

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-400-1 改5
提出年月日	平成30年7月2日

建物・構築物の地震応答解析についての補足説明資料

補足-400-1【地震応答解析における既工認と今回工認の解析モデル及び手法の比較】

平成30年7月

日本原子力発電株式会社

目次

1. 概要.....	1
2. 地震応答解析モデル及び手法の比較.....	2

別紙 1-1 原子炉建屋の地盤接地状況と埋込みS Rモデルの適用性について

別紙 1-2 原子炉建屋の地震応答解析モデルの変更について

別紙 1-3 原子炉建屋の地震応答解析モデルについて

別紙 2-1 使用済燃料乾式貯蔵建屋で用いる有効入力動の適用性について

別紙 2-2 使用済燃料乾式貯蔵建屋の地震応答解析モデルの変更について

別紙 2-3 使用済燃料乾式貯蔵建屋の地震応答解析モデルについて

下線 今回提出資料

4. シミュレーション解析結果を踏まえた施設影響

「3. 項 地震応答解析モデルに係る影響検討」において、観測記録と観測記録を適用した原子炉建屋の今回工認モデルを用いたシミュレーション解析結果の床応答スペクトルの比較において、観測記録の加速度がシミュレーション解析の加速度を上回る結果が確認された。このため、観測記録がシミュレーション解析結果を上回ることによる施設への影響について確認する。

施設の影響確認は、観測記録が今回工認モデルを用いたシミュレーション解析結果の応答を上回ったことを踏まえて、観測記録と観測記録を適用した今回工認モデルを用いたシミュレーション解析結果の応答とを比較することにより行う。なお、地盤ばねは観測記録に基づき設定した値を適用する。

なお、観測記録とシミュレーション解析の差異の考察については、「補足説明資料 340-7 水平2方向及び鉛直方向の適切な組合せに関する検討について 別紙3 3次元FEMモデルによる地震応答解析 2.3 観測記録を用いた検討」で示す。

4.1 原子炉建屋への影響

図 4-1 に観測記録の最大応答加速度とシミュレーション解析との最大応答加速度との比較を示す。原子炉建屋の地震計設置位置での観測記録と原子炉建屋質点系モデルを用いたシミュレーション解析の応答とを比較した結果、最大応答加速度分布は各方向において、観測記録がシミュレーション解析を上回らないことが確認できたため、原子炉建屋の耐震評価に影響はない。

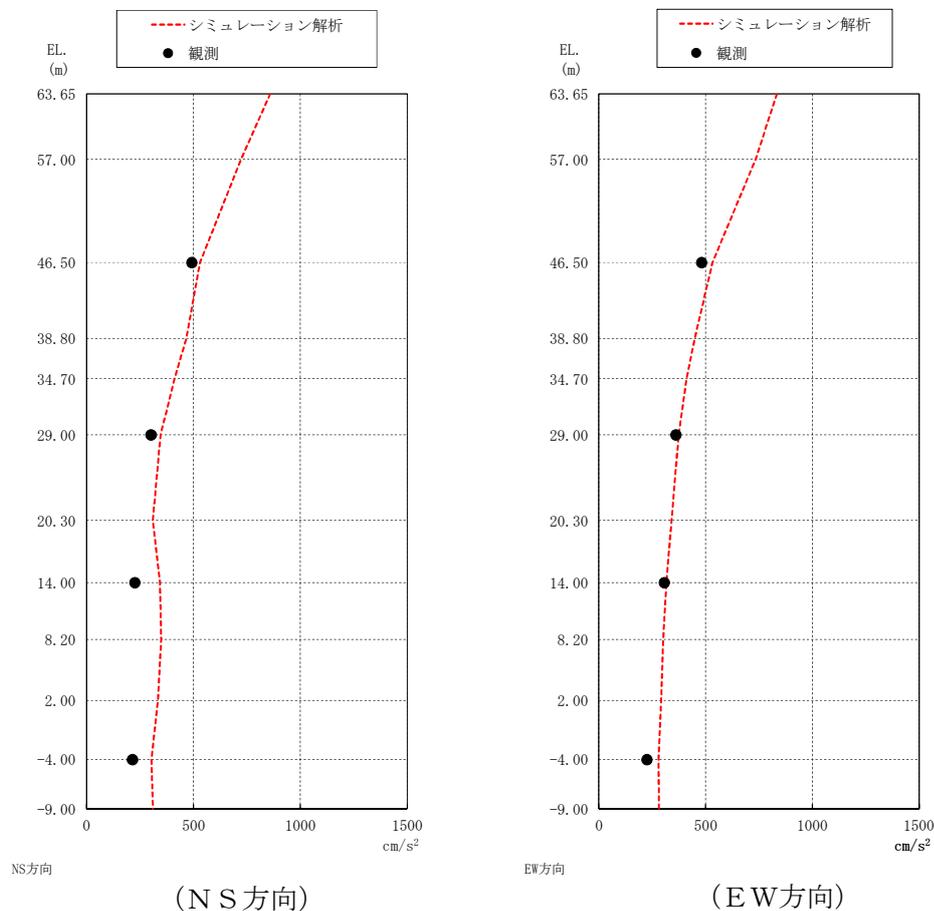


図 4-1 最大応答加速度の分布の比較

4.2 原子炉建屋に設置された機器・配管系

(1) 床応答スペクトルの傾向確認

原子炉建屋の各床面のシミュレーション解析結果の床応答スペクトルと観測記録の床応答スペクトルとの比較を図4-2～図4-4に示す。また、最大応答加速度と固有周期0.05秒位置での加速度比較を表4-1に示す。機器・配管系評価においては、NS方向及びEW方向を包絡させた設計用床応答曲線を適用し、耐震評価を実施することから、NS方向とEW方向を包絡させた床応答スペクトルにて比較している。

また、原子炉建屋の設計用床応答曲線及び評価用震度は、設備評価用として加速度を1.5倍した値を基本として耐震計算を実施していることから、シミュレーション解析結果については、加速度値（震度）を1.5倍したものとする。

原子炉建屋の各床面のシミュレーション解析結果の床応答スペクトルと観測記録の床応答スペクトルの比較結果を以下に記す。

① 減衰定数5%

- ・ シミュレーション解析結果の床応答スペクトルは観測記録の床応答スペクトルを包絡している。

② 減衰定数2%

- ・ EL. 46.5mの床応答スペクトルの比較では、0.05秒から0.1秒において観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。
- ・ EL. 46.5mの床応答スペクトル以外の階高の床応答スペクトルにおいては、シミュレーション解析結果が観測記録を概ね包絡していることが確認できる。

③ 減衰定数1%

- ・ EL. 46.5mの床応答スペクトルの比較では、0.05秒から0.1秒において観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。
- ・ EL. 29.0及びEL. 14.0mの床応答スペクトルの比較では、一部の周期帯で観測記録の床応答スペクトルがシミュレーション解析結果の床応答スペクトルを超えている周期が確認できる。
- ・ EL. -4.0mの床応答スペクトルにおいては、シミュレーション解析結果が観測記録を包絡していることが確認できる。

④ 最大応答加速度

- ・ 全標高に対してシミュレーション解析結果の最大応答加速度は、観測記録の最大応答加速度を超えていることが確認できる。

以上のとおり床応答スペクトル及び最大応答加速度の比較した傾向を示したが、機器・配管系の耐震設計の特徴を踏まえて、設備の影響評価を実施する。

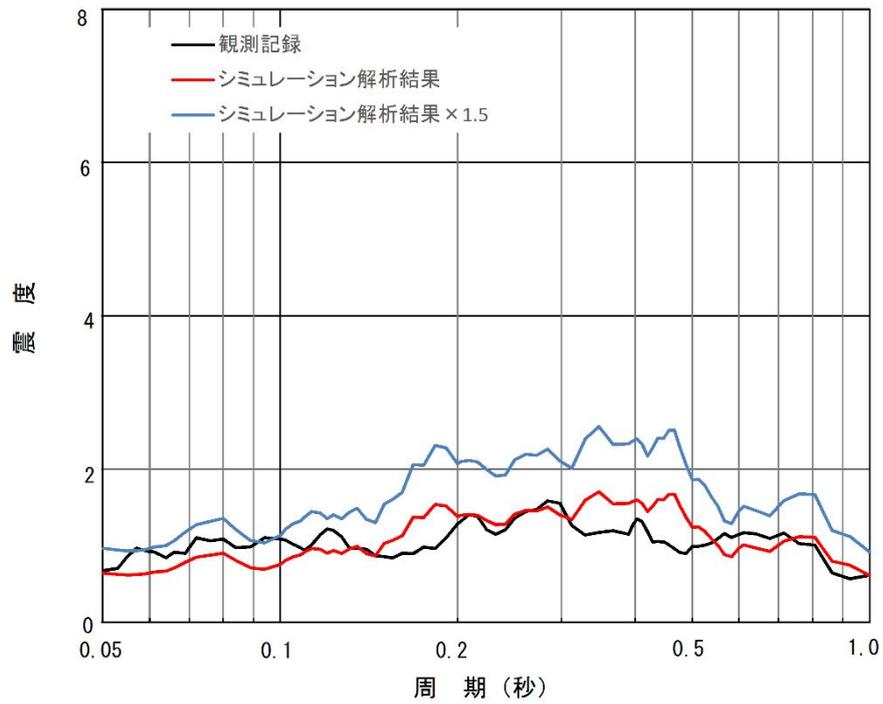


図 4-2 (1/4) 原子炉建屋 EL. 46.5m 床応答スペクトル比較 (減衰 5%)

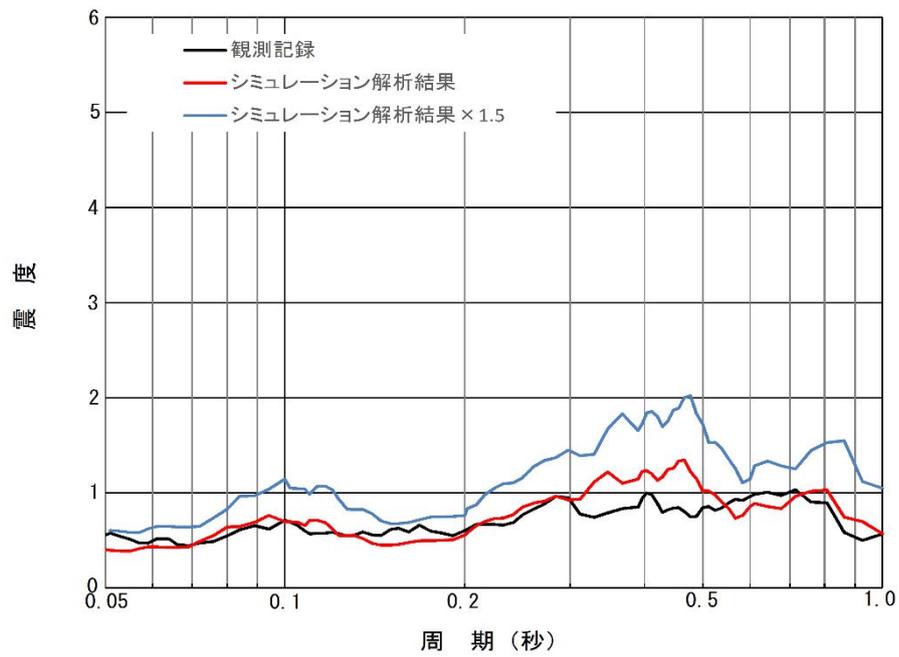


図 4-2 (2/4) 原子炉建屋 EL. 29.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 5%)

