

福島第一原子力発電所 第6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8月17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 観測記録と解析結果の比較

参考資料-2 福島第一原子力発電所6号機原子炉建屋の水平方向地震応答解析  
モデルについて

参考資料-3 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

## 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 6 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6号機原子炉建屋は、地上6階、地下2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68.25 m<sup>\*1</sup>（南北方向）×68.50 m<sup>\*1</sup>（東西方向）のほぼ正方形で、地上部分では42.50 m<sup>\*1</sup>（南北方向）×45.50 m<sup>\*1</sup>（東西方向）のほぼ正方形である。基礎版底面からの高さは72.65 mであり、地上高さは55.65 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5.00 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。

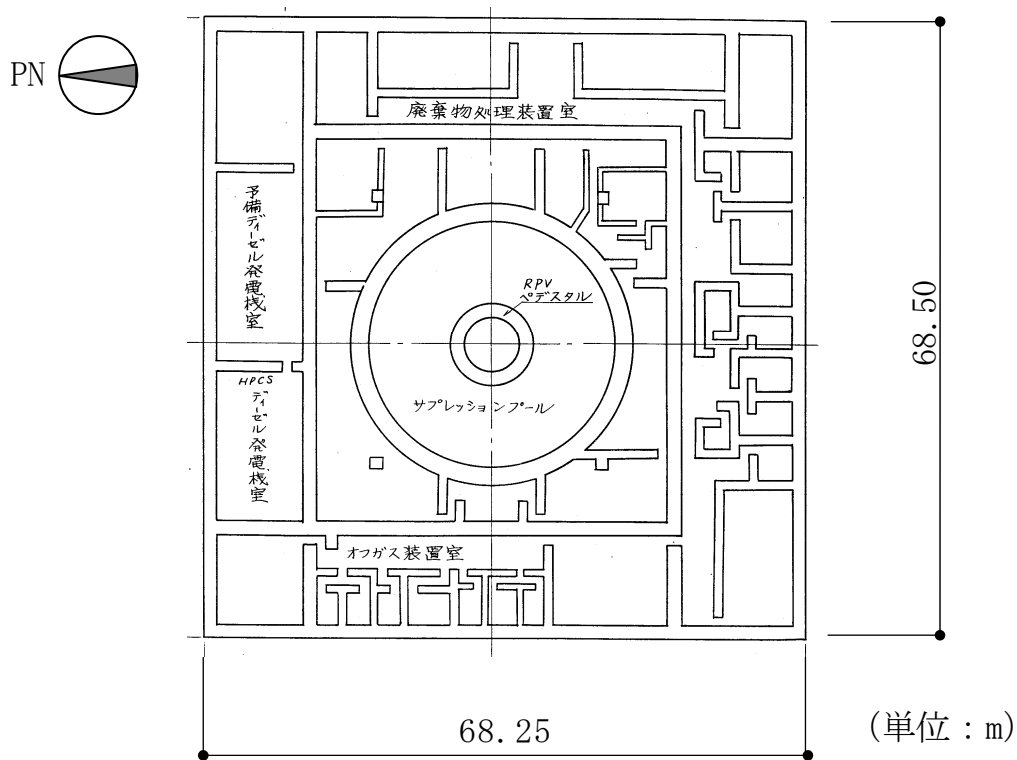
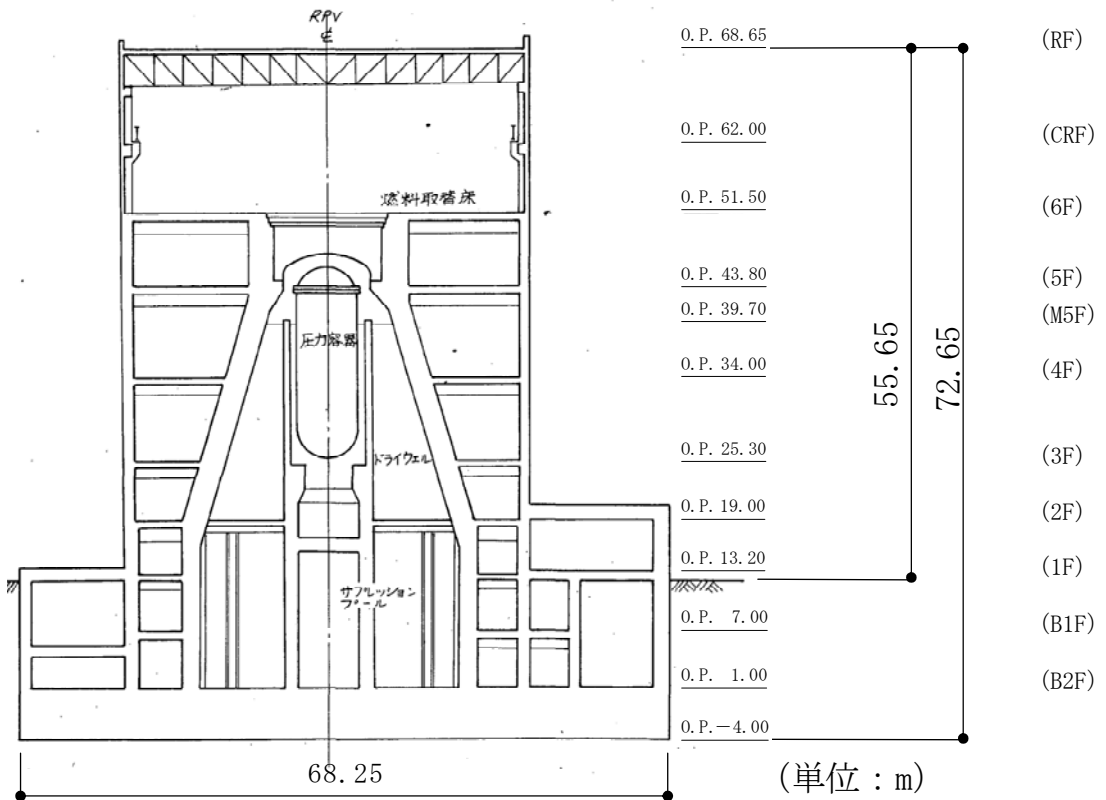
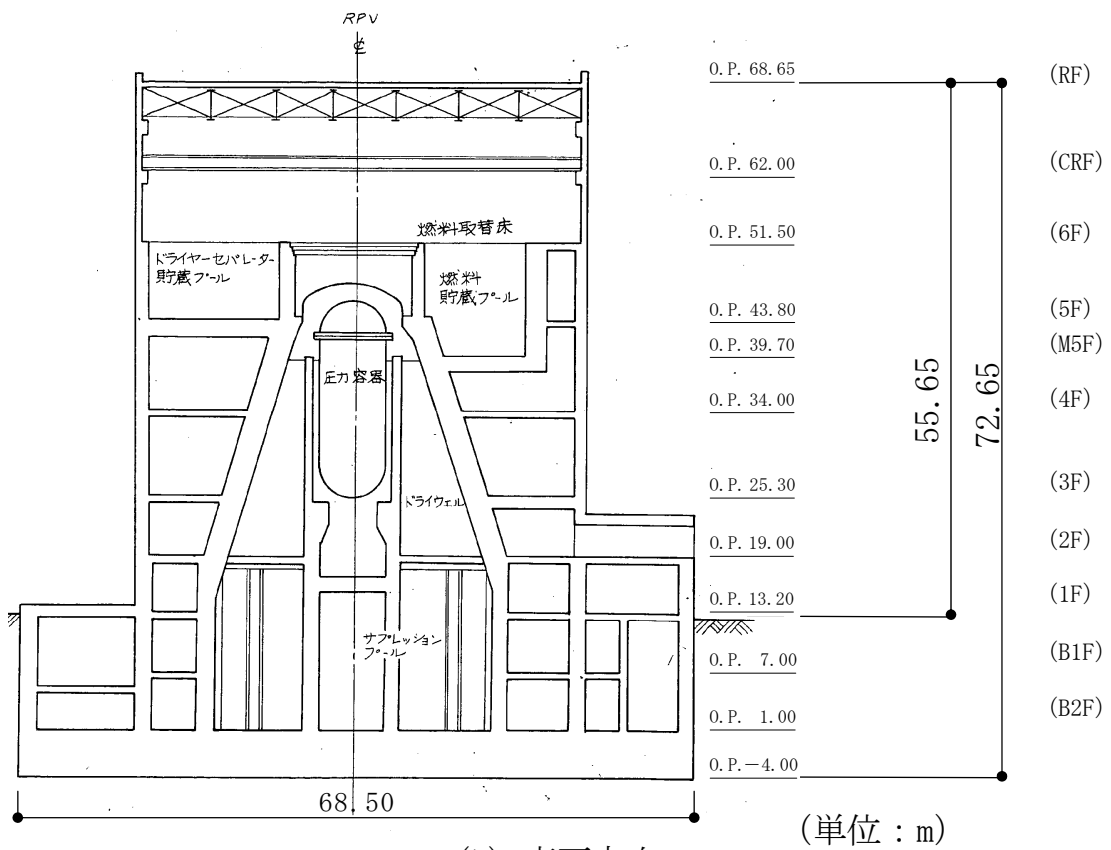


図-3.1.1 原子炉建屋の概略平面図



(a) 南北方向



(b) 東西方向

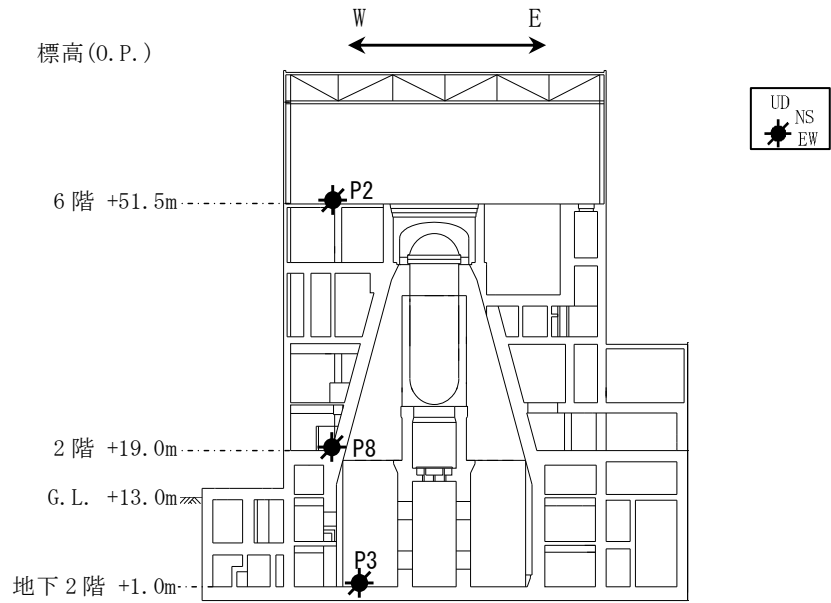
図-3.1.2 原子炉建屋の概略断面図

### 3. 2 原子炉建屋における地震観測記録

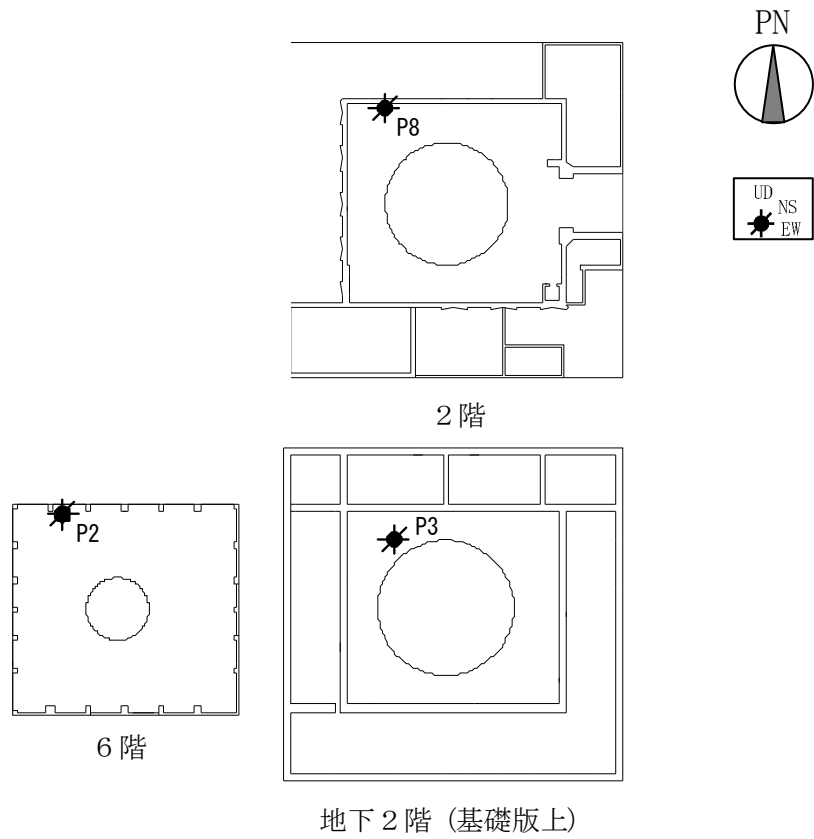
検討に用いる原子炉建屋内の地震観測位置を図-3.2.1に、また、地下2階（基礎版上）の地震観測点（P3）で得られた加速度時刻歴波形を図-3.2.2に示す。

なお、6号機原子炉建屋では、この基礎版上（P3）の他にも地震記録が取得されていることから、6階（燃料取替床階：P2）及び2階（P8）の観測記録と解析結果とを比較して、加速度応答スペクトル（減衰5%）を示している。（参考資料-1 参照）





(a) 断面図



(b) 平面図

図-3.2.1 検討に用いる原子炉建屋内の地震観測位置

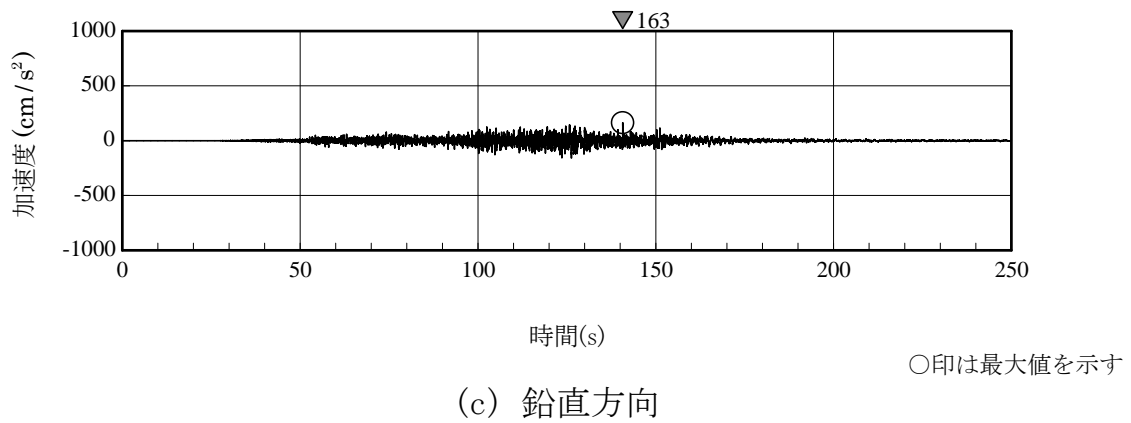
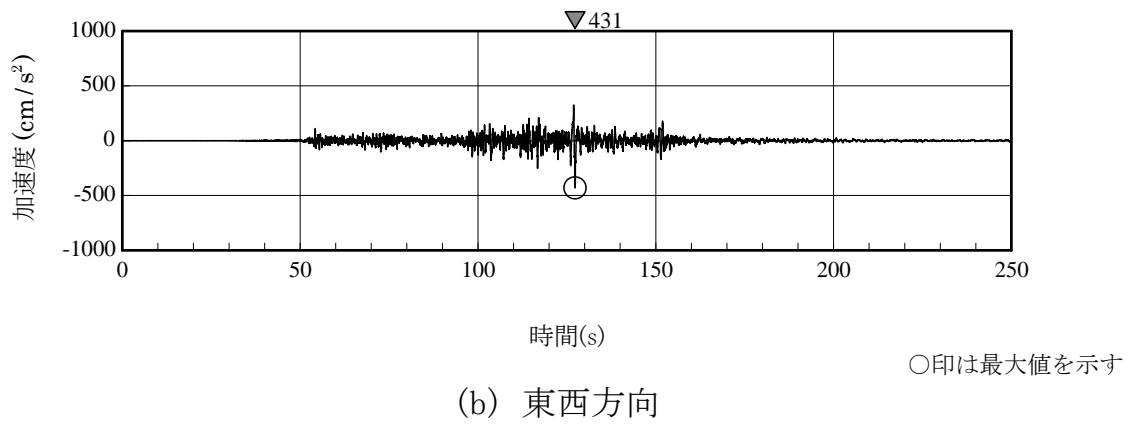
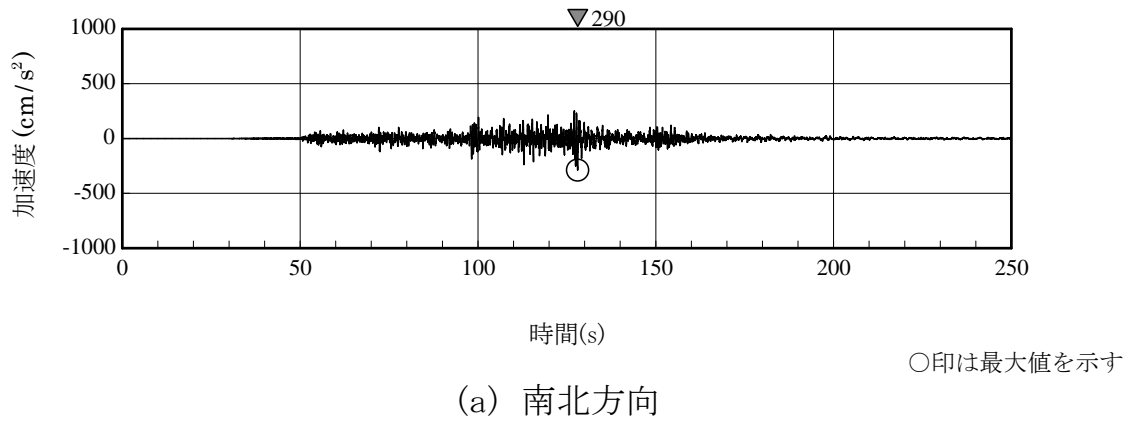


図-3.2.2 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形 (P3)

### 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。

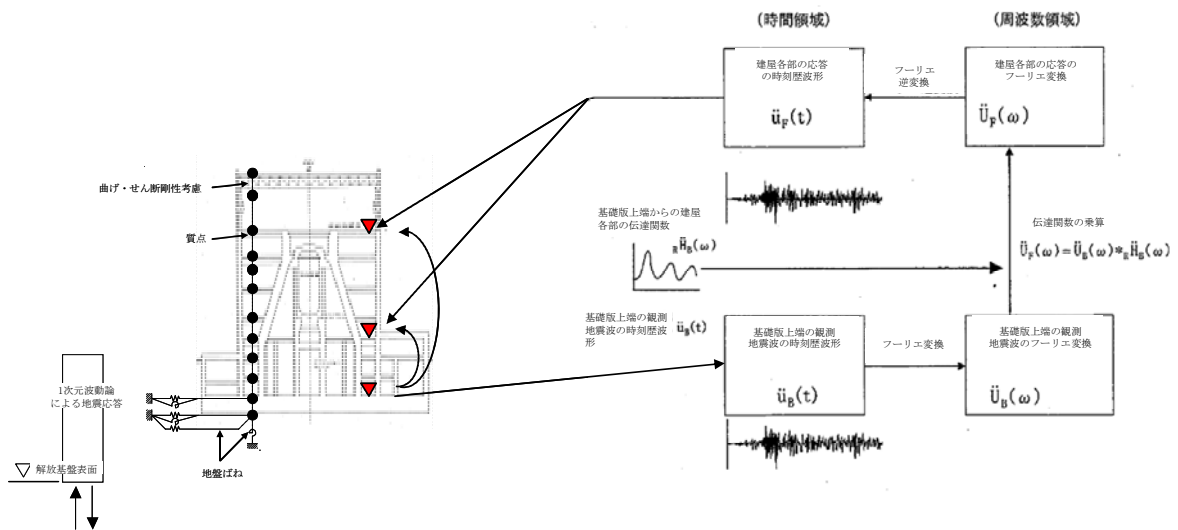


図-3.3.1 水平方向の地震応答解析の概要

なお、本検討では、地震応答解析に用いる建屋振動モデルに、『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日提出、以下「バックチェック」という。）で採用したモデルを用いることを基本としているが、6号機原子炉建屋では、基礎版上の他に燃料取替床階（地上6階）及び中間階（地上2階）においても、地震観測記録が得られていることから、これらの観測記録に対する解析の再現性がより向上するように、バックチェックの解析モデルを修

