

福島第一原子力発電所 第4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6月17日

東京電力株式会社

- 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 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-2 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

参考資料-3 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 4 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4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^{*1}（南北方向）×57.40 m^{*1}（東西方向）の長方形で、地上部分では1、2階で47.00 m^{*1}（南北方向）×47.00 m^{*1}（東西方向）の正方形、3、4、5階で47.00 m^{*1}（南北方向）×35.20 m^{*1}（東西方向）の長方形である。基礎版底面からの高さは62.11 mであり、地上高さは46.05 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。

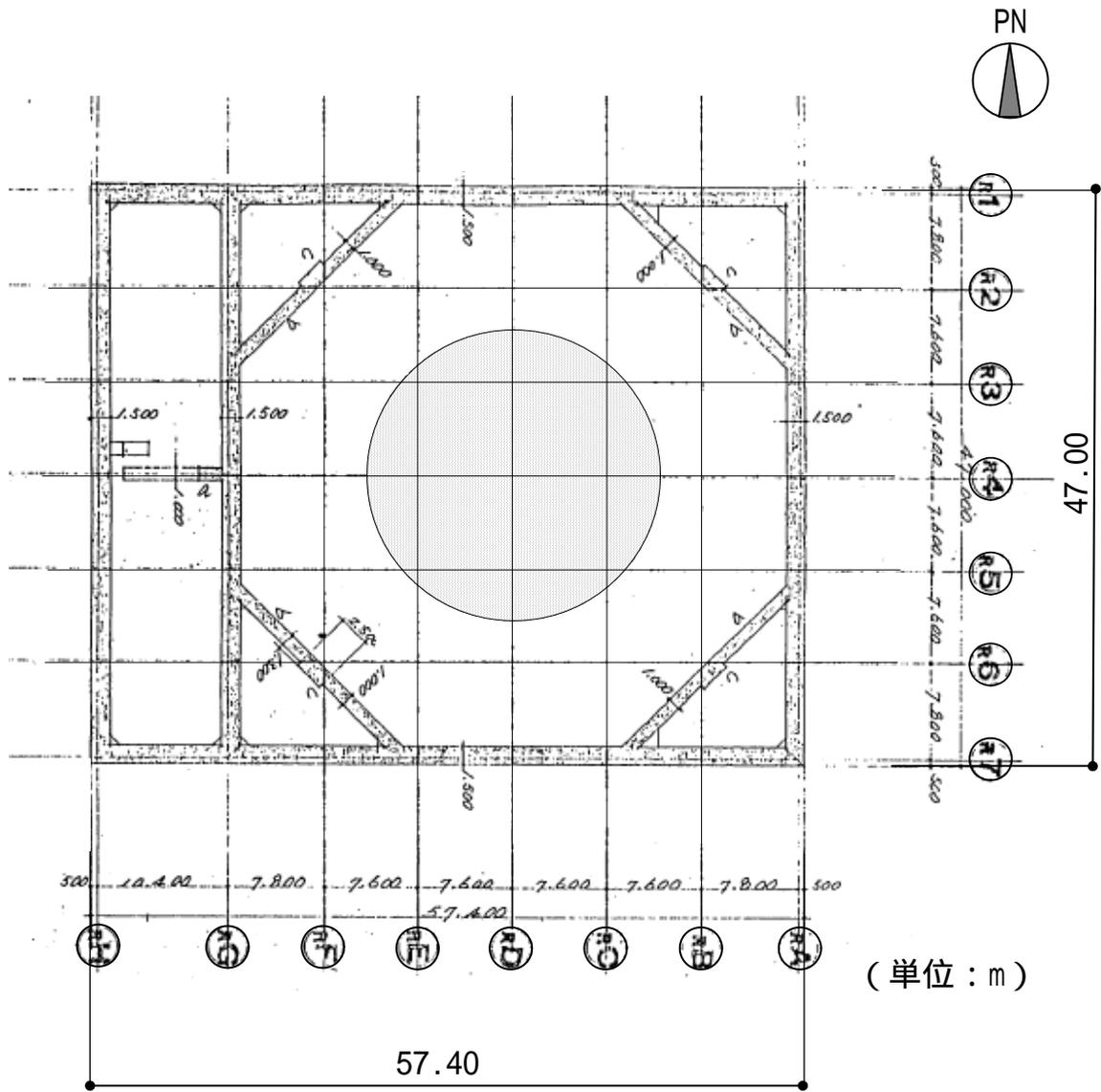
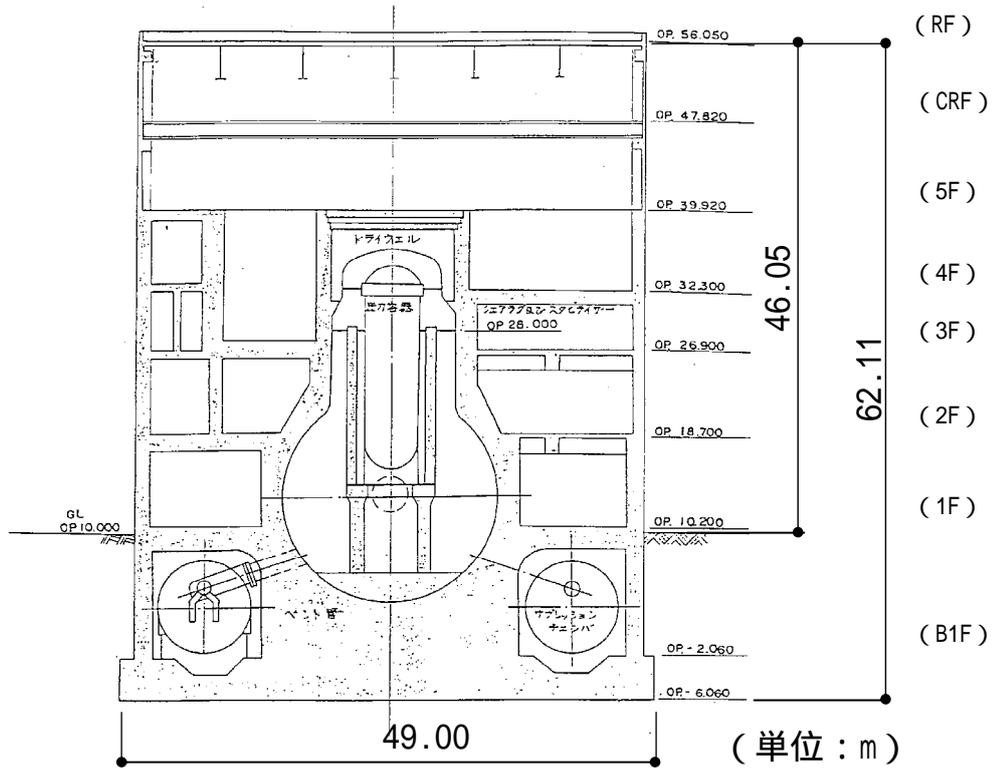
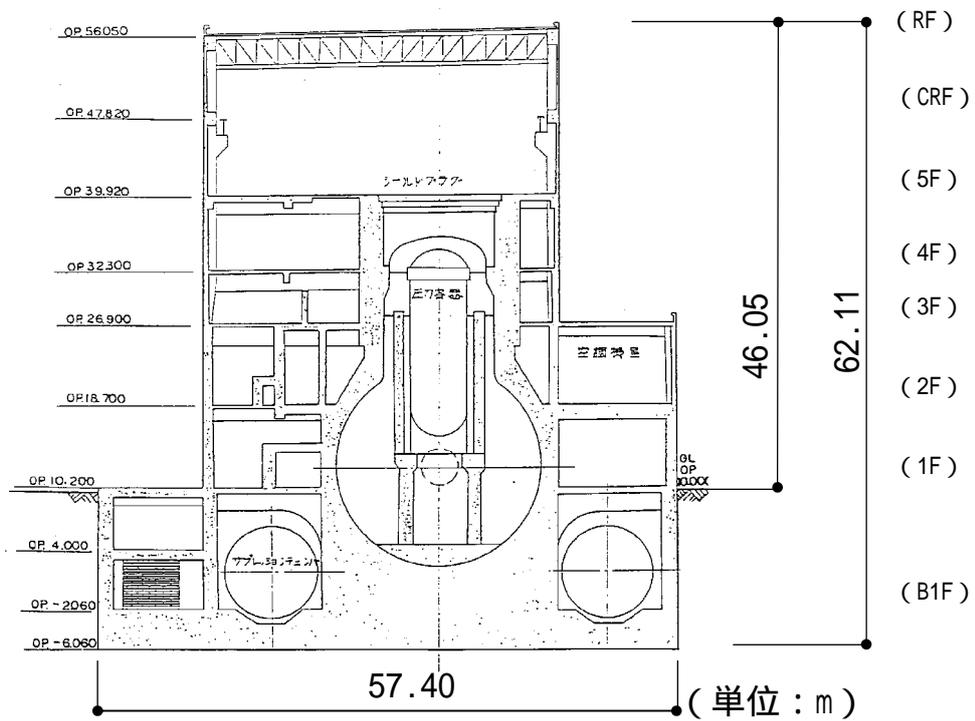


図-3.1.1 原子炉建屋の概略平面図



(a) 南北方向



(b) 東西方向

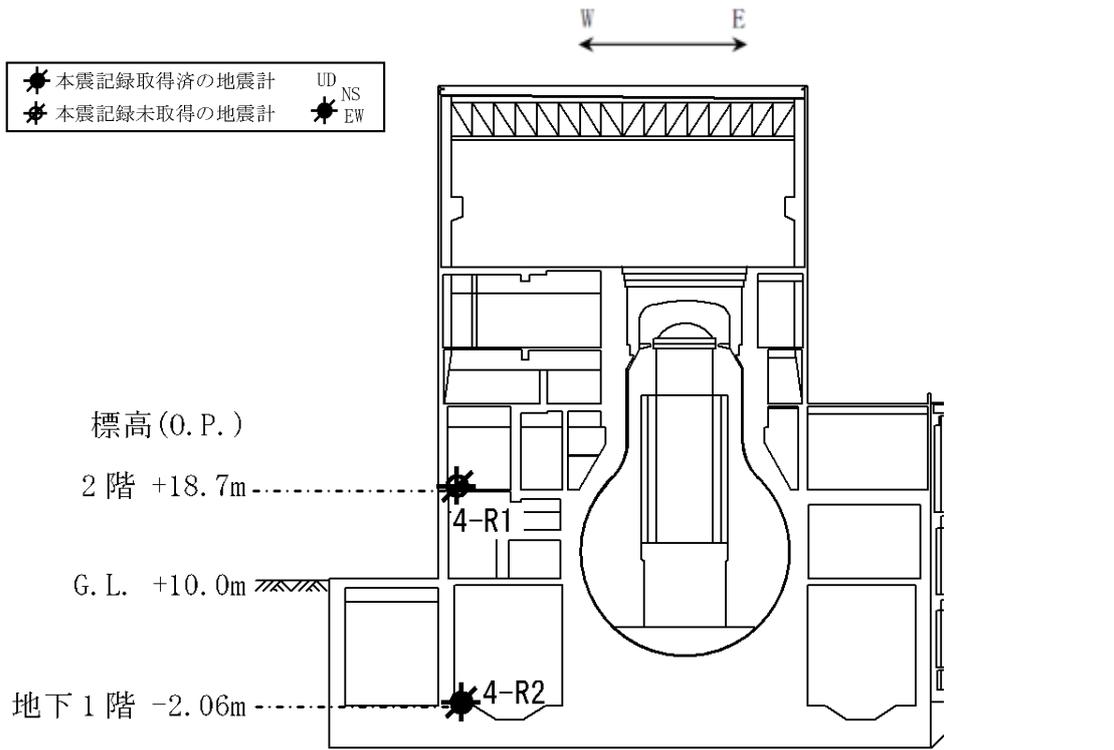
図-3.1.2 原子炉建屋の概略断面図

3.2 原子炉建屋における地震観測記録

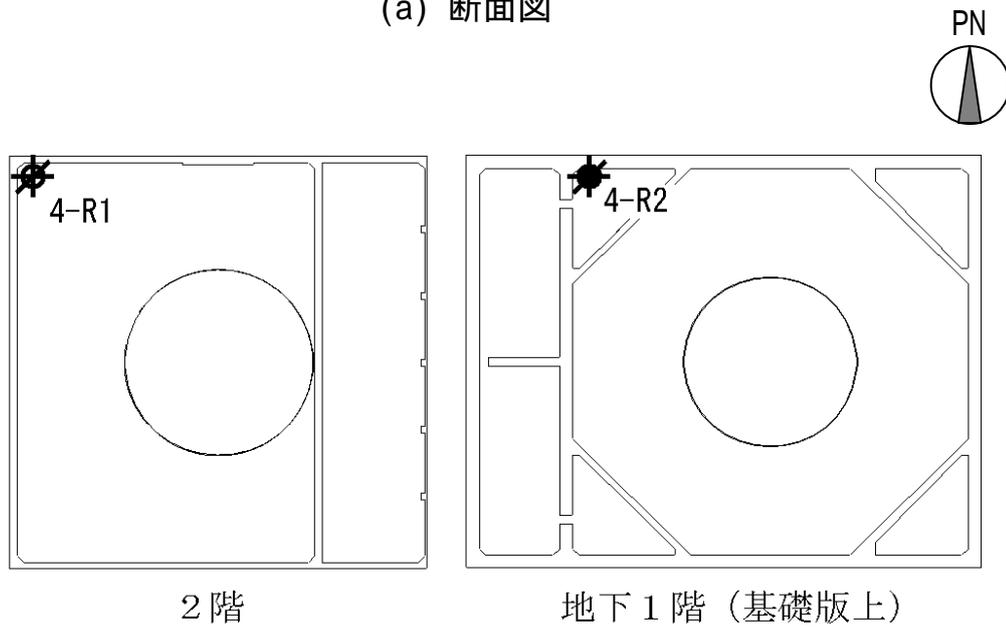
原子炉建屋内の地震観測位置を図-3.2.1に、また、地下1階(基礎版上)の地震観測点(4-R2)で得られた加速度時刻歴波形を図-3.2.2に示す。

なお、2階の観測記録については得られていない。

また、4-R2で得られた観測記録は136秒で記録が終了しているが、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-1参照)