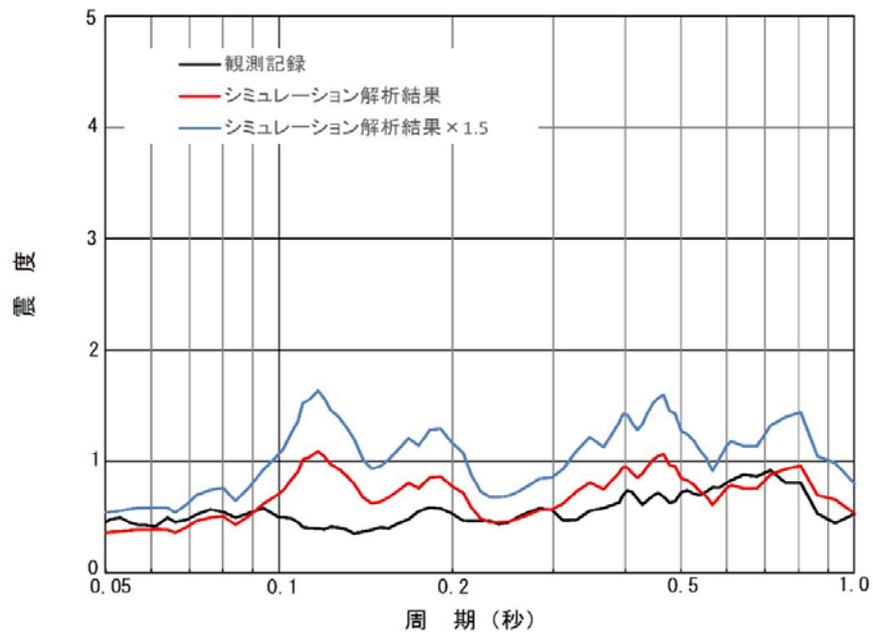


図 4-2 (3/4) 原子炉建屋 EL. 14.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 5%)

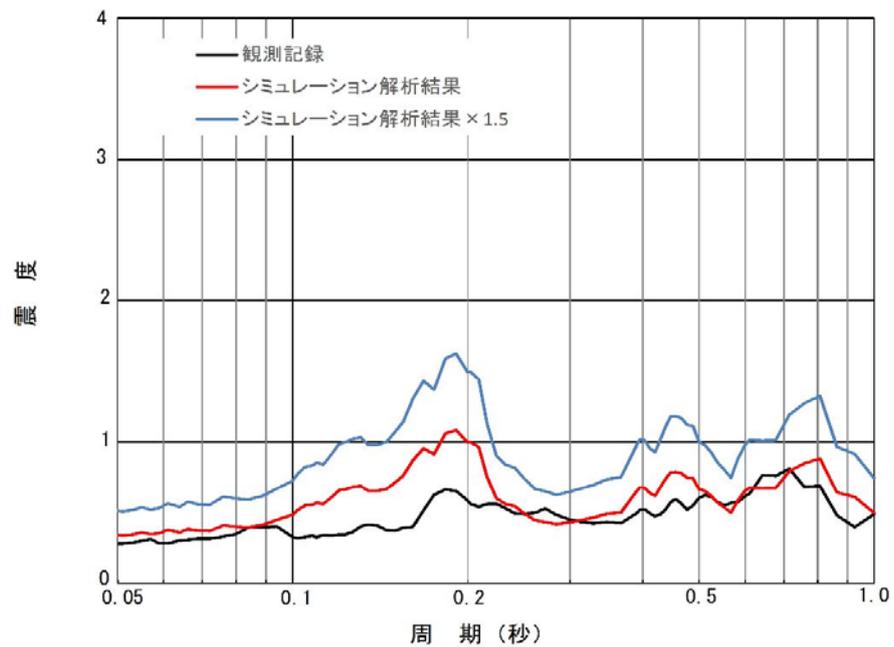


図 4-2 (4/4) 原子炉建屋 EL. -4.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 5%)

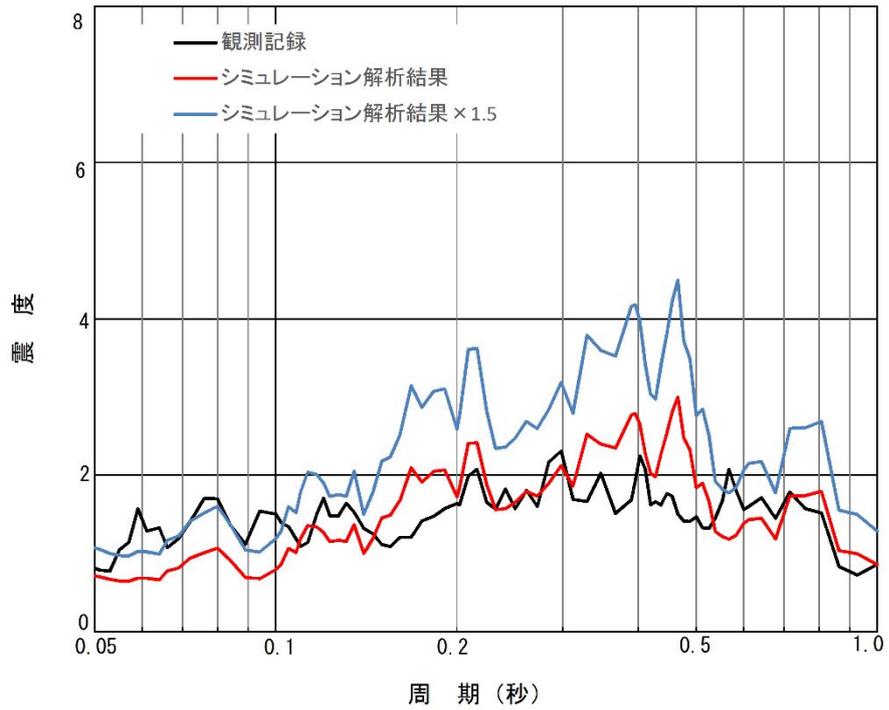


図 4-3 (1/4) 原子炉建屋 EL. 46.5m 床応答スペクトル比較 (減衰 2%)

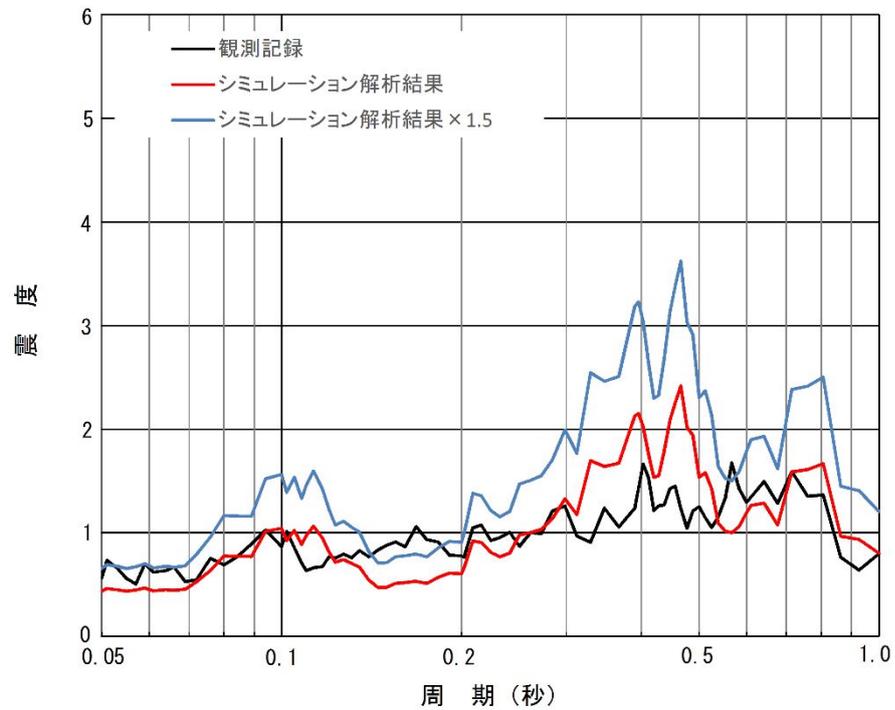


図 4-3 (2/4) 原子炉建屋 EL. 29.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 2%)

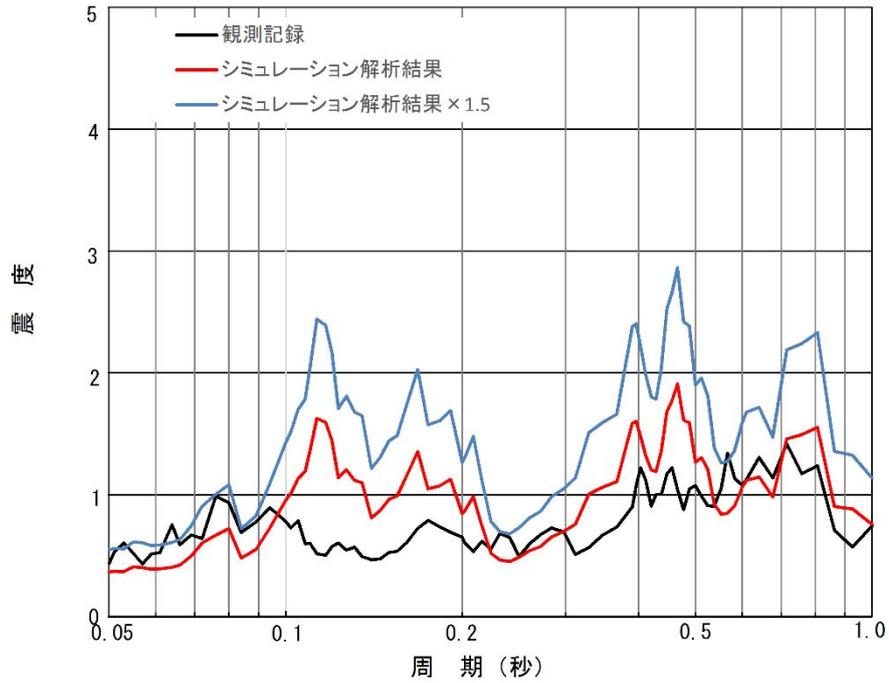


図 4-3 (3/4) 原子炉建屋 EL. 14.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 2%)

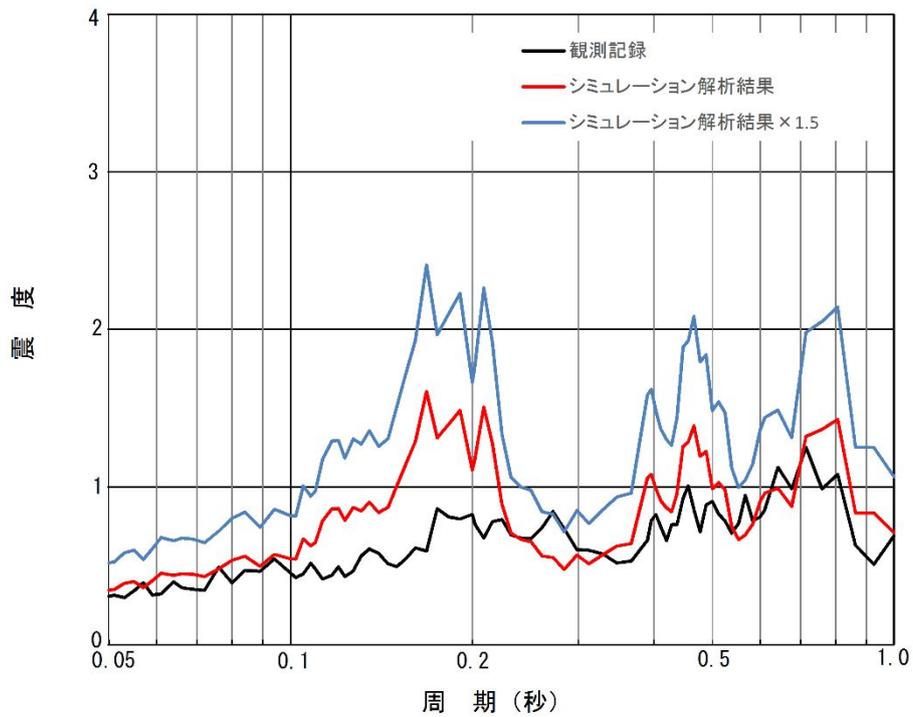


図 4-3 (4/4) 原子炉建屋 EL. -4.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 2%)

