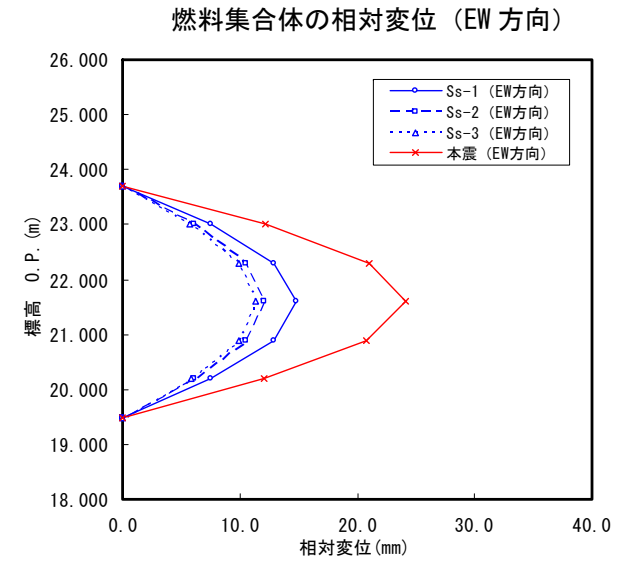
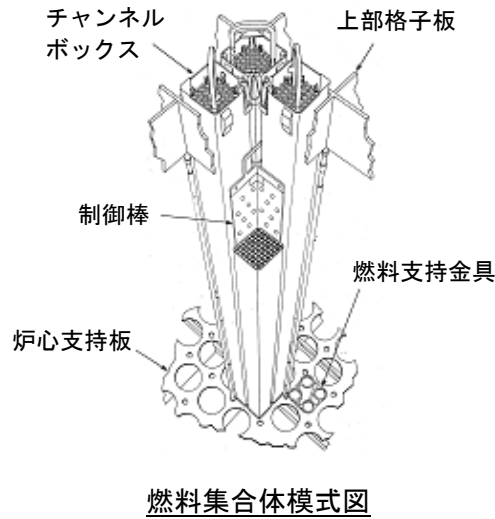
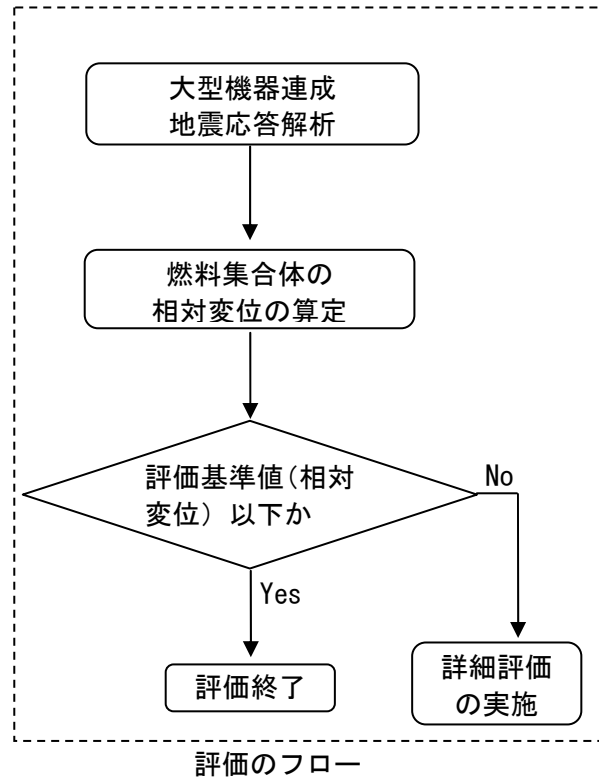


区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動 Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
閉じ込める	原子炉格納容器	ドライウエル	一次一般膜応力	199 <sup>※1</sup>	255 <sup>※2</sup>	158 <sup>※1</sup>	278 <sup>※2</sup>

※1：耐震安全性評価では保守的な簡易評価だが、今回地震ではより適正な詳細評価を採用したため、地震荷重は今回地震が上回ったものの計算値は今回地震が下回った。

※2：基準地震動 Ss では設計温度、今回地震では運転時温度に基づき評価基準値を算定した。

添図-1.6 原子炉格納容器の耐震性評価の概要



区分	評価対象設備	燃料集合体相対変位の計算値 (mm)		評価基準値 (mm)
		基準地震動 Ss	今回地震	
止める	制御棒 (挿入性)	14.8	24.1	40.0

添図-1.7 制御棒 (挿入性) の耐震性評価の概要

(補足資料)

原子炉建屋の鉛直方向のシミュレーション解析における  
床応答スペクトルの短周期側の鋭いピークについて

新潟県中越沖地震を受けて実施した柏崎刈羽原子力発電所のシミュレーション解析では、原子炉建屋中間階における鉛直方向の床応答スペクトルの短周期側において、観測記録には無い鋭いピークが生じている。このピークは観測記録に基づくシミュレーション解析上生じるものであることを、第17回構造WG\*（平成20年7月24日）において説明している。

福島第一原子力発電所3号機では東北地方太平洋沖地震に対する中間階の観測記録は取得できていないものの、今回の地震のシミュレーション解析において生じているピークは、同様の現象によるものと考えられる。

参考として、当時の説明資料の抜粋を次頁に示す。

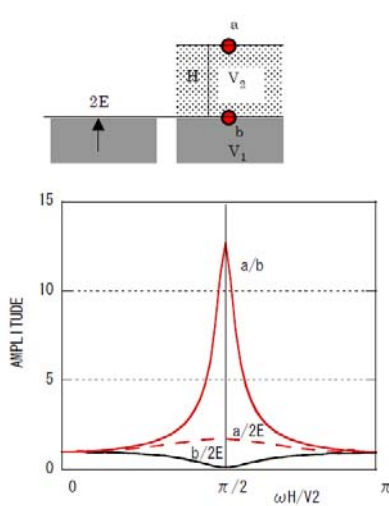
\*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会  
構造ワーキンググループ

(構造 WG\*資料「構造 W17-2-3」より抜粋)