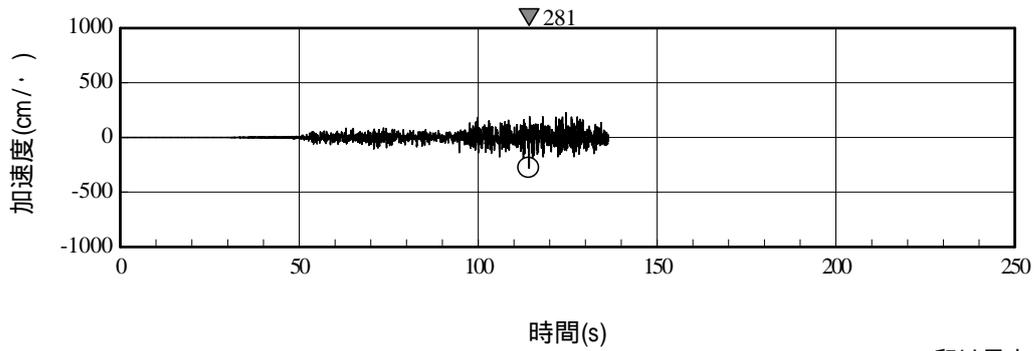


(a) 断面図



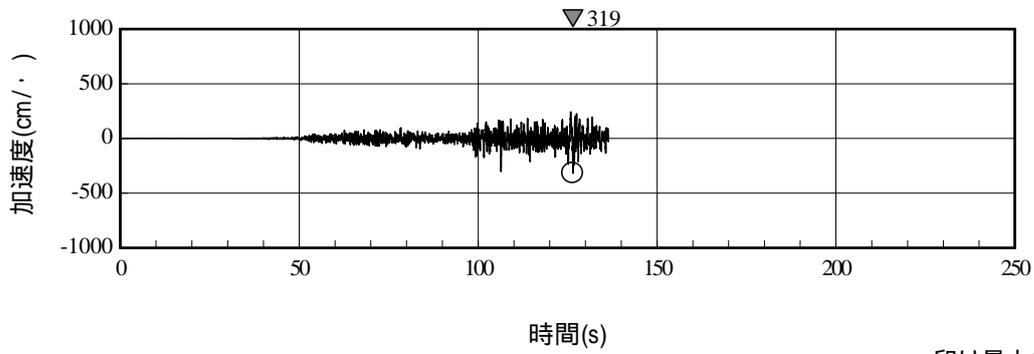
(b) 平面図

図-3.2.1 原子炉建屋内の地震観測位置



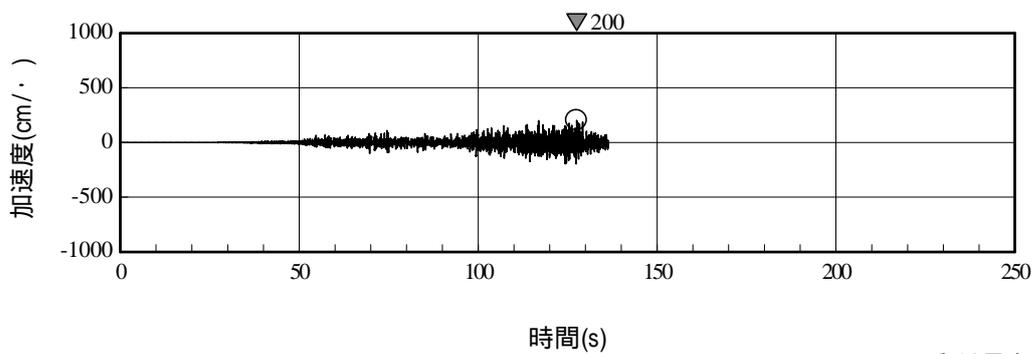
印は最大値を示す
注) 記録開始から 136 秒で記録が終了

(a) 南北方向



印は最大値を示す
注) 記録開始から 136 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 136 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
(4-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。

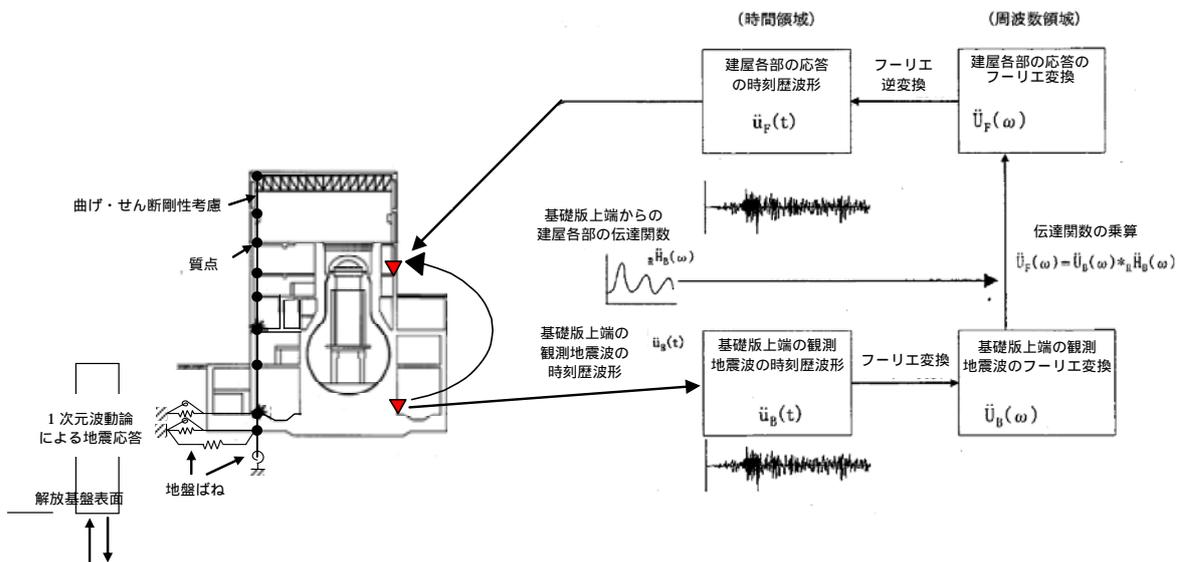


図-3.3.1 水平方向の地震応答解析の概要

なお、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。なお、4号機原子炉建屋については、地震時にシュラウド取替工事中であったことから、シュラウド取替工事時の条件を反映している。

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	シュラウド取替工事に伴う重量増減 (kN)	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_c (\times 10^5 \text{kN} \cdot \text{m}^2)$	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	0	21,380	39.32		
2	0	18,430	33.93	23.5	13,377
3	6,270	75,040	138.14	23.5	13,377
4	1,580	88,770	163.44	178.6	22,274
5	5,190	117,030	215.39	176.4	26,963
6	10	121,930	224.49	223.4	45,026
7	-520	207,300	381.60	175.4	46,774
8	0	287,050	574.38	460.4	114,194
9	0	132,390	264.88	2,812.6	562,754
合計	12,530	1,069,320			

ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
 せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m²)
 ポアソン比 0.20
 減衰 h 5%
 基礎形状 49.0m(NS方向) × 57.4m(EW方向)

: 質点重量分布にシュラウド取替工事時の条件を考慮

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	シュラウド取替工事に伴う重量増減 (kN)	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_c (\times 10^5 \text{kN} \cdot \text{m}^2)$	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	0	21,380	22.06		
2	0	18,430	19.02	17.6	7,807
3	6,270	75,040	77.47	17.6	7,807
4	1,580	88,770	91.66	104.4	13,969
5	5,190	117,030	215.39	125.2	14,745
6	10	121,930	224.49	167.5	32,815
7	-520	207,300	569.22	166.4	46,303
8	0	287,050	828.96	424.5	136,323
9	0	132,390	346.27	2,812.6	772,237
合計	12,530	1,069,320			

ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
 せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m²)
 ポアソン比 0.20
 減衰 h 5%
 基礎形状 49.0m(NS方向) × 57.4m(EW方向)

: 質点重量分布にシュラウド取替工事時の条件を考慮

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 Vs (m/s)	単位体積 重量 (kN/m ³)	ポアソン 比	初期せん断 弾性係数 Go (× 10 ⁵ kN/m ²)	剛性 低下率 G/Go	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。なお、4号機原子炉建屋については、地震時にシュラウド取替工事中であったことから、シュラウド取替工事時の条件を反映している。

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、振動アドミッ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)

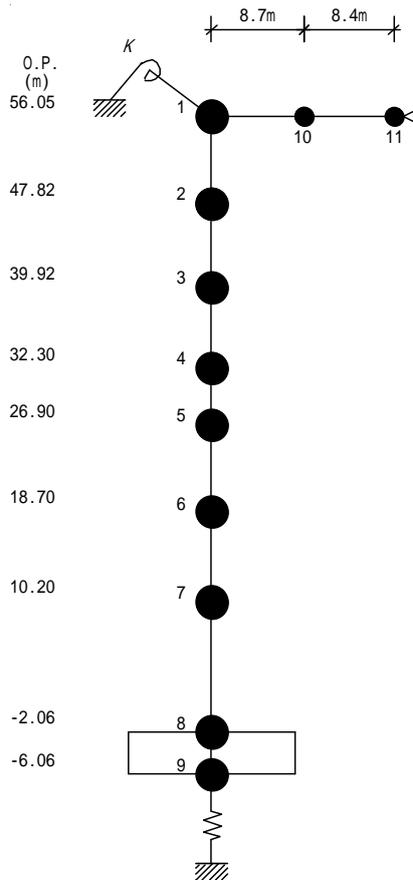
建屋					屋根			
質点番号	シュラウド取替工事に伴う重量増減 (kN)	質点重量 W (kN)	軸断面積 A_{0i} (m ²)	軸ばね剛性 K_i ($\times 10^6$ kN/m)	質点番号	質点重量 W (kN)	せん断断面積 A_s ($\times 10^{-2}$ m ²)	断面2次モーメント I (m ⁴)
1	0	15,460	62.1	1.94	1	-	11.35	0.9975
2	0	18,430	62.1	2.02	10	3,970	6.18	0.9975
3	6,270	75,040	291.5	9.83	11	1,950		
4	1,580	88,770	310.8	14.79				
5	5,190	117,030	380.4	11.92				
6	10	121,930	340.6	10.30				
7	-520	207,300	654.7	13.72				
8	0	287,050	2,812.6	180.71				
9	0	132,390						
合計	12,530	1,069,320						

コンクリート部
 ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
 せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m²)
 ポアソン比 0.20
 減衰 h 5%

鉄骨部
 ヤング係数 E_s 2.05×10^8 (kN/m²)
 せん断弾性係数 G 7.90×10^7 (kN/m²)
 ポアソン比 0.30
 減衰 h 2%

トラス端部回転拘束ばね K
 基礎形状 2.31×10^7 (kN · m/rad), 減衰5%
 49.0m (NS方向) \times 57.4m (EW方向)

: 質点重量分布にシュラウド取替工事時の条件を考慮



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 0.15×10^{-3} (東西方向、5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(2.0×10^{-3})に対しても十分な余裕を有している。

以上のことから、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。

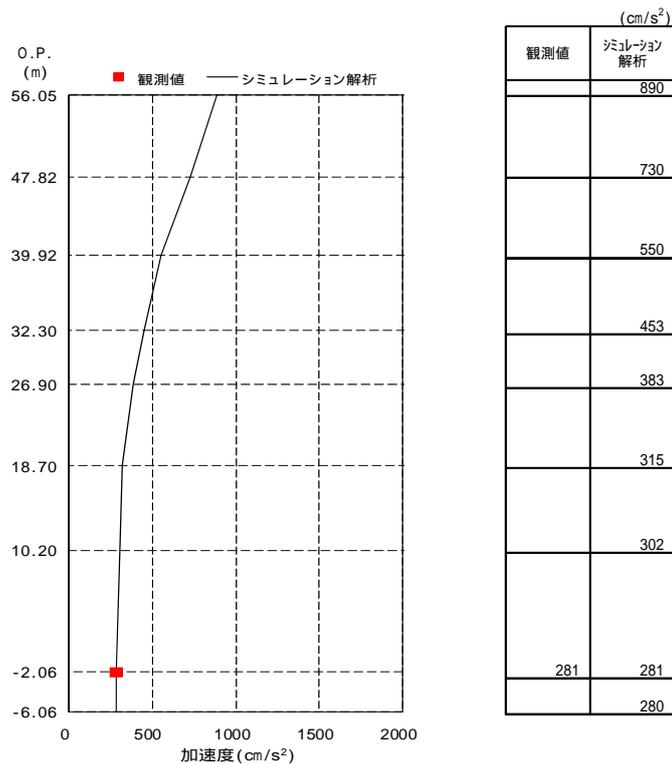


図-3.5.1(1) 最大応答加速度（南北方向）

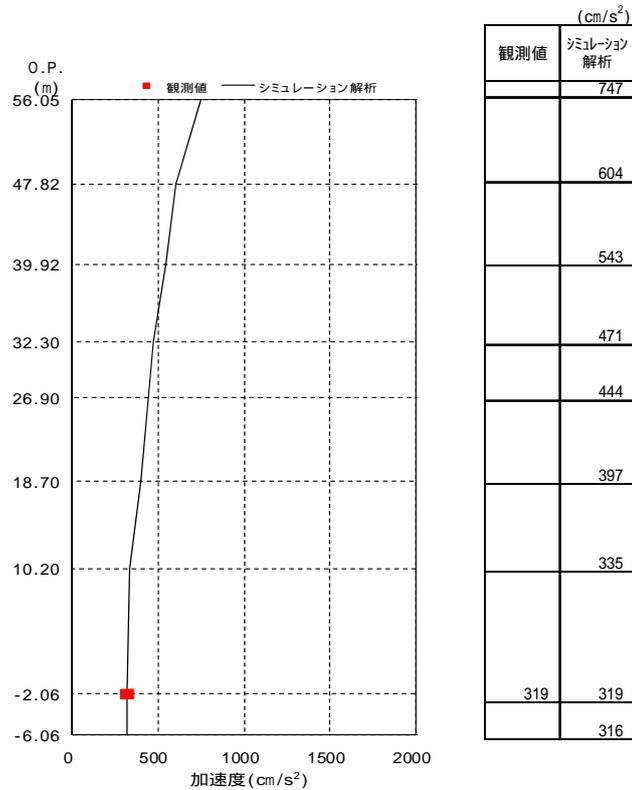
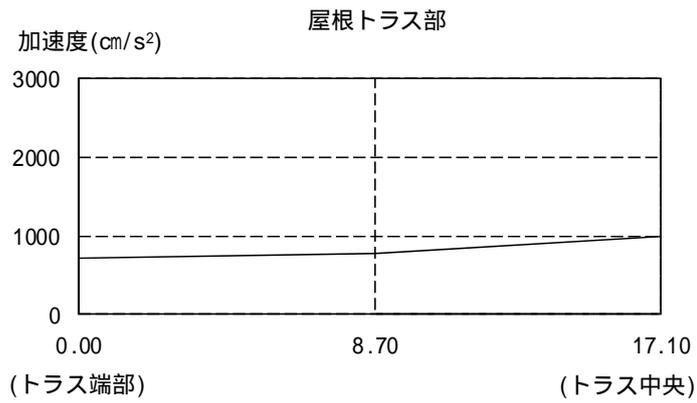


図-3.5.1(2) 最大応答加速度（東西方向）



	(cm/s ²)		
シミュレーション解析	710	767	994

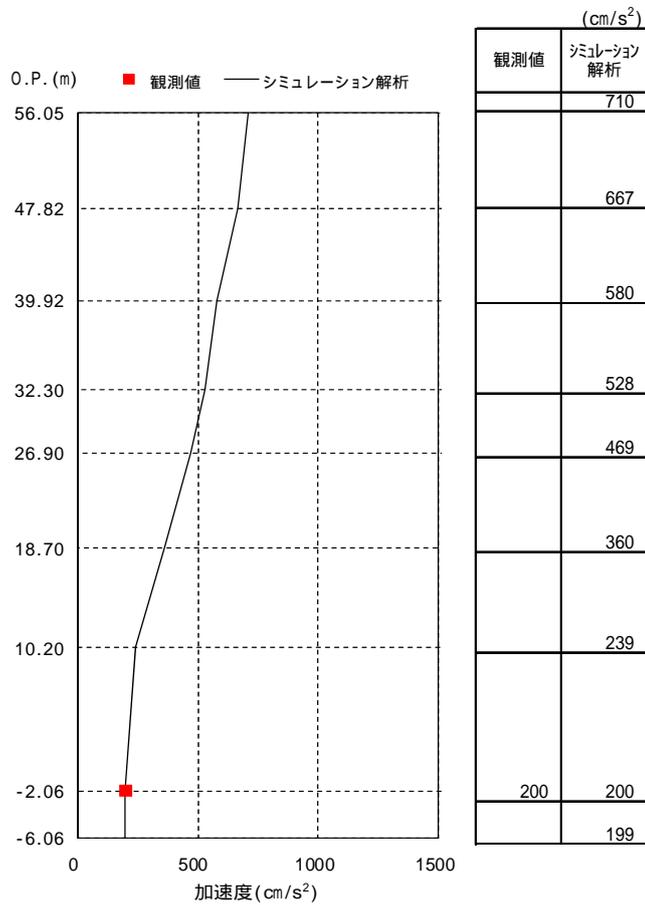


図-3.5.1(3) 最大応答加速度 (鉛直方向)