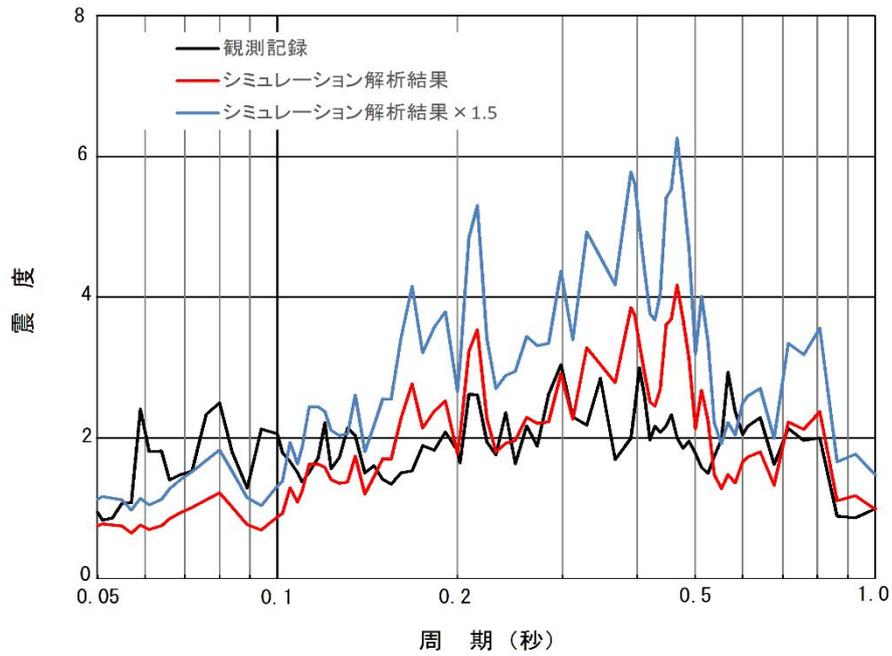


図 4-4 (1/4) 原子炉建屋 EL. 46.5m 床応答スペクトル比較 (減衰 1%)

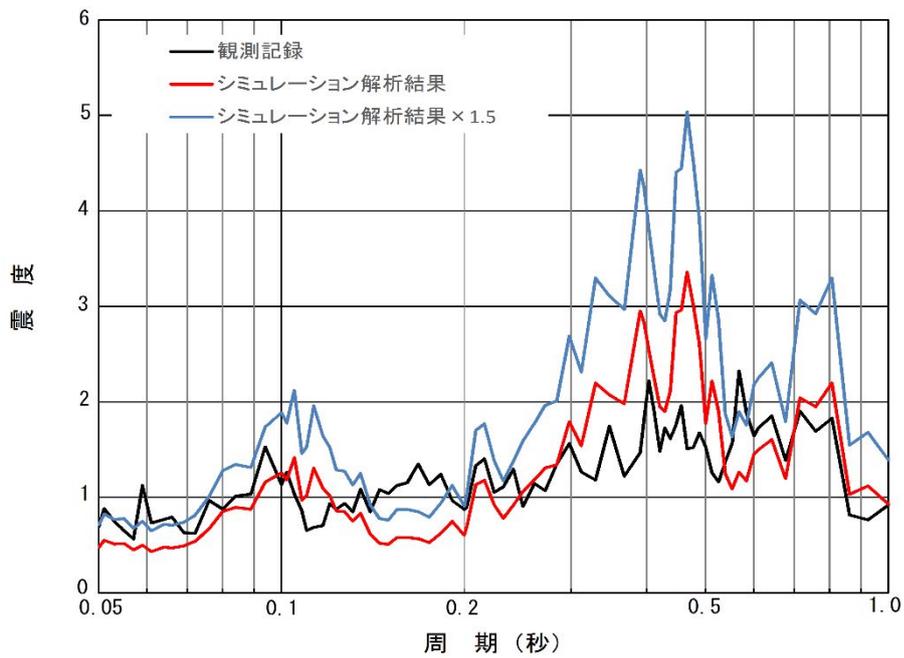


図 4-4 (2/4) 原子炉建屋 EL. 29.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 1%)

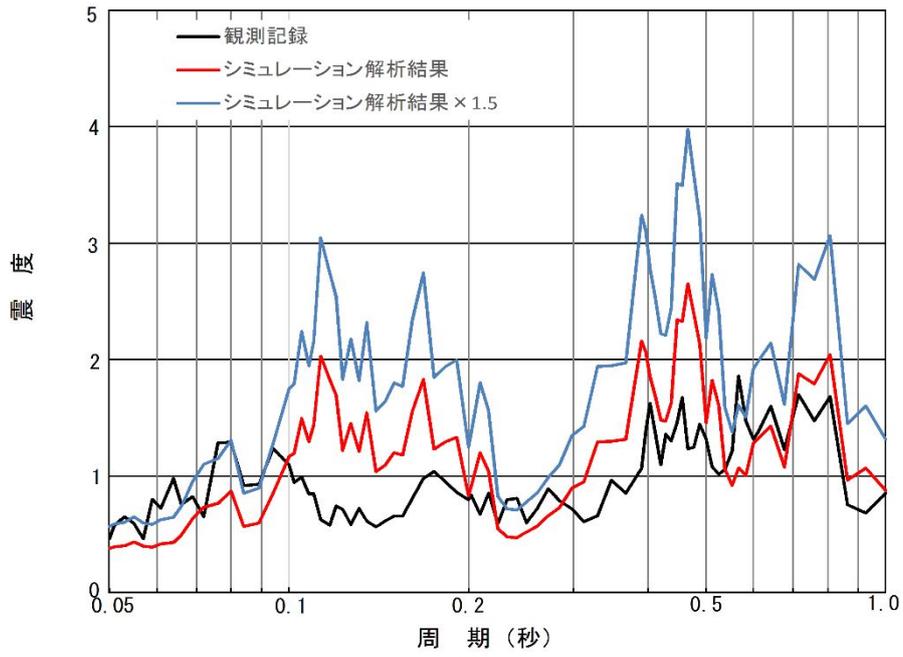


図 4-4 (3/4) 原子炉建屋 EL. 14.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 1%)

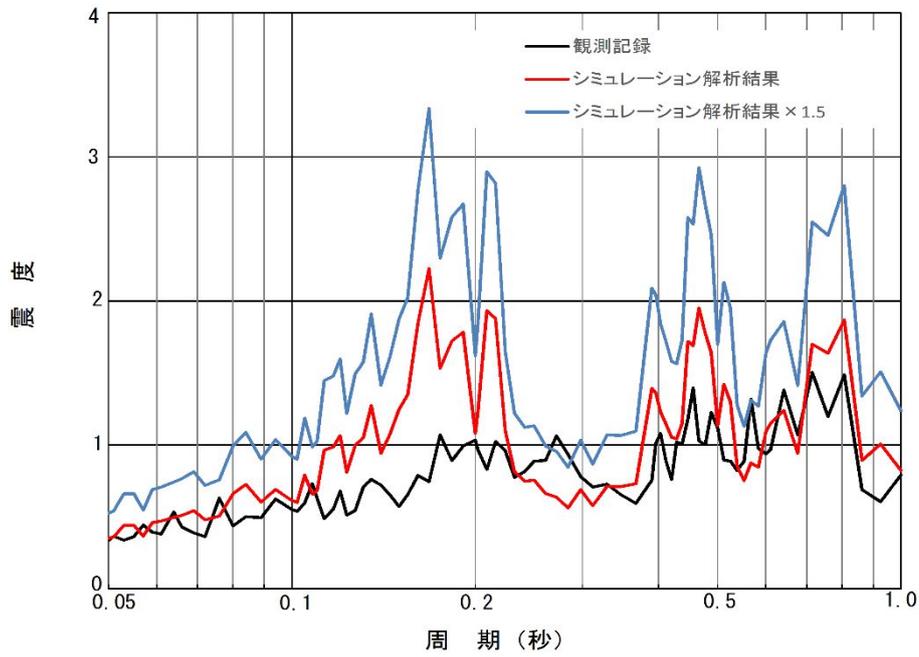


図 4-4 (4/4) 原子炉建屋 EL. -4.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 1%)

表 4-1 最大応答加速度と固有周期 0.05 秒位置での加速度比較

標高 (m)	最大応答加速度 (cm/s^2)					固有周期 0.05 秒位置 * の加速度 (cm/s^2)			
	シミュレーション 解析			観測記録		シミュレーション 解析		観測記録	
	NS	EW	Max (NS, EW) $\times 1.5$	NS	EW	$\times 1.0$	$\times 1.5$		
46.5	530	532	798	492	481	700	1050	797	
29.0	346	374	561	301	361	430	644	556	
14.0	343	317	515	225	306	359	538	431	
-4.0	303	279	455	214	225	339	509	301	

* 床応答スペクトルは減衰 2%を適用し、NS方向とEW方向を包絡させた値として記載。

(2) 観測記録による影響評価

観測記録とシミュレーション解析結果との差異に対して設備の影響評価を実施する。影響評価に当たっては、鉛直方向の応答比較として最大応答加速度はシミュレーション解析結果が観測記録を上回っており、床応答スペクトルについてもほぼ全ての周期帯でシミュレーション解析の結果が観測記録を上回っているため、水平方向の応答比較により行う。また、水平方向における応答比較としてシミュレーション解析結果の最大応答加速度が、全標高において観測記録を上回っていることから、床応答スペクトルを用いて評価を行うこととし、床応答スペクトルを適用する設備について網羅的に実施する。

a. 評価対象設備

地震計の設置されている標高が EL. -4.0m, EL. 14.0m, EL. 29.0m 及び EL. 46.5m に限定され、観測系としてすべての標高を網羅できていないことに鑑み、観測記録とシミュレーション解析結果に差異が認められた EL. 14.0m 以上の標高に設置される耐震重要設備並びに常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備、上位クラスの設備に波及的影響を及ぼす設備を対象とする。

b. 影響評価方法

設備の固有周期を確認し、観測記録とシミュレーション解析の応答比率（以下「F R S 比率」という。）^(注1)を踏まえた割り増しを考慮しても、設備の有する耐震裕度に収まることを確認する。F R S 比率が設備の耐震裕度を上回る場合は、個別に詳細検討を行い、観測記録の影響を考慮しても発生応力が許容応力に収まることを確認する。

地震計が設置されていない標高に設置された設備の影響評価においては、地震計が設置された上下階の応答比率を用いて検討を行う。但し、EL. 46.5mの観測記録とシミュレーション解析結果との差異については、東西のオペフロ面が外側にはらみ出すようなモードによる影響が要因となっており、その影響はEL. 46.5mのオペフロ面に限定されることから、他の標高に設置された設備への影響評価には用いないこととする。