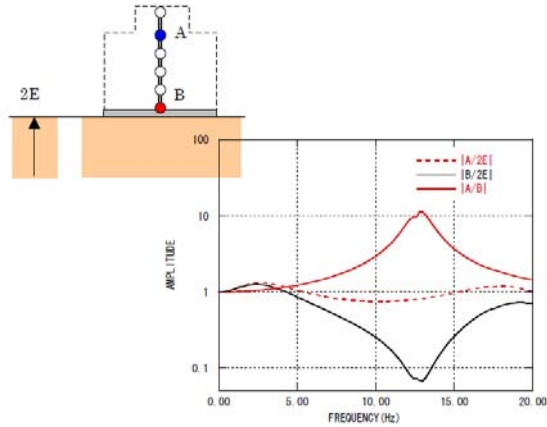
\*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループ

## シミュレーション解析で鋭いピークが生じた理由-1

田治見先生はその著書「建築振動学」において、大きな建物が一様な地盤上にある場合にその応答は表層地盤を有する2層地盤の応答と類似していることを述べている。



2層地盤の周波数伝達関数  
 $q = 0.5$  :  $\alpha =$ インピーダンス比



5号機原子炉建屋の周波数伝達関数

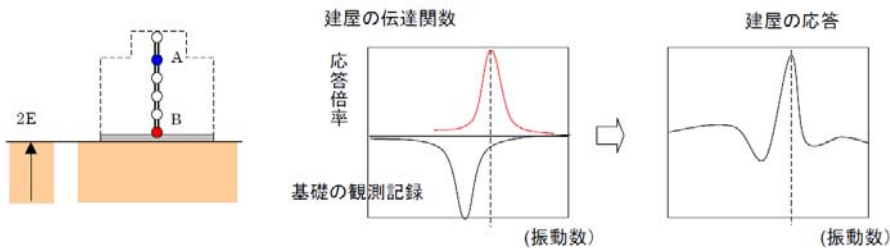
2層地盤と同様に、建屋の基礎固定の1次固有振動数において、基礎の振幅は0に近い値の谷となる。

## シミュレーション解析で鋭いピークが生じた理由-2

基礎の観測記録 $B^*(\omega)$ には、建屋の基礎固定の振動特性が谷という形で色濃く反映されている。

シミュレーション解析においては、この基礎の観測記録 $B^*(\omega)$ に建屋の伝達関数 $F(\omega) = A/B$ を乗じて中間階の応答 $A(\omega)$ を求めるが、建屋の伝達関数が実現象を反映した評価ができていない場合には、ピークと谷がずれることにより建屋の基礎固定の1次振動数の波が卓越して、鋭いピークが生じることになる。当然ながら、建屋の伝達関数を実現象に反映した評価ができた場合にはこのようなピークは発生しないということになる。

$$\text{中間階の応答} A(\omega) = \text{建屋伝達関数} F(\omega) \times \text{基礎の観測記録} B^*(\omega)$$





(参考資料-1)

福島第一原子力発電所原子炉建屋基礎版上の地震観測記録における  
最大加速度値の確認について

福島第一原子力発電所1～6号機原子炉建屋基礎版上の観測記録は、本震時において記録開始から130～150秒程度で記録が中断しているが、以下の調査・検討の結果から、その最大加速度値は各号機とも時刻歴データが得られている時間の範囲で発生したものと考えている。

- ・ 基礎版上に設置した地震観測装置は、時刻歴データとは別に、最大加速度値の情報を伝送して記録する仕様となっている。本震時においては、不具合により中断以降の時刻歴データは得られなかったものの、中断以降の最大加速度値の記録が今回新たに得られたため、この値を整理した。
- ・ 本震時においては、中断までの時間の範囲での最大加速度値(記録①)と、中断以降の時間の範囲での最大加速度値(記録②)が得られている。得られたそれぞれの最大加速度値を参表-1.1に示す。
- ・ 記録①と記録②が得られた時間の範囲を参図-1.1に示す。なお、記録②が得られた時間の範囲は、中断した時刻の30秒前からとなっており、この30秒間は両者の時間の範囲が重複する。
- ・ 参図-1.1に示す通り、最大加速度値が発生する時刻により記録①と記録②の大小関係を【分類A～C】の3つに整理することが可能であり、AまたはBに分類された観測点における最大加速度値は、時刻歴データが得られている時間の範囲で発生している。
- ・ 各観測点について分類した結果を参表-1.2に示す。参表-1.2より、全ての観測点においてAまたはBに分類されることが確認でき、参図-1.2および参図-1.3に示す通り、最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生している。

参表-1.1 本震時に原子炉建屋基礎版上で得られた最大加速度値

(単位:Gal)

号機	観測点名	中断までの最大加速度値 (記録①)			中断以降の最大加速度値 (記録②)		
		南北方向	東西方向	鉛直方向	南北方向	東西方向	鉛直方向
1号機	1-R2	460.3	447.5	258.3	460.3	447.5	258.3
2号機	2-R2	348.3	549.8	302.0	348.3	549.8	302.0
3号機	3-R2	321.9	507.0	231.0	321.9	507.0	224.3
4号機	4-R2	280.7	319.0	199.6	280.7	319.0	199.6
5号機	5-R2	311.1	547.4	255.7	311.1	547.4	255.7
6号機	6-R2	298.1	443.8	170.7	298.1	443.8	170.7