正している。

バックチェックでは、建屋の地下部分の埋込み効果を考慮していたが、本検討では、基礎版分の埋込み効果のみを考慮することとした。解析モデルの修正前後の条件及び解析結果と観測記録とを比較した結果については、参考資料-2 に示す。

また、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。

### 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

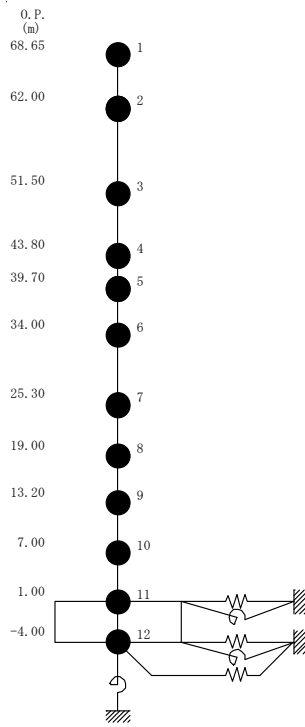
水平方向の地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。モデル化は、南北方向、東西方向それぞれについて行う。地震応答解析モデル及び解析モデルの諸元を表-3.4.1に示す。

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。

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。

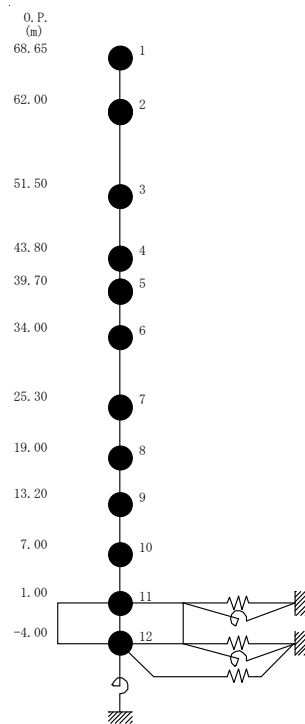
なお、解析に用いる地盤定数は、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して、表-3.4.2に示すとおり設定している。

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)



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	15,860	3.15		
2	16,150	4.47	25.5	19,984
3	65,350	11.38	25.5	24,713
4	97,070	10.02	104.9	25,109
5	85,530	6.89	109.3	35,330
6	109,560	21.82	116.9	36,679
7	134,550	30.47	148.2	52,457
8	210,470	59.01	149.5	61,928
9	210,470	90.72	299.7	146,300
10	292,160	97.16	435.9	274,750
11	371,160	146.94	435.9	274,750
12	274,660	108.70	4,675.1	1,814,752
合計	1,882,990		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% 基礎形状 68.25m(NS方向) × 68.5m(EW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)



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	15,860	3.57		
2	16,150	5.11	27.3	21,995
3	65,350	12.21	27.3	23,318
4	97,070	16.15	107.1	39,110
5	85,530	11.34	96.4	45,506
6	109,560	22.39	104.0	46,855
7	134,550	35.66	143.7	61,758
8	210,470	60.35	165.7	62,193
9	210,470	90.63	326.9	178,137
10	292,160	117.06	452.1	284,118
11	371,160	147.42	452.1	284,118
12	274,660	108.70	4,675.1	1,828,071
合計	1,882,990		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% 基礎形状 68.25m(NS方向) × 68.5m(EW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 $h$ (%)
13.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.62	0.82	3
4.5		470	17.0	0.459	3.83	0.81	3
-73.0	泥岩	530	17.4	0.447	4.98	0.81	3
-99.0		580	17.4	0.443	5.97	0.81	3
-181.0		750	17.6	0.410	10.10	0.81	3
-196.0		(解放基盤)	750	17.6	0.410	10.10	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。

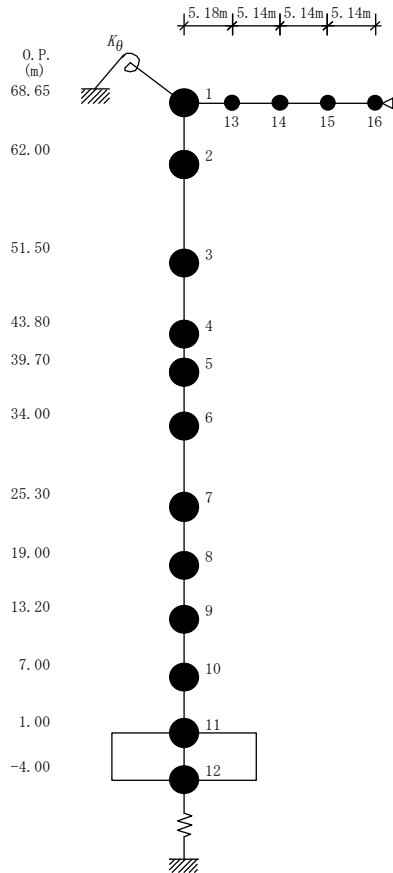


表-3.4.3 地震応答解析モデル及び解析モデル諸元  
(鉛直方向)

建屋				屋根			
質点番号	質点重量 W(kN)	軸断面積 A <sub>s</sub> (m <sup>2</sup> )	軸ばね剛性 K <sub>s</sub> (×10 <sup>8</sup> kN/m)	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	7,621	67.1	2.59	1	-	11.38	1.61
2	16,150	79.1	1.94	13	2,354	7.80	1.61
3	65,350	222.9	7.44	14	2,354	5.09	1.61
4	97,070	216.3	13.56	15	2,354	2.69	1.61
5	85,530	231.6	10.44	16	1,177		
6	109,560	298.1	8.81				
7	134,550	317.1	12.94				
8	210,470	643.8	28.53				
9	210,470	874.8	36.26				
10	292,160	876.7	37.55				
11	371,160	4,675.1	240.30				
12	274,660						
合計	1,882,990						

- ①コンクリート部  
 ヤング係数E<sub>c</sub> 2.57×10<sup>7</sup> (kN/m<sup>2</sup>)  
 せん断弾性係数G 1.07×10<sup>7</sup> (kN/m<sup>2</sup>)  
 ポアソン比ν 0.20  
 減衰h 5%
- ②鉄骨部  
 ヤング係数E<sub>c</sub> 2.05×10<sup>8</sup> (kN/m<sup>2</sup>)  
 せん断弾性係数G 7.90×10<sup>7</sup> (kN/m<sup>2</sup>)  
 ポアソン比ν 0.30  
 減衰h 2%

トラス端部回転拘束ばねK<sub>θ</sub> 9.75×10<sup>6</sup> (kN·m/rad)  
 基礎形状 68.25m(NS方向)×68.5m(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 $0.16 \times 10^{-3}$ (東西方向、4階)であり、全ての耐震壁は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。

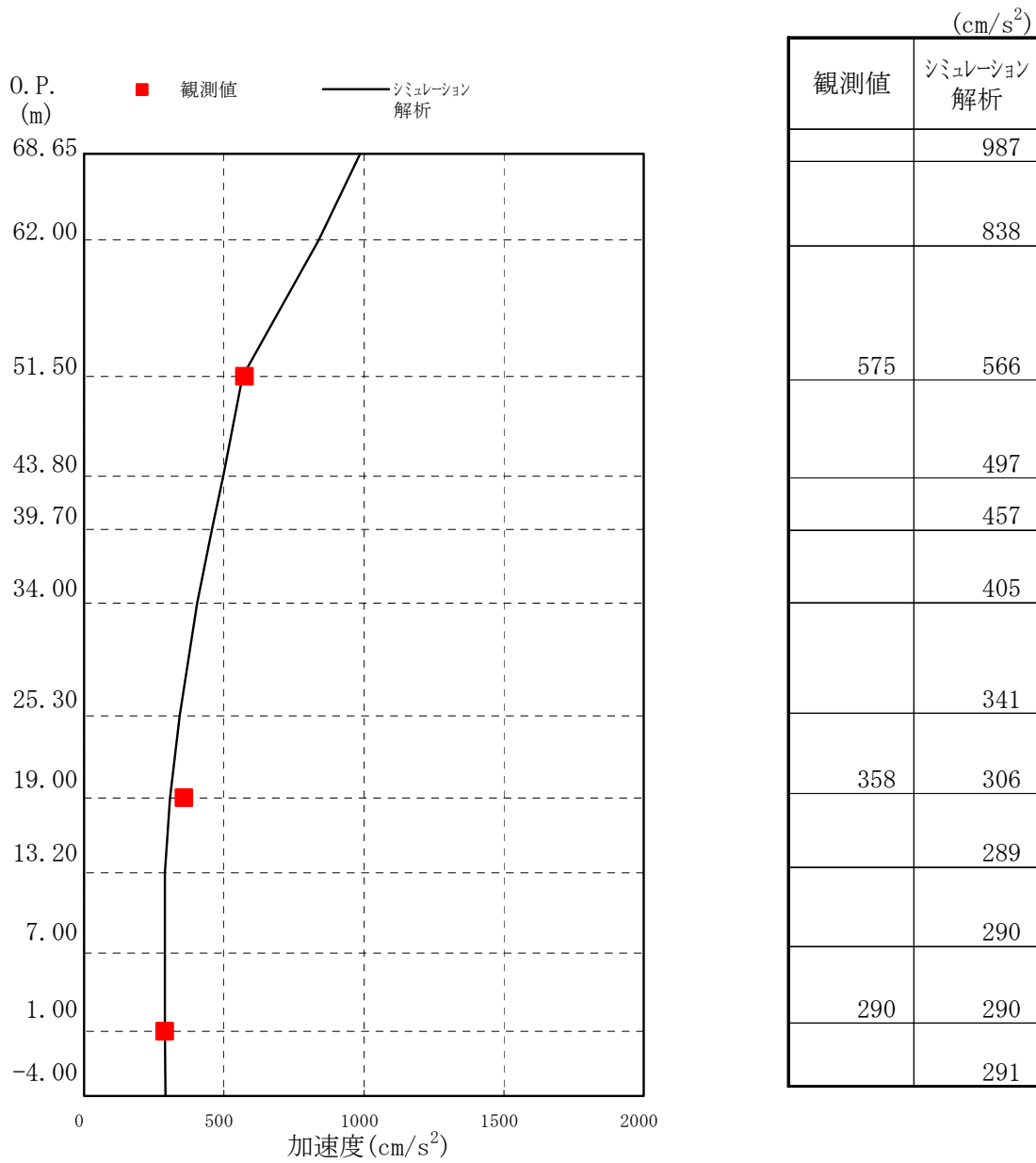


図-3.5.1(1) 最大応答加速度 (南北方向)

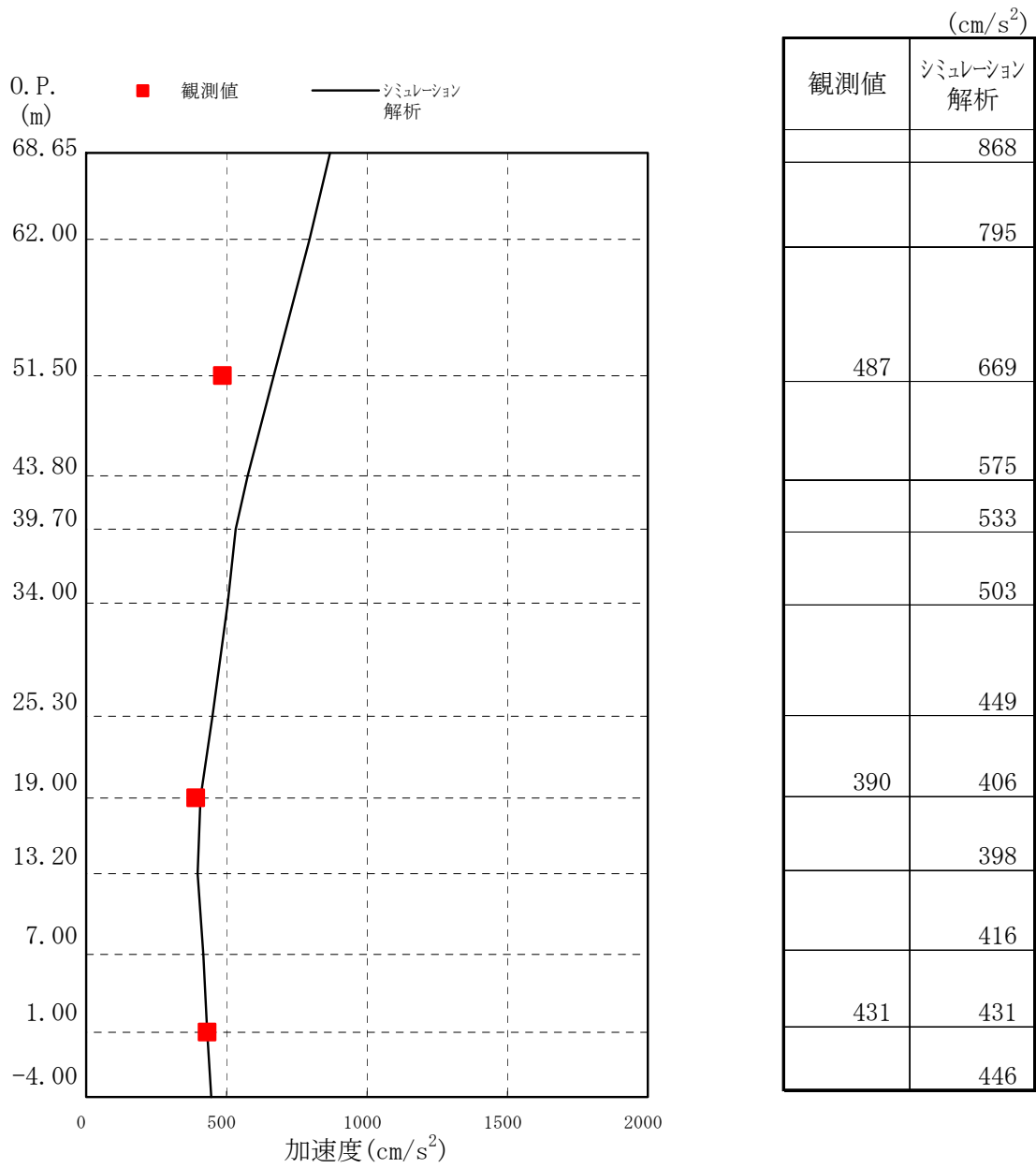
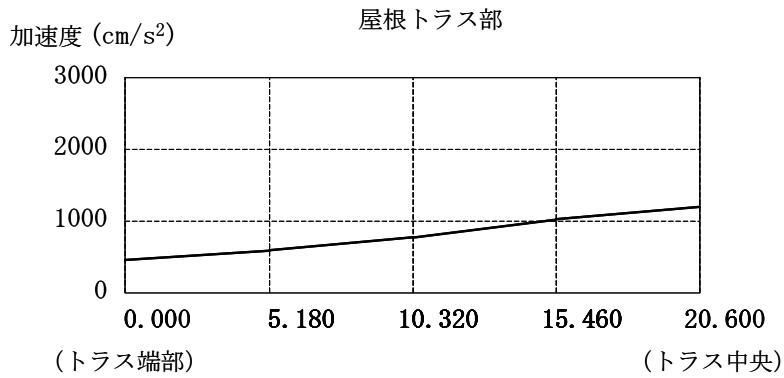


図-3.5.1(2) 最大応答加速度（東西方向）



	(cm/s <sup>2</sup> )				
シミュレーション解析	462	588	774	1022	1196

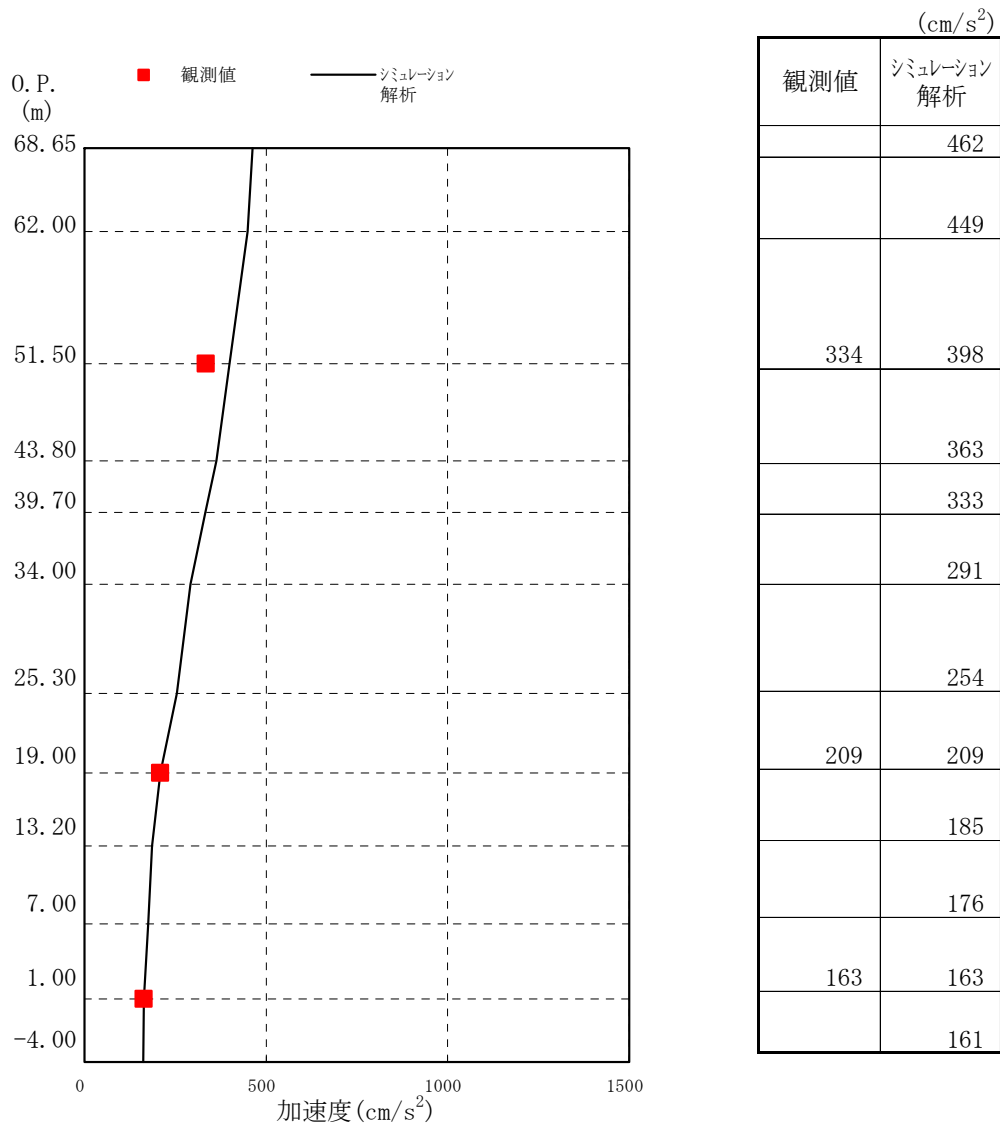


図-3. 5. 1 (3) 最大応答加速度 (鉛直方向)

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	0.06	0.05
6F	0.12	0.10
5F	0.06	0.07
M5F	0.10	0.13
4F	0.12	0.16
3F	0.12	0.15
2F	0.15	0.16
1F	0.09	0.11
B1F	0.08	0.10
B2F	0.09	0.12