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	0.09
5F	0.13	0.15
4F	0.04	0.06
3F	0.07	0.09
2F	0.07	0.09
1F	0.11	0.12
B1F	0.05	0.07

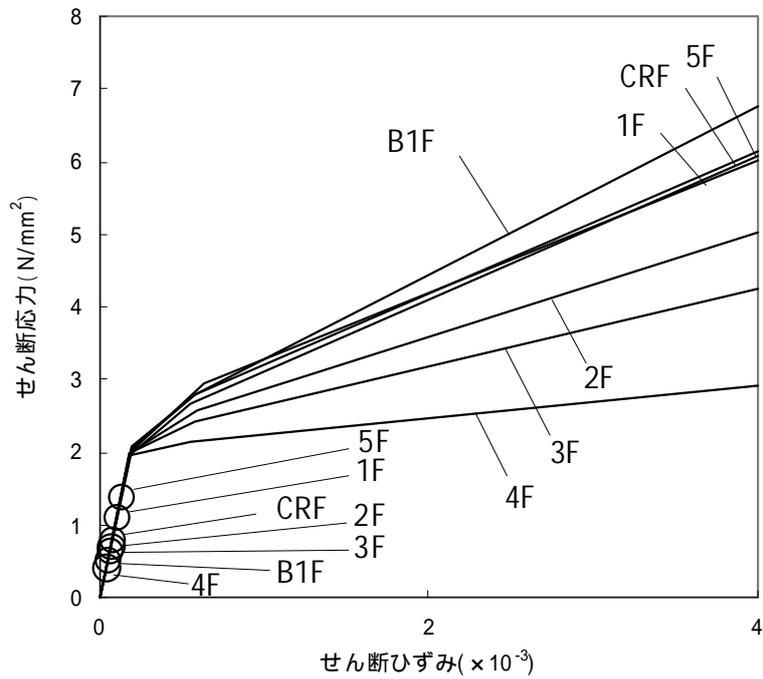


図-3.5.2(1) せん断スケルトン曲線上の最大応答値（南北方向）

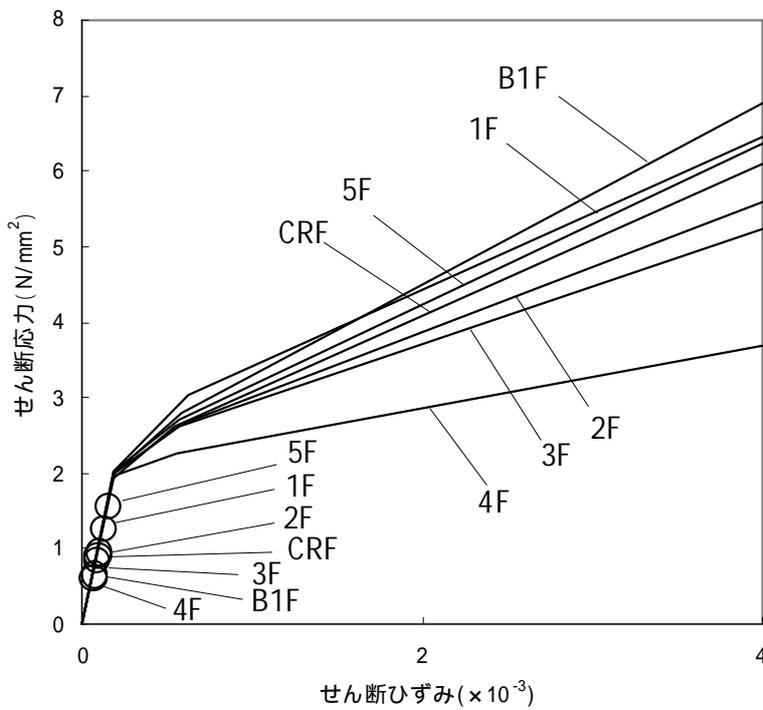


図-3.5.2(2) せん断スケルトン曲線上の最大応答値（東西方向）

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、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。

ただし、4号機はシュラウド取替工事に伴い、原子炉圧力容器および原子炉格納容器が開放されていて、かつ、主要な設備は隔離された上で、炉内構造物が撤去されている。また、全燃料が炉心から取り出されて、使用済燃料貯蔵プールに移されており、中間報告書の主要な施設のうち、安全上重要な設備は、残留熱除去系に係わる設備のみである。

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

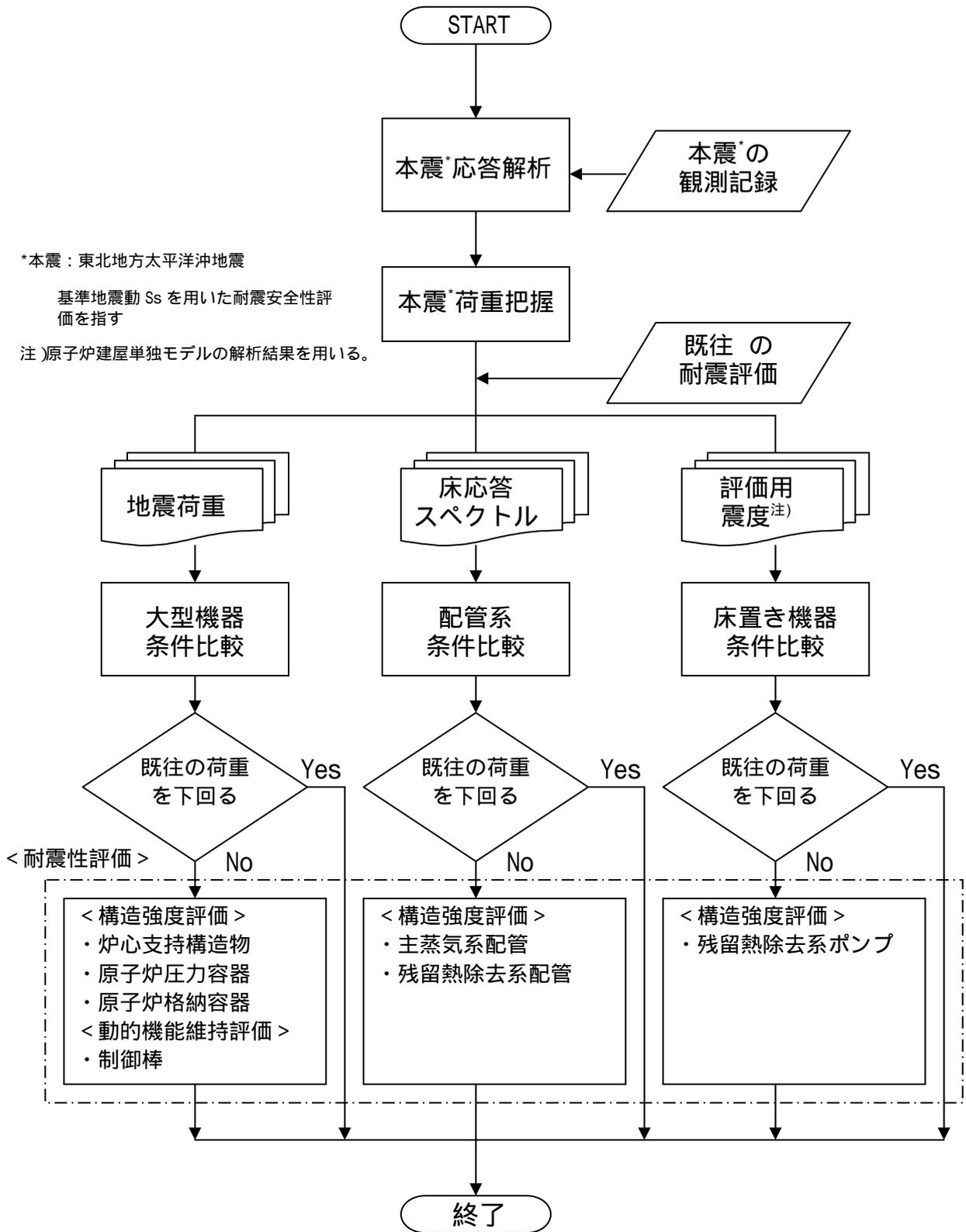


図-4.3.1 本震影響評価 フローチャート

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 ^{注)} 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	原子炉压力容器及び 原子炉本体基礎	せん断力 (kN)	水平方向モデル	原子炉压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	
原子炉建屋 原子炉格納容器 原子炉压力容器連成系	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
		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
		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、4号機はシュラウド取替工事に伴い、原子炉圧力容器および原子炉格納容器が開放されていて、かつ、主要な設備は隔離された上で、炉内構造物が撤去されている。また、全燃料が炉心から取り出されて、使用済燃料貯蔵プールに移されており、中間報告書の主要な施設のうち、安全上重要な設備は、残留熱除去系に係わる設備のみであり、それ以外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。

4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

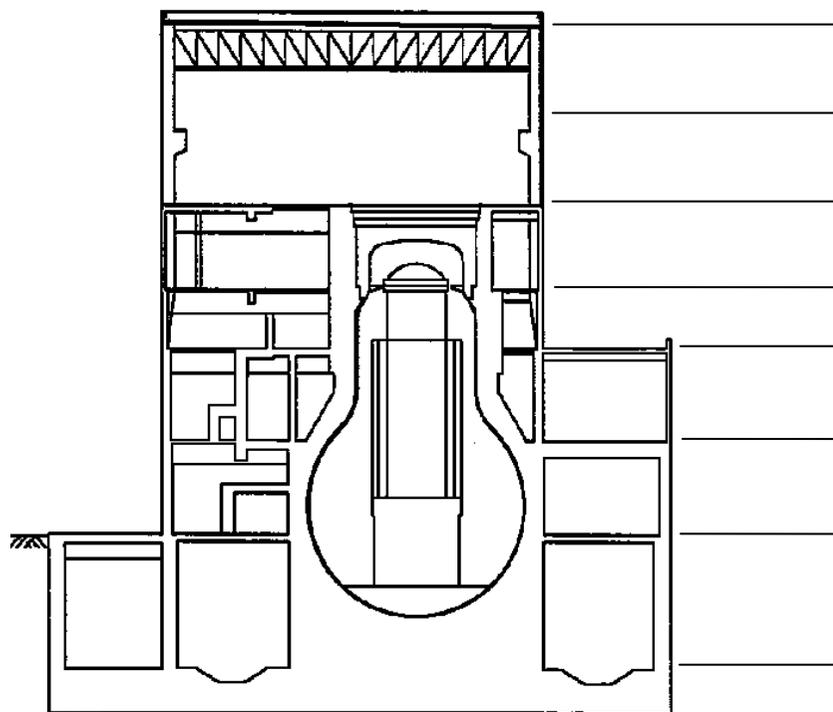
区分	評価対象設備	評価部位	備考
止める	炉心支持構造物	シュラウドサポート	炉心の下部に位置しており、地震荷重が大きいシュラウドサポートを評価部位として選定
	制御棒	挿入性	地震時の燃料集合体の相対変位により、制御棒の挿入性を評価
冷やす	残留熱除去系ポンプ	ボルト	地震の影響を受けやすいポンプのボルトを評価部位として選定
	残留熱除去系配管	配管	非常用炉心冷却機能を持つ配管本体を評価
閉じ込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	圧力容器は厚肉構造で、地震荷重の有無が構造に与える影響は小さいことから、定着部である基礎ボルトを評価部位として選定
	主蒸気系配管	配管	原子炉冷却材圧力バウンダ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

4-7



O.P. (m)	水平方向 (NS/EW 包絡)		鉛直方向	
	本震	基準地震動 S _s	本震	基準地震動 S _s
56.05	1.09	1.44	0.87	0.68
47.82	0.90	1.16	0.82	0.64
39.92	0.68	0.96	0.71	0.58
32.30	0.58	0.87	0.65	0.55
26.90	0.55	0.81	0.58	0.54
18.70	0.49	0.73	0.44	0.53
10.20	0.41	0.63	0.30	0.52
-2.06	0.39	0.55	0.25	0.52

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

地震時に定期検査中であった4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、地震時の原子炉本体等の大型機器の状態を反映した解析モデルを連成させる。大型機器の解析モデルは、既往の耐震安全性評価で用いた解析モデルを踏襲するが、地震時にシュラウド等の取替工事を実施していたため、これを解析モデルに反映している。

具体的には、原子炉格納容器上蓋と原子炉压力容器上蓋は取り外され燃料交換床に設置されている。原子炉压力容器内の蒸気乾燥器と気水分離器は炉外に取り出され気水分離器貯蔵プールに設置されている。また、燃料集合体と制御棒は使用済燃料貯蔵プールに設置されている。大型機器モデルでは上記を考慮し、質点の質量を耐震安全性評価で用いた解析モデルから変更している。なお、炉内の構造物が炉外に取り外されているため、「原子炉建屋 - 炉内構造物連成系モデル」による地震応答解析は実施しないこととした。

地震時の原子炉压力容器の状態を図-4.4.2.1.1 に、耐震安全性評価で用いた解析モデルからの変更を図-4.4.2.1.2 に、今回の評価で用いた大型機器の解析モデルを図-4.4.2.1.3 に示す。