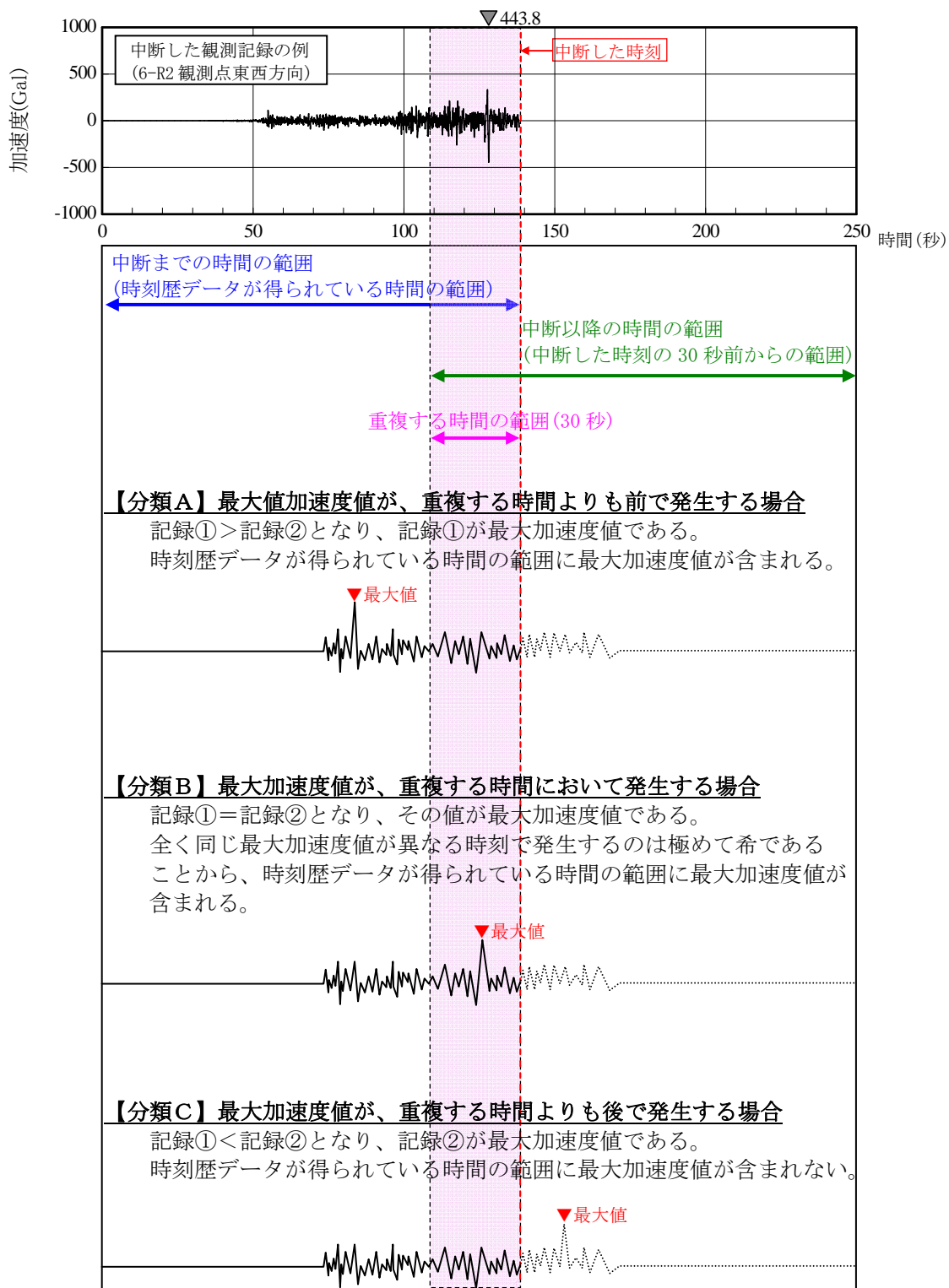
注) 本表に示す最大加速度値は基線補正前の速報値であり、「福島第一原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震時に取得された地震観測記録の分析に係わる報告(平成23年5月16日提出)」に記載の値とは、補正分および四捨五入分の違いがある。

参表-1.2 記録①と記録②の比較による分類

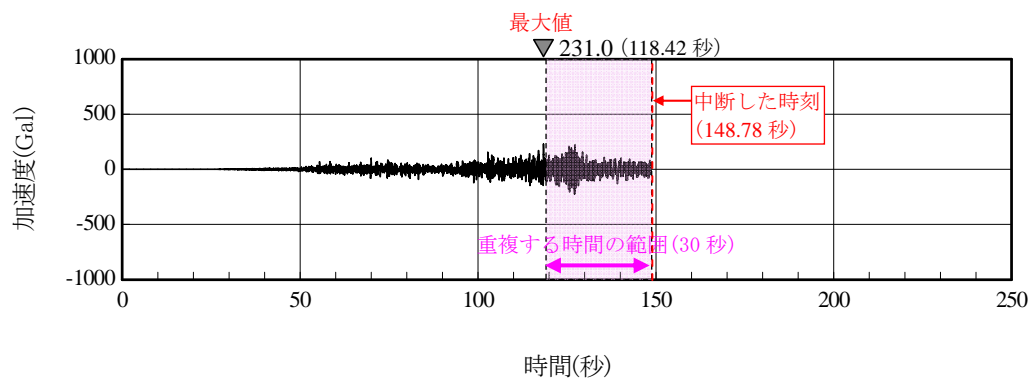
号機	観測点名	最大加速度値が発生する時刻による分類		
		南北方向	東西方向	鉛直方向
1号機	1-R2	B	B	B
2号機	2-R2	B	B	B
3号機	3-R2	B	B	A
4号機	4-R2	B	B	B
5号機	5-R2	B	B	B
6号機	6-R2	B	B	B

<凡例>

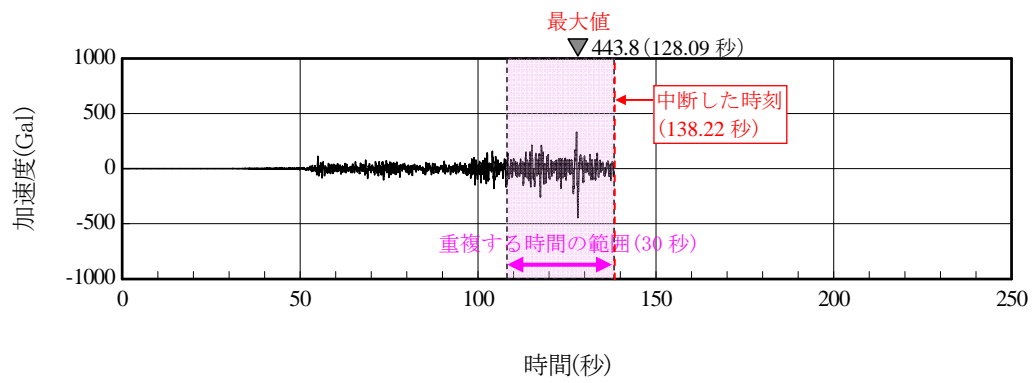
- A : 記録① > 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生。
- B : 記録① = 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生。
- C : 記録① < 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られていない時間の範囲で発生。



参図-1.1 記録①と記録②が得られた時間の範囲と  
最大加速度値が発生する時刻による分類



参図-1.2 分類Aの記録 (3-R2 観測点鉛直方向)



参図-1.3 分類Bの記録 (6-R2 観測点東西方向の例)