注1：耐震計算において、設計用床応答曲線を1.5倍した設備評価用床応答曲線を適用している設備については、シミュレーション解析結果を1.5倍した床応答スペクトルにより応答比率を求める。また、設計用床応答曲線及びばらつきケースを包絡した設備評価用床応答曲線を適用している設備については、シミュレーション解析結果（×1.0）により応答比率を求める。

c. 影響評価結果

各設備の影響評価結果について次頁以降に示す。

観測記録とシミュレーション解析結果の応答比である「F R S 比率」に対して、燃料取替機及び窒素ガス代替注入系配管以外の設備は、設備の耐震裕度がF R S 比率を

上回っていることを確認した。また、燃料取替機及び窒素ガス代替注入系配管については、詳細検討を行い観測記録の影響を考慮しても発生応力が許容応力に収まることを確認した。

なお、地震計が設置されていない EL. 38. 8m 及び EL. 34. 7m に設置された設備について EL. 46. 5m の FRS 比率を適用した場合の影響評価を実施し、仮に EL. 46. 5m の FRS 比率を適用したとしても耐震性に影響を与えないことを確認した。

① 設置床レベル 46.5m の機器・配管系（減衰 0.5%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 46.5m であり，減衰定数 0.5% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，格納容器圧力逃がし装置配管が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-2 設置床レベル 46.5m の機器・配管系（減衰 0.5%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	格納容器圧力逃がし装置配管	配管本体		せん断	92	363	3.94	1.38	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「-」と記載する。

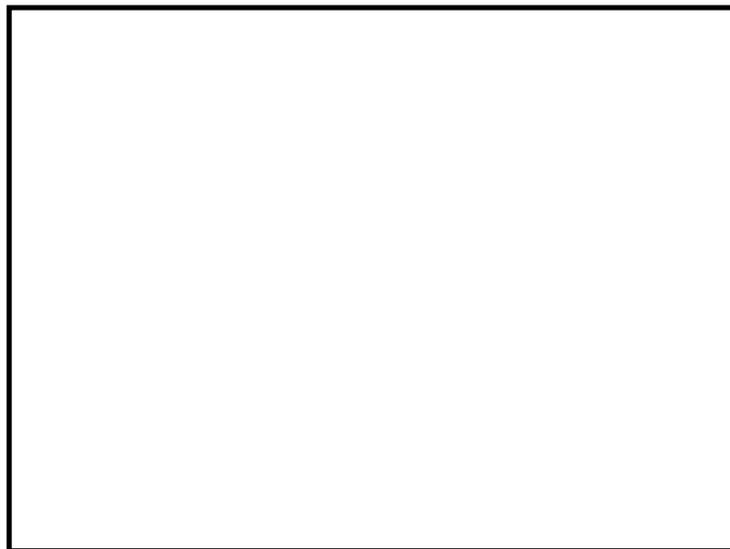


図 4-5 原子炉建屋 EL46.5m 床応答スペクトル比較（減衰 0.5%）

② 設置床レベル 46.5m の機器・配管系（減衰 1.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 46.5m であり，減衰定数 1.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，使用済燃料プール温度計（SA）が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-3 設置床レベル 46.5m の機器・配管系（減衰 1.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	使用済燃料プール温度計 (SA)	基礎本体		せん断	13	94	7.23	—	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。



図 4-6 原子炉建屋 EL46.5m 床応答スペクトル比較（減衰 1.0%）

③ 設置床レベル 46.5m の機器・配管系（減衰 2.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 46.5m であり，減衰定数 2.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，燃料取替機（SA），燃料取替機（DB）及び非常ガス再循環系配管が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，非常ガス再循環系配管については，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。燃料取替機については，FRS 比率が耐震裕度を上回る結果となったため，詳細検討を行い耐震裕度が確保可能であることを確認した。

表 4-4 設置床レベル 46.5m の機器・配管系（減衰 2.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	燃料取替機	脱線防止ラグ (取付ボルト)		せん断	135	146	1.08	1.69	○* ²
②	非常ガス再循環系配管 (FRVS-6)	配管本体		1次	25	343	13.72	1.13	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「-」と記載する。

* 2 FRS 比率が耐震裕度を上回る結果となったため，詳細検討を行い耐震裕度が確保可能であることを確認した。

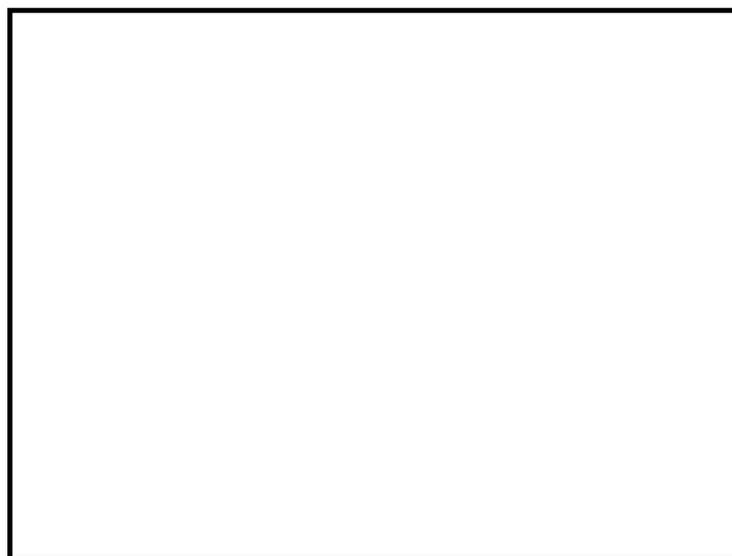


図 4-7 原子炉建屋 EL46.5m 床応答スペクトル比較（減衰 2.0%）

【燃料取替機の詳細検討】

詳細検討は、耐震評価にて上述のFRS比率1.69未満の耐震裕度の部材について行う。表5に示すとおりFRS比率1.69未満の部材として、燃料取替機構造物フレーム、トロリ脱線防止ラグ、横行レールについて詳細検討を行う。

表4-5 燃料取替機の耐震評価結果（設計基準対処設備）

部 材			応 力 分 類	基準地震動 S_s による評価結果		
				応力値	許容応力	耐震裕度
燃料取替機構造物フレーム			曲 げ	216	275	1.27
			せ ん 断	3	158	52.66
			組 合 せ	217	275	1.26
ブリッジ	脱線防止 ラグ	ラグ本体	曲 げ	101	253	2.50
			せ ん 断	31	146	4.70
			組 合 せ	114	253	2.21
		取付 ボルト	せ ん 断	64	146	2.28
トロリ	脱線防止 ラグ	ラグ本体	曲 げ	154	253	1.64
			せ ん 断	59	146	2.47
			組 合 せ	184	253	1.37
		取付 ボルト	せ ん 断	135	146	1.08
走行レール			曲 げ	240	756	3.15
			せ ん 断	26	436	16.76
			組 合 せ	244	756	3.09
横行レール			曲 げ	428	483	1.12
			せ ん 断	17	278	16.35
			組 合 せ	428	483	1.12

a. 燃料取替機構造物フレームの詳細検討

詳細検討は、地震応答解析結果から算定される荷重のうち水平方向地震の影響を受ける荷重にFRS比率の1.69倍をした荷重から、応力値を算出することにより行う。観測記録による影響検討に用いた荷重の算定結果を表4-6及び表4-7に示す。表4-8に燃料取替機構造物フレームの詳細検討を示すが燃料取替機構造物フレームの地震時による応答は、鉛直方向地震の荷重が支配的であり、水平方向地震による荷重増加の影響は小さく応力値の増加も僅かとなり、許容応力に収まる結果となった。

表 4-6 応力値算定に用いる荷重条件

	S s による 荷重	観測記録による 影響検討	備 考
Fx : 軸力 (N)			代表として算定過程 を表 4-7 に示す。
Fy : y 方向せん断力 (N)			
Fz : z 方向せん断力 (N)			
Mx : ねじれモーメント (N・mm)			
My : y 軸曲げモーメント (N・mm)			
Mz : z 軸曲げモーメント (N・mm)			

表 4-7 観測記録による影響検討の算定過程 (Fx : 軸力の例示)

	荷重条件		S s による 荷重	観測記録による 影響検討
Fx : 軸力 (N)	自 重 (①)			
	鉛直方向地震 (②)			
	水平方向 地震	ブリッジ (③)		
		トロリ ^(注1) (④)		
	合 計 (①+④+√(② ² +③ ²))			

注 1 : トロリはレール上を滑ることにより摩擦係数分の荷重に制限される。

表 4-8 燃料取替機構造物フレームの詳細検討結果

部 材	応 力 分 類	基準地震動 S s による評価結果			観測記録による 影響検討		
		応力値	許容 応力	耐震 裕度	応力値	許容 応力	耐震 裕度
燃料取替機 構造物フレーム	曲 げ	216	275	1.27	224	275	1.22
	せん断	3	158	52.66	3	158	52.66
	組 合 せ	217	275	1.26	224	275	1.22

b. トロリ脱線防止ラグ及び横行レールの詳細検討

燃料取替機の応力値算出に用いる荷重は、床応答スペクトルを適用した動的解析に加えて、最大応答加速度（1.2ZPA）を適用した静的解析により算出している。ブリッジ脱線防止ラグ及び横行レールの応力値算出は、動的解析による算出荷重と静的解析による算出荷重との何れか大きい方を用いている。

動的解析による算出荷重と静的解析による算出荷重との比較を、観測記録による影響を考慮した結果を含めて表4-9に示す。シミュレーション解析と観測記録との比較から最大応答加速度（1.2ZPA）は、シミュレーション解析結果が保守的な結果となっていることから静的解析の荷重に変更はない。動的解析による観測記録影響を考慮した荷重は、基準地震動 S_s の評価に用いた荷重から増加することになる。

上述のとおり動的解析については、観測記録による影響により荷重が増加することになるが、静的解析による荷重に包絡されることから、基準地震動 S_s の評価結果に変更がないことを確認した。

表 4-9 動的解析と静的解析との荷重比較

荷重の 方向	荷 重 (N)		
	静的解析 (1.2ZPA を適用)	動的解析 (床応答スペクトルを適用)	
	S_s による応答	S_s による 応答	観測記録影響 を考慮
水平方向			

④ 設置床レベル 38.8m の機器・配管系（減衰 2.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 38.8m であり，減衰定数 2.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，非常用ガス処理系配管，低圧代替注水系配管及び格納容器下部注水系配管が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-10 設置床レベル 38.8m の機器・配管系（減衰 2.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	非常用ガス処理系配管 (AC-SGTS)	配管本体		1 次	101	335	3.31	1.19	○
②	低圧代替注水系配管 (ALPI-003R3F)	配管本体		1 次	97	366	3.77	—	○
③	低圧代替注水系配管 (ALPI-001DG)	配管本体		1 次	116	366	3.15	—	○
④	格納容器下部注水系配管 (FP-R-1)	配管本体		1 次	183	366	2.00	—	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。



図 4-8 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較（減衰 2.0%）

⑤ 設置床レベル 38.8m の機器・配管系（減衰 3.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 38.8m であり，減衰定数 3.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，格納容器圧力逃がし装置配管が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-11 設置床レベル 38.8m の機器・配管系（減衰 3.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	格納容器圧力逃がし装置配管 (PV-002R5F)	配管本体		1次	78	363	4.65	1.12	○
②	格納容器圧力逃がし装置配管 (PV-008YD)	配管本体		1次	96	363	3.78	—	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。