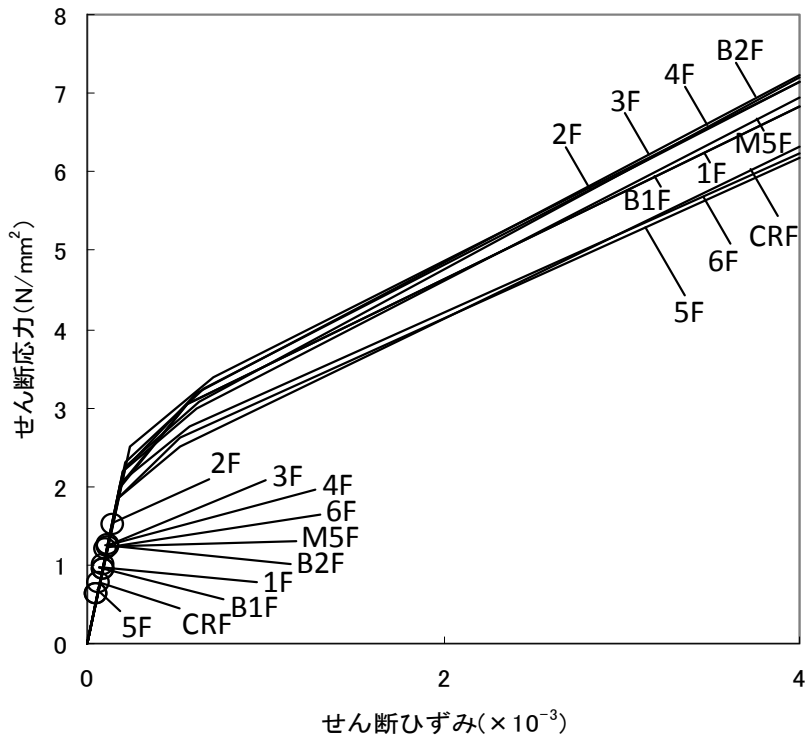


図-3.5.2(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値（南北方向）

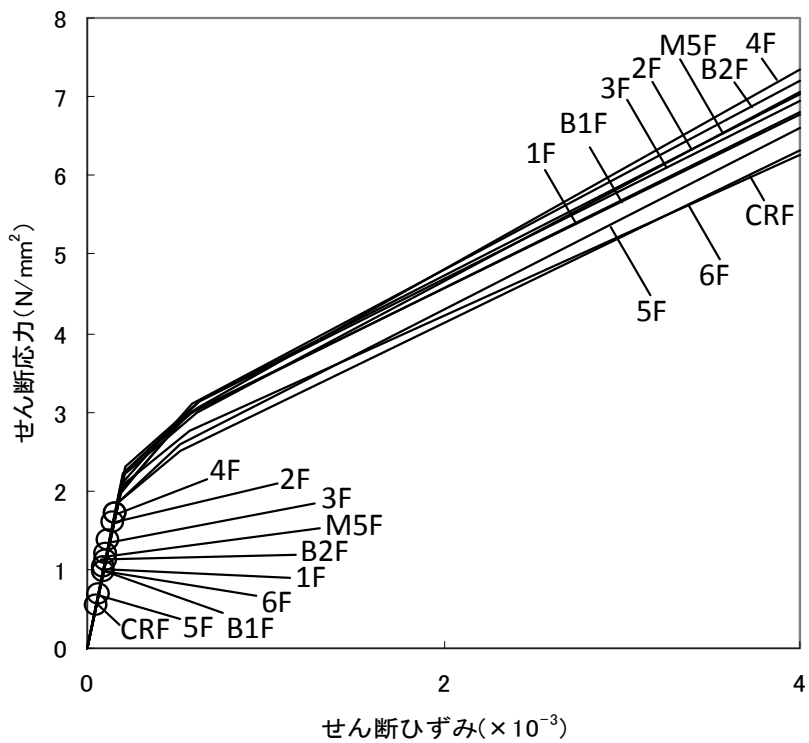


図-3.5.2(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値（東西方向）

## 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。

ただし、6号機は地震時に定期検査中で、全制御棒が全挿入されており、また原子炉格納容器が開放されていたことから、中間報告書の主要な施設のうちこれらの設備は、安全上重要な設備から除かれる。

※ 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

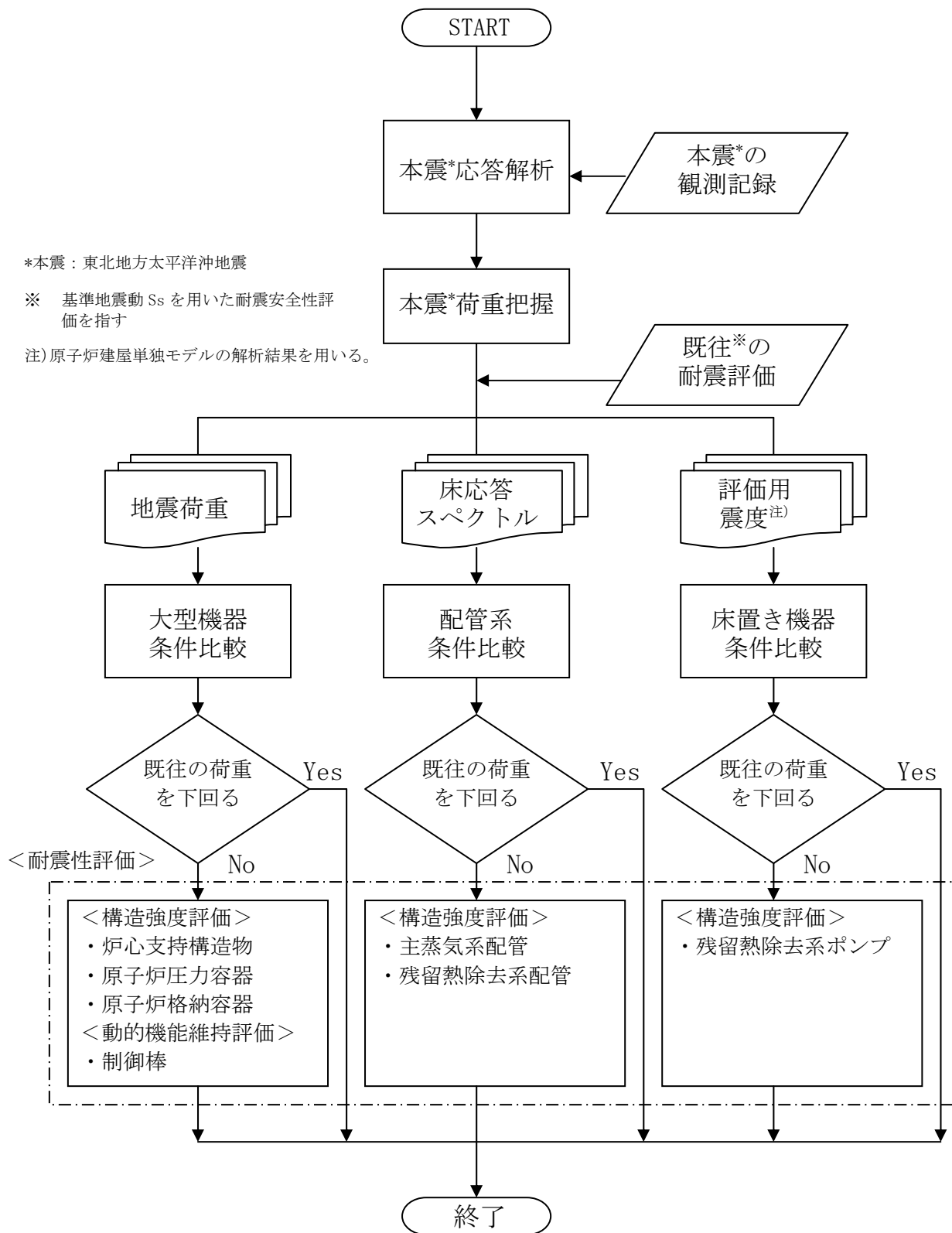


図-4.3.1 本震影響評価 フローチャート

#### 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。

ただし、6号機は地震時に定期検査中で、全制御棒が全挿入されており、また原子炉格納容器が開放されていたことから、中間報告書の主要な施設のうち、これらの設備は参考として扱うこととする。

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。

6号機については、地震時にプラントが停止中であったため、動的機能維持評価（制御棒挿入性）は、実施しない。

##### 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。

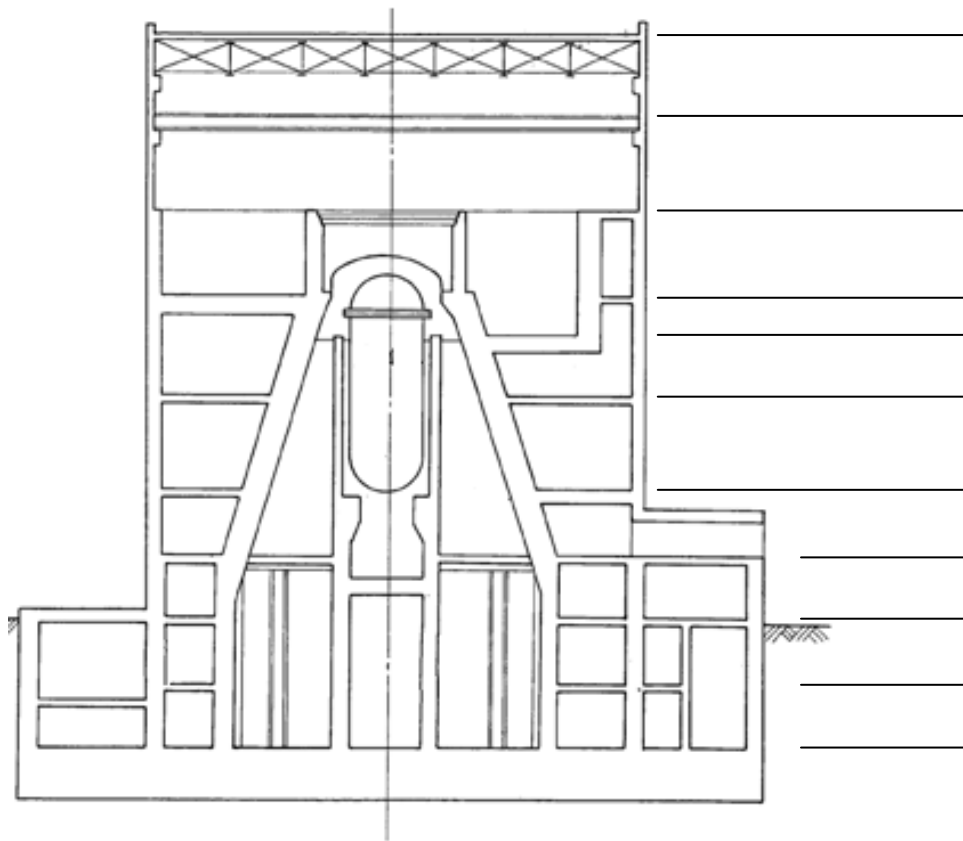
表-4.3.2.1 評価対象設備

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	原子炉圧力容器	基礎ボルト	圧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。



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>
68.65	1.21	1.51	0.57	0.73
62.00	1.03	1.37	0.55	0.72
51.50	0.71*	1.14	0.41*	0.67
43.80	0.71	0.99	0.45	0.62
39.70	0.66	0.95	0.41	0.58
34.00	0.62	0.87	0.36	0.56
25.30	0.55	0.78	0.32	0.54
19.00	0.48*	0.71	0.26*	0.52
13.20	0.49	0.62	0.23	0.51
7.00	0.51	0.57	0.22	0.52
1.00	0.53*	0.55	0.20*	0.51

\* : 観測記録に基づく。

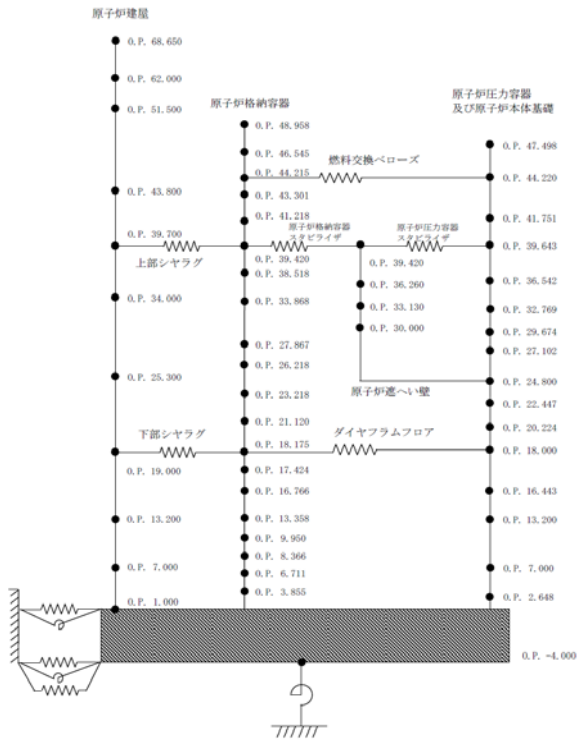
図-4.4.1.1 原子炉建屋の評価用震度

## 4. 4. 2 大型機器連成地震応答解析結果

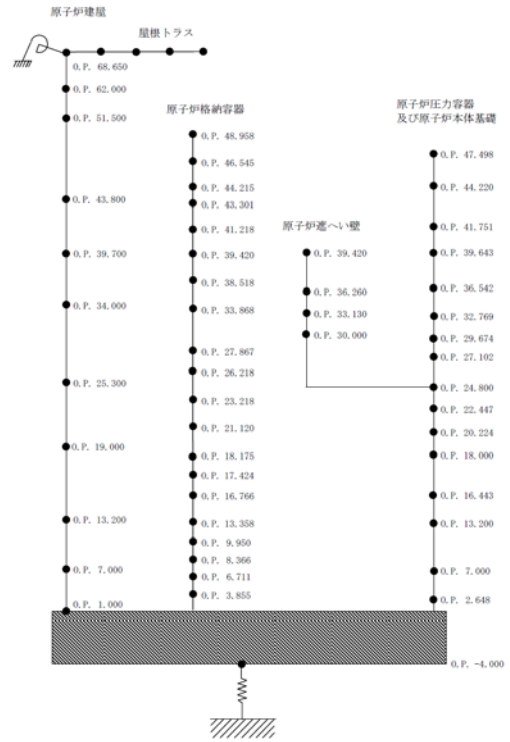
### 4. 4. 2. 1 解析モデル

6号機は地震時に定期検査中であったが、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の上蓋は復旧された状態であった。そのため、6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。



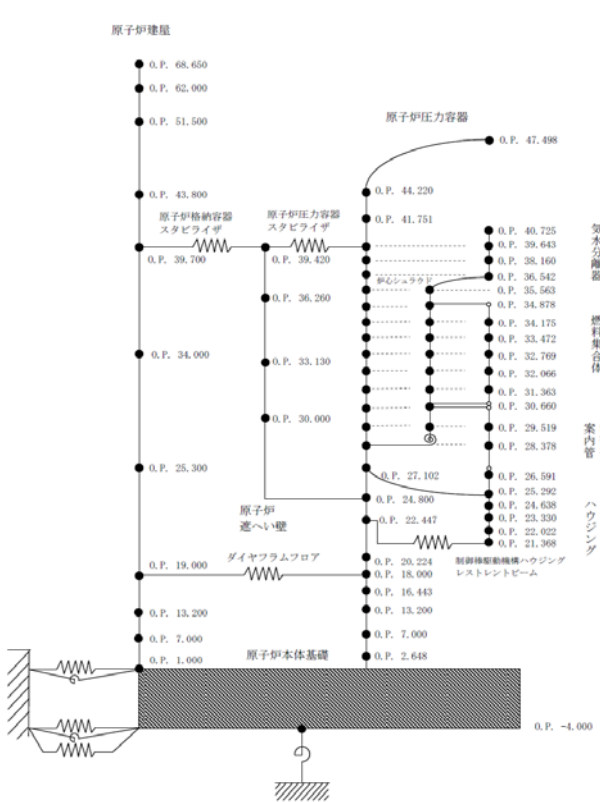


(水平方向)

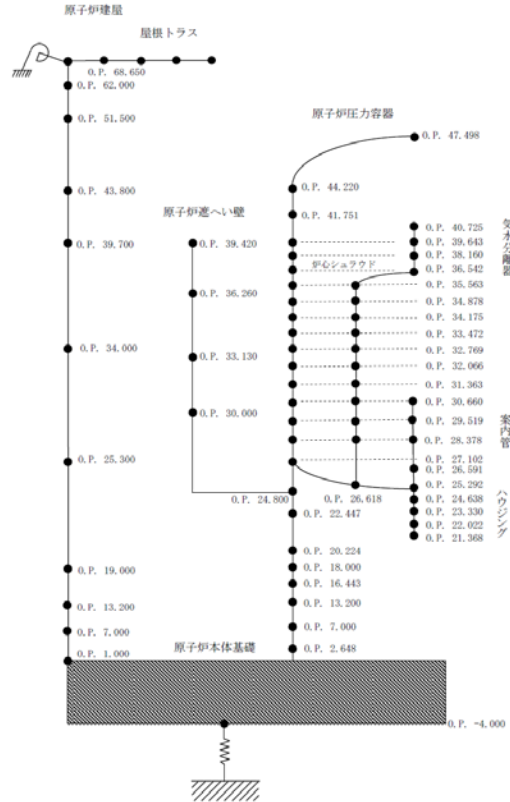


(鉛直方向)

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 (福島第一6号機)



(水平方向)



(鉛直方向)

図-4.4.2.1.2 原子炉建屋—炉内構造物連成系モデル (福島第一6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-4.4.2.2.5 に示す。

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

4-11

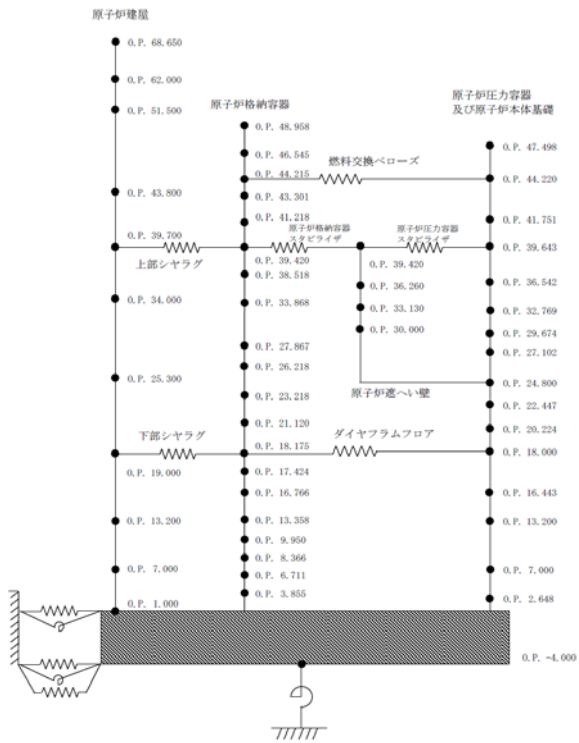
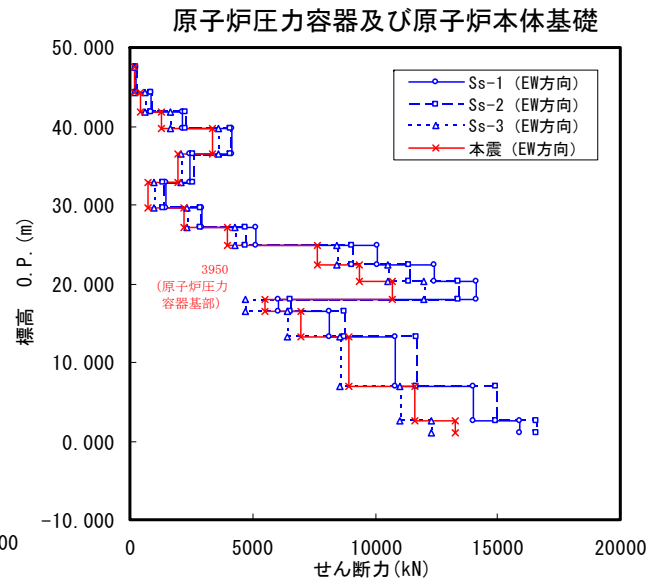
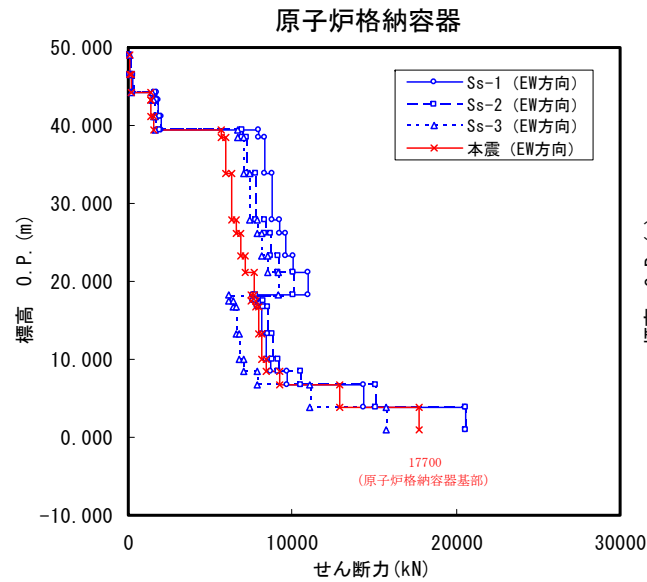
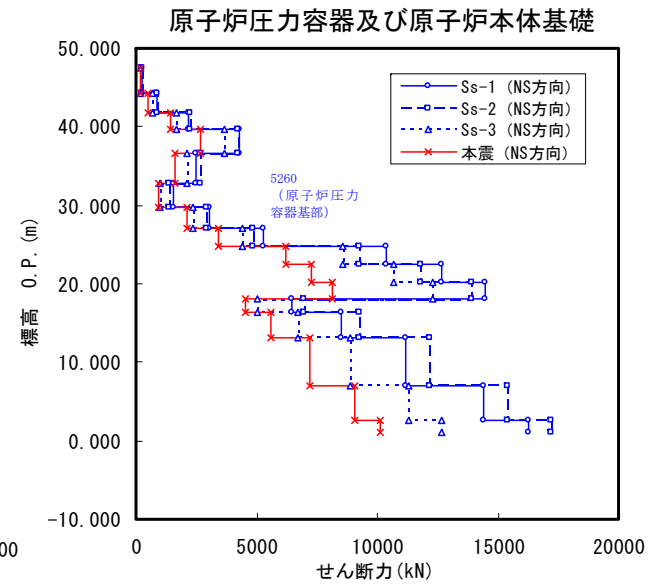
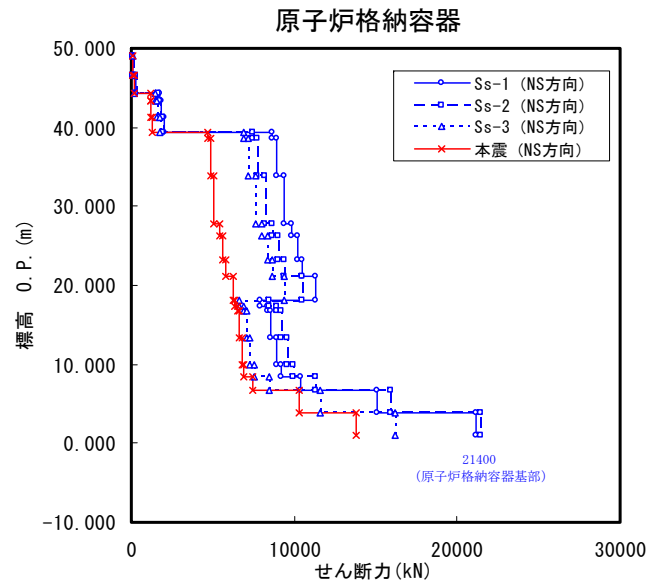