## (参考資料-2)

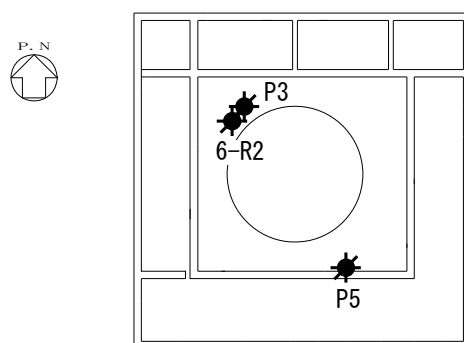
### 6号機原子炉建屋基礎版上で取得された地震観測記録の比較

東北地方太平洋沖地震時に取得された観測記録の一部では、地震計のデータを記録する装置のシステムにおける不具合により、記録開始から130～150秒程度で記録が中断している。

途中で終了している観測記録のうち、6号機原子炉建屋基礎版上の6-R2観測点については、近接するP3観測点において完全な記録を取得していることから、これらの記録の比較を行うこととした。6号機原子炉建屋基礎版上の地震計配置を参図-2.1に示す。

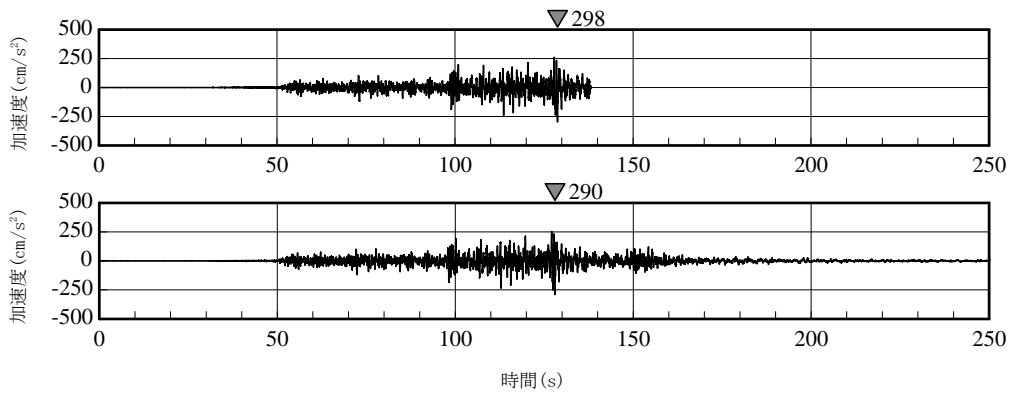
6-R2観測点及びP3観測点における加速度時刻歴波形を比較して参図-2.2に、応答スペクトルを比較して参図-2.3に示す。