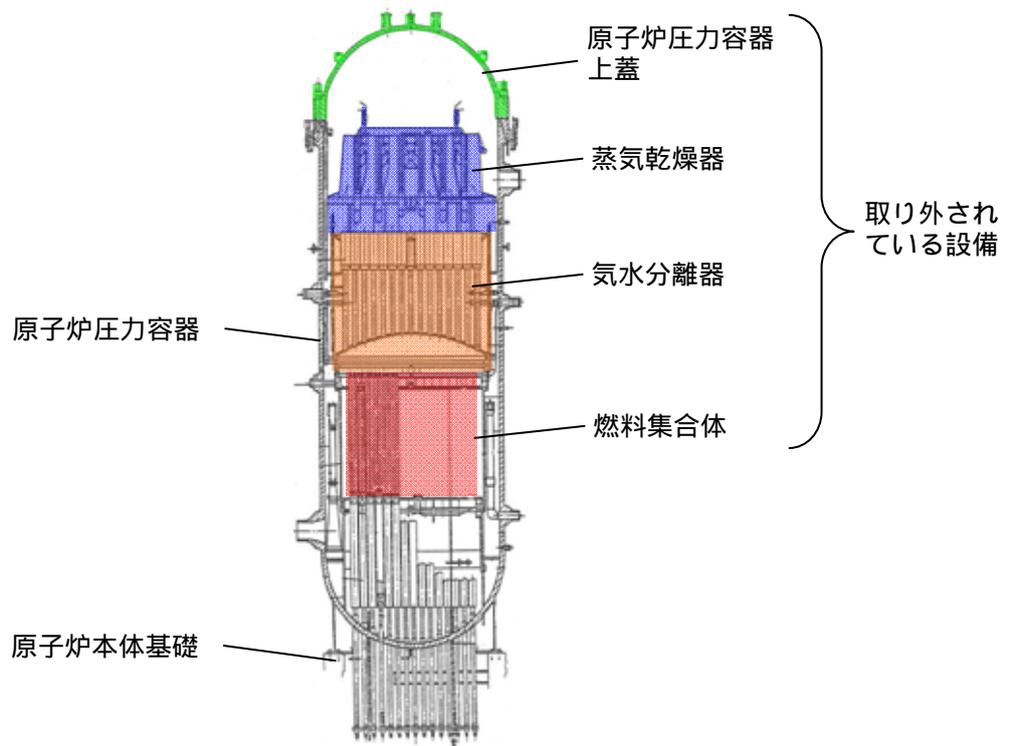
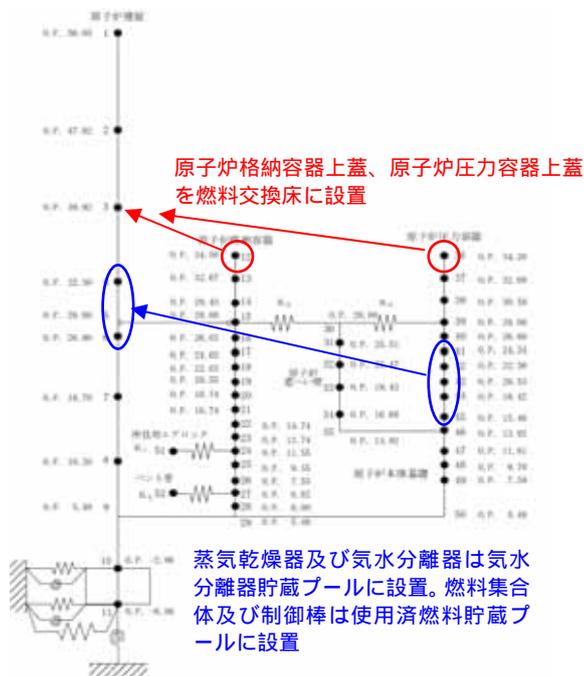


図-4.4.2.1.1 地震時の原子炉压力容器の状態（模式図）



(原子炉建屋 - 原子炉格納容器 - 原子炉压力容器連成系モデル、水平方向)

図-4.4.2.1.2 耐震安全性評価で用いたモデルからの変更(福島第一4号機)

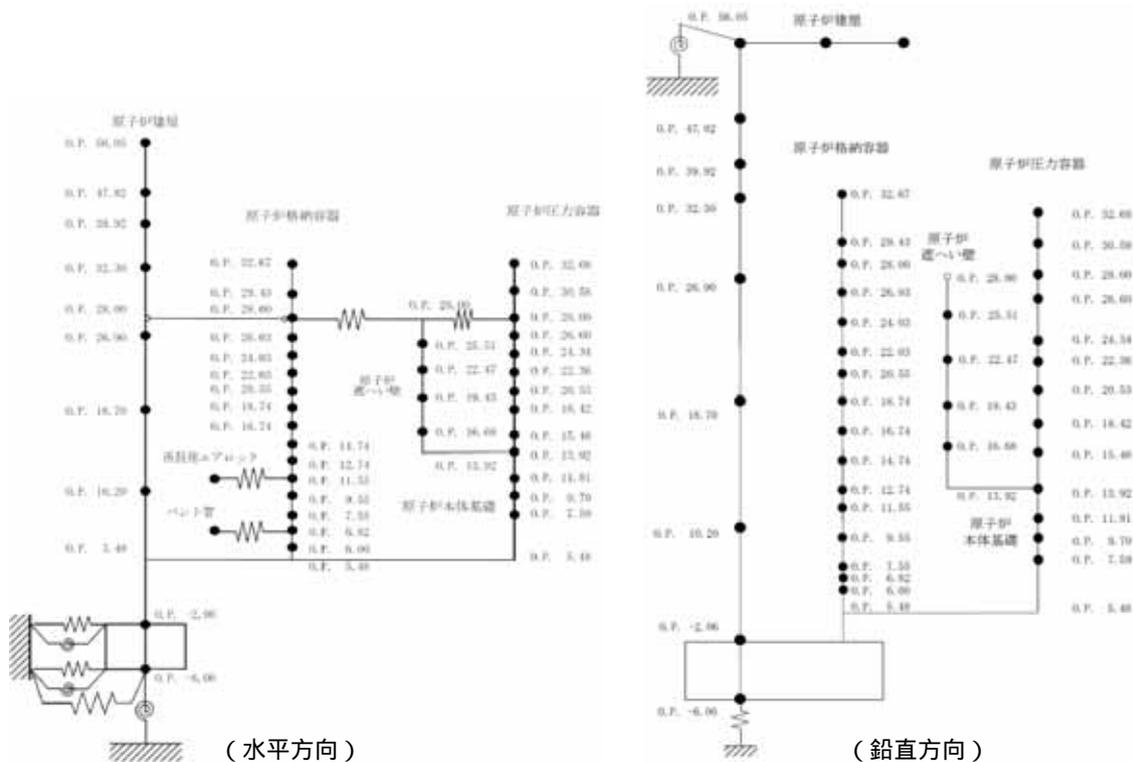


図-4.4.2.1.3 原子炉建屋 - 原子炉格納容器 - 原子炉压力容器連成系モデル(福島第一4号機)

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 Ss 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-4.4.2.2.3 に示す。

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

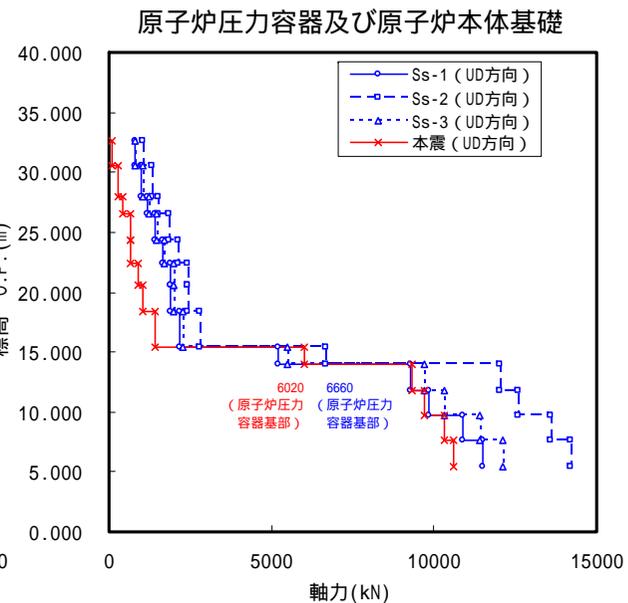
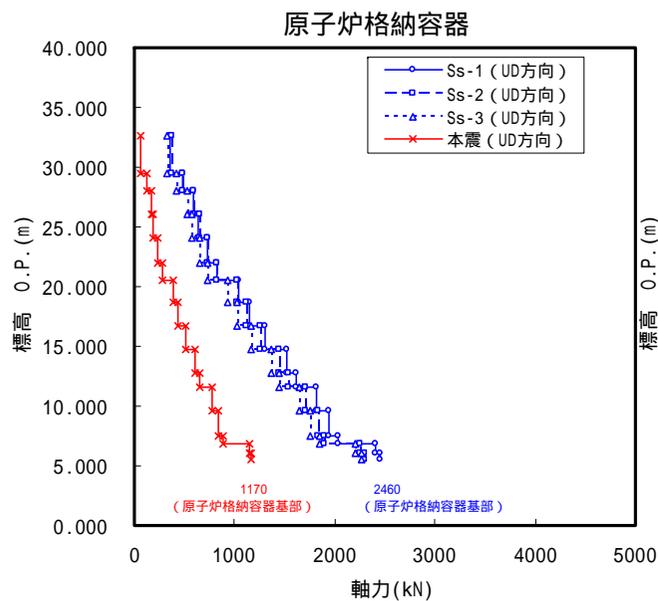
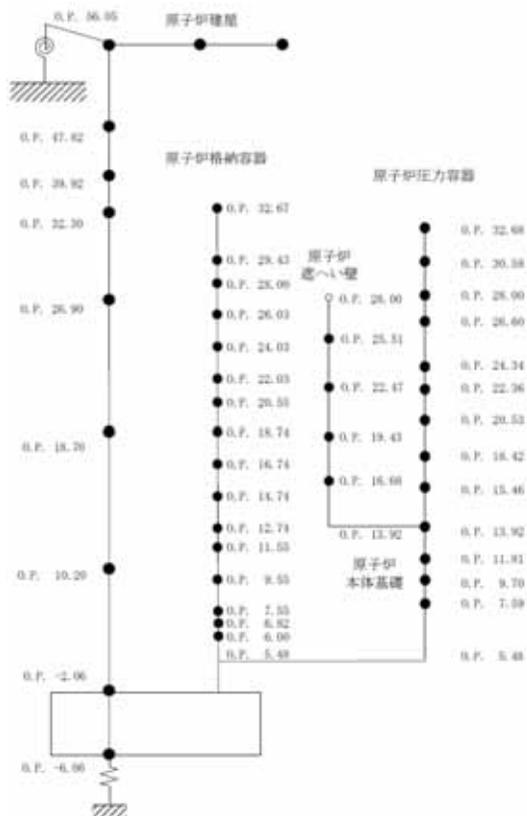


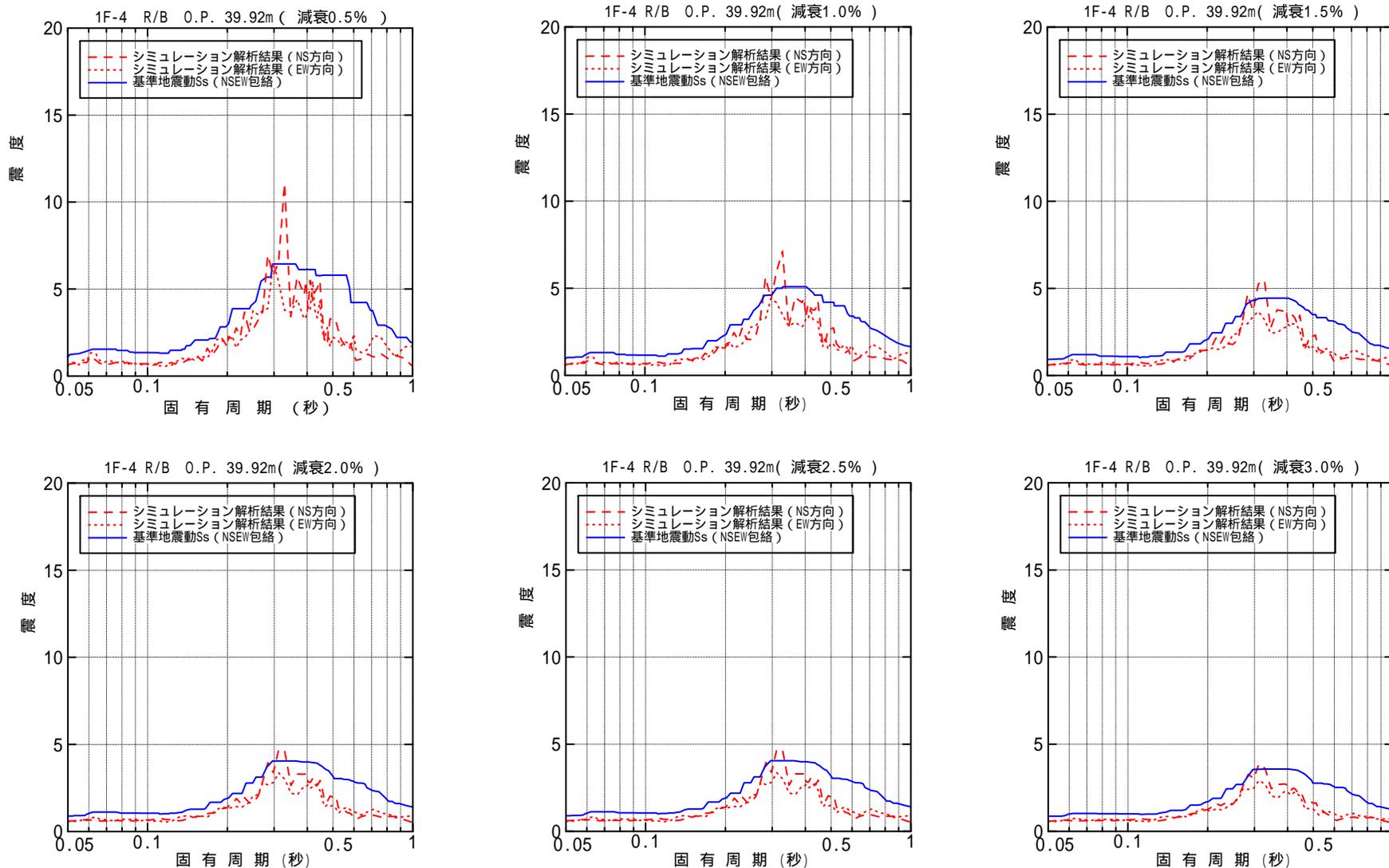
図-4.4.2.2.3 最大応答軸力
(UD方向)
(原子炉格納容器, 原子炉压力容器
及び原子炉本体基礎)

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。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、残留熱除去系配管の耐震性評価を実施した（4.4.4 参照）。

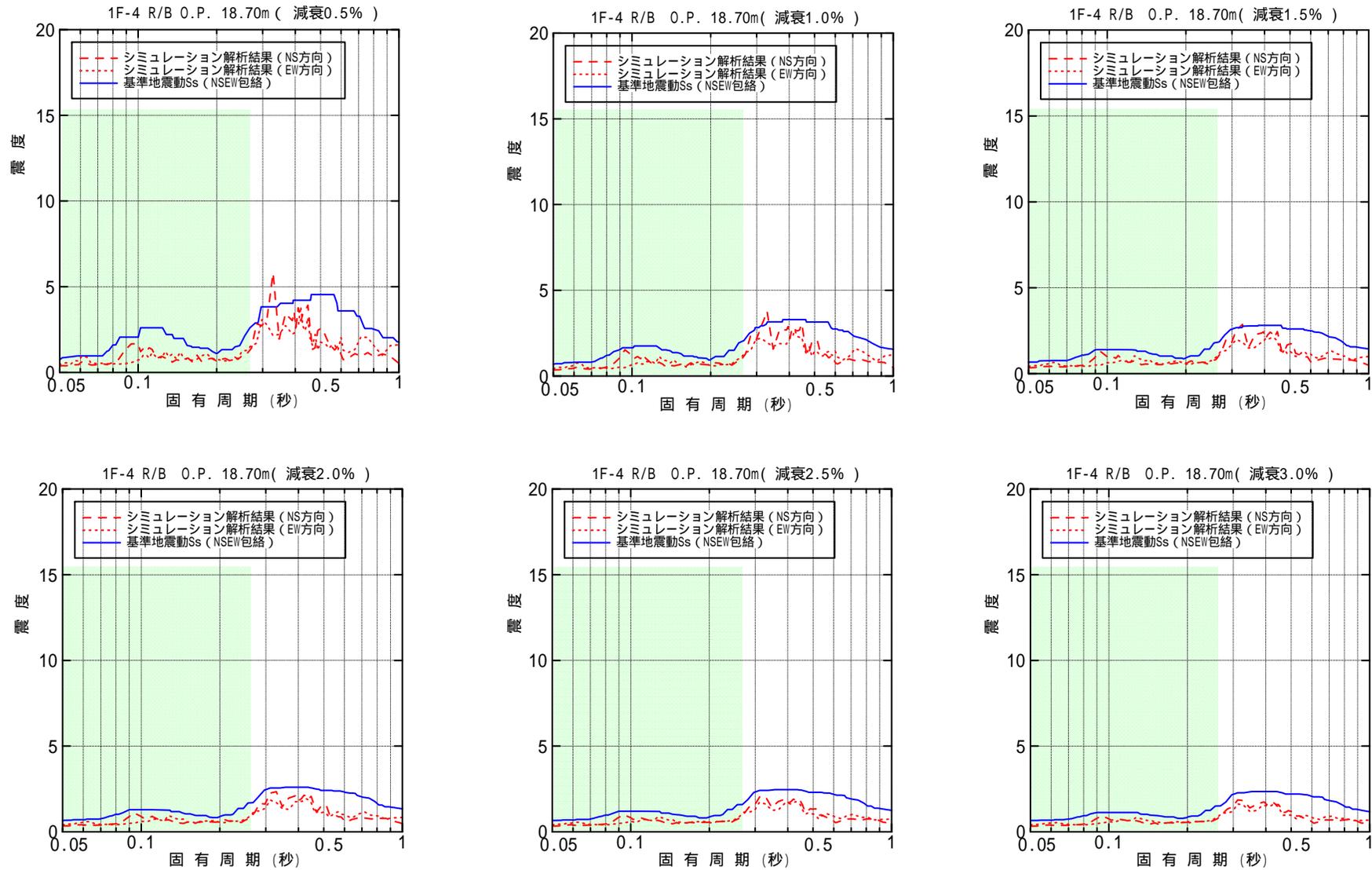
注) 原子炉建屋 0.P.39.92m には残留熱除去系配管は設置されていないことから、網掛けは記載していない。