図-4.4.2.2.1 最大応答せん断力  
(NS, EW 方向)  
(原子炉格納容器, 原子炉压力容器  
及び原子炉本体基礎)



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)

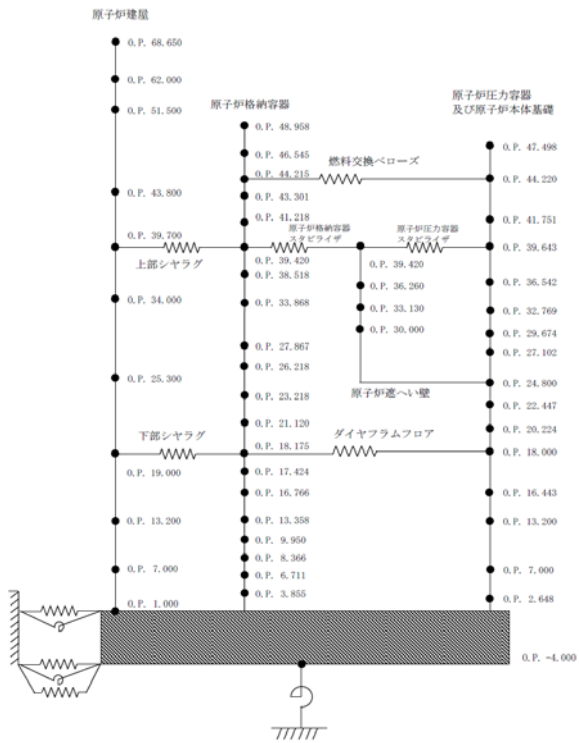
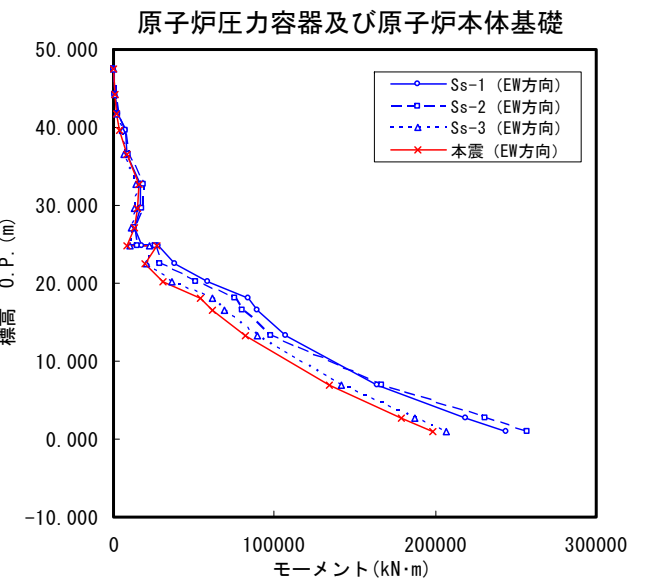
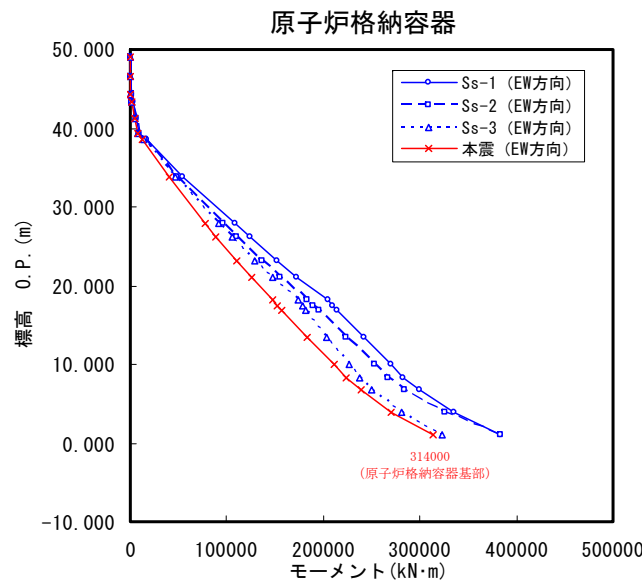
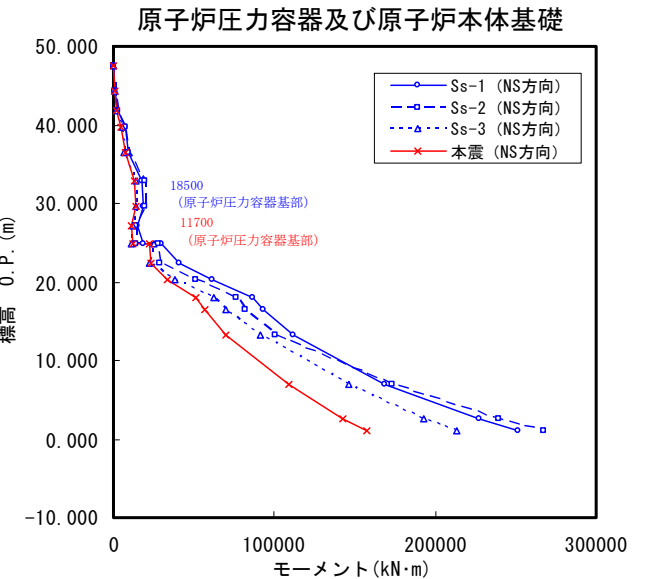
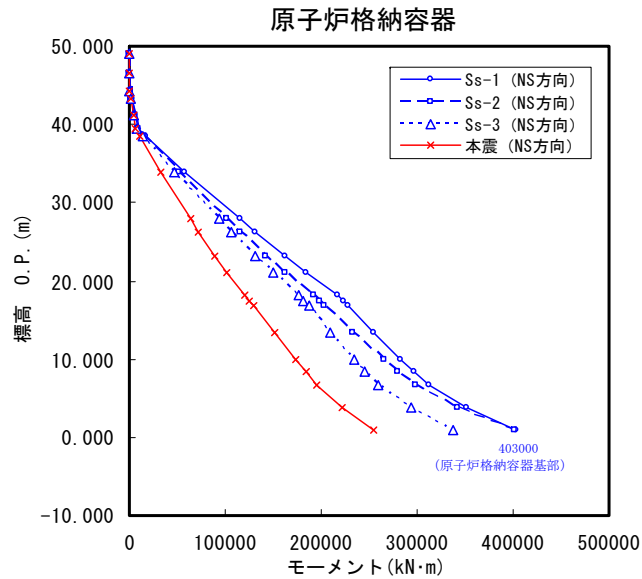


図-4.4.2.2.2 最大応答モーメント  
(NS, EW 方向)  
(原子炉格納容器, 原子炉压力容器  
及び原子炉本体基礎)



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)

4-13

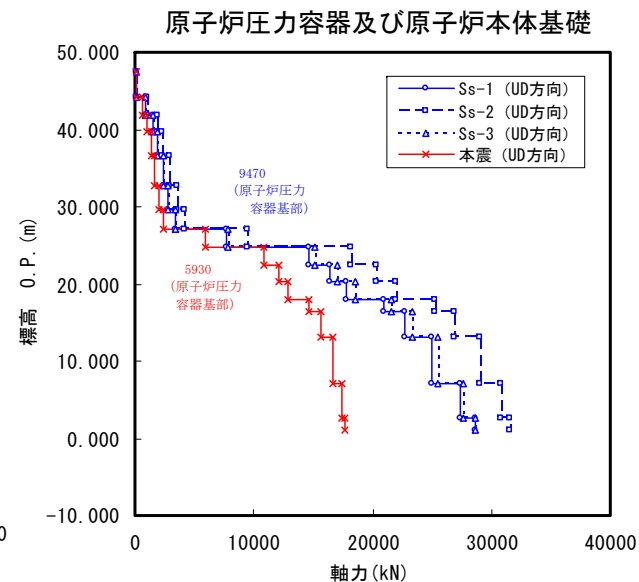
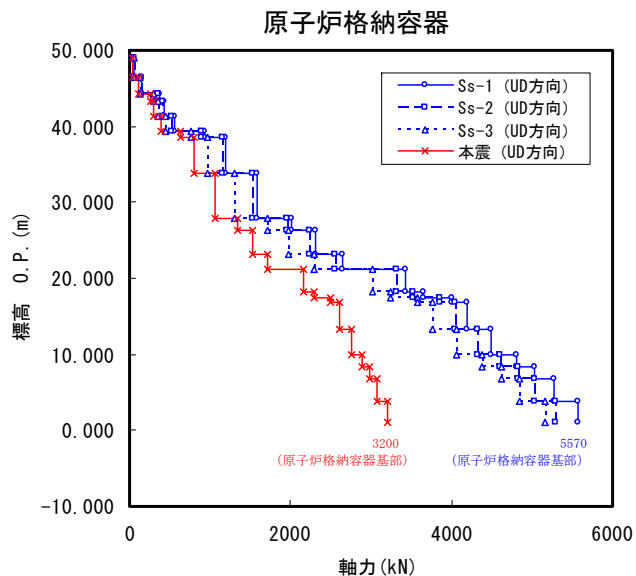
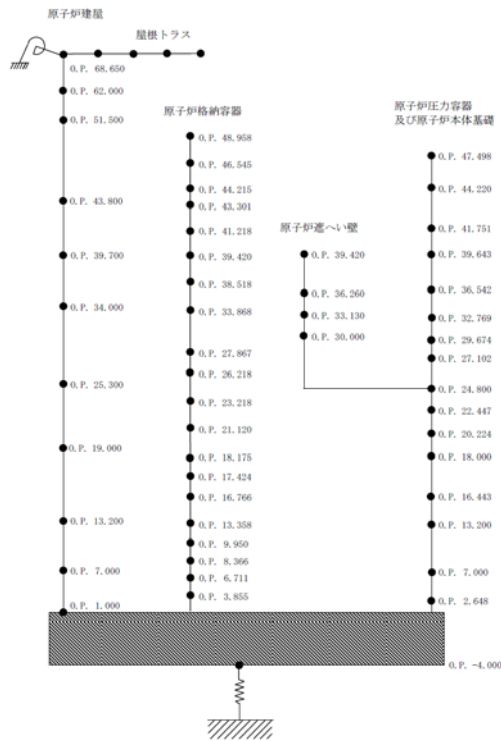
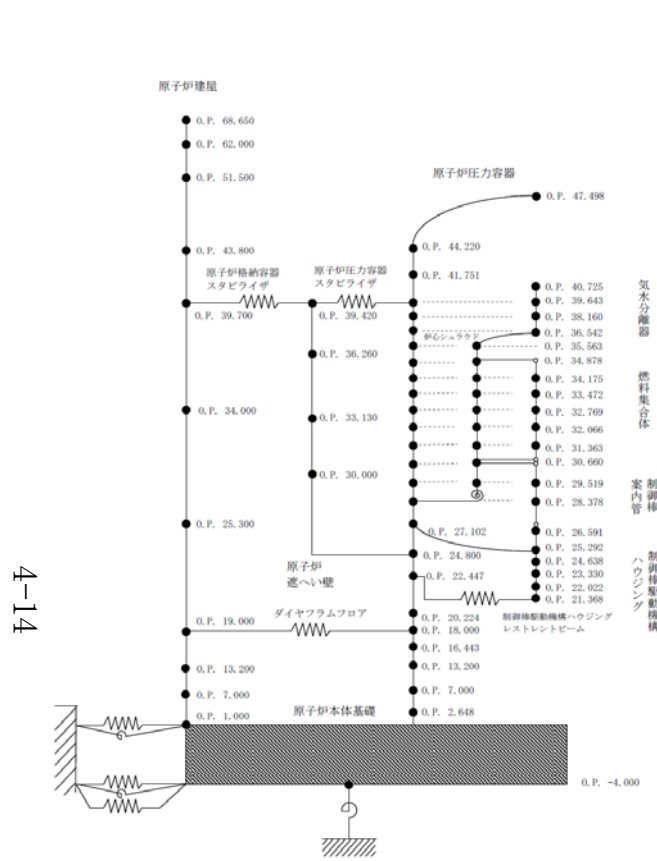


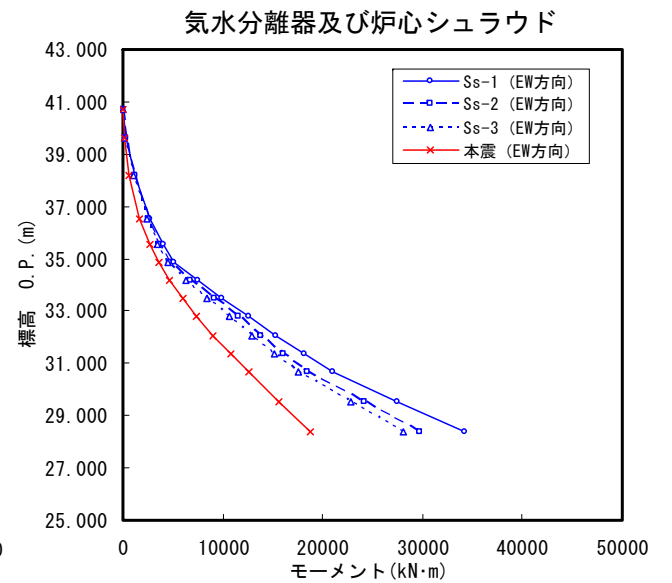
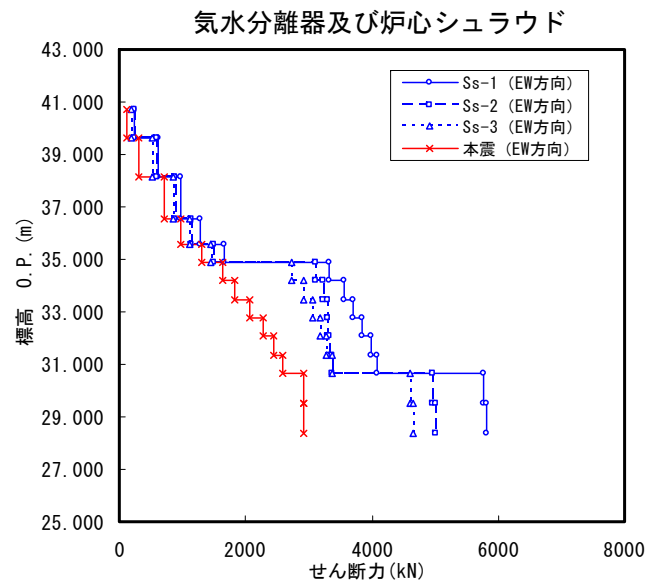
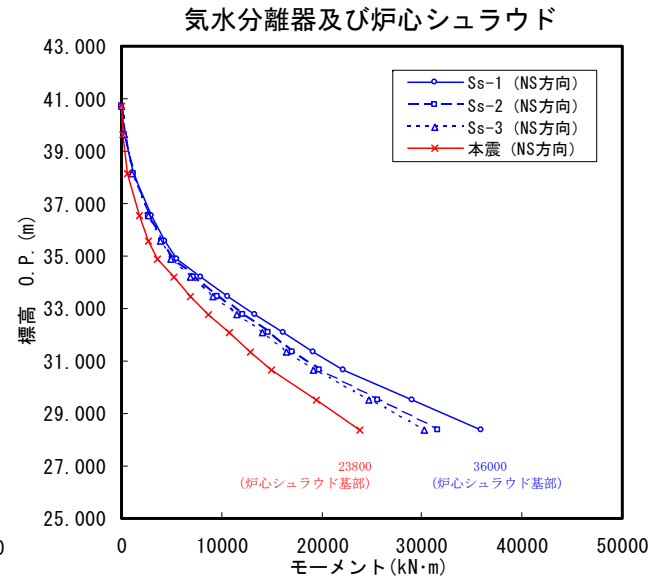
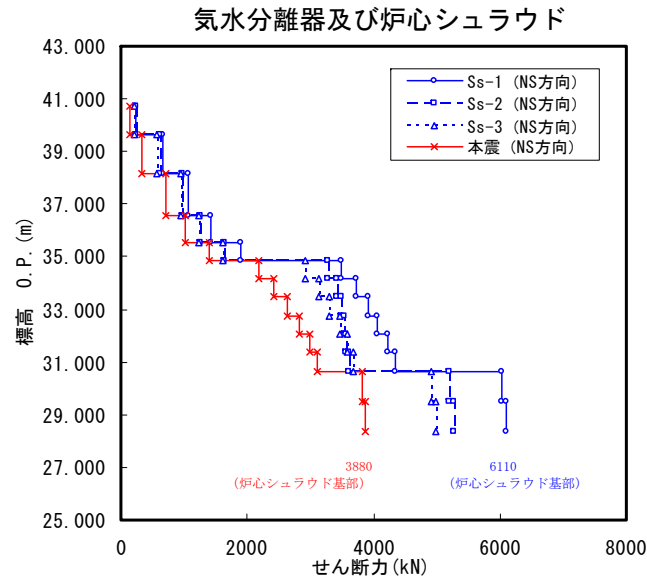
図-4.4.2.2.3 最大応答軸力  
(UD 方向)  
(原子炉格納容器, 原子炉压力容器  
及び原子炉本体基礎)

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)



4-14

図-4.4.2.2.4 最大応答せん断力, 最大応答モーメント (NS, EW 方向)  
(気水分離器及び炉心シュラウド)



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)