参図-2.2及び参図-2.3によると、最大加速度値及び応答スペクトルはいずれも概ね同程度となっていることが確認できる。

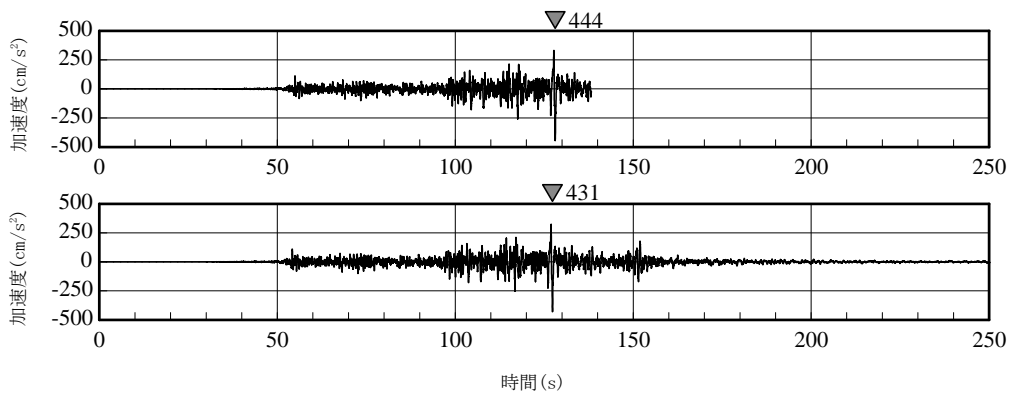


地下2階（基礎版上）

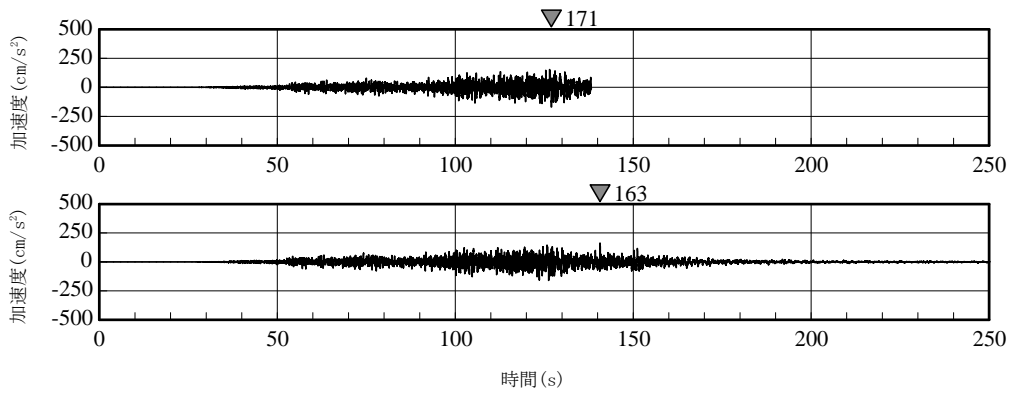
参図-2.1 地震計の配置（6号機原子炉建屋）



(a) 南北方向



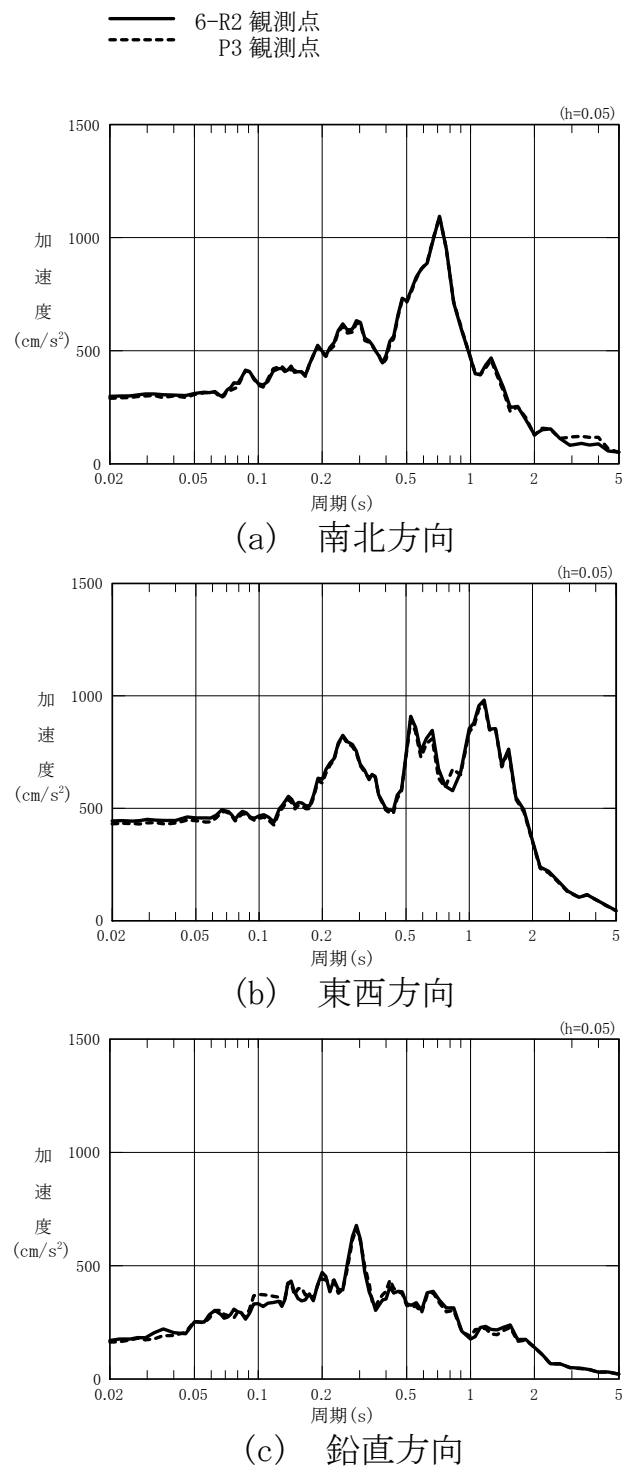
(b) 東西方向



(c) 鉛直方向

注) それぞれ上が 6-R2 観測点、下が P3 観測点の記録。

参図-2.2 近接する観測点における加速度時刻歴波形の比較  
(6号機原子炉建屋基礎版上)



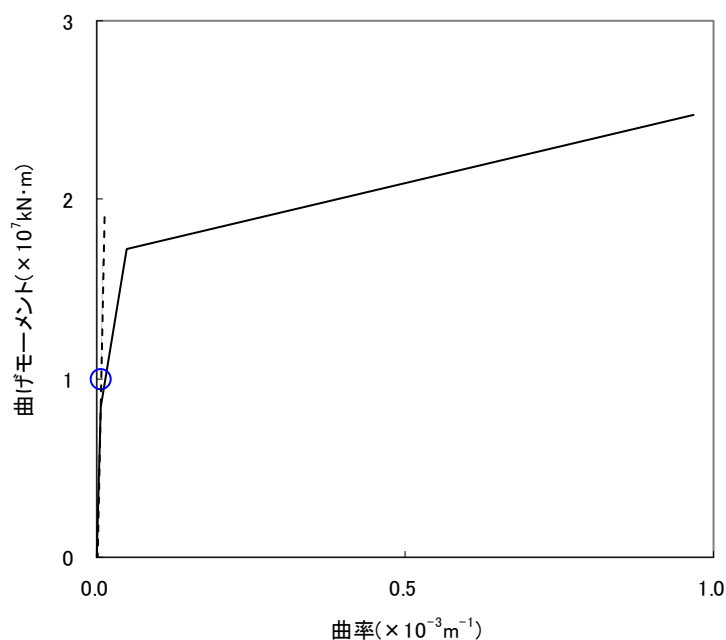
参図-2.3 近接する観測点における加速度応答スペクトルの比較  
 (h=0.05)  
 (6号機原子炉建屋基礎版上)

(参考資料-3)

弾性応答解析による曲率が曲げスケルトン曲線上の第一折れ点を超える部位

福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋のシミュレーション解析では、弾性応答解析の結果、一部の耐震壁に生じる曲率が、曲げスケルトン曲線上の第一折れ点の曲率よりも大きくなることから、弾塑性応答解析を実施している。

弾性応答解析の結果生じる曲率が曲げスケルトン曲線上の第一折れ点を超える地上1階、東西方向を例として、最大応答値を参図-3.1に示す。



参図-3.1 最大応答値 (地上1階, 東西方向)



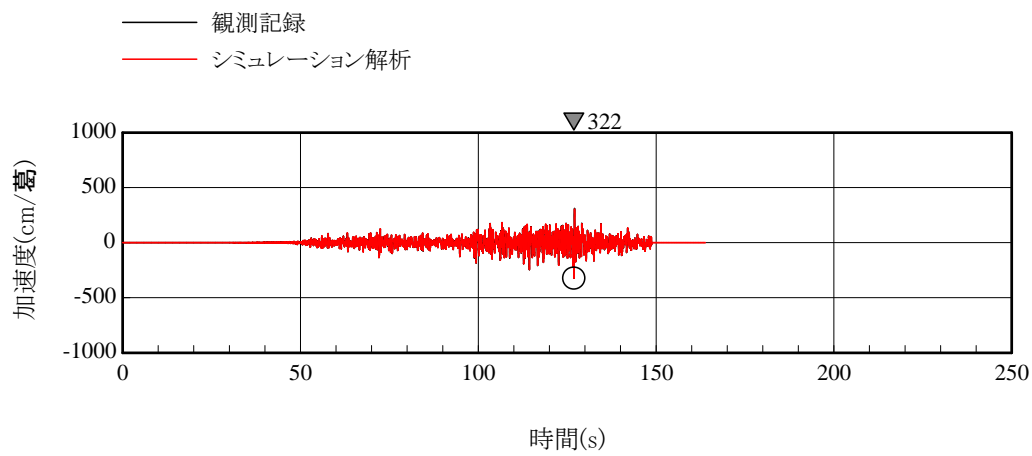
#### (参考資料-4)