4-16

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、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。



4-17

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、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

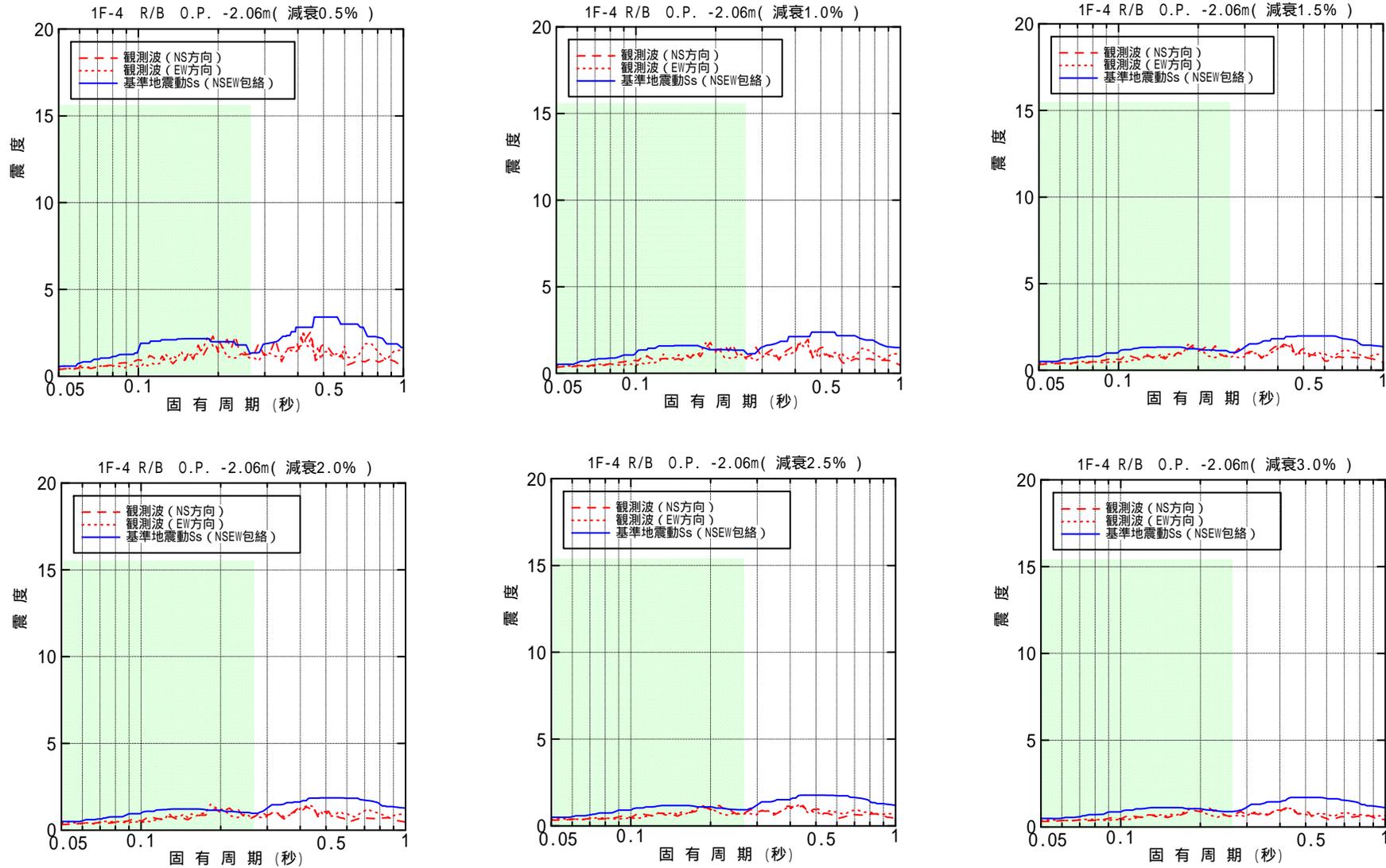


図-4.4.3.3 原子炉建屋 O.P. -2.06m 床応答スペクトル (水平方向)

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。

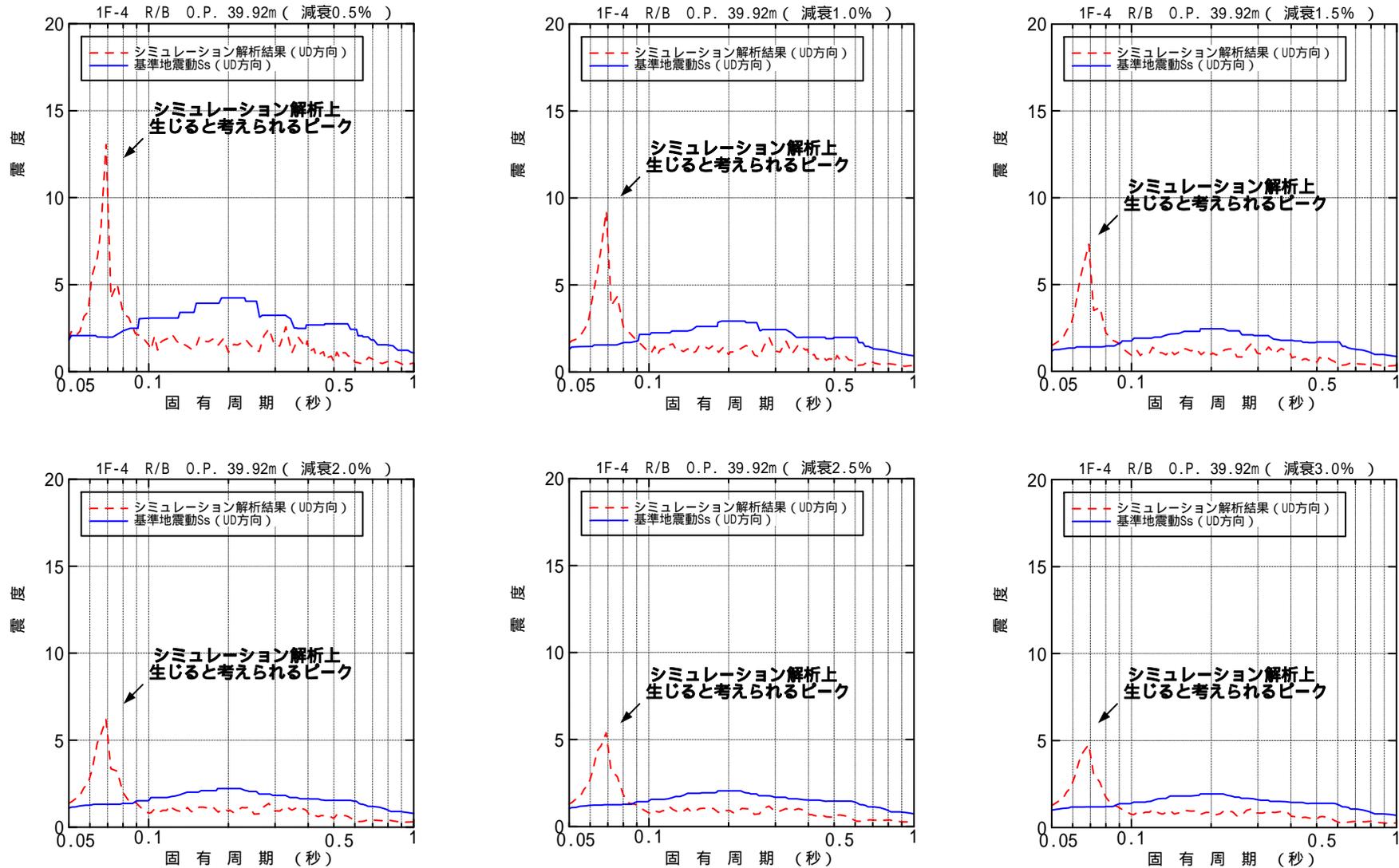


図-4.4.3.4 原子炉建屋 0.P. 39.92m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

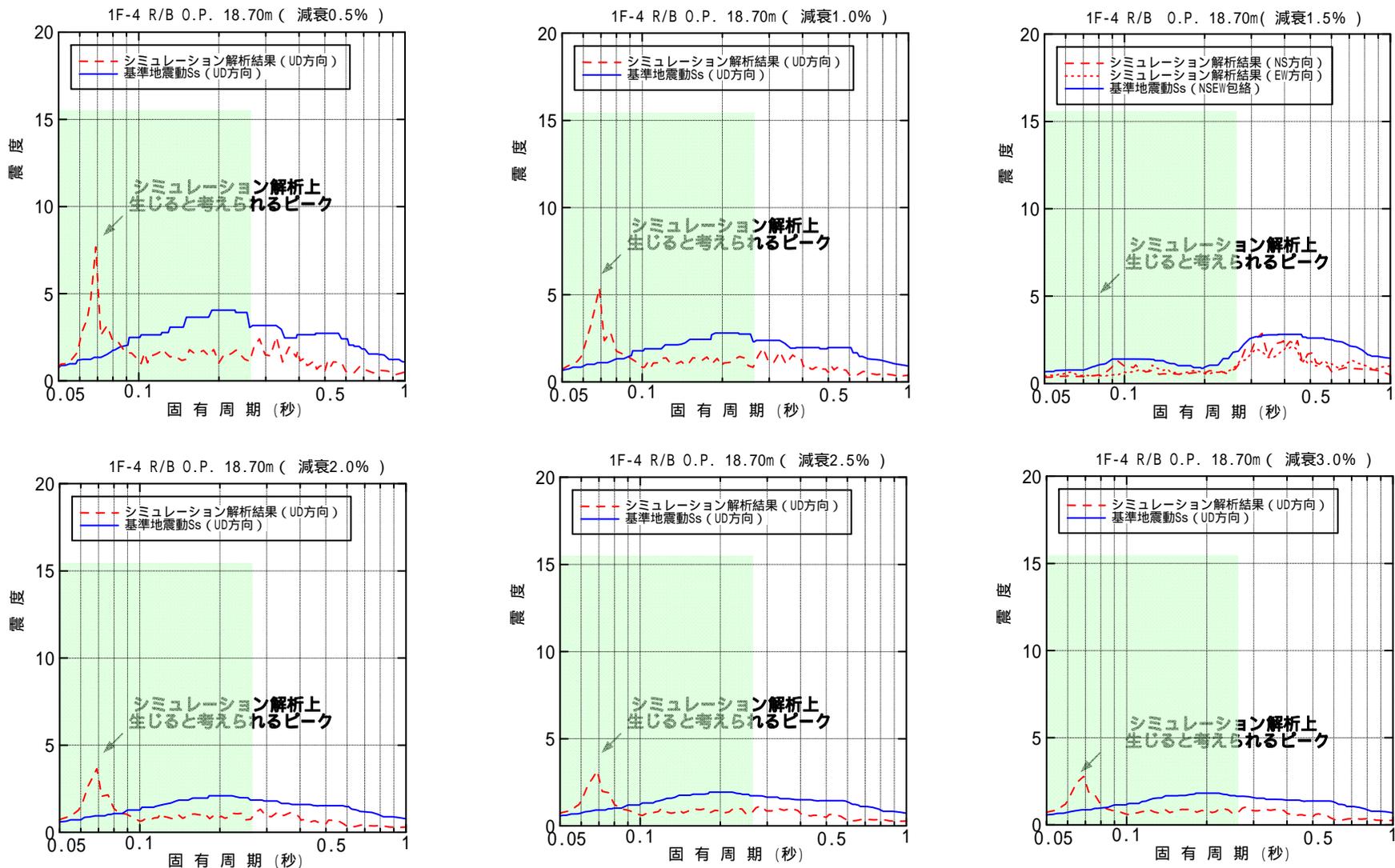
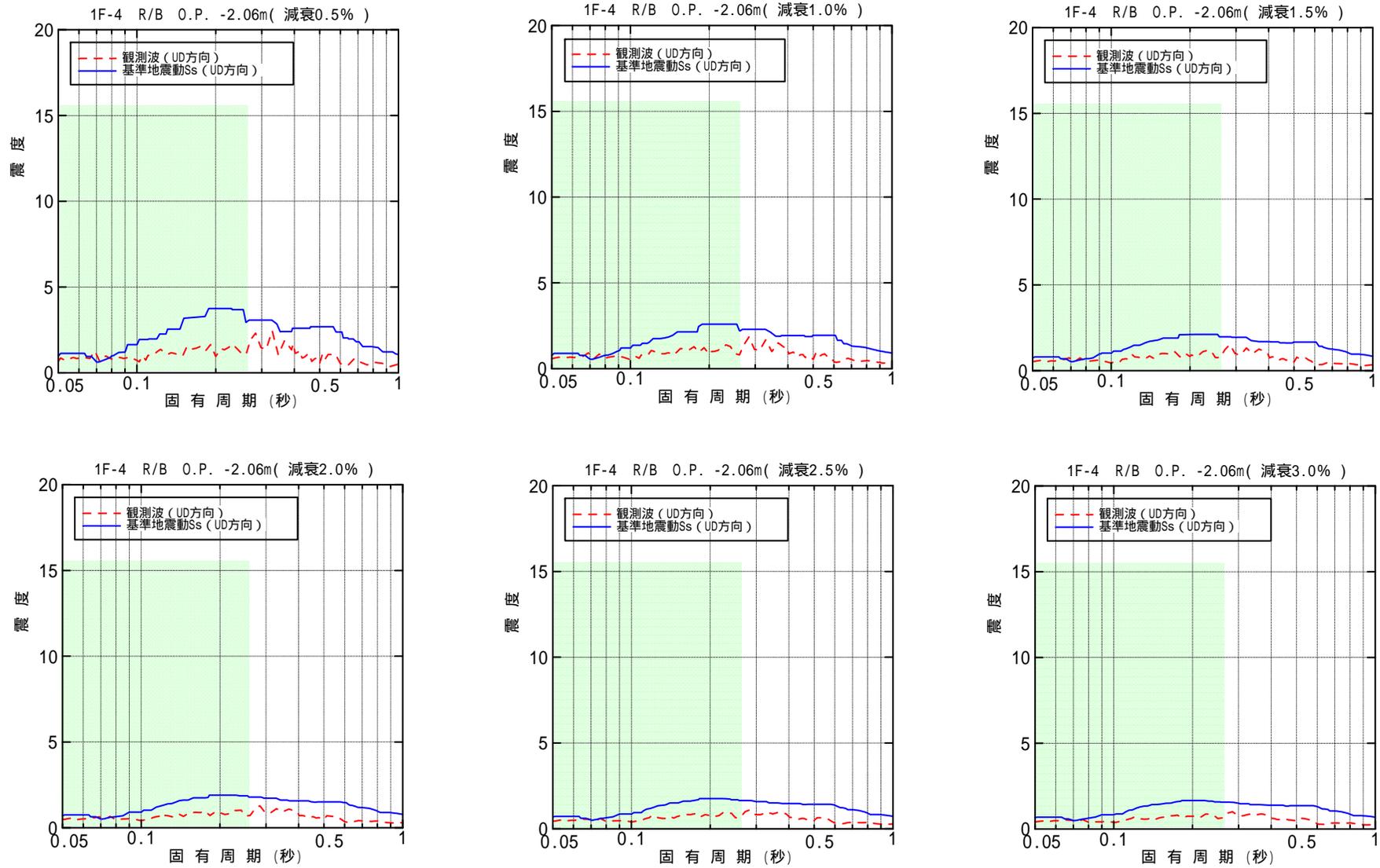