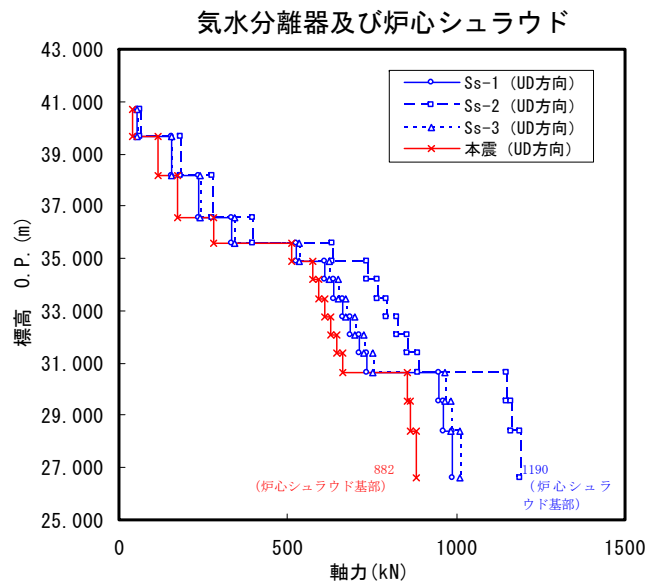
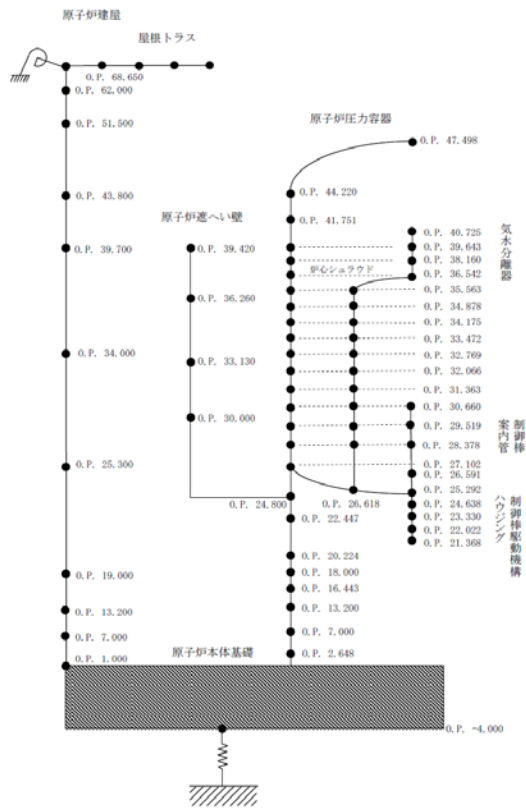


図-4.4.2.2.5 最大応答軸力  
(UD方向)  
(気水分離器及び炉心シュラウド)

#### 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 0.05～0.1 秒及び 0.4～0.5 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 0.16 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. 51.50m 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。

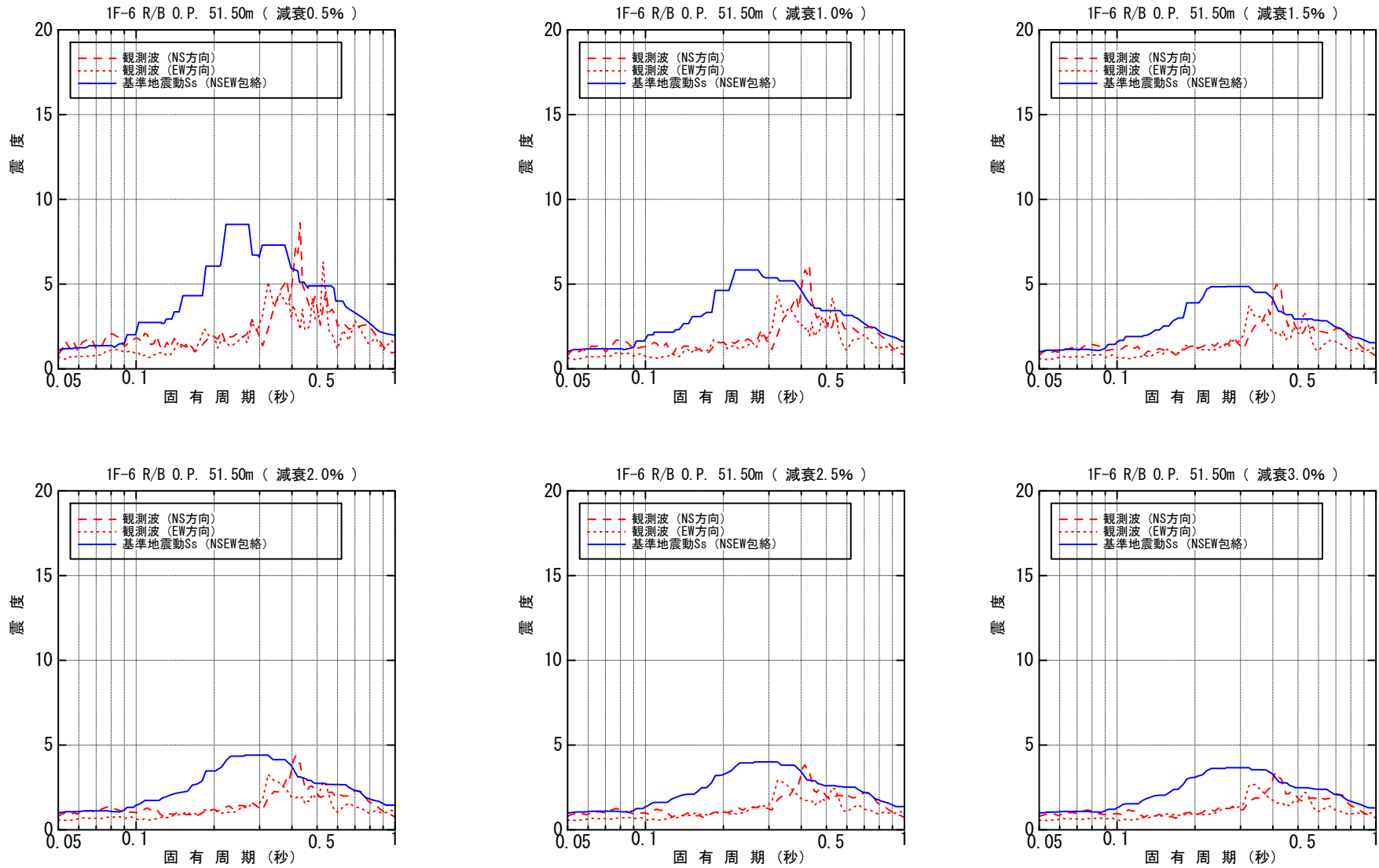
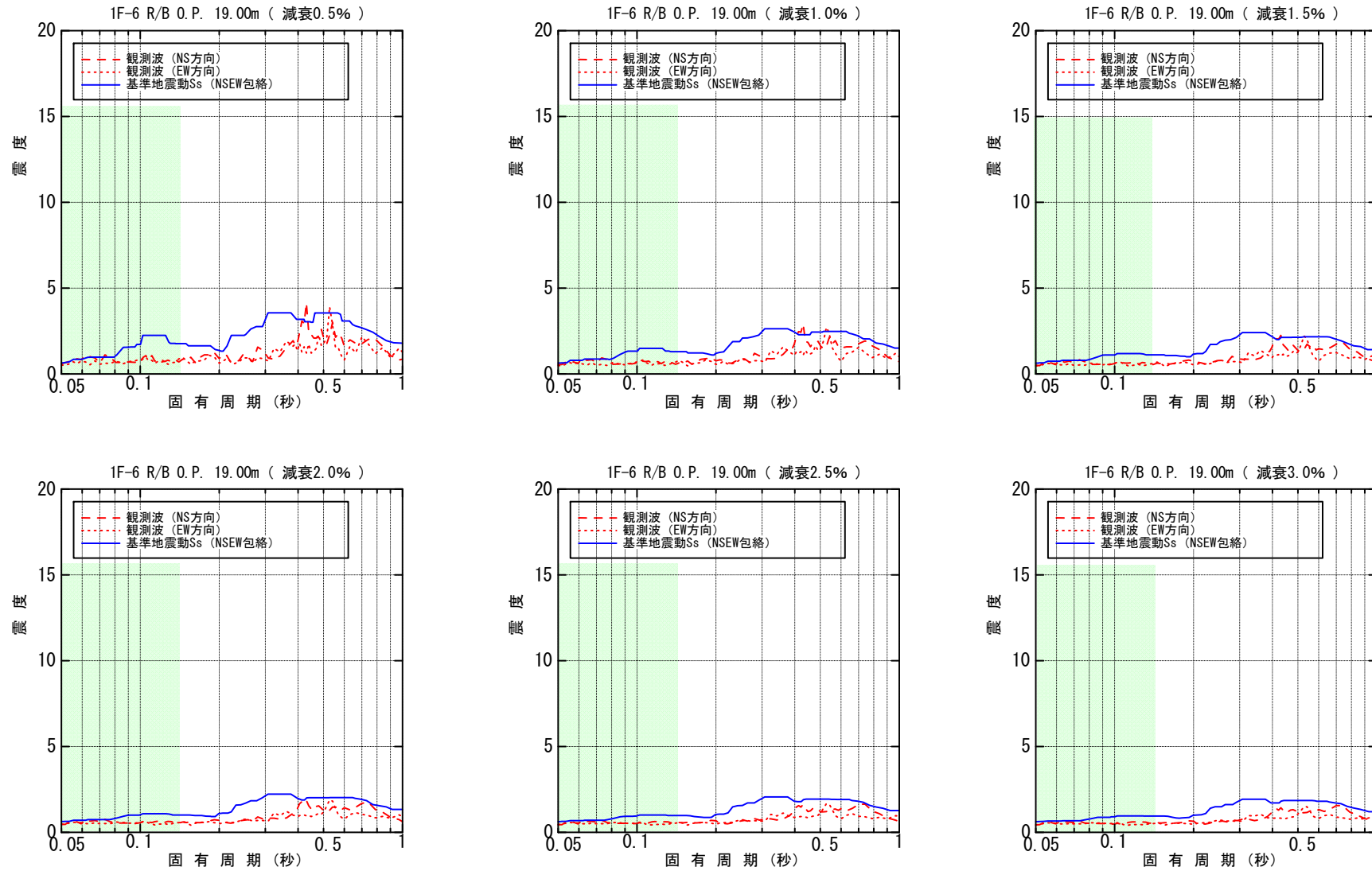


図-4.4.3.1 原子炉建屋 0.P. 51.50m 床応答スペクトル (水平方向)

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。



4-19

図-4.4.3.2 原子炉建屋 O.P. 19.00m 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。

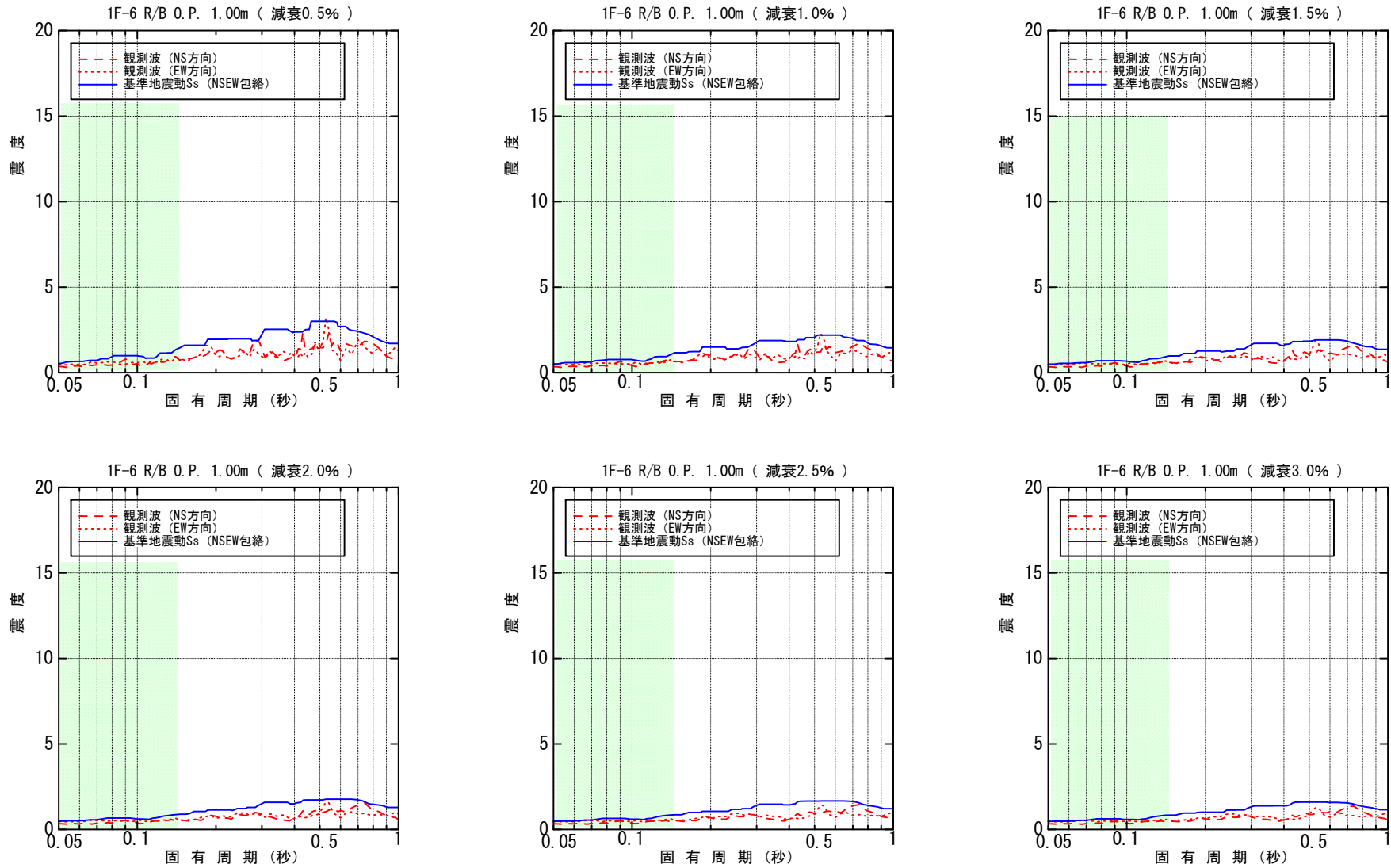


図-4.4.3.3 原子炉建屋 0.P. 1.00m 床応答スペクトル (水平方向)

注) 原子炉建屋 0. P. 51. 50m 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。

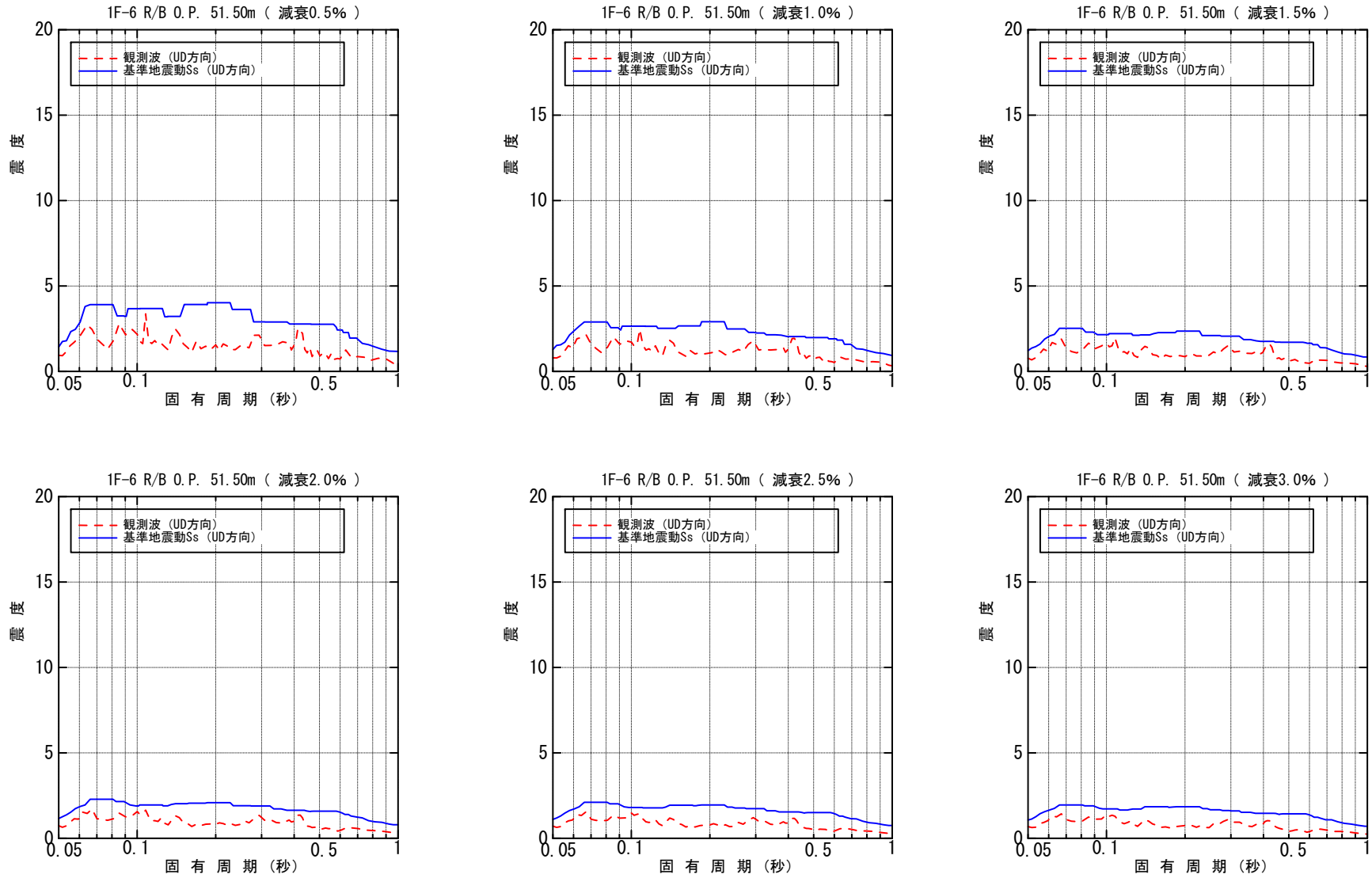


図-4. 4. 3. 4 原子炉建屋 0. P. 51. 50m 床応答スペクトル (鉛直方向)

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。

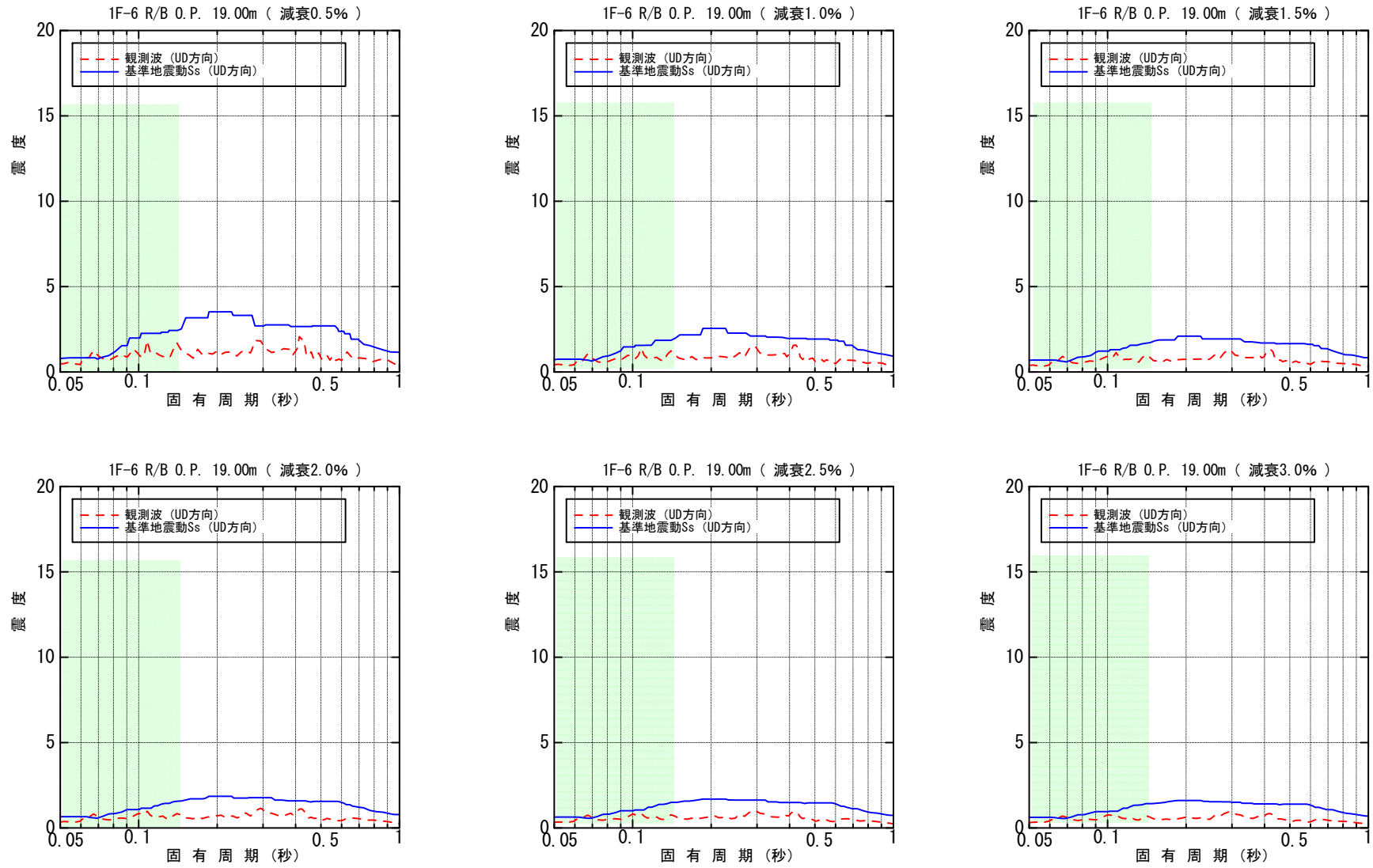


図-4.4.3.5 原子炉建屋 O.P. 19.00m 床応答スペクトル (鉛直方向)