##### 地震応答シミュレーション解析に用いた入力地震動と観測記録の比較

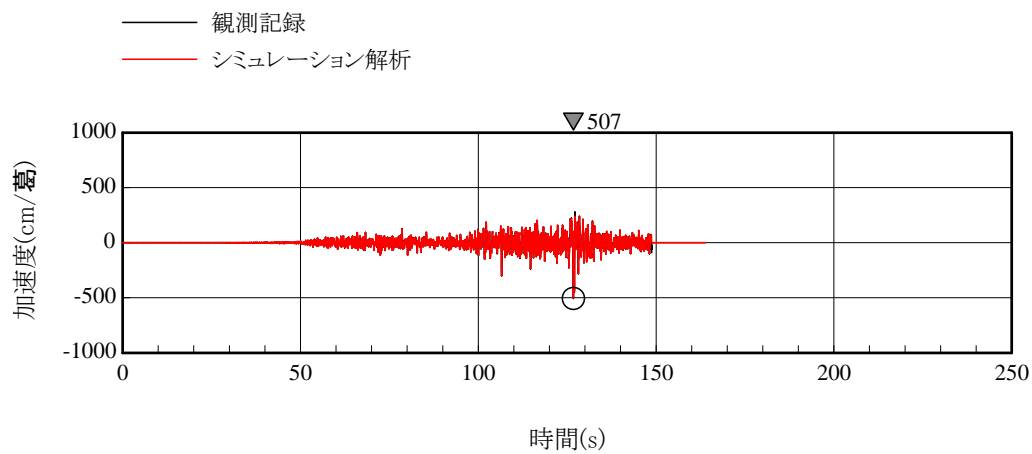
福島第一原子力発電所第3号機原子炉建屋の水平（南北、東西）方向の地震応答シミュレーション解析では、等価な地盤応答を作成して、弾塑性応答解析（時刻歴解析）を実施している。

ここでは、基礎版上の観測記録と解析結果とを比較する。

以下、基礎版上の解析結果と地震観測記録（3-R2）の加速度時刻歴波形を重ねた図（南北方向、東西方向）を参図-4.1 に、同様にそれらの加速度応答スペクトル図（南北方向、東西方向）を参図-4.2 にそれぞれ示す。

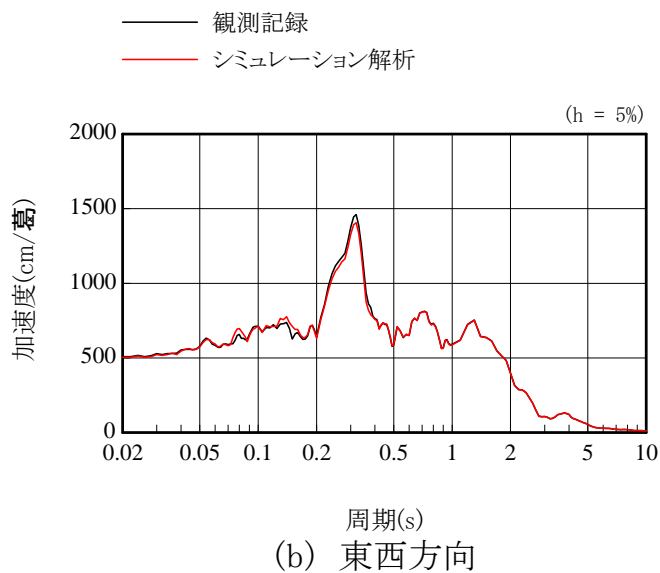
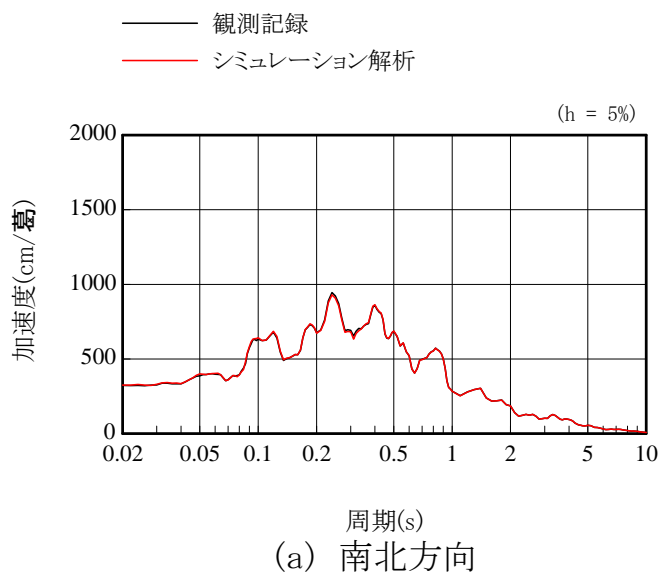


(a) 南北方向



(b) 東西方向

参図-4.1 3号機原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形の比較  
 観測記録 (3-R2) とシミュレーション解析結果に基づく応答波



参図-4.2 3号機原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトルの比較  
観測記録(3-R2)とシミュレーション解析結果に基づく応答波

(参考資料-5)

基準地震動 Ss 及び今回地震による主要な設備の評価結果の比較

参表-5.1 構造強度評価結果の比較

評価対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張	36	222	詳細	引張	50	222	詳細
原子炉格納容器	ドライウェル	膜	199 <sup>※1</sup>	255 <sup>※2</sup>	簡易	膜	158 <sup>※1</sup>	278 <sup>※2</sup>	詳細
炉心支持構造物	シュラウドサポート	膜	85	300	詳細	膜	100	300	詳細
残留熱除去系ポンプ	電動機取付ボルト	引張	42	185	詳細	引張	42	185	詳細
残留熱除去系配管	配管本体	一次	268	363	詳細	一次	269	363	詳細
主蒸気系配管	配管本体	一次	183	417 <sup>※3</sup>	詳細	一次	151	378 <sup>※3</sup>	詳細

参表-5.2 動的機能維持評価結果の比較

評価対象設備	燃料集合体相対変位の計算値 (mm)		評価基準値 (mm)
	基準地震動 Ss	今回地震	
制御棒 (挿入性)	14.8	24.1	40.0

※1 耐震安全性評価では保守的な簡易評価だが、今回地震ではより適正な詳細評価を採用したため、地震荷重は今回地震が上回ったものの計算値は今回地震が下回った。

※2 基準地震動 Ss では設計温度、今回地震では運転時温度に基づき評価基準値を算定した。

※3 基準地震動 Ss と今回地震の評価では、最大応力評価点(裕度最小の箇所)における配管の材質が異なることから、評価基準値が異なる。

(参考別紙-1)

非常用炉心冷却系 (ECCS 系) ポンプの機能確認済加速度について

福島第一 3 号機における非常用炉心冷却系ポンプの機種と、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」等に示される動的機器の機能確認済加速度を参別表-1.1 に示す。また、観測記録のシミュレーション解析に基づく原子炉建屋の最大応答加速度を参別図-1.1 に示す。