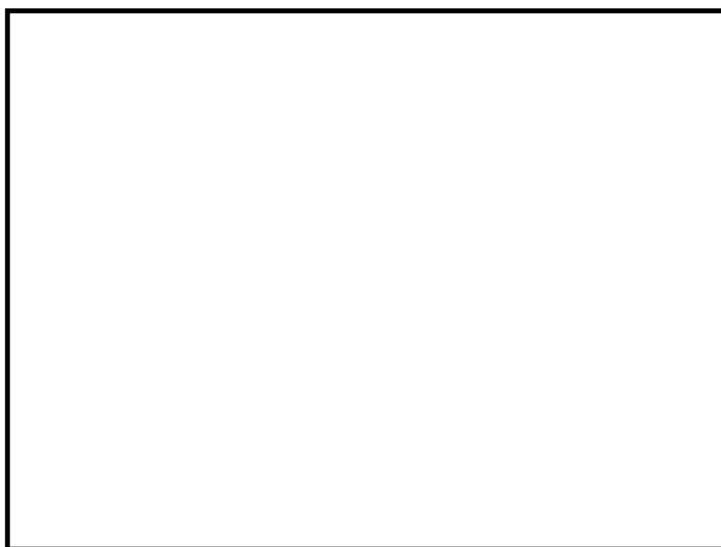


図 4-9 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較（減衰 3.0%）

⑥ 設置床レベル 34.7m の機器・配管系（減衰 0.5%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 34.7m であり，減衰定数 0.5% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，代替燃料プール冷却系配管が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-12 設置床レベル 34.7m の機器・配管系（減衰 0.5%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	代替燃料プール冷却系配管 (AFPC-3)	配管本体		1次	77	365	4.74	—	○

*1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。



図 4-10 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較（減衰 0.5%）

⑦ 設置床レベル 34.7m の機器・配管系（減衰 1.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 34.7m であり，減衰定数 1.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，使用済燃料貯蔵ラック（70 体）及び制御棒貯蔵ラック（S クラスへの波及的影響）が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-13 設置床レベル 34.7m の機器・配管系（減衰 1.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	使用済燃料貯蔵ラック (70 体)	取付ボルト		1 次	146	153	1.04	1.03	○
②	制御棒貯蔵ラック	基礎ボルト		1 次	158	171	1.08	1.08	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「-」と記載する。

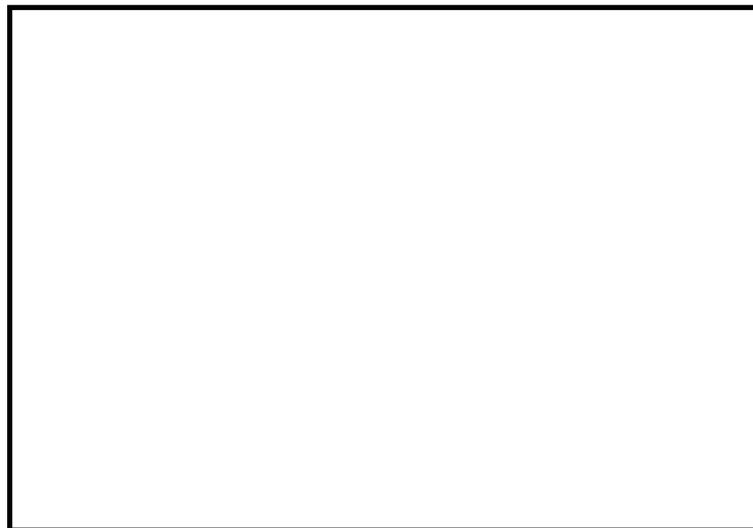


図 4-11 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較（減衰 1.0%）

⑧ 設置床レベル 29.0m の機器・配管系（減衰 2.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 29.0m であり，減衰定数 2.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，原子炉隔離時冷却系配管が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-14 設置床レベル 29.0m の機器・配管系（減衰 2.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
⑧	原子炉隔離時冷却系配管 (RCIC-19, 20, 29)	配管本体		1次	146	363	2.48	—	○

*1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。

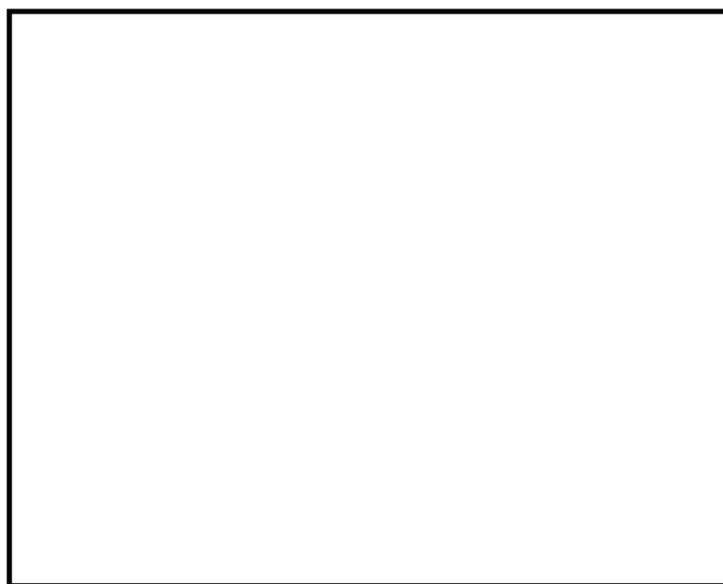


図 4-12 原子炉建屋 EL. 29.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 2.0%)

⑨ 設置床レベル 29.0m の機器・配管系（減衰 3.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 29.0m であり，減衰定数 3.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，原子炉隔離時冷却系配管が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-15 設置床レベル 29.0m の機器・配管系（減衰 3.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
⑨	原子炉隔離時冷却系配管 (RCIC-7)	配管本体		1 次	62	380	6.12	—	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。



図 4-13 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較（減衰 3.0%）

⑩ 設置床レベル 20.3m の機器・配管系（減衰 0.5%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 20.3m であり，減衰定数 0.5% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，窒素ガス代替注入系配管，中央制御室待避室空気ボンベユニット配管，第二弁操作室空気ボンベユニット配管及び非常用逃がし安全弁駆動系配管が有る。当該設備に対して，シミュレーション解析結果を踏まえた影響評価を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-16 設置床レベル 20.3m に設置された機器・配管系（減衰 0.5%）への影響評価結果

	設備名称	評価項目	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	窒素ガス代替注入系配管 (ANI-7)	配管本体		1次	244	367	1.50	1.59 —	○* ²
②	中央制御室待避室空気ボンベユニット配管 (MCRS-1)	配管本体		1次	244	468	1.91	— —	○
③	第二弁操作室空気ボンベユニット配管 (PCVVCC-1)	配管本体		1次	213	468	2.19	— —	○
④	非常用逃がし安全弁駆動系配管 (ESD-1)	配管本体		1次	207	431	2.08	1.67 —	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。また，上段に 29.0m の比率，下段に 14.0m の比率を記載する。

* 2 FRS 比率が耐震裕度を上回る結果となったため，詳細検討を行い耐震裕度が確保可能であることを確認した。

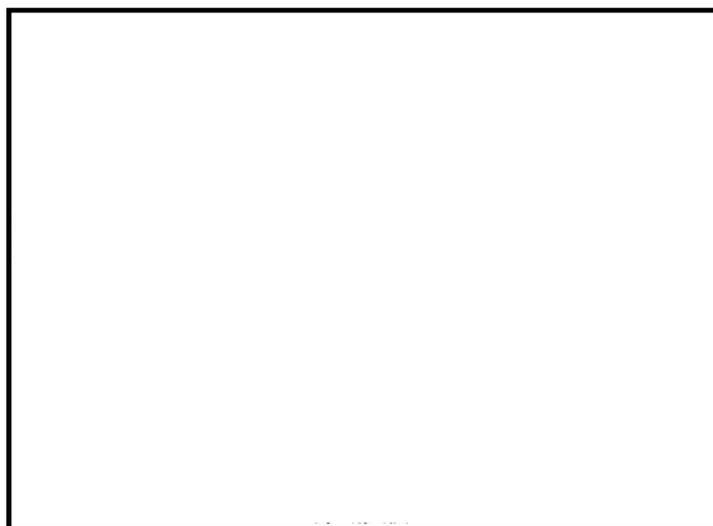


図 4-14 (1/2) 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 0.5%)

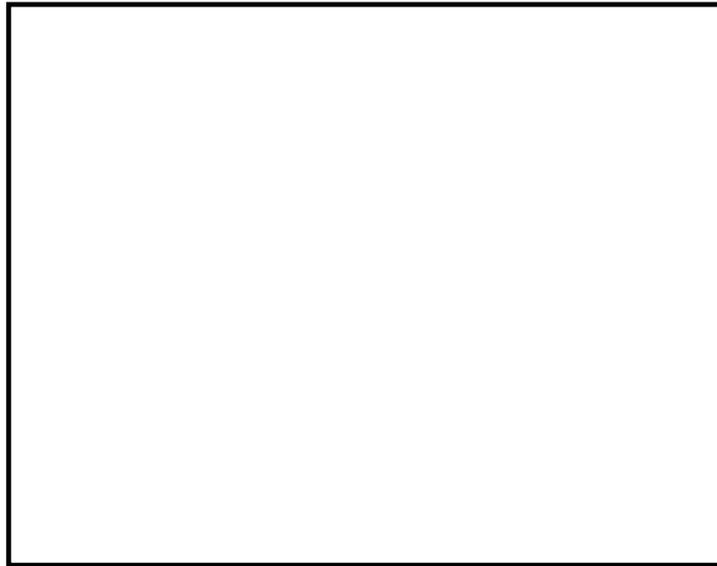


図 4-14 (2/2) 原子炉建屋 EL14.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 0.5%)

【窒素ガス代替注入系配管 (ANI-7) の詳細検討】

詳細検討は、配管系の発生応力を地震による応力、地震時以外の応力に分け、更に地震時応力を水平方向地震による応力と鉛直方向地震による応力に分類し、水平方向地震による応力に FRS 比率を考慮することにより行う。FRS 比率を考慮した詳細検討結果を表 4-15 に示す。表 4-15 に示すとおり発生応力は、許容値を満足することを確認した。

表 4-17 FRS 比率を考慮した詳細検討結果

	1 次応力 (MPa)					許容値 (MPa)
	地震以外の応力	地震による応力			合計応力	
		水平方向	鉛直方向	合計 (SRSS)		
現状評価	16.6	89.7	208.7	227.2	244	367
詳細検討	16.6	142.7 (89.7 × 1.59)	208.7	252.9	270	367

⑪ 設置床レベル 20.3m の機器・配管系（減衰 1.5%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 20.3m であり，減衰定数 1.5% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，代替循環冷却系配管が有る。当該設備に対して，シミュレーション解析結果を踏まえた影響評価を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-18 設置床レベル 20.3m に設置された機器・配管系（減衰 1.5%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	代替循環冷却系配管 (ARC-2)	配管本体		1次	186	365	1.96	— —	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。また，上段に 29.0m の比率，下段に 14.0m の比率を記載する。

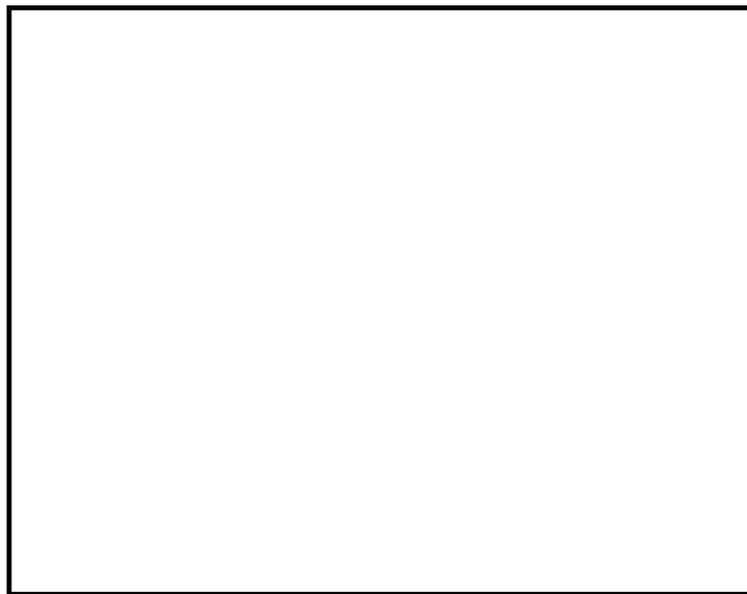


図 4-15 (1/2) 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 1.5%)