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。

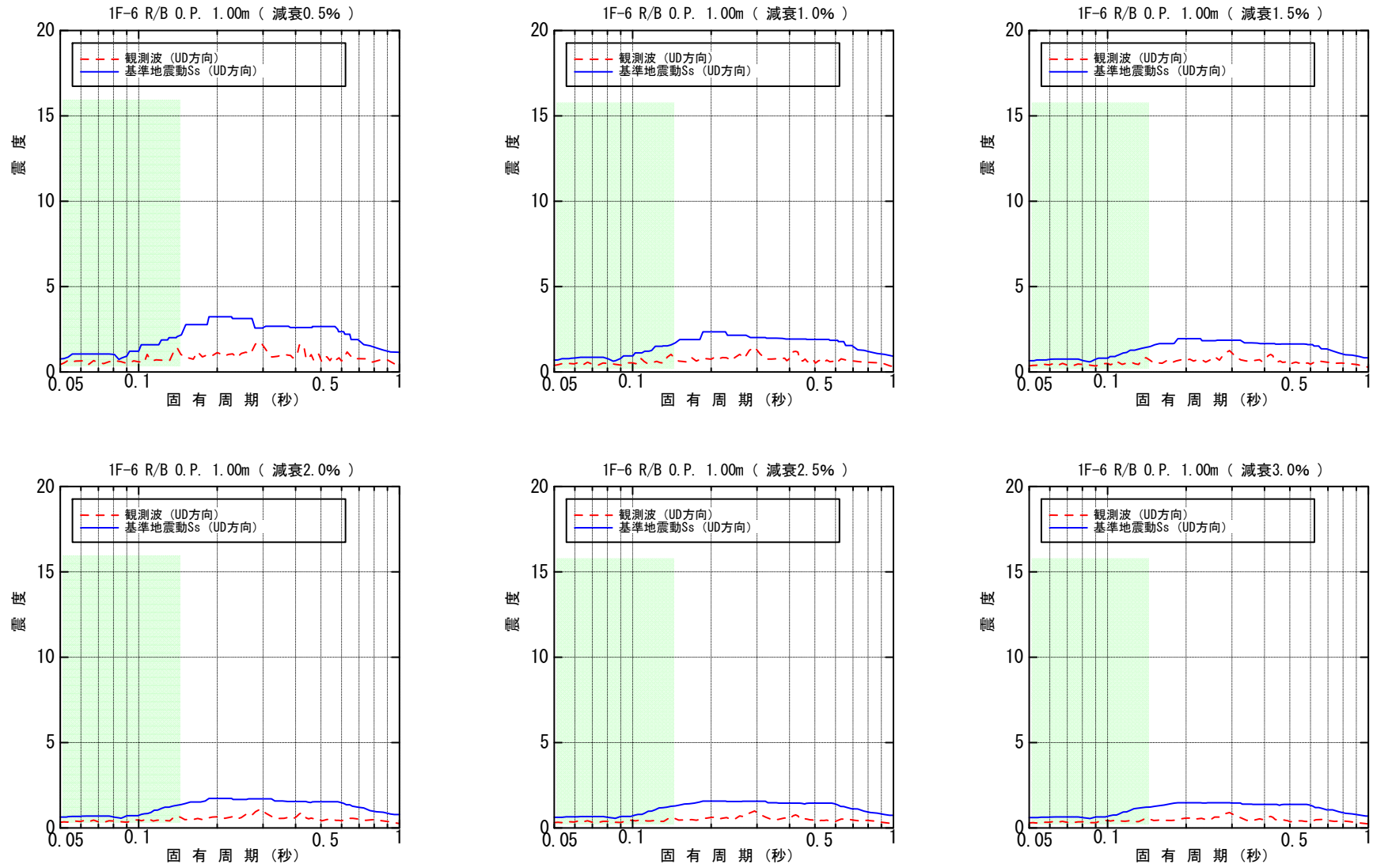


図-4. 4. 3.6 原子炉建屋 O.P. 1.00m 床応答スペクトル (鉛直方向)



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。

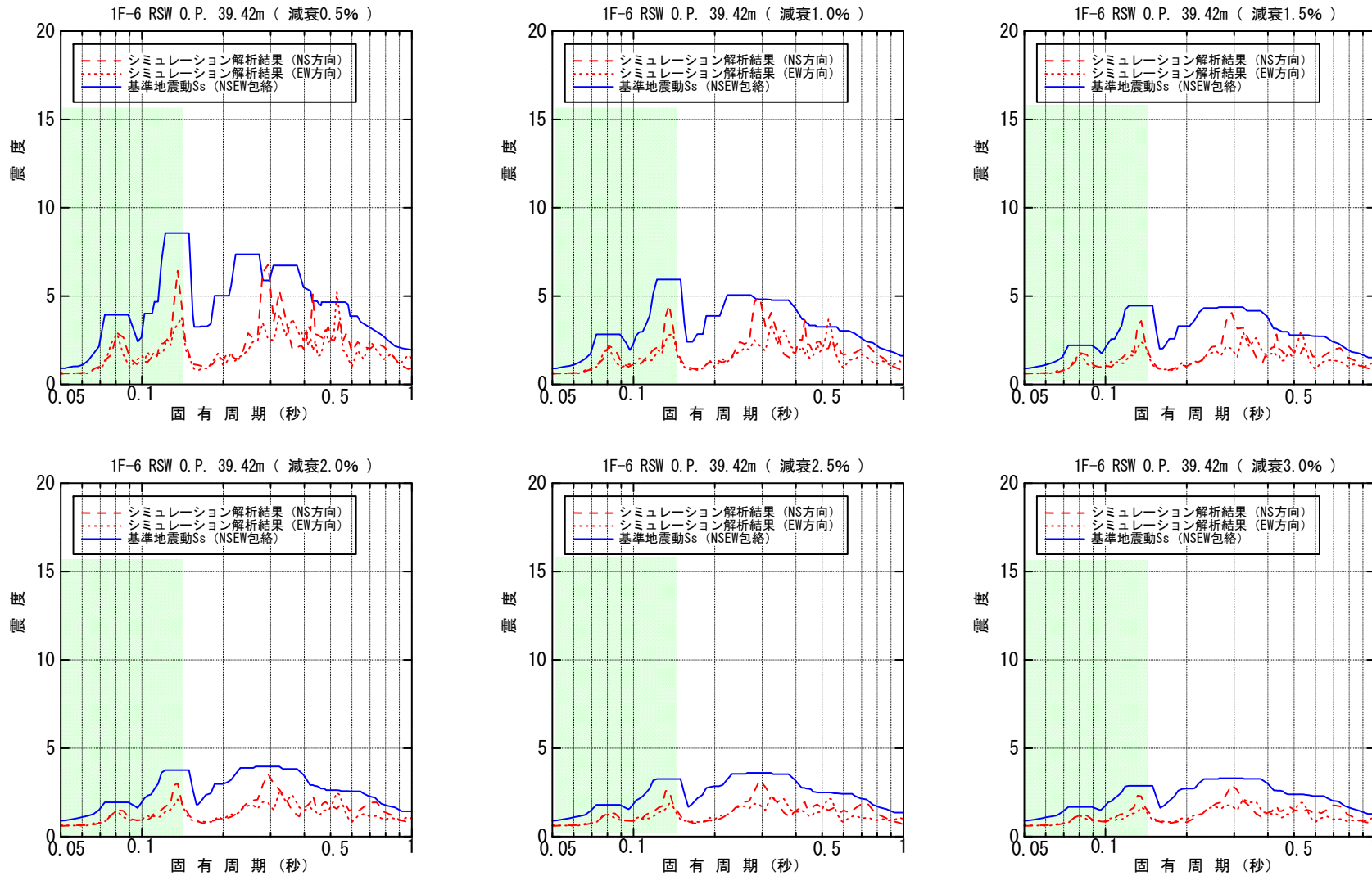


図-4.4.3.7 原子炉遮へい壁 O.P. 39.42m 床応答スペクトル (水平方向)

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。

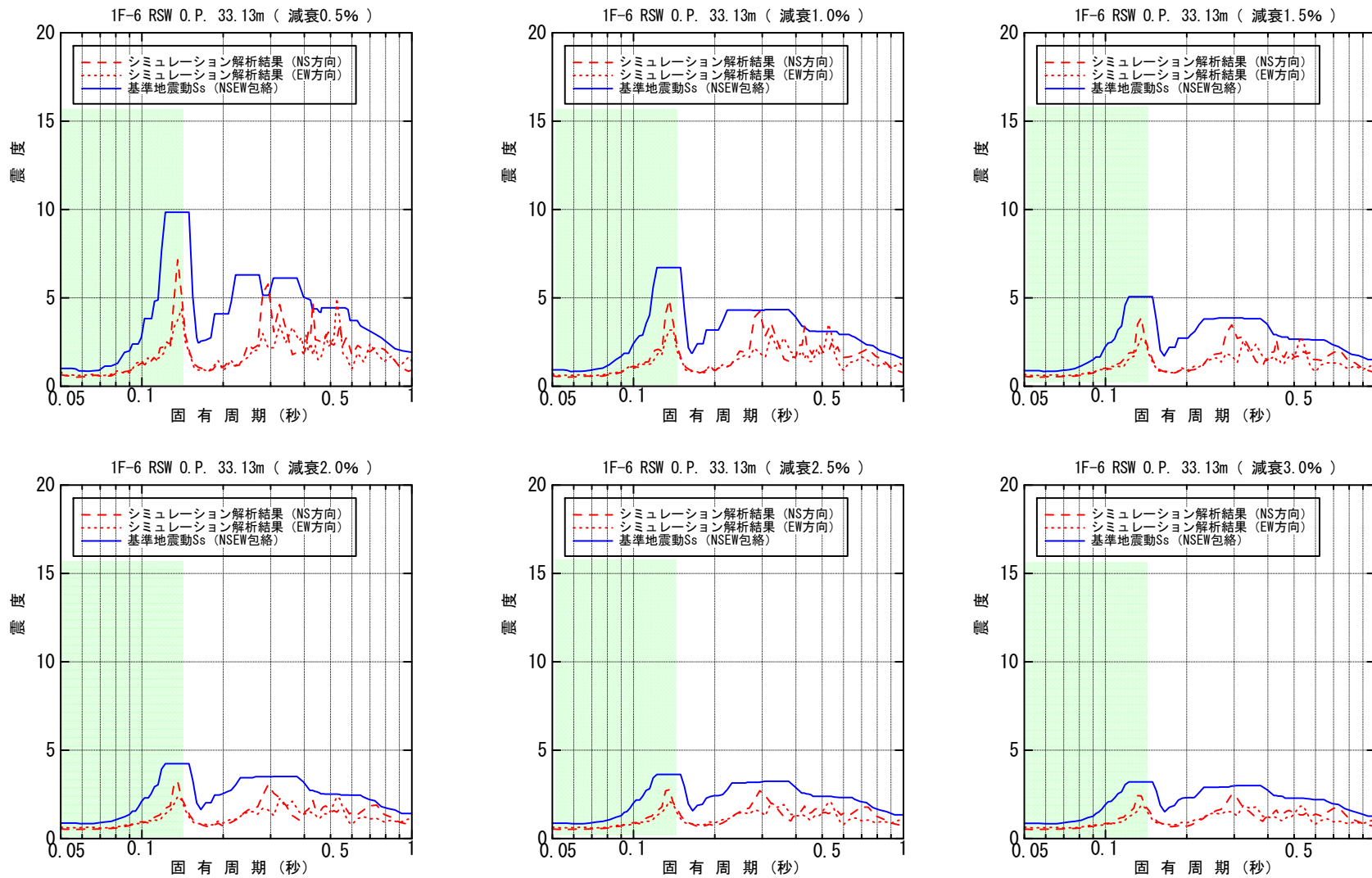


図-4.4.3.8 原子炉遮へい壁 O.P. 33.13m 床応答スペクトル (水平方向)



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。

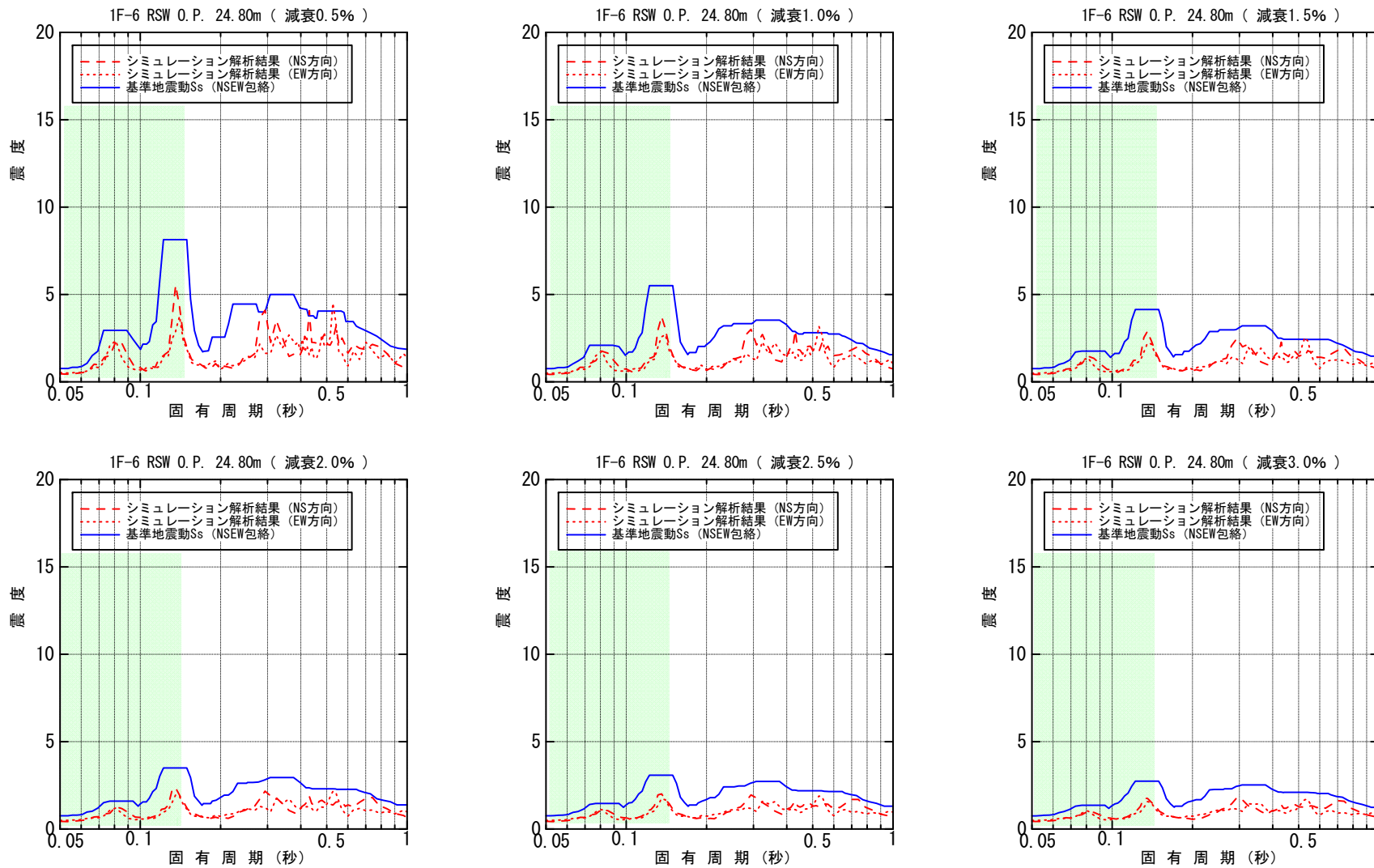


図-4.4.3.9 原子炉遮へい壁 O.P. 24.80m 床応答スペクトル (水平方向)

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。

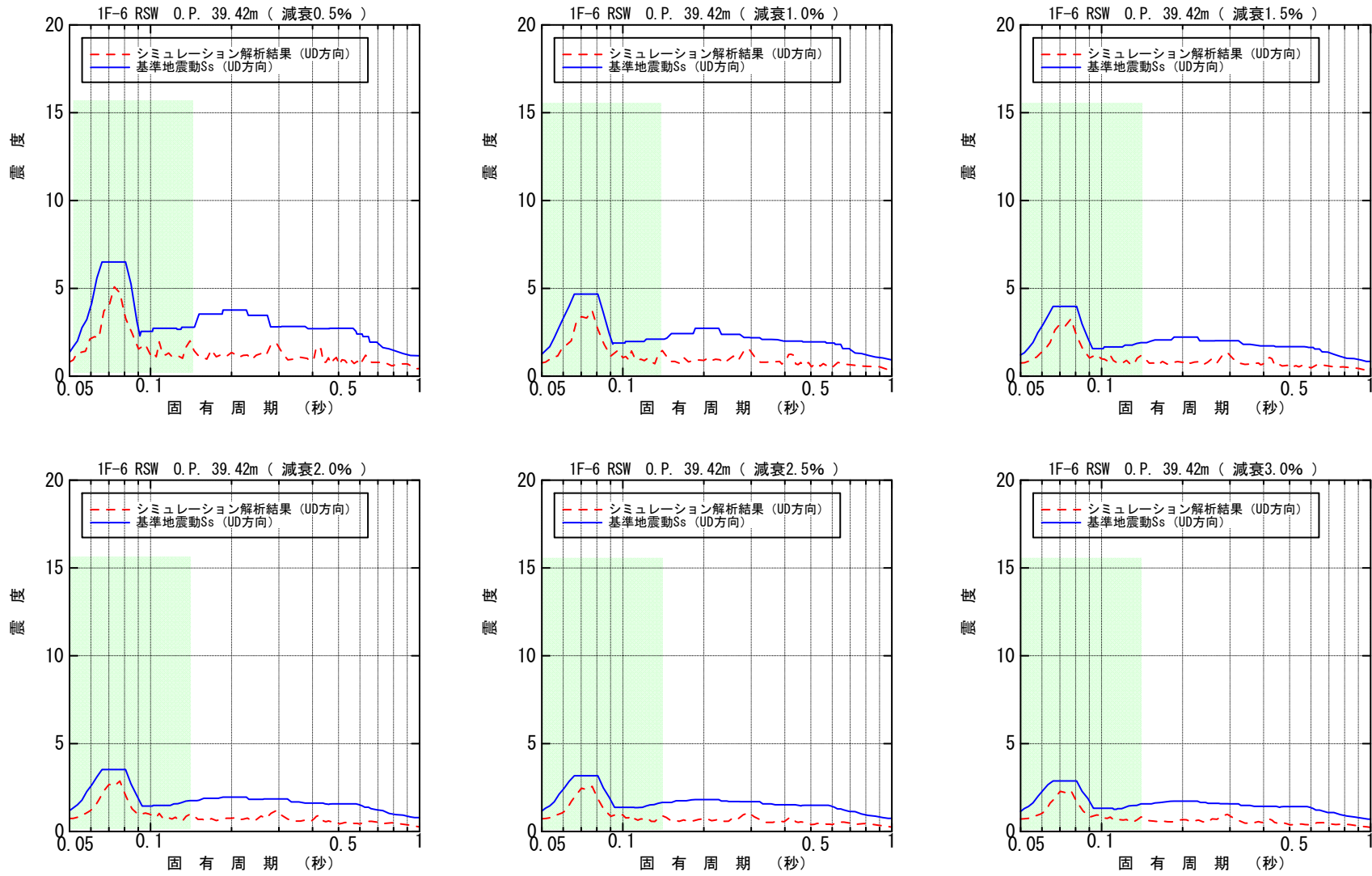


図-4.4.3.10 原子炉遮へい壁 O.P. 39.42m 床応答スペクトル (鉛直方向)