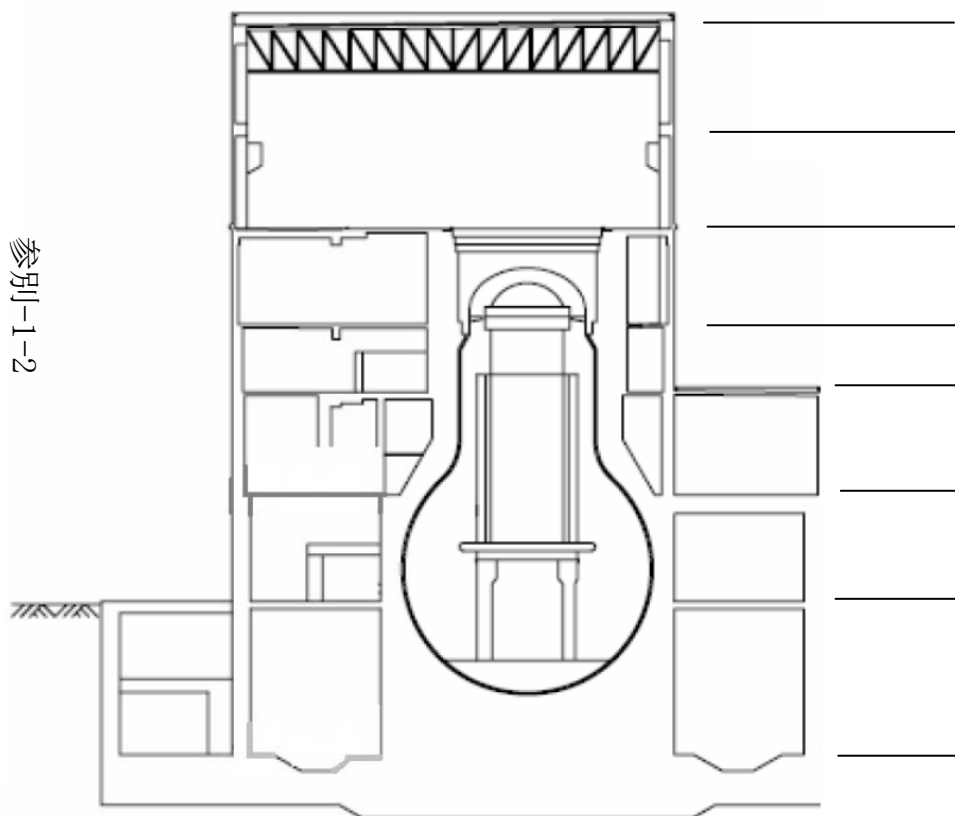
参別表-1.1 非常用炉心冷却系ポンプの機種と機能確認済加速度 (福島第一 3 号機)

設備名	設置場所	種別	機種	機能確認済加速度	
				水平方向 (G <sup>*1</sup> )	鉛直方向 (G <sup>*1</sup> )
残留熱除去系 ポンプ	原子炉建屋 地下階 (O. P. -1. 03m)	立形 ポンプ	立形単段 床置形 ポンプ	10. 0	1. 0 <sup>*2</sup>
炉心スプレイ系 ポンプ	原子炉建屋 地下階 (O. P. -1. 00m)				
高圧注水系 ポンプ	原子炉建屋 地下階 (O. P. -2. 06m)	横形 ポンプ	横形多段 遠心式 ポンプ	3. 2 (軸直角方向) 1. 4 (軸方向)	1. 0 <sup>*2</sup>

※1 : G=9. 80665 (m/s<sup>2</sup>)

※2 : 内部部品の浮き上がりを考慮する必要のない鉛直方向加速度 1. 0G とする。

参別-1-2



O. P. (m)	水平方向 (NS/EW 包絡)		鉛直方向	
	本震	基準地震動 S <sub>s</sub>	本震	基準地震動 S <sub>s</sub>
55.72	1.54	1.16	0.83	0.54
47.82	1.37	0.96	0.77	0.52
39.92	1.11	0.79	0.67	0.48
32.30	0.91	0.71	0.61	0.45
26.90	0.80	0.68	0.56	0.44
18.70	0.66	0.61	0.45	0.44
10.20	0.58	0.54	0.34	0.44
-2.06	0.52	0.46	0.24	0.44

参別図-1.1 原子炉建屋の最大応答加速度

(参考別紙-2)