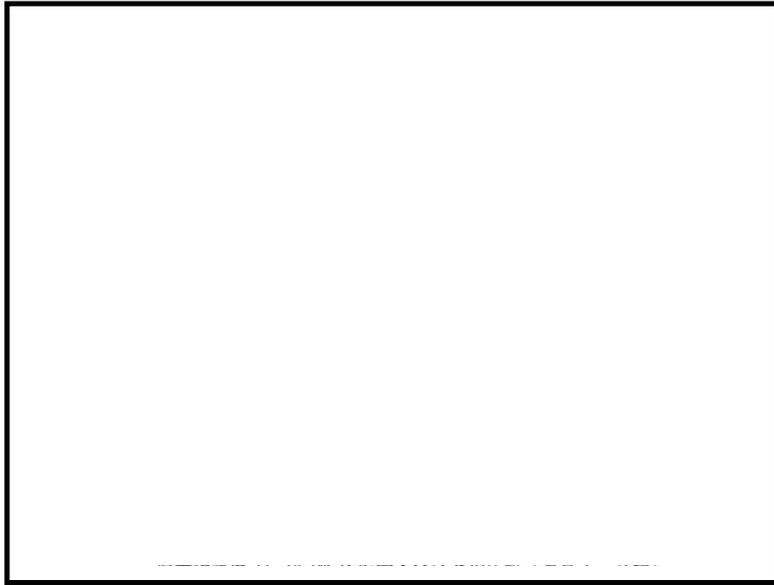


図 4-15 (2/2) 原子炉建屋 EL14.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 1.5%)

⑫ 設置床レベル 20.3m の機器・配管系（減衰 2.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 20.3m であり，減衰定数 2.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，不活性ガス系配管，可燃性ガス濃度制御系配管，残留熱除去系配管，給水系配管が有る。当該設備に対して，シミュレーション解析結果を踏まえた影響評価を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-19 設置床レベル 20.3m に設置された機器・配管系（減衰 2.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	不活性ガス系配管 (AC-1, 2, 3, 8)	配管本体		1次	171	335	1.95	— —	○
②	可燃性ガス濃度制御系配管 (FC-1)	配管本体		1次	65	363	5.58	— —	○
③	可燃性ガス濃度制御系配管 (FC-2)	配管本体		1次	133	363	2.72	1.07 —	○
④	可燃性ガス濃度制御系配管 (FC-3, 4)	配管本体		1次	55	363	6.60	— —	○
⑤	可燃性ガス濃度制御系配管 (FC-7, 8)	配管本体		1次	61	363	5.95	— —	○
⑥	残留熱除去系配管 (RHR-34, 37, 38, 39, 50)	配管本体		1次	166	380	2.28	— —	○
⑦	給水系配管 (FDW-13, 14)	配管本体		1次	81	229	2.82	— —	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。また，上段に 29.0m の比率，下段に 14.0m の比率を記載する。



図 4-16 (1/2) 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 2.0%)



図 4-16 (2/2) 原子炉建屋 EL14.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 2.0%)

⑬ 設置床レベル 20.3m の機器・配管系（減衰 3.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 20.3m であり，減衰定数 3.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，原子炉冷却材浄化系配管，主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管が有る。当該設備に対して，シミュレーション解析結果を踏まえた影響評価を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-20 20.3m に設置された機器・配管系（減衰 3.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	原子炉冷却材浄化系配管 (CU-R-7)	配管本体		1 次	108	260	2.40	— —	○
②	主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管 (MSIV-23, 25, 27, 29)	配管本体		1 次	114	363	3.18	— —	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。また，上段に 29.0m の比率，下段に 14.0m の比率を記載する。



図 4-17 (1/2) 原子炉建屋 EL29.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 3.0%)

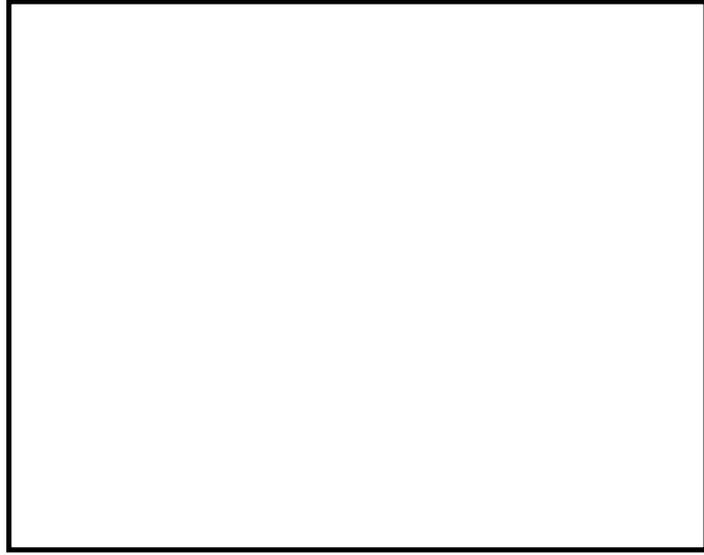


図 4-17 (2/2) 原子炉建屋 EL14.0m 床応答スペクトル比較 (減衰 3.0%)

⑭ 設置床レベル 14.0m の機器・配管系（減衰 0.5%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 14.0m であり，減衰定数 0.5% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として不活性ガス系配管が有る。当該設備に対して，シミュレーション解析結果を踏まえた影響評価を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-21 設置床レベル 14.0m に設置された機器・配管系（減衰 0.5%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	不活性ガス系配管 (AC-6, 7)	配管本体		1 次	59	335	5.67	1.12	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「-」と記載する。

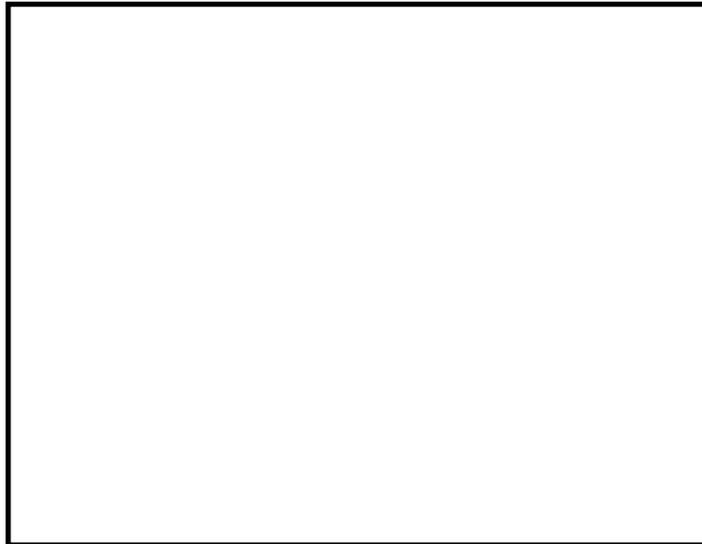


図 4-18 原子炉建屋 EL14.0m 床応答スペクトル比較（減衰 0.5%）

⑮ 設置床レベル 14.0m の機器・配管系（減衰 1.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 14.0m であり，減衰定数 1.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，残留熱除去系配管が有る。当該設備に対して，シミュレーション解析結果を踏まえた影響評価を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-22 設置床レベル 14.0m に設置された機器・配管系（減衰 1.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	残留熱除去系配管 (RHR-66)	配管本体		1次	109	363	3.33	1.04	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「-」と記載する。



図 4-19 原子炉建屋 EL14.0m 床応答スペクトル比較（減衰 1.0%）

⑩ 設置床レベル EL. 14.0m の機器・配管系（減衰 2.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 14.0m であり，減衰定数 2.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，高圧炉心スプレイ系配管，低圧炉心スプレイ系配管，残留熱除去系配管が有る。当該設備に対して，シミュレーション解析結果を踏まえた影響評価を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-23 設置床レベル 14.0m に設置された機器・配管系（減衰 2.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	高圧炉心スプレイ系配管 (HPCS-4, 5)	配管本体		1次	194	364	1.87	—	○
②	低圧炉心スプレイ系配管 (LPCS-2, 3)	配管本体		1次	150	396	2.64	—	○
③	残留熱除去系配管 (RHR-48)	配管本体		1次	143	396	2.76	—	○
④	残留熱除去系配管 (RHR-70)	配管本体		1次	217	260	1.19	—	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。

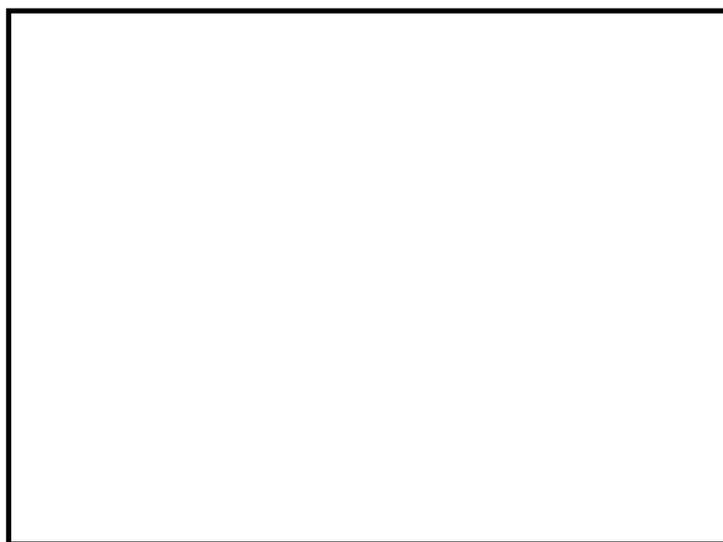


図 4-20 原子炉建屋 EL14.0m 床応答スペクトル比較（減衰 2.0%）

⑰ 設置床レベル EL. 14.0m の機器・配管系（減衰 3.0%）への影響検討結果

設置床レベルが EL. 14.0m であり，減衰定数 3.0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，残留熱除去系配管が有る。当該設備に対して，シミュレーション解析結果を踏まえた影響評価を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-24 設置床レベル 14.0m に設置された機器・配管系（減衰 3.0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	残留熱除去系配管 (RHR-5, 21)	配管本体		1次	156	335	2.14	—	○
②	残留熱除去系配管 (RHR-8, 30, 99, 100)	配管本体		1次	181	380	2.09	—	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。



図 4-21 原子炉建屋 EL14.0m 床応答スペクトル比較（減衰 3.0%）

【参考】 EL. 38. 8m 及び EL. 34. 7m に設置されている設備の EL. 46. 5m の FRS 比率を用いた影響検討

地震計が設置されていない標高に設置された設備の設備影響評価においては、評価影響対象設備の設置された上下階の FRS 比率を確認しているが、EL. 38. 8m 及び EL. 34. 7m に設置されている設備の評価に当たっては、東西のオペフロ面が外側にはらみ出すという特異な影響が生じていることから EL. 46. 5m の FRS 比率を適用していない。

ここでは、EL. 38. 8m 及び EL. 34. 7m に設置された設備について、仮に EL. 46. 5m の FRS 比率を適用した場合の影響について示す。

- ① 設置床レベル EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m の機器・配管系（減衰 0. 5%）において EL. 46. 5m の FRS 比率を適用した場合の影響検討結果