図-4.4.3.5 原子炉建屋 0.P. 18.70m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。



4-21

図-4.4.3.6 原子炉建屋 O.P. -2.06m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

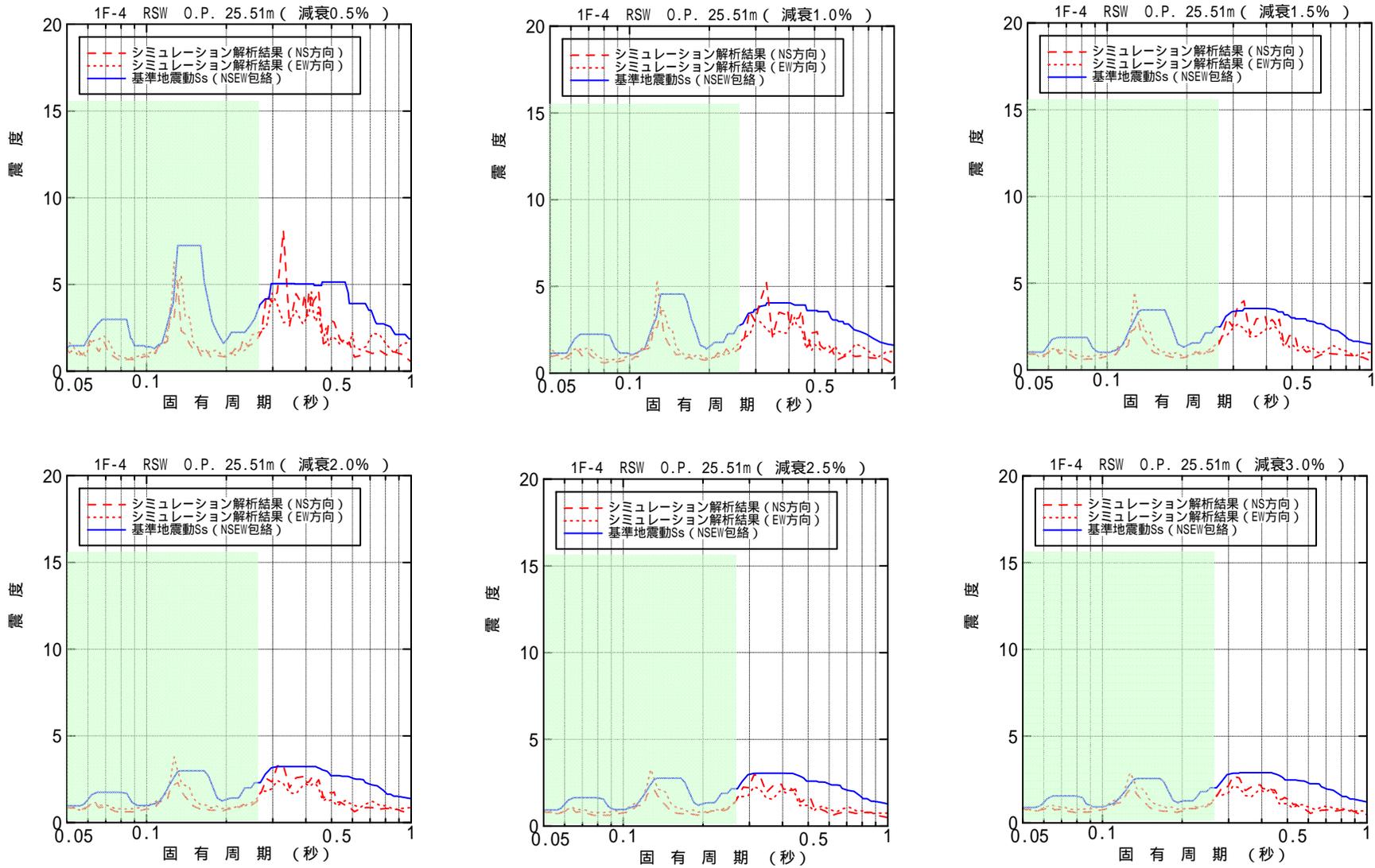


図-4.4.3.7 原子炉遮へい壁 O.P. 25.51m 床応答スペクトル (水平方向)

注) 網掛けは、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

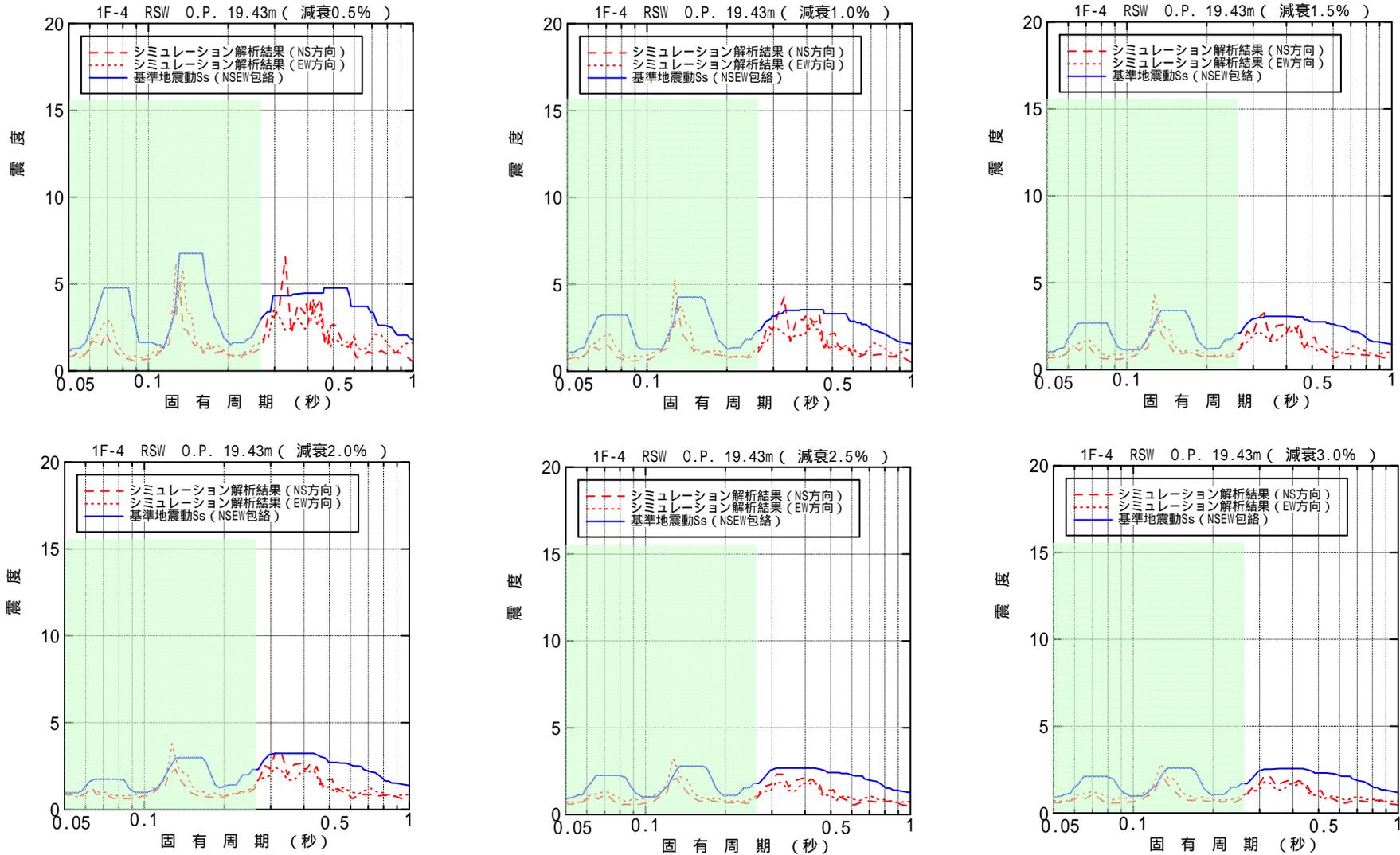
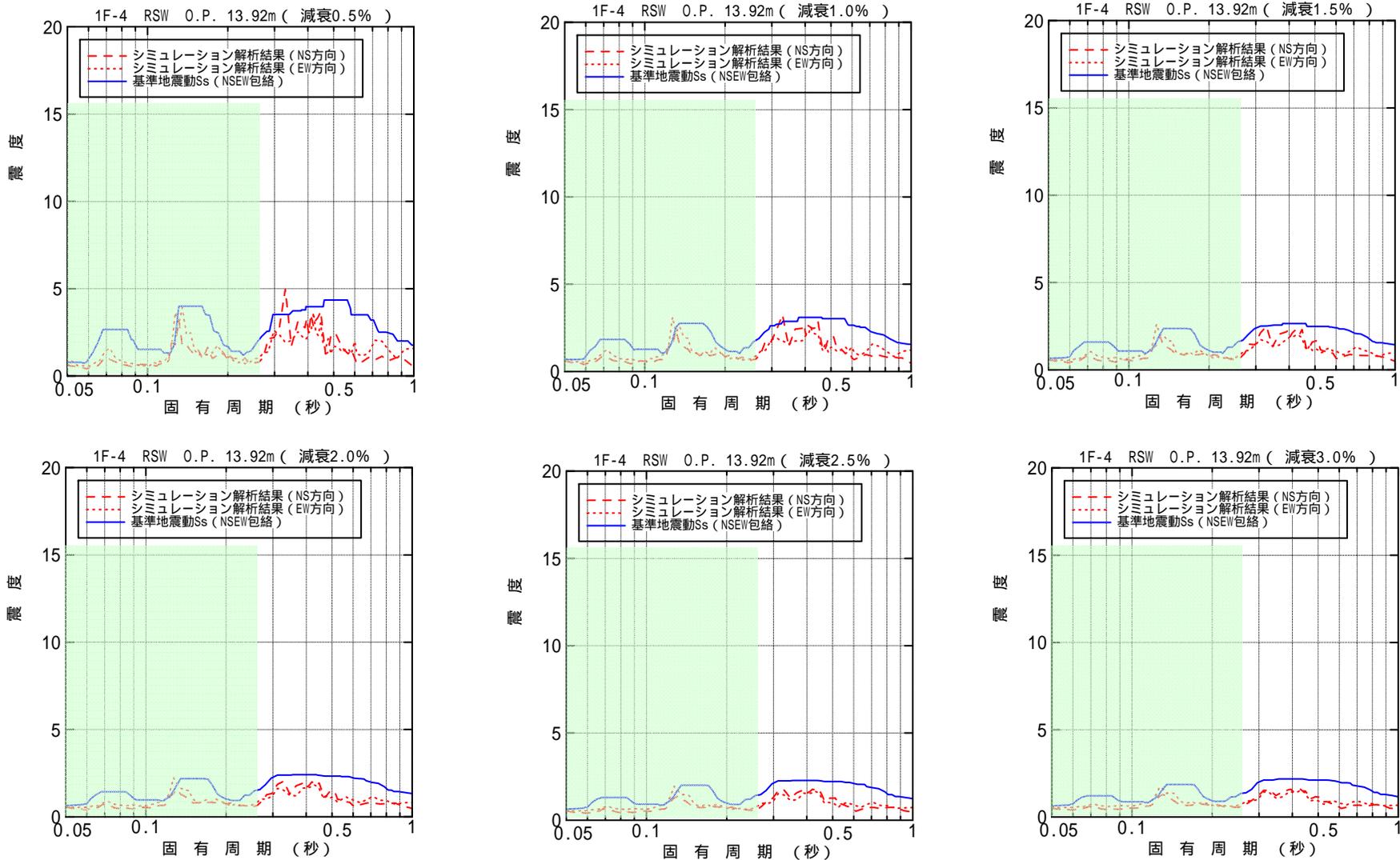


図-4.4.3.8 原子炉遮へい壁 O.P. 19.43m 床応答スペクトル (水平方向)

注) 網掛けは、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。



4-24

図-4.4.3.9 原子炉遮へい壁 O.P. 13.92m 床応答スペクトル (水平方向)