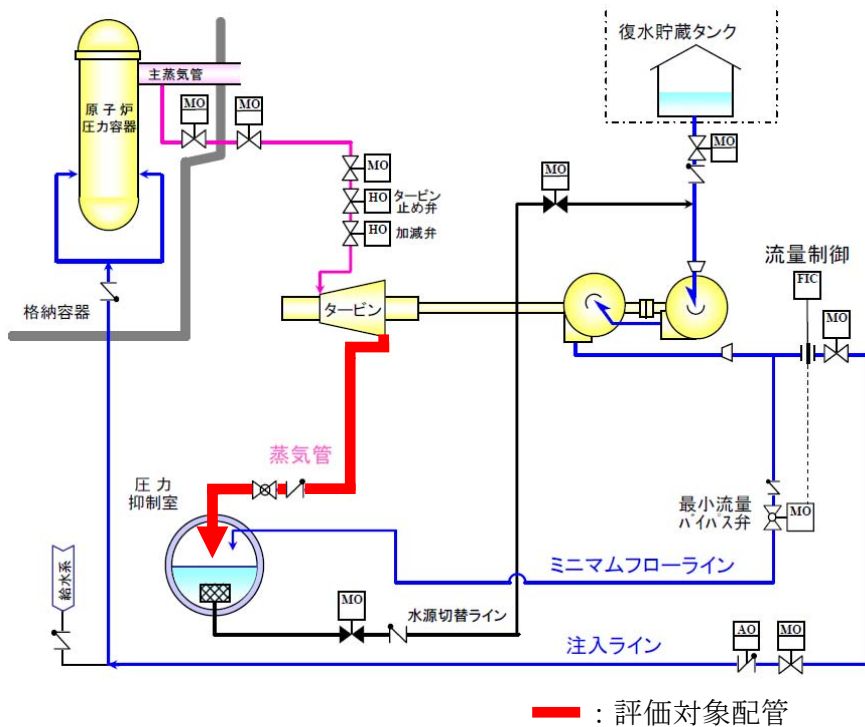
高圧注水系（HPCI 系）配管の耐震性評価について

3号機の高圧注水系配管（蒸気配管）について、今回の原子炉建屋のシミュレーション解析に基づき策定した床応答スペクトルを用いて耐震性評価を実施した。

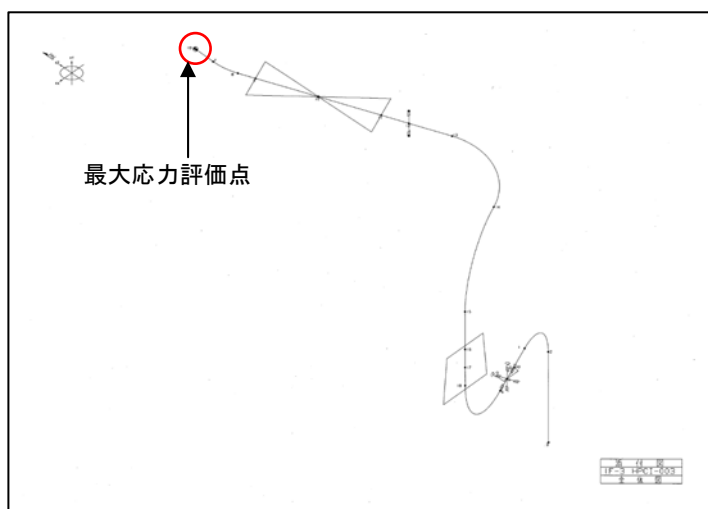
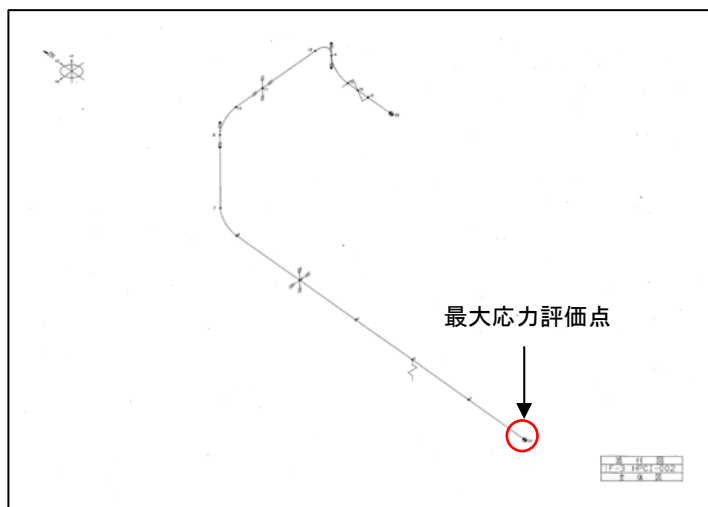
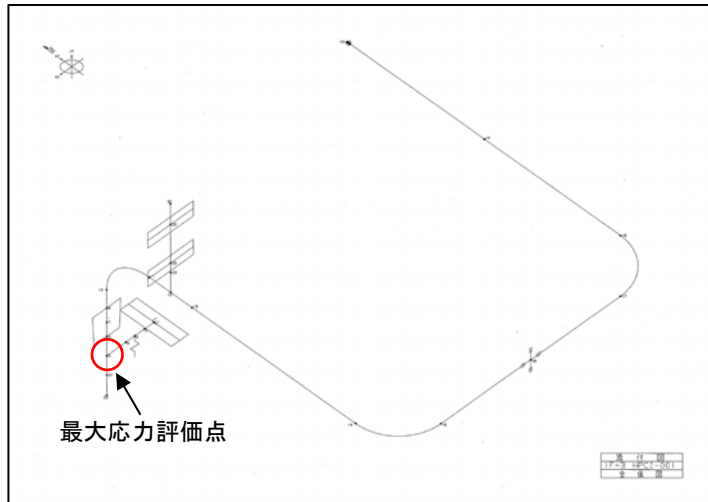
その結果、今回の地震に対して、当該配管の計算値は評価基準値を十分下回ることを確認した。

参別表-2.1 高圧注水系配管の耐震性評価結果

解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	応力比 (計算値/評価基準値)
HPCI-001	113	335	0.34
HPCI-002	52	335	0.16
HPCI-003	75	335	0.22

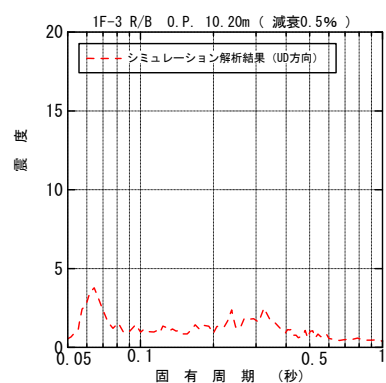
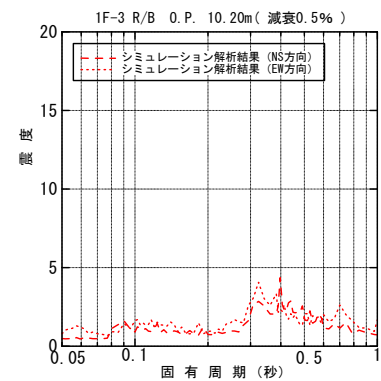
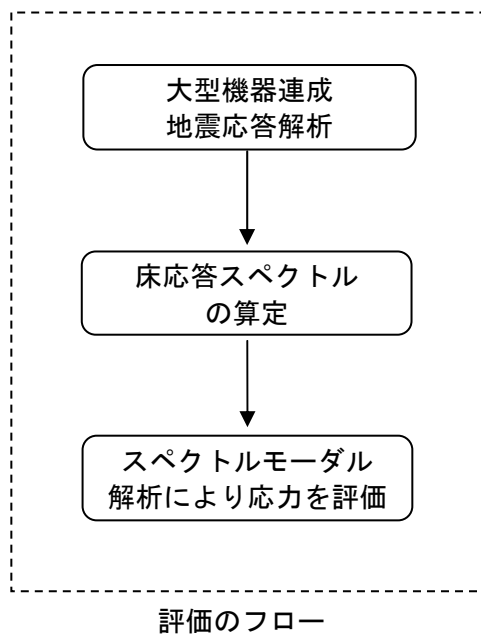


参別図-2.1 高圧注水系概略系統図



参別図-2.2 高圧注水系配管解析モデル  
(上から HPCI-001、HPCI-002、HPCI-003)





床応答スペクトル

参別図-2.3 高圧注水系配管の耐震性評価の概要