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。

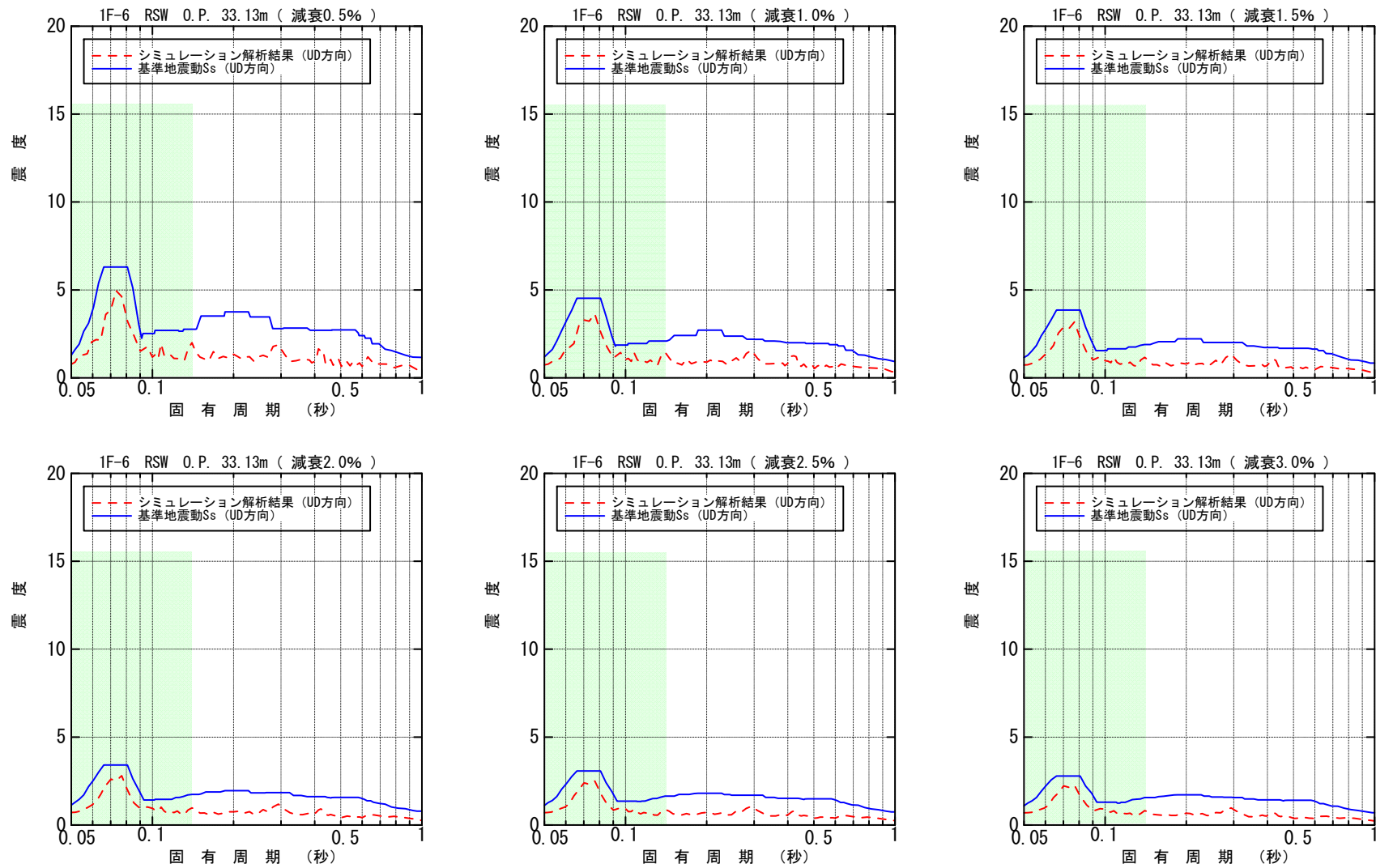


図-4.4.3.11 原子炉遮へい壁 O.P. 33.13m 床応答スペクトル (鉛直方向)

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。

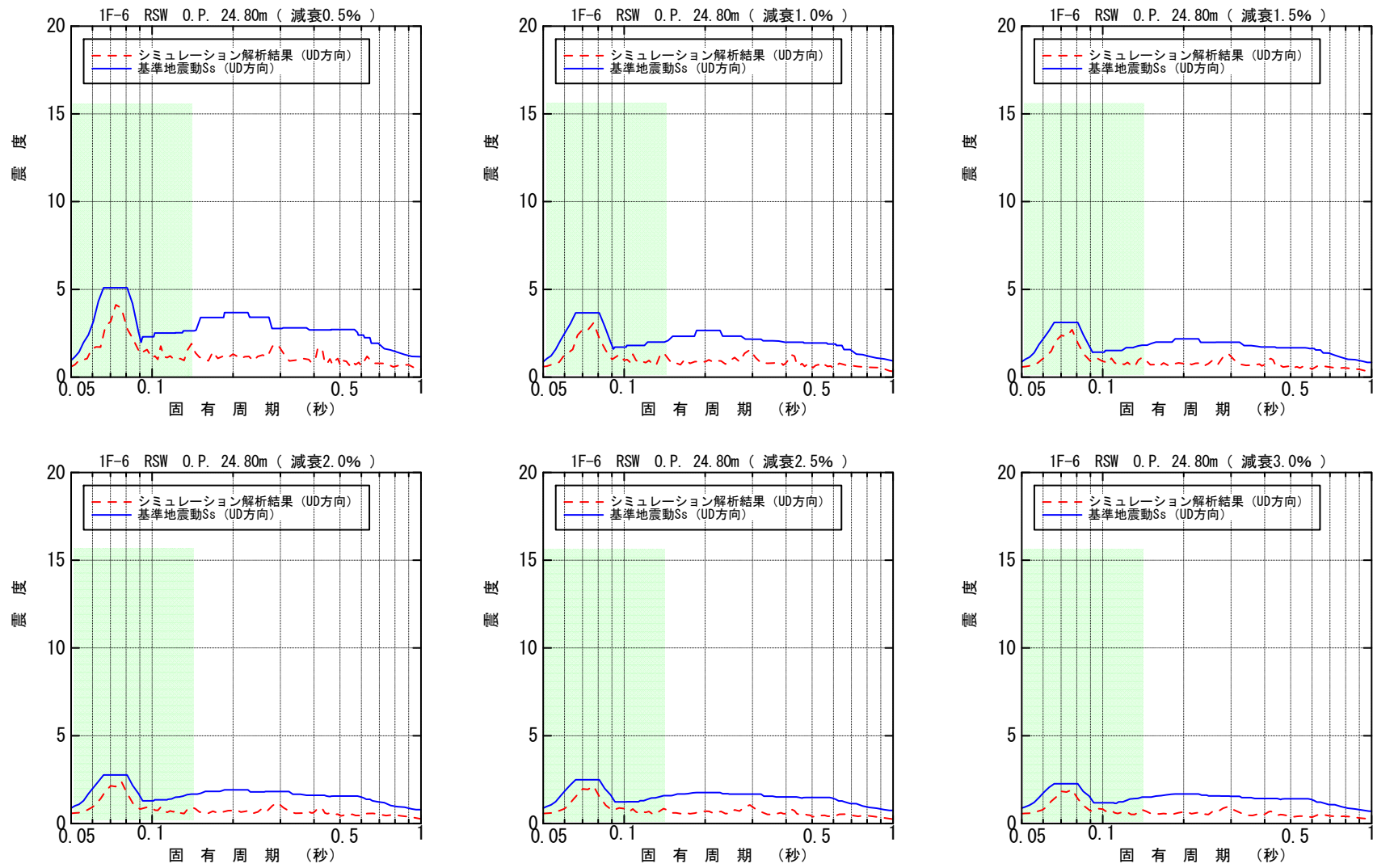


図-4.4.3.12 原子炉遮へい壁 O.P. 24.80m 床応答スペクトル (鉛直方向)

#### 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（福島第一6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	基準地震動 S <sub>s</sub> による荷重を下回るため評価不要			
冷やす	残留熱除去系 ポンプ	電動機取付 ボルト	基準地震動 S <sub>s</sub> による荷重を下回るため評価不要			
	残留熱除去系配管	配管	一次応力	88	335	B
閉じ 込める	原子炉圧力容器	ボルト	基準地震動 S <sub>s</sub> による荷重を下回るため評価不要			
	主蒸気系配管	配管	一次応力	211	375	B
(以下、参考)						
	原子炉格納容器	ドライ ウェル	原子炉格納容器バウンダリは、容器が開放中につき、 機能維持不要			

※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

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)	定期検査中のため評価不要	

関連図書\*によれば、地震の発生後、原子炉圧力が崩壊熱により緩やかに上昇するが、3月13日に復水移送ポンプを起動し、3月14日以降、適宜、主蒸気逃し安全弁による減圧を実施し、併せて復水貯蔵タンクからの水を原子炉へ補給する操作を繰り返し、原子炉圧力と水位を制御したことが確認されている。従って、地震により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、本検討における評価結果と整合する。

関連図書によれば、地震後、残留熱除去系の系統構成を切り替えることで使用済燃料プールと原子炉の冷却を相互に行い、使用済燃料プールと原子炉双方の冷却を実施している。このことから、地震後、残留熱除去系は機能を維持していたと推測され、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。

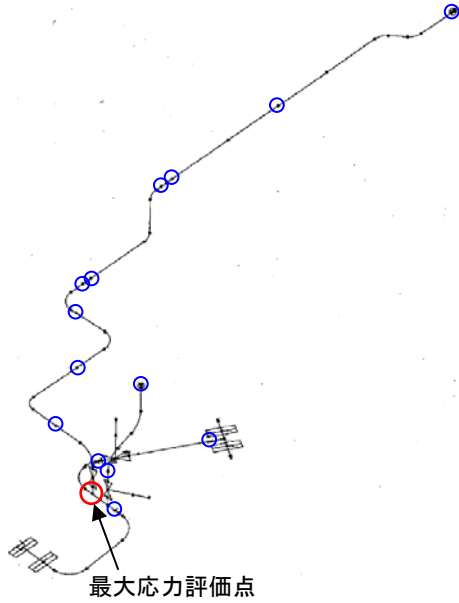
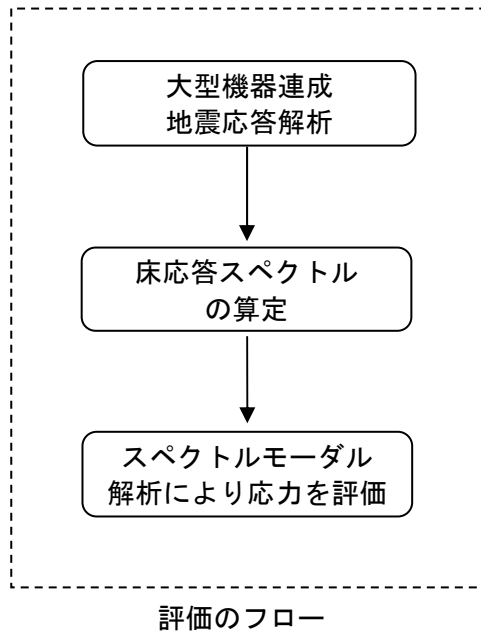
※ 「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」 平成 23 年 5 月 23 日 東京電力株式会社

## 5. まとめ

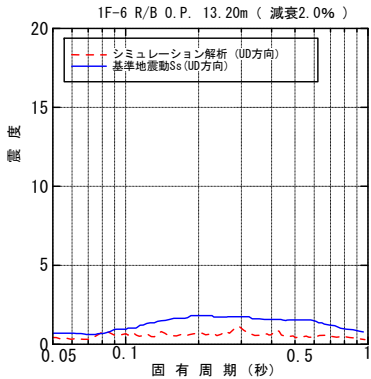
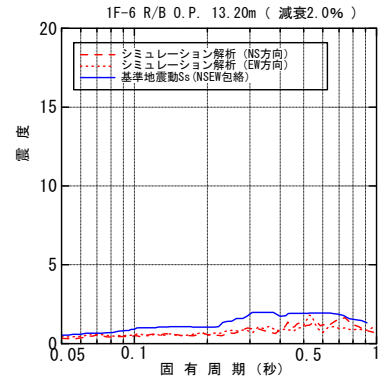
東北地方太平洋沖地震時に定格運転中であった福島第一原子力発電所 6号機に対して、東北地方太平洋沖地震が原子炉建屋ならびに耐震安全上重要な機器・配管系へ与えた影響を評価した。

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。



残留熱除去系配管モデル



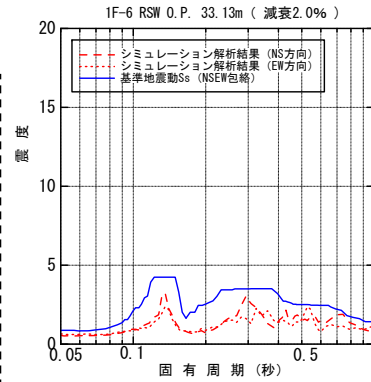
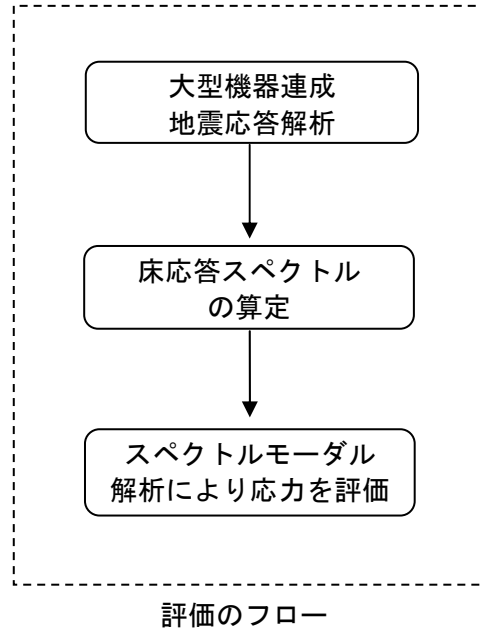
床応答スペクトル

※アンカー及びサポート  
(図中の青印)に入力するイメージ

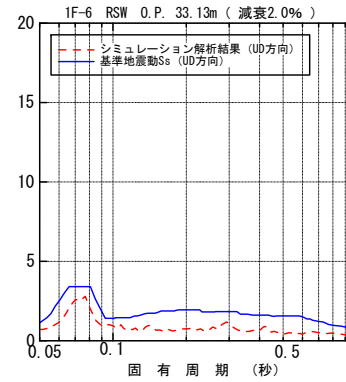
区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	基準地震動 Ss		今回地震	
				計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
冷やす	残留熱除去系配管	配管	一次応力	105	335	88	335

添図-1.1 残留熱除去系配管の耐震性評価の概要

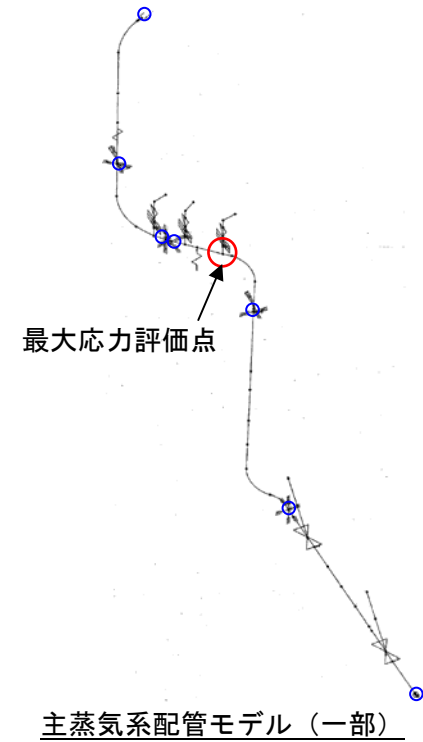




床応答スペクトル



※アンカー及びサポート  
(図中の青印)  
に入力するイメージ



主蒸気系配管モデル (一部)

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	292	375	211	375

添図-1.2 主蒸気系配管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6号機においても、今回の地震のシミュレーション解析では観測記録には無いピークが生じており、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。

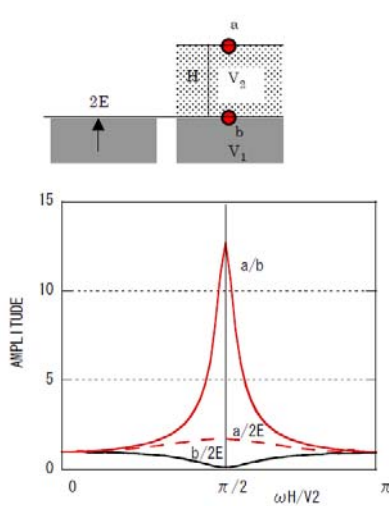
\*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会  
構造ワーキンググループ

(構造 WG\*資料「構造 W17-2-3」より抜粋)

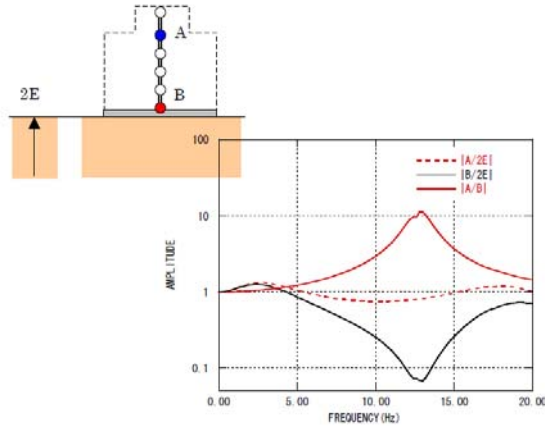
\*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループ

## 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  
 $q = 0.5 : \alpha = \text{インピーダンス比}$



5号機原子炉建屋の周波数伝達関数

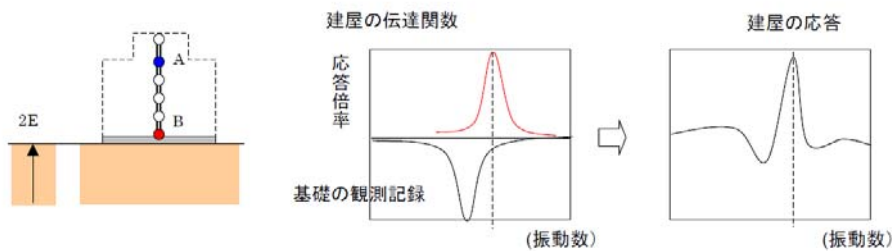
2層地盤と同様に、建屋の基礎固定の1次固有振動数において、基礎の振幅は0に近い値の谷となる。