注) 網掛けは、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

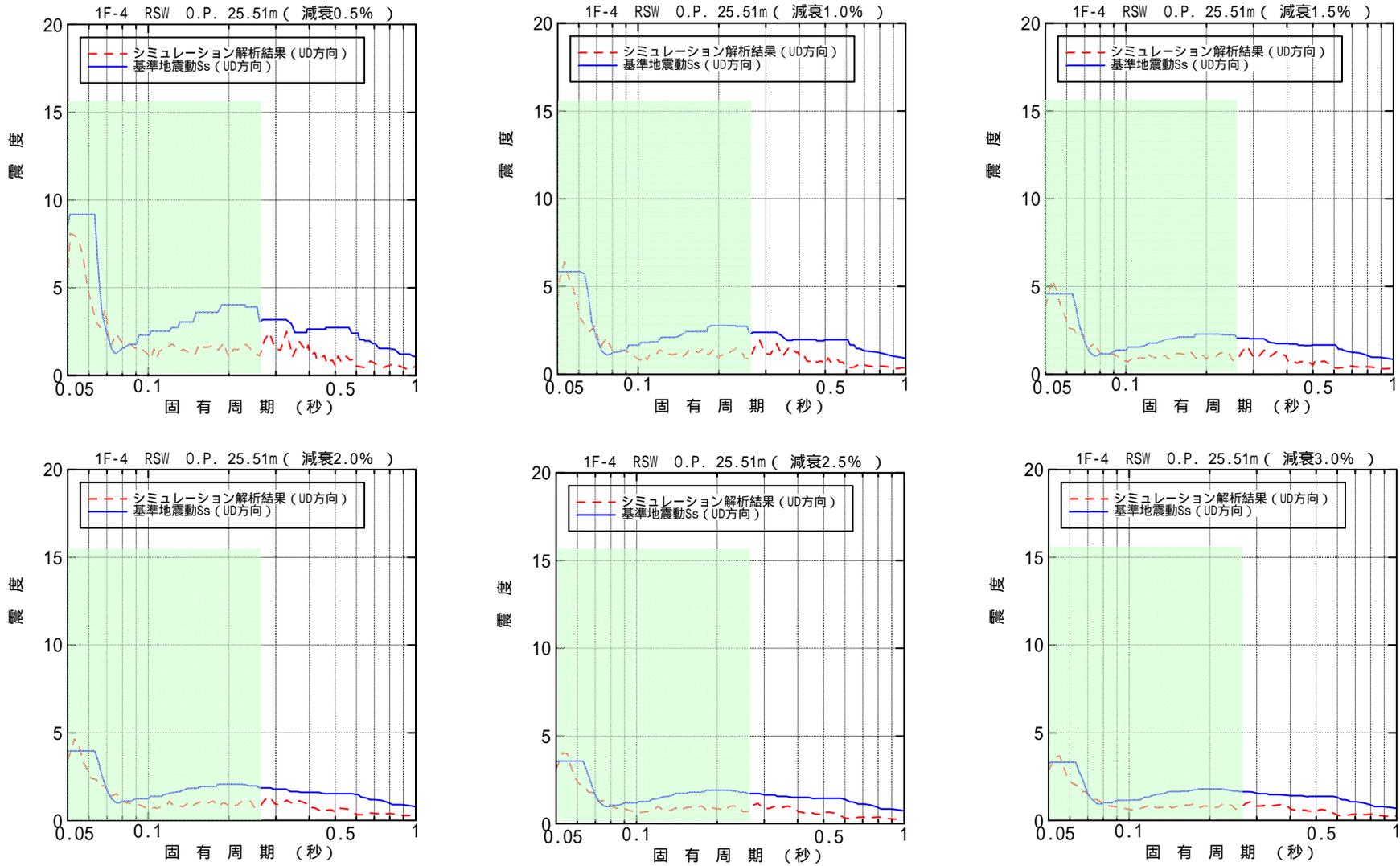


図-4.4.3.10 原子炉遮へい壁 O.P. 25.51m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

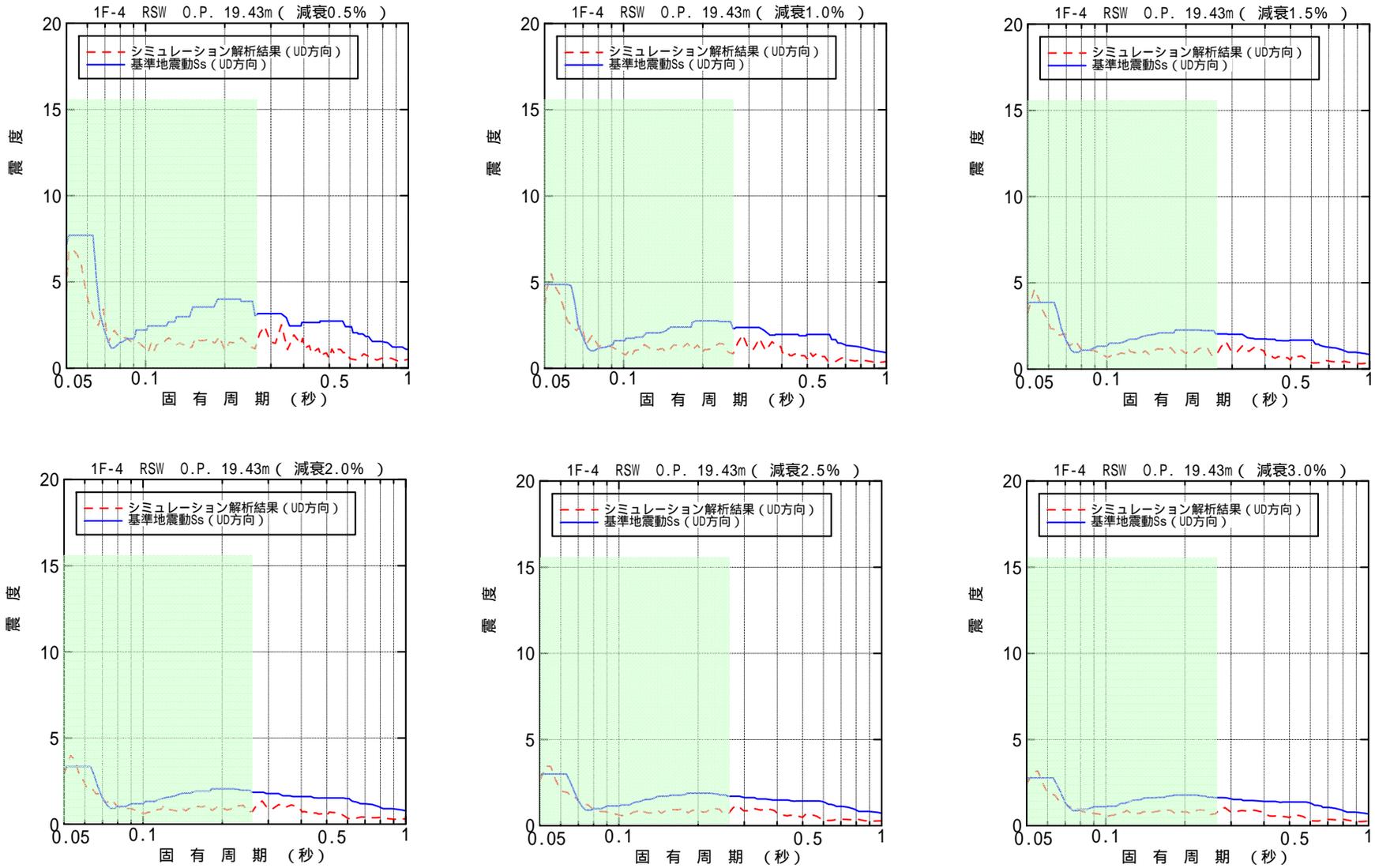


図-4.4.3.11 原子炉遮へい壁 O.P. 19.43m 床応答スペクトル (鉛直方向)

注) 網掛けは、残留熱除去系配管の固有周期が存在する範囲を示す。

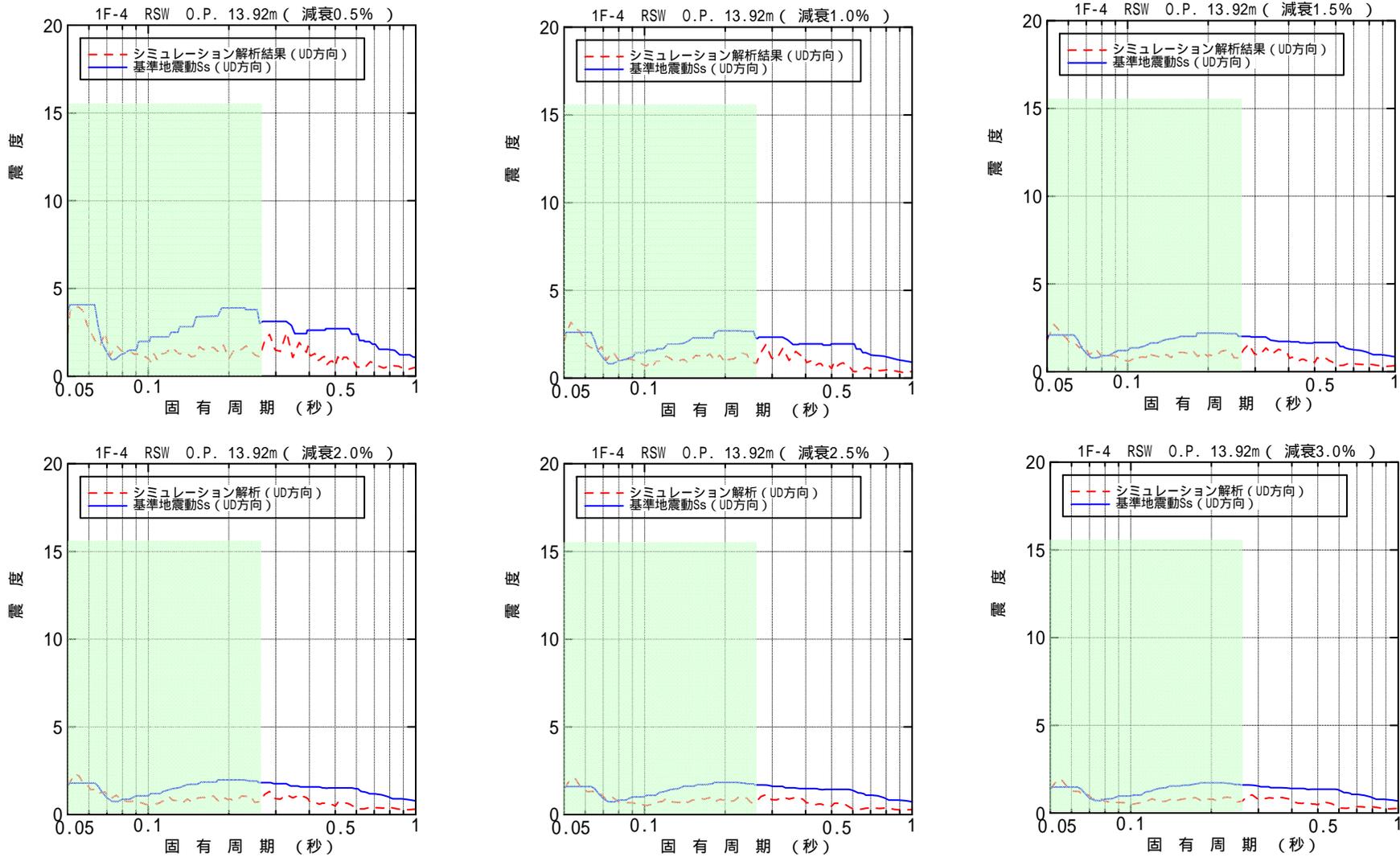


図-4.4.3.12 原子炉遮へい壁 O.P. 13.92m 床応答スペクトル (鉛直方向)

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、使用済燃料貯蔵プールの注水機能を有する安全上重要な残留熱除去系配管の計算値は、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（福島第一4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 ¹ (MPa)	評価 手法 ²
使用済 燃料プ ールを 冷やす	残留熱除去系 ポンプ	基礎ボルト	基準地震動 Ss 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	124	335	B
(以下、参考)						
冷やす	炉心支持構造物	シュラウドサ ポート	撤去されていたため評価不要			
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	原子炉圧力容器・原子炉格納容器パウンダリは、両容 器が開放中につき、機能維持不要			
	主蒸気系配管	配管				
	原子炉格納容器	ドライ ウェル				

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 A 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、地震前に使用済燃料貯蔵プールの冷却に供されていた残留熱除去系ポンプが、地震後の外部電源喪失により停止した。非常用ディーゼル発電機が起動したが、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 27 程度であったため、残留熱除

去系ポンプの再起動の必要性はなかった。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、使用済燃料貯蔵プールの注水機能は維持されていたものと推測される。

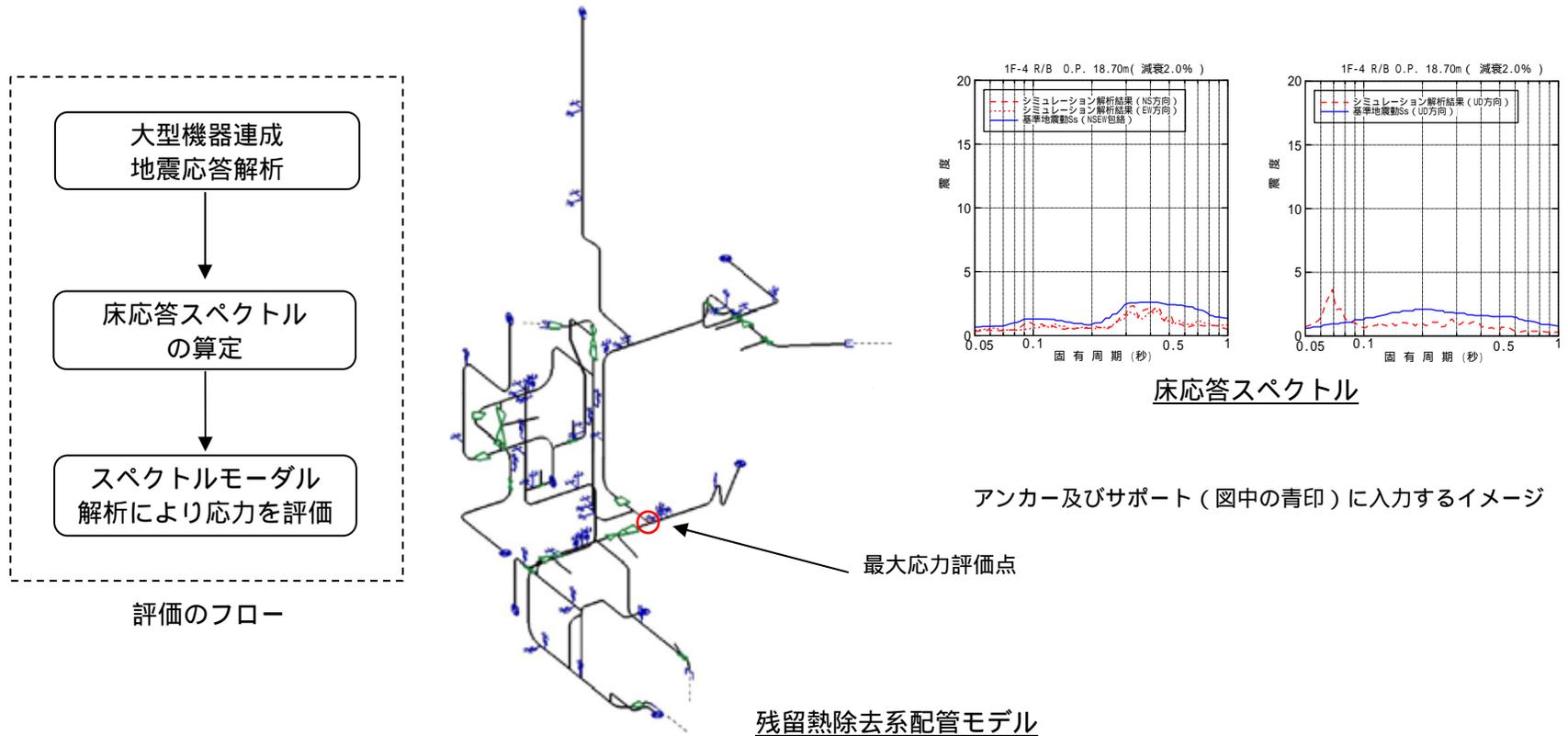
「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」 平成 23 年 5 月 23 日 東京電力株式会社

5 . まとめ

東北地方太平洋沖地震時にシュラウド取替工事中であった福島第一原子力発電所 4 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 (2.0×10^{-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、全炉心燃料が取り出されて移されていた使用済燃料貯蔵プールを「冷やす」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、評価基準値以下であることを確認した。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。



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)
使用済燃料プールを 冷やす	残留熱除去系配管	配管	一次応力	137	335	124	335

今回地震時には、中間報告書で評価した部位が安全処置により機能を停止していたため、今回は異なる配管モデルで評価を実施しており、評価結果の対比は参考

添図-1.1 残留熱除去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 4 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。