設置床レベルが EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m であり、減衰定数 0. 5% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として、代替燃料プール冷却系配管が有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果、基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため、観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-25 設置床レベル EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m の機器・配管系（減衰 0. 5%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	代替燃料プール冷却系 (AFPC-3)	配管本体		1次	77	365	4. 74	2. 42	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は、その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「-」と記載する。



図 4-22 原子炉建屋 EL46. 5m 床応答スペクトル比較 (減衰 0. 5%)

② 設置床レベル EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m の機器・配管系（減衰 1. 0%）において
EL. 46. 5m の FRS 比率を適用した場合の影響検討結果

設置床レベルが EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m であり，減衰定数 1. 0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ラックが有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-26 設置床レベル EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m の機器・配管系（減衰 1. 0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS ^{*1} 比率	影響評価
①	使用済燃料貯蔵ラック (70 体)	取付ボルト		1 次	146	153	1. 04	2. 09	○ ^{*2}
②	制御棒貯蔵ラック	基礎ボルト		1 次	158	171	1. 08	—	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。

* 2 FRS 比率が耐震裕度を上回る結果となったため，詳細検討を行い耐震裕度が確保可能であることを確認した。

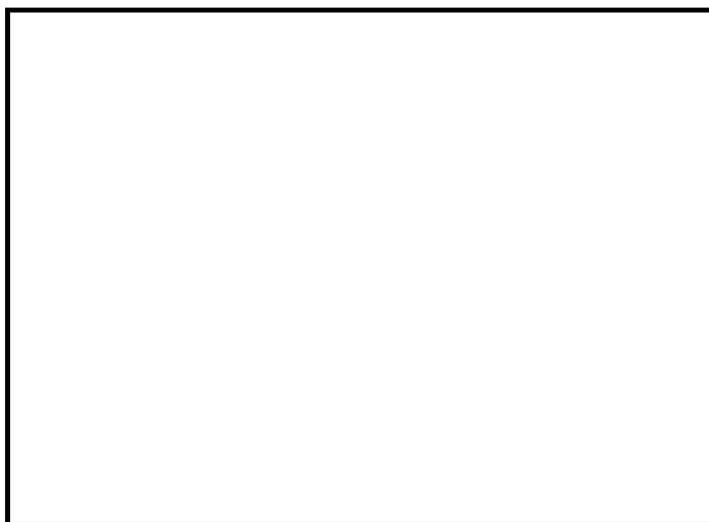


図 4-23 原子炉建屋 EL46. 5m 床応答スペクトル比較（減衰 1. 0%）

【使用済燃料貯蔵ラックの詳細検討】

使用済燃料貯蔵ラックは、矩形形状でありNS方向及びEW方向により1次固有周期が異なることを踏まえて、各方向における耐震裕度とFRS比率とを比較することにより影響を確認した。基準地震動S_sの耐震裕度はFRS比率以上であるため、観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-27 使用済燃料貯蔵ラックの影響評価結果

	設備名称	評価部位	方向	一次固有周期(秒)	応力分類	発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
㉑	使用済燃料貯蔵ラック (70 体)	取付ボルト	NS方向		1次	146	153	1.04	—	○
㉒			EW方向		1次	67	153	2.28	1.44	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は、その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。

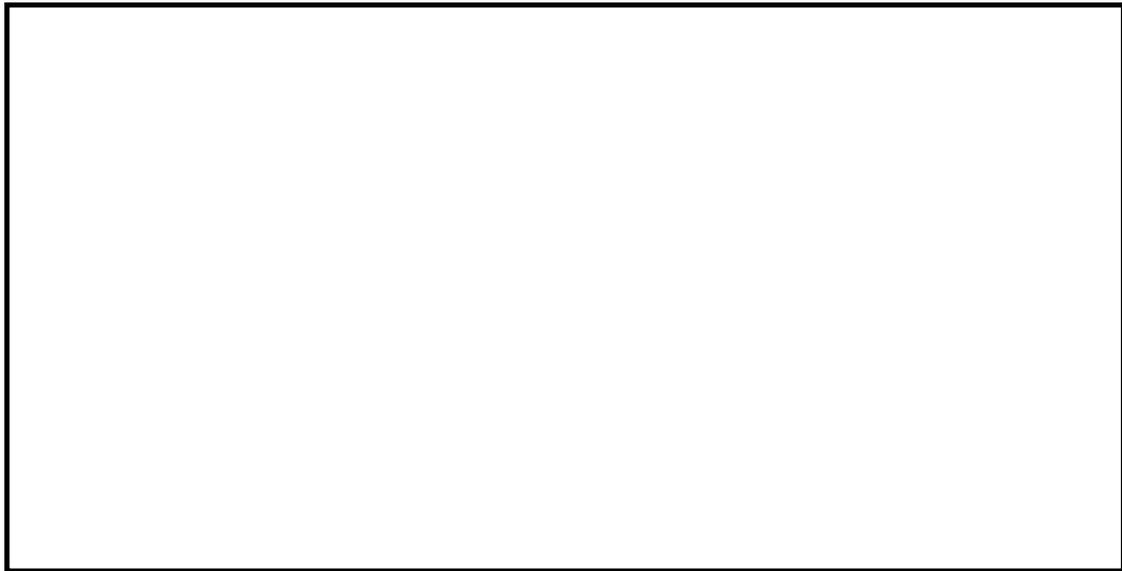


図 4-24 原子炉建屋 EL46.5m 床応答スペクトル比較 (減衰 1.0%)

③ 設置床レベル EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m の機器・配管系（減衰 2. 0%）において
EL. 46. 5m の FRS 比率を適用した場合の影響検討結果

設置床レベルが EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m であり，減衰定数 2. 0% を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ラックが有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-28 設置床レベル EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m の機器・配管系（減衰 2. 0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	非常用ガス処理系配管 (AC-SGTS)	配管本体		1 次	101	335	3. 31	—	○
②	低圧代替注水系配管 (ALPI-003R3F)	配管本体		1 次	97	366	3. 77	1. 07	○
③	低圧代替注水系配管 (ALPI-001DG)	配管本体		1 次	116	366	3. 15	—	○
④	格納容器下部注水系配管 (FP-R-1)	配管本体		1 次	183	366	2. 00	1. 26	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。

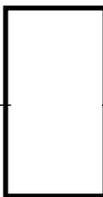


図 4-25 原子炉建屋 EL46. 5m 床応答スペクトル比較（減衰 2. 0%）

④ 設置床レベル EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m の機器・配管系（減衰 3. 0%）において
EL. 46. 5m の FRS 比率を適用した場合の影響検討結果

設置床レベルが EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m であり，減衰定数 3. 0%を適用して耐震評価を実施する機器・配管系として，使用済燃料貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ラックが有る。当該設備に対して影響評価結果を実施した結果，基準地震動 S_s の耐震裕度は FRS 比率以上であるため，観測記録とシミュレーション解析結果の差異に対する影響がないことを確認した。

表 4-29 設置床レベル EL. 38. 8m 又は EL. 34. 7m の機器・配管系（減衰 3. 0%）への影響評価結果

	設備名称	評価部位	一次固有周期 (秒)	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	FRS* ¹ 比率	影響評価
①	格納容器圧力逃がし装置配管 (PV-002R5F)	配管本体		1次	78	363	4.65	—	○
②	格納容器圧力逃がし装置配管 (PV-008YD)	配管本体		1次	96	363	3.78	—	○

* 1 観測記録がシミュレーション解析結果を上回っている場合は，その比率を記載する。またシミュレーション解析が観測記録を上回っていれば「—」と記載する。



図 4-26 原子炉建屋 EL46. 5m 床応答スペクトル比較（減衰 3. 0%）

別紙 1-3 の補足説明資料

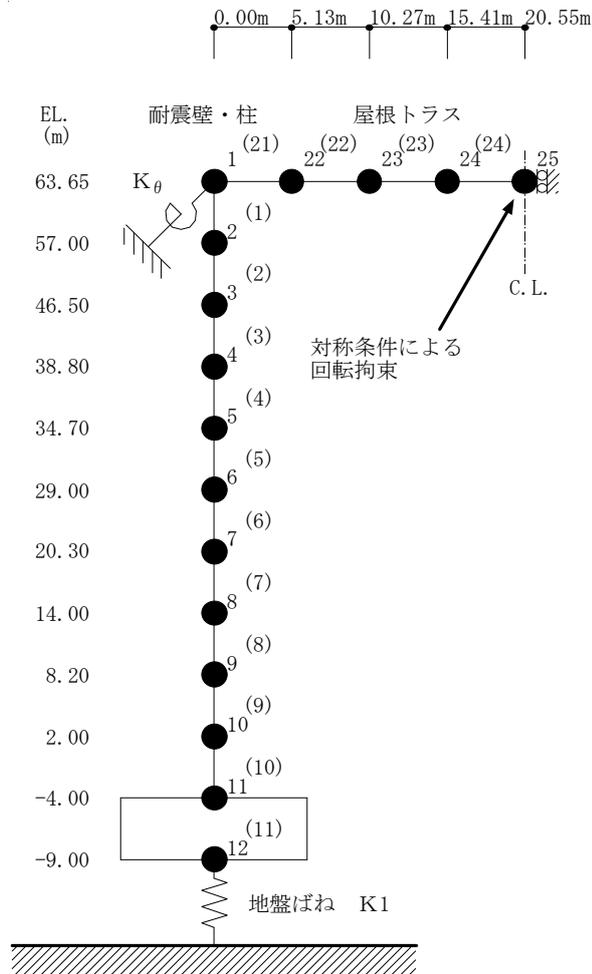
1. 概要

本資料は、別紙 1-3「原子炉建屋の地震応答解析モデルについて」で示した原子炉建屋の地震応答解析における東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析について、鉛直方向モデルによる結果を示すものである。

2. 解析モデル

鉛直方向の解析モデルを図 2-1 に示す。

鉛直方向の解析モデルは、水平方向と同様に人工岩盤を地盤モデル側に岩盤としてモデル化する。なお、側面地盤ばねについては考慮しない。



- 数字は質点番号を示す。
- () 内は要素番号を示す。

図 2-1 解析モデル (鉛直方向)