## 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。

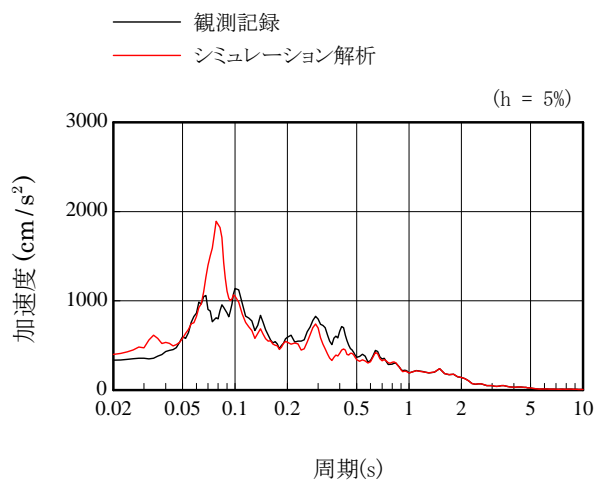
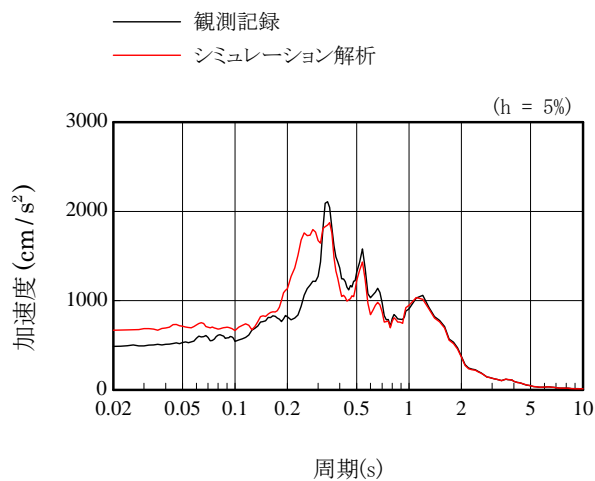
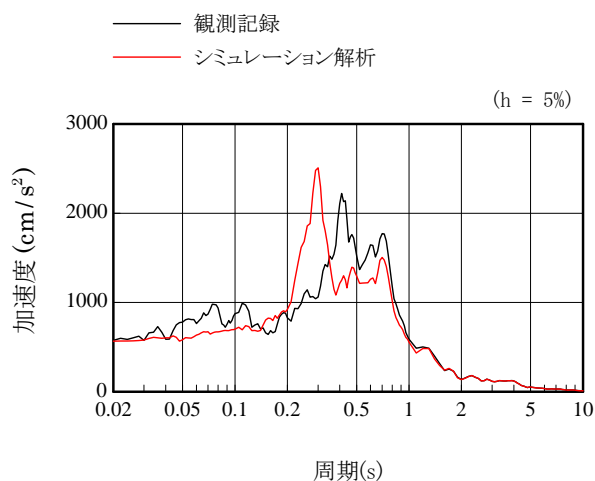
$$\text{中間階の応答 } A(\omega) = \text{建屋伝達関数 } F(\omega) \times \text{基礎の観測記録 } B^*(\omega)$$



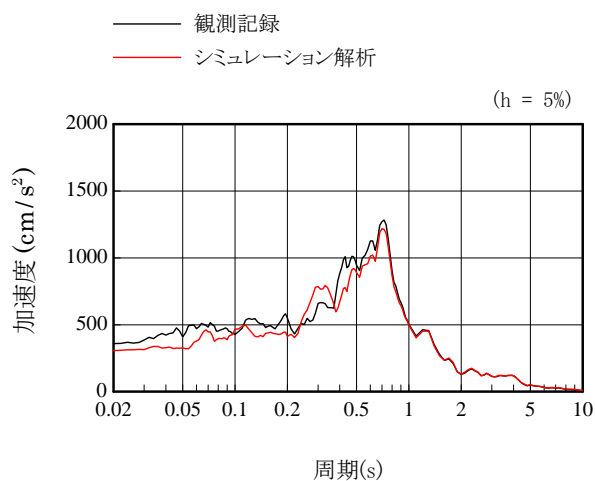
(参考資料-1)

観測記録と解析結果の比較

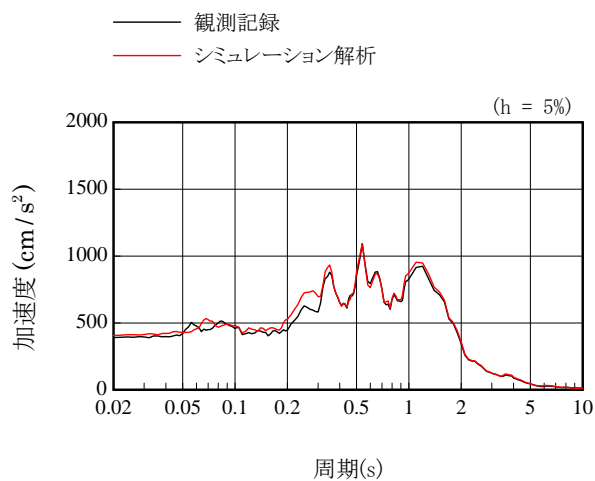
福島第一原子力発電所6号機原子炉建屋では、基礎版上(P3)の他にも地震記録が取得されていることから、6階(燃料取替床階:P2)及び2階(P8)の観測記録と解析結果の加速度応答スペクトル(減衰5%)を参図-1.1、参図-1.2及び参図-1.3に示す。



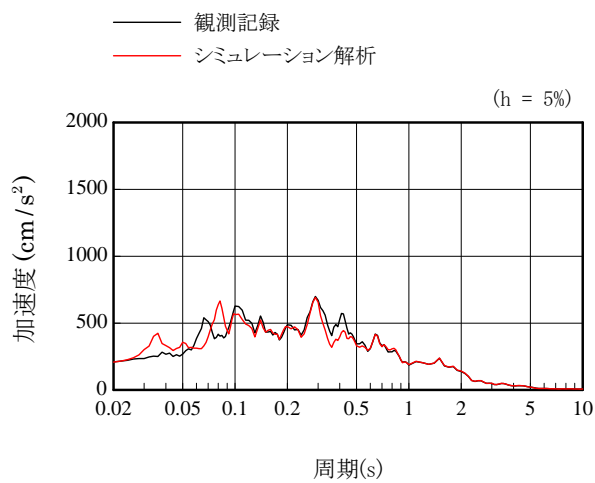
参図-1.1 6号機原子炉建屋（6階：P2）の観測と解析の比較



(a) 南北方向

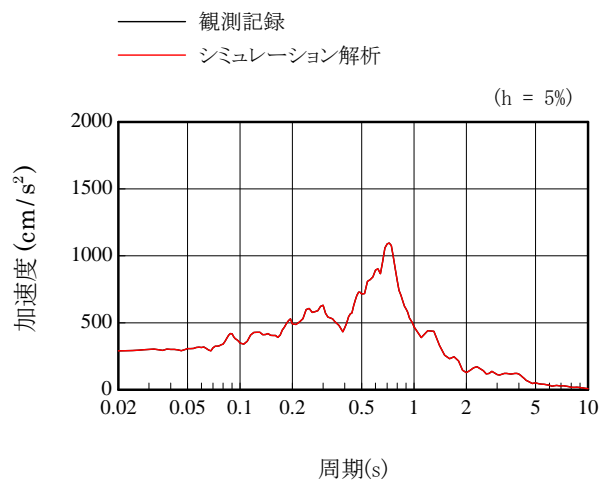


(b) 東西方向

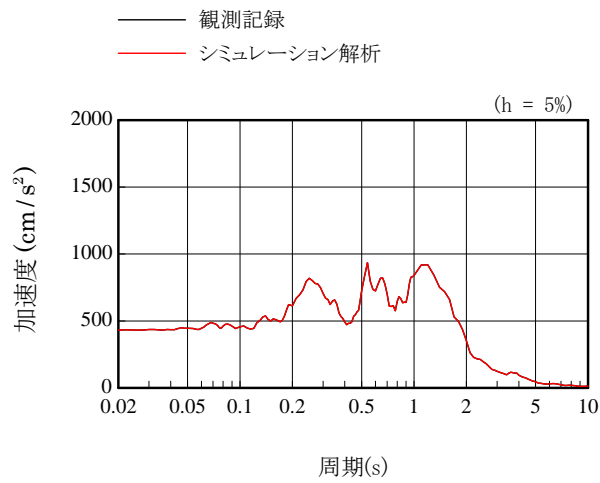


(c) 鉛直方向

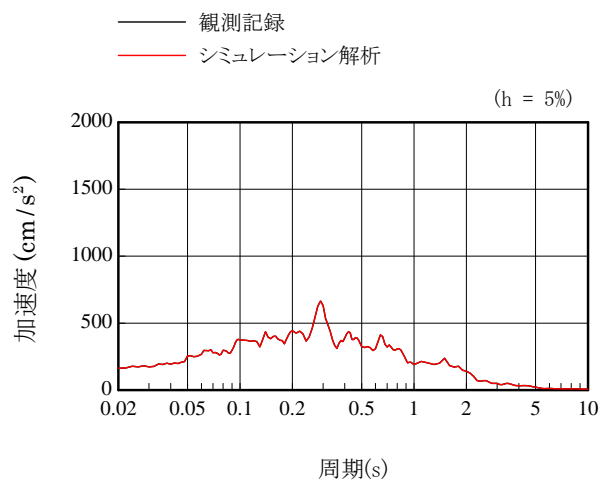
参図-1.2 6号機原子炉建屋（2階：P8）の観測と解析の比較



(a) 南北方向



(b) 東西方向



(c) 鉛直方向

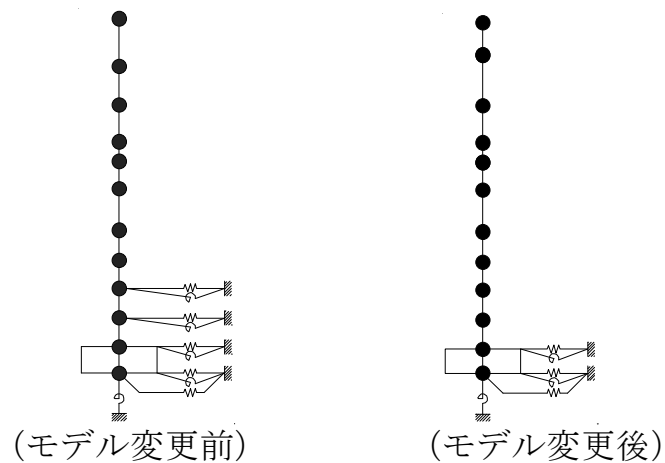
参図-1.3 6号機原子炉建屋（基礎版上：P3）の観測と解析の比較

(参考資料-2)

福島第一原子力発電所6号機原子炉建屋の水平方向地震応答解析モデルについて

本検討における福島第一原子力発電所6号機原子炉建屋の水平方向の地震応答解析モデルは、バックチェック報告書\*<sup>1</sup>記載の地震応答解析モデルから建屋の地盤への埋込部分を参図-2.1のように変更している。

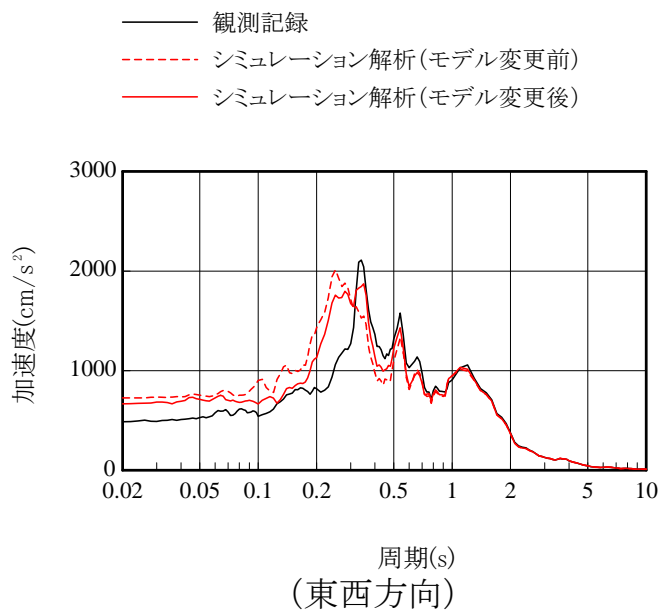
観測記録と解析モデル変更前後の解析結果の加速度応答スペクトルを参図-2.2に示す。



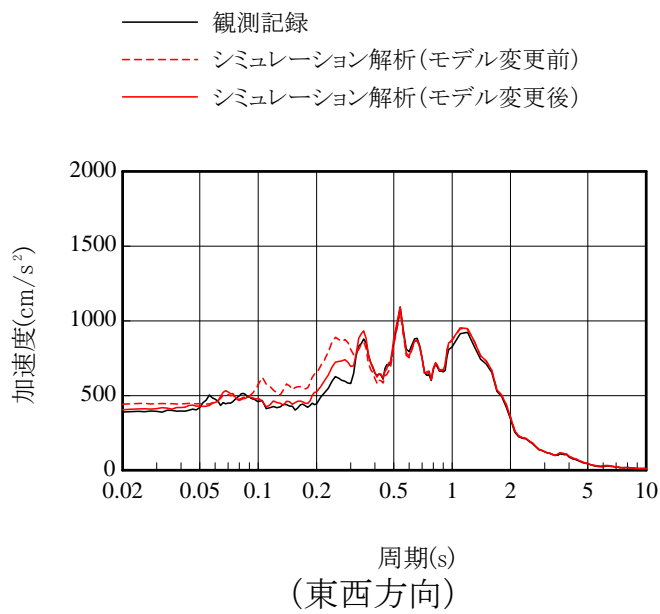
参図-2.1 変更前後の解析モデルの比較

\*：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)

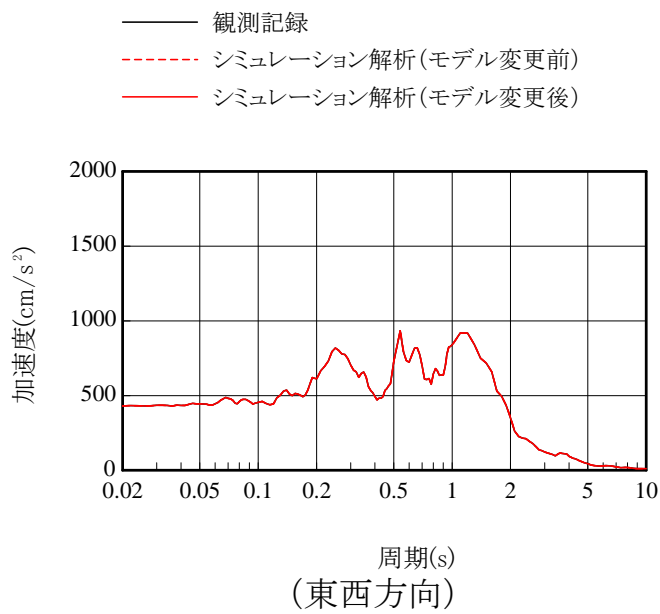
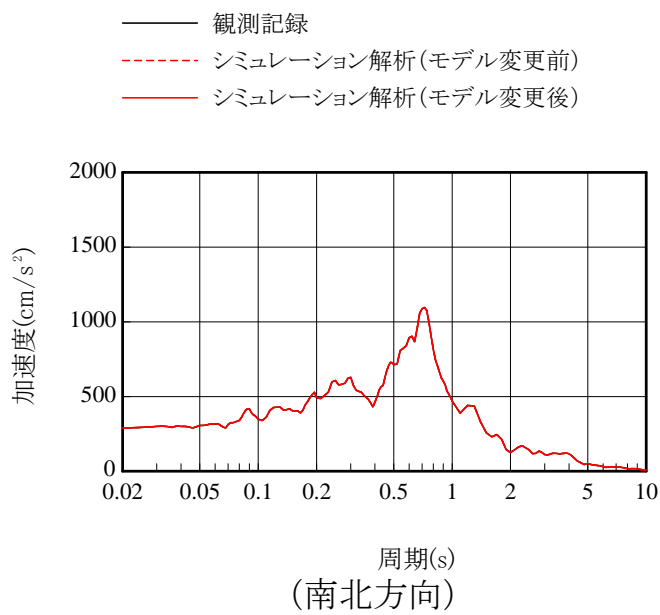




参図-2.2(1) 観測記録と解析結果の加速度応答スペクトル (h = 0.05)  
 (6階・燃料取替床階 : O.P. 51.5m)



参図-2.2(2) 観測記録と解析結果の加速度応答スペクトル (h = 0.05)  
 (2階 : 0. P. 19. 0m)



参図-2.2(3) 観測記録と解析結果の加速度応答スペクトル (h = 0.05)  
(地下2階・基礎版上 : O.P. 1.0m)

(参考資料-3)

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-3.1 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	34	499	詳細	-	-	-	-
原子炉格納容器	ドライウェル	膜	33	253	詳細	-	-	-	-
炉心支持構造物	シュラウドサポート	軸圧縮	102	228	詳細	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ	電動機取付ボルト	せん断	93	350	簡易	-	-	-	-
残留熱除去系配管	配管本体	一次	105	335	詳細	一次	88	335	詳細
主蒸気系配管	配管本体	一次	292	375	詳細	一次	211	375	詳細

参表-3.2 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)	16.9	-	40.0

(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 6 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。

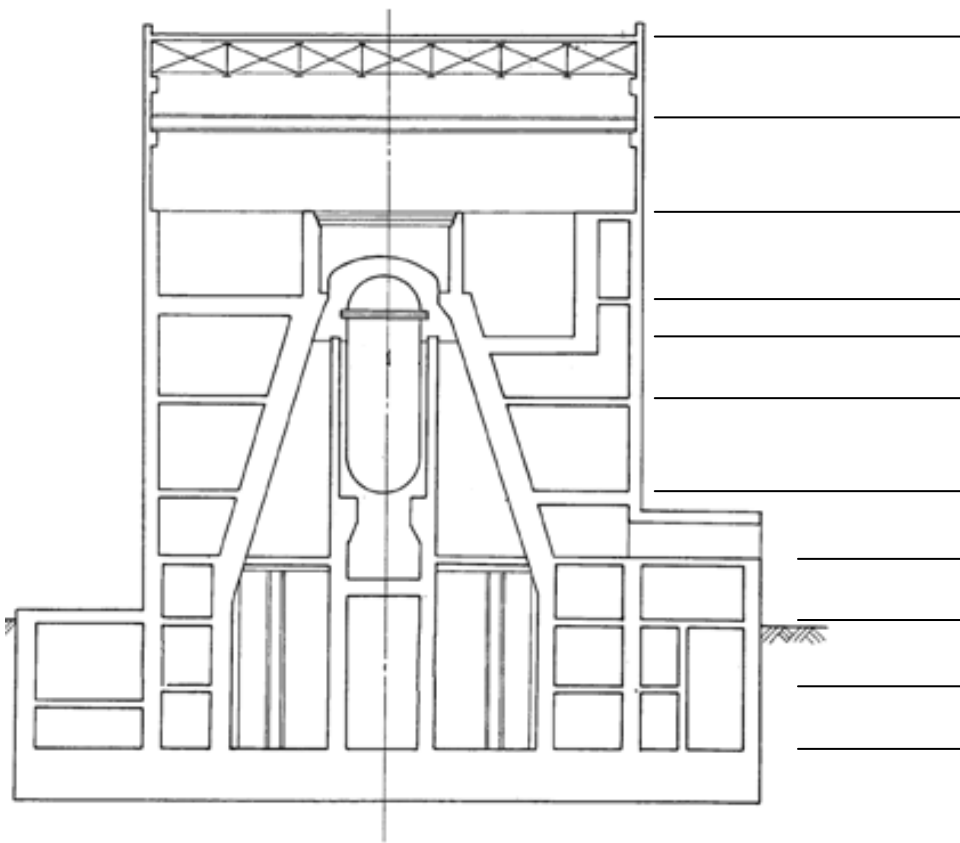
参別表-1.1 非常用炉心冷却系ポンプの機種と機能確認済加速度 (福島第一 6 号機)

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 2 階 (O. P. 1. 00m)	立形 ポンプ	ピット バレル形 ポンプ	10. 0	1. 0 <sup>**2</sup>
低圧炉心 スプレイ系 ポンプ	原子炉建屋 地下 2 階 (O. P. 1. 00m)				
高圧炉心 スプレイ系 ポンプ	原子炉建屋 地下 2 階 (O. P. 1. 00m)				

※1 :  $G=9.80665 \text{ (m/s}^2\text{)}$

※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>
68.65	1.01	1.26	0.48	0.61
62.00	0.86	1.14	0.46	0.60
51.50	0.59*	0.95	0.35*	0.56
43.80	0.59	0.83	0.38	0.52
39.70	0.55	0.79	0.34	0.49
34.00	0.52	0.73	0.30	0.47
25.30	0.46	0.65	0.26	0.45
19.00	0.40*	0.59	0.22*	0.44
13.20	0.41	0.52	0.19	0.43
7.00	0.43	0.47	0.18	0.43
1.00	0.44*	0.46	0.17*	0.43

\* : 観測記録に基づく。

参別図-1.1 原子炉建屋の最大応答加速度