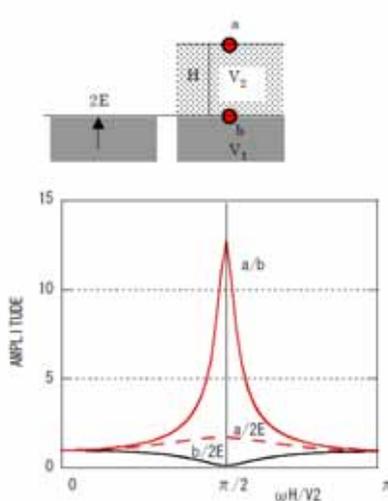
* : 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会
構造ワーキンググループ

(構造WG*資料「構造W17-2-3」より抜粋)

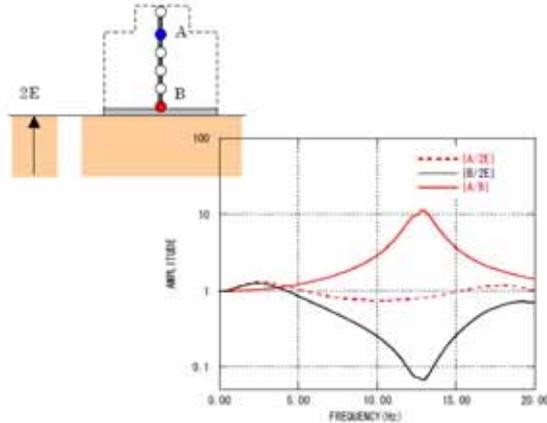
*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループ

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
 $q=0.5$: $\alpha = \sqrt{G_1 - G_2}$ の比



5号機原子炉建屋の周波数伝達関数

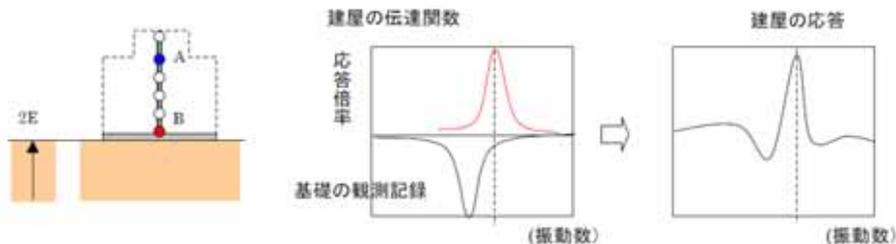
2層地盤と同様に、建屋の基礎固定の1次固有振動数において、基礎の振幅は0に近い値の谷となる。

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)

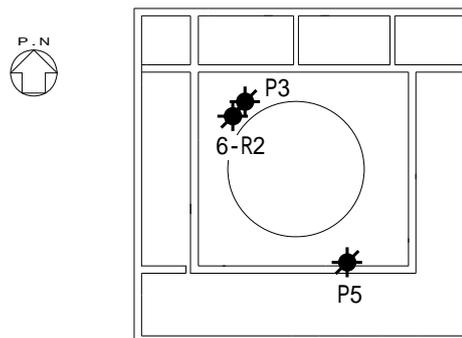
6号機原子炉建屋基礎版上で取得された地震観測記録の比較

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、これらの記録を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-1.1に示す。

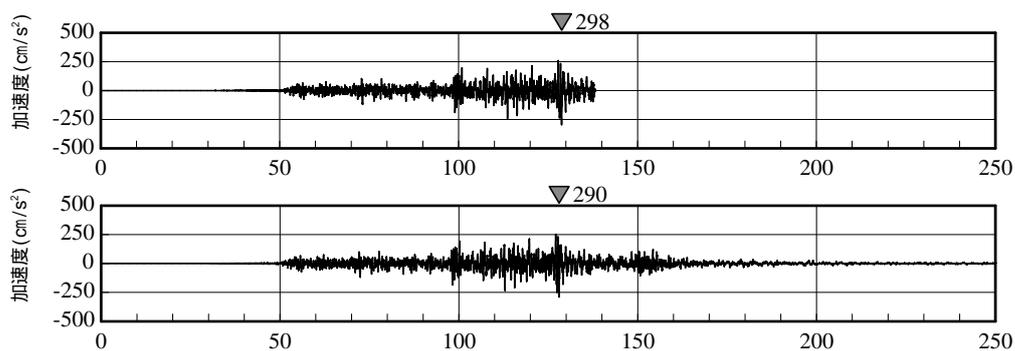
6-R2観測点及びP3観測点における加速度時刻歴波形を比較して参図-1.2に、応答スペクトルを比較して参図-1.3に示す。

参図-1.2及び参図-1.3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。

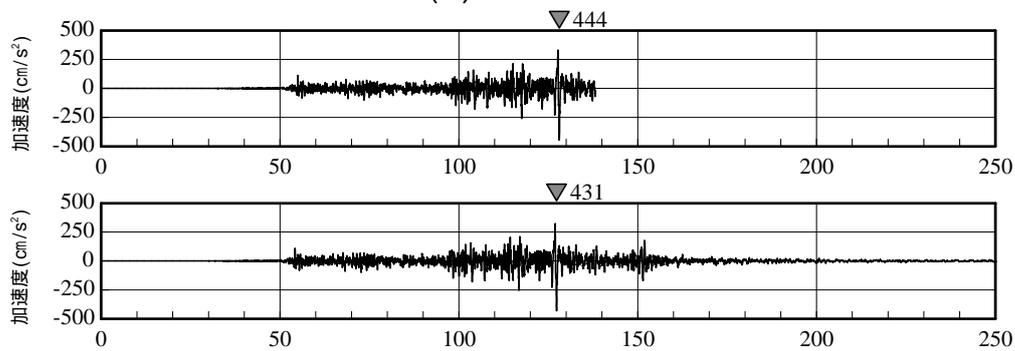


地下2階(基礎版上)

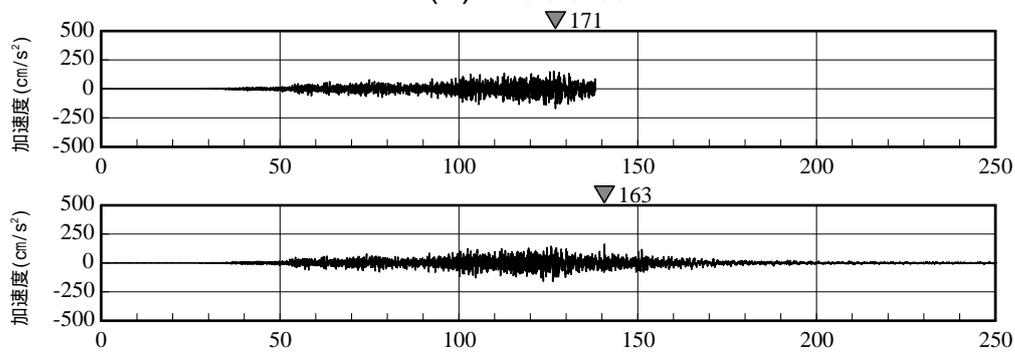
参図-1.1 地震計の配置(6号機原子炉建屋)



時間(秒)
(a) 南北方向



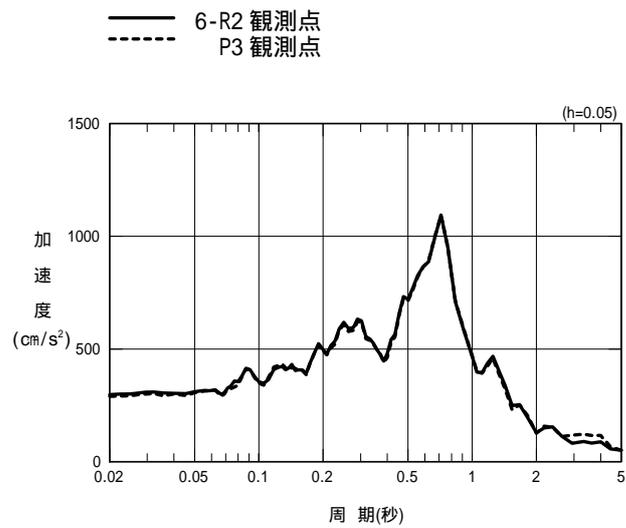
時間(秒)
(b) 東西方向



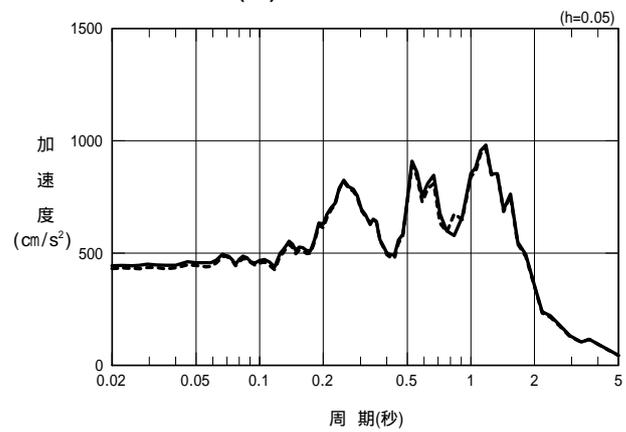
時間(秒)
(c) 鉛直方向

注) それぞれ上が 6-R2 観測点、下が P3 観測点の記録。

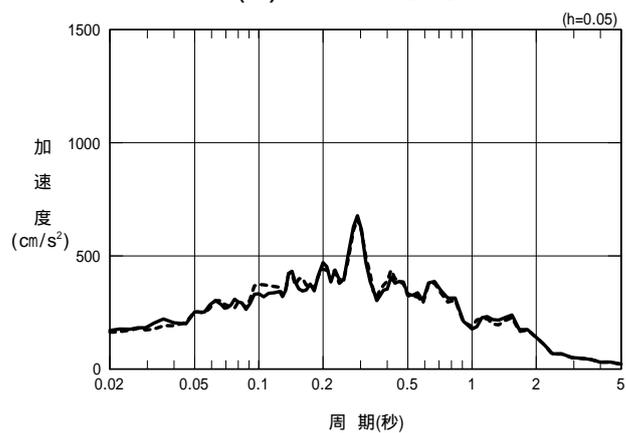
参図-1.2 近接する観測点における加速度時刻歴波形の比較
(6号機原子炉建屋基礎版上)



(a) 南北方向



(b) 東西方向



(c) 鉛直方向

参図-1.3 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-2)

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-2.1 構造強度評価結果

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	70	237	詳細	-	-	-	-
原子炉格納容器	ドライウェル	膜+曲げ	150	382	詳細	-	-	-	-
炉心支持構造物	シュラウドサポート	軸圧縮	106	203	詳細	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ	電動機取付ボルト	引張	73	156	詳細	-	-	-	-
残留熱除去系配管	配管本体	一次	137 ¹	335 ¹	詳細	一次	124 ¹	335 ¹	詳細
主蒸気系配管	配管本体	一次	296	309	詳細	-	-	-	-

参表-2.2 動的機能維持評価結果

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)	12.2	-	40.0

- 1 耐震安全性評価の中間報告の評価部位は、地震時に安全処置で隔離されており、機能を停止していたため、今回地震の評価では、別の配管モデルを評価対象としており、計算結果と評価基準値の直接対比はできないが参考として併記した。

(参考資料-3)

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 4 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表-3.1 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図-3.1 に示す。

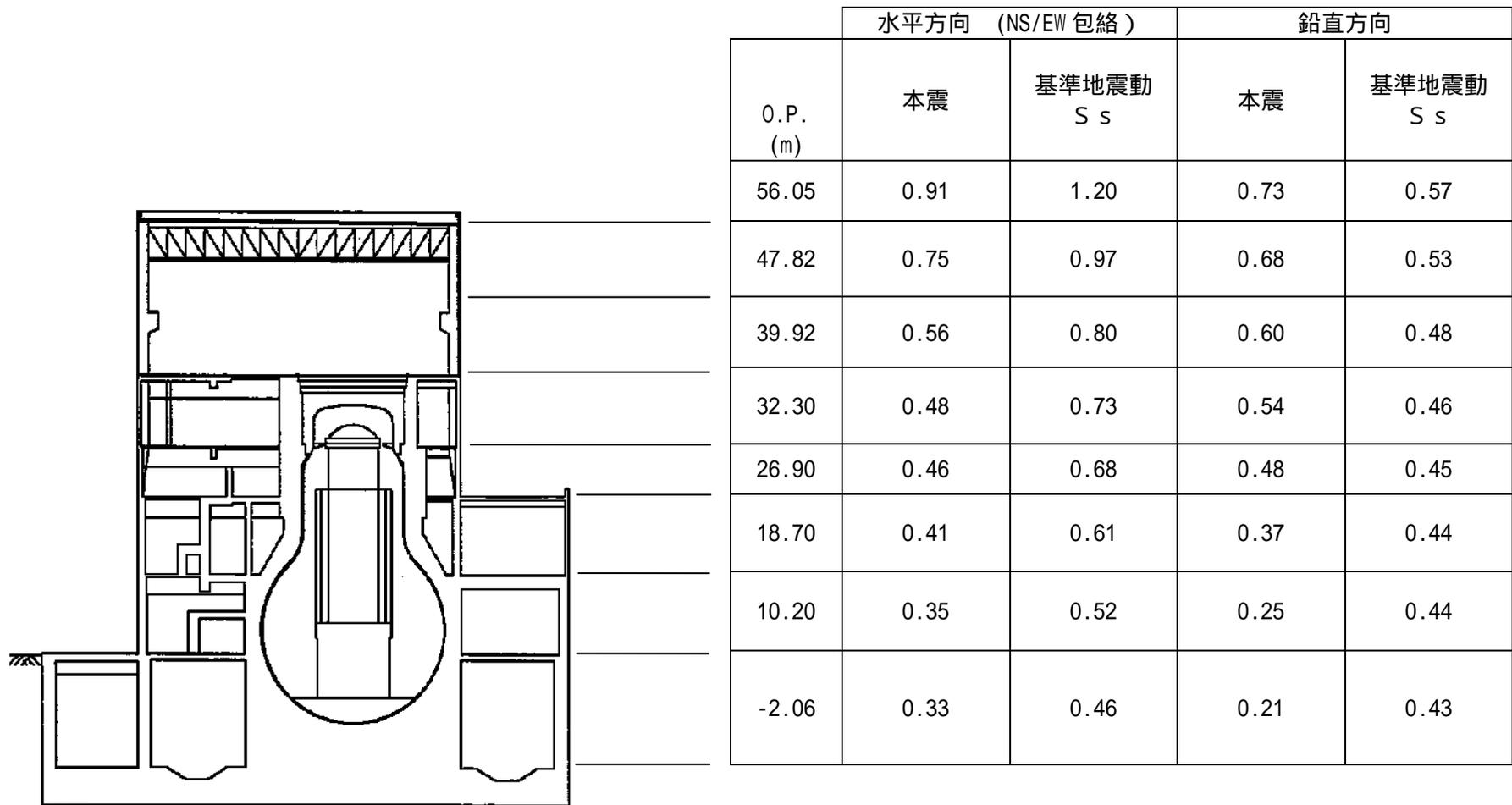
参表-3.1 非常用炉心冷却系ポンプの機種と機能確認済加速度 (福島第一 4 号機)

設備名	設置場所	種別	機種	機能確認済加速度	
				水平方向 (G ¹)	鉛直方向 (G ¹)
残留熱除去系 ポンプ	原子炉建屋 地下階 (O.P. -1.10m)	立形 ポンプ	立形単段 床置形 ポンプ	10.0	1.0 ²
炉心スプレイ系 ポンプ					
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 ²

1 : G=9.80665 (m/s²)

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。

参-3-2



参図-3.1 原子炉建屋の最大応答加速度