3. 解析結果

東北地方太平洋沖地震のシミュレーション解析結果として最大応答加速度分布の比較を図3-1に、床応答スペクトルの比較を図3-2に示す。

最大応答加速度は、解析結果が観測記録を上回っており、床応答スペクトルについてもほぼ全ての周期帯で解析結果が観測記録を上回る傾向となっている。

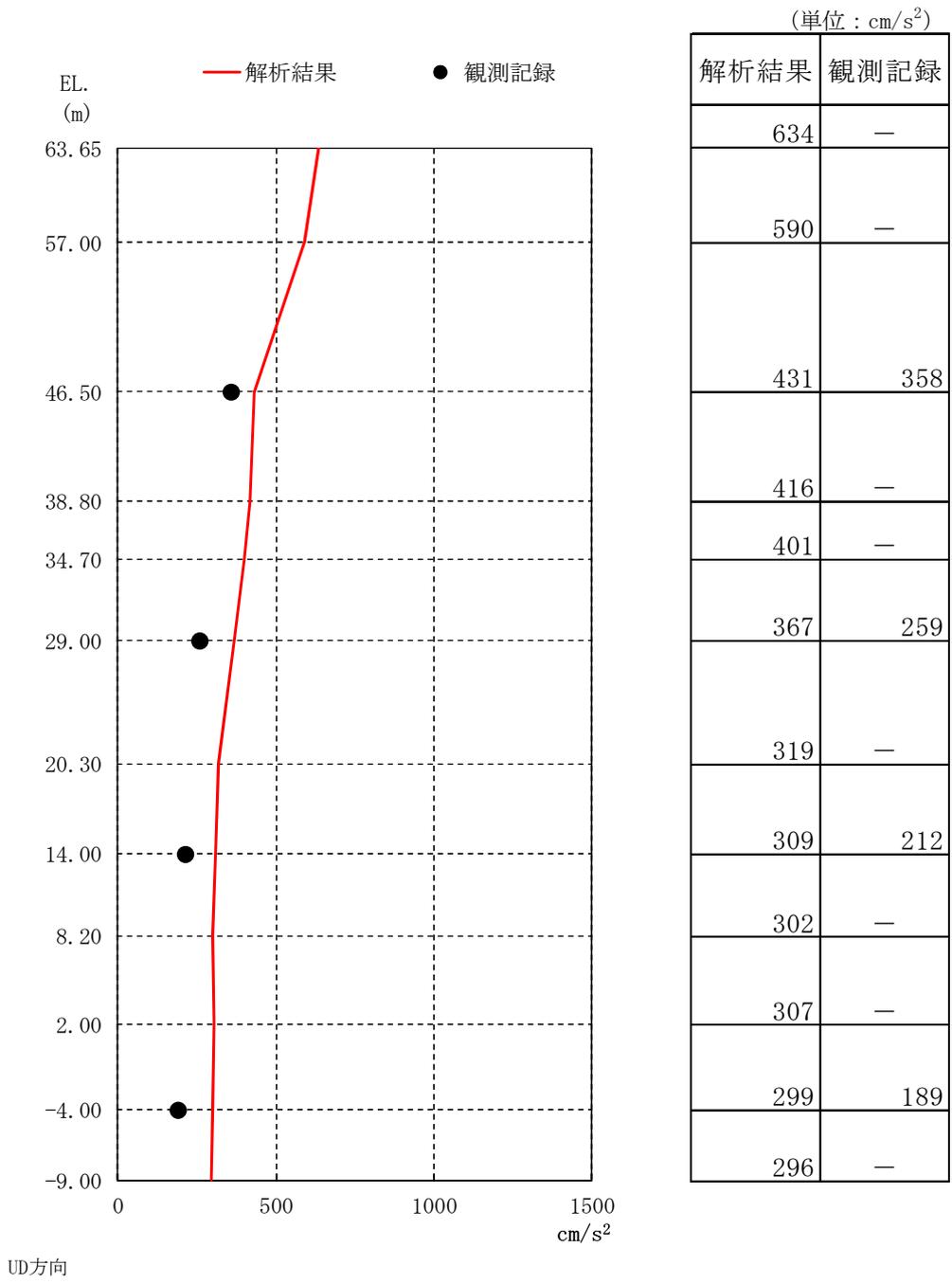
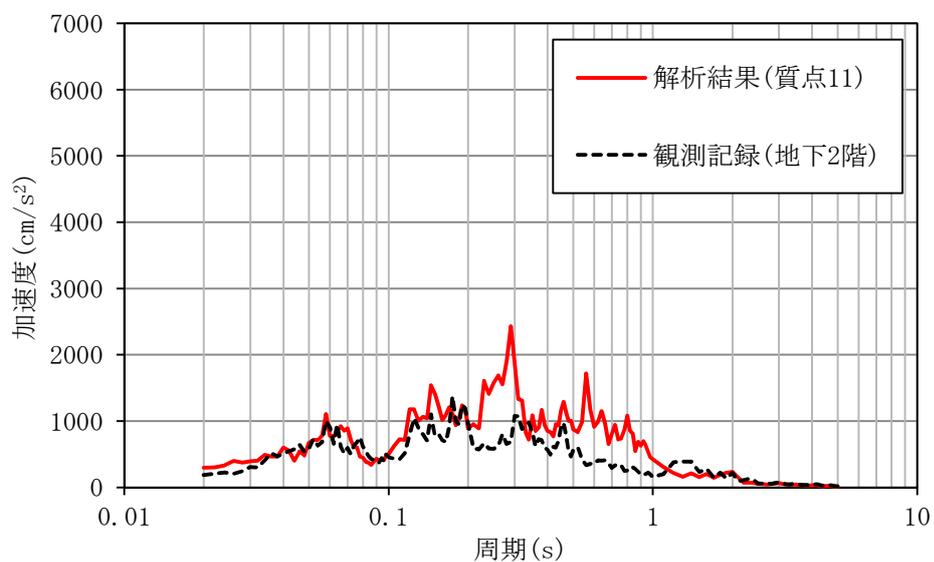
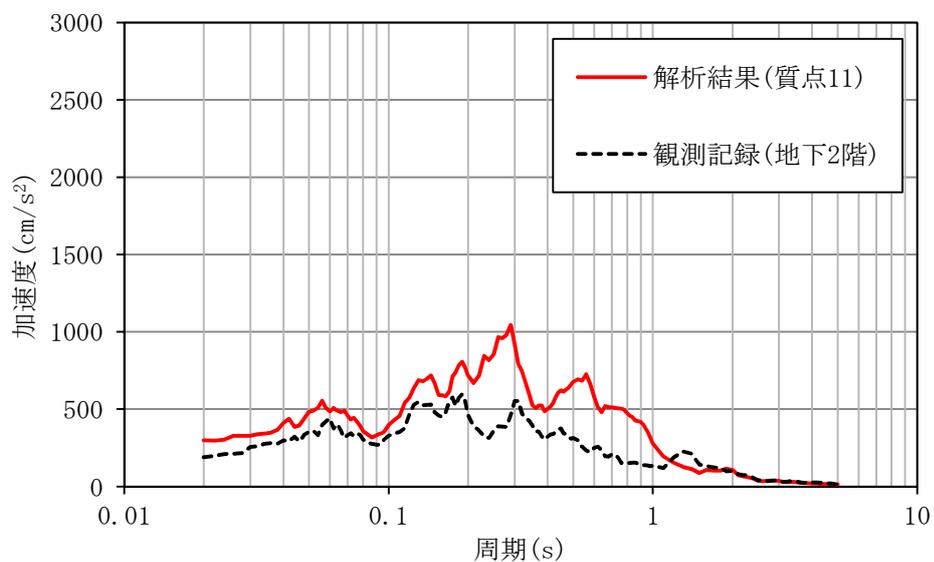


図 3-2 最大応答加速度分布の比較 (鉛直方向)



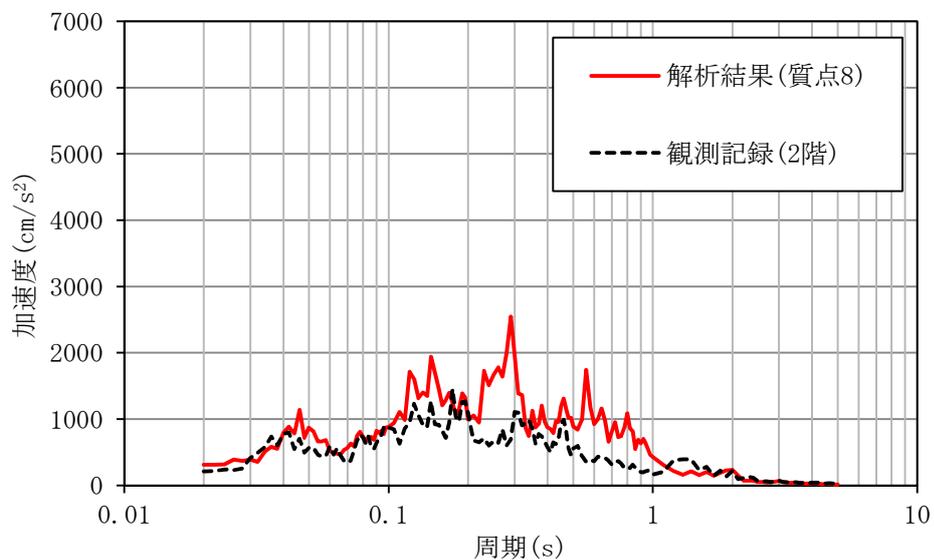
h=1%



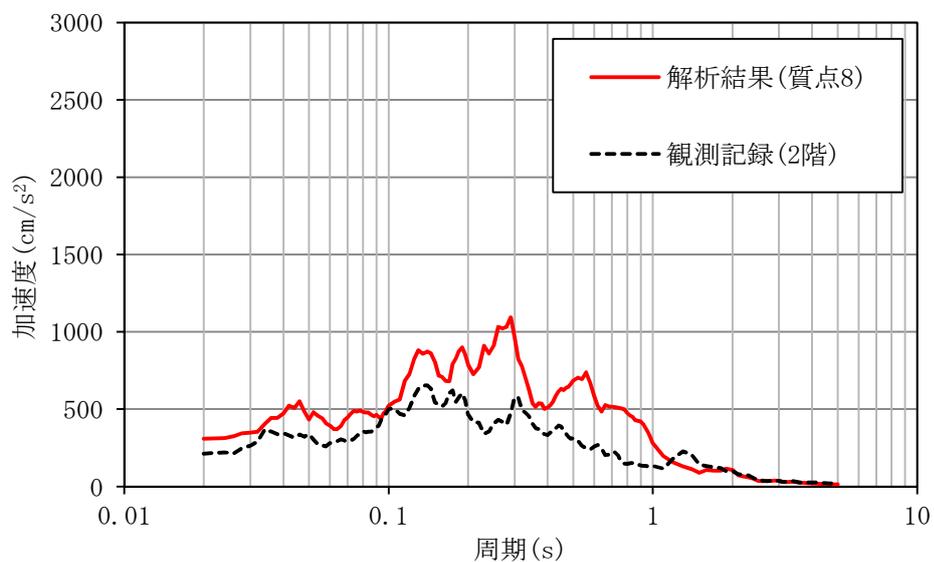
h=5%

地下2階

図3-2 (1/4) 床応答スペクトルの比較 (鉛直方向)



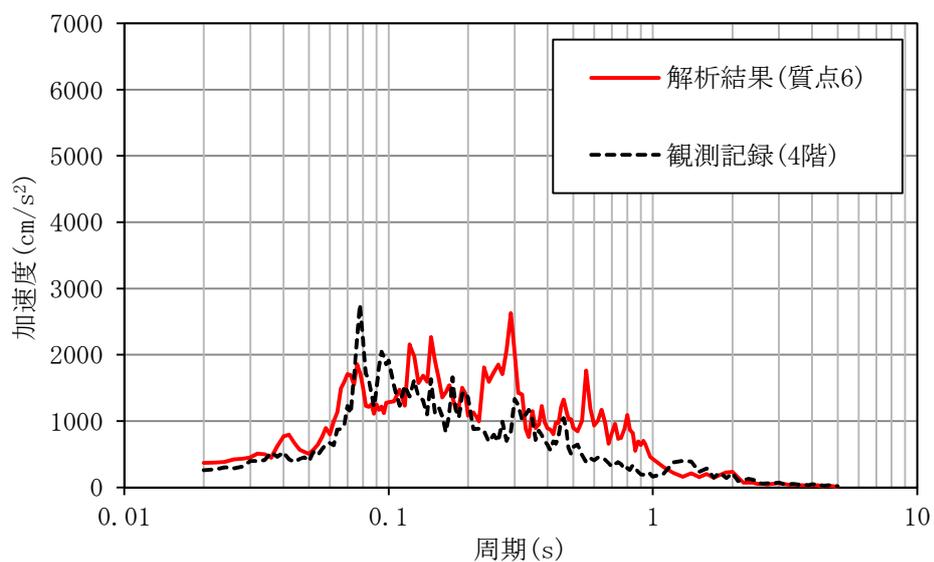
h=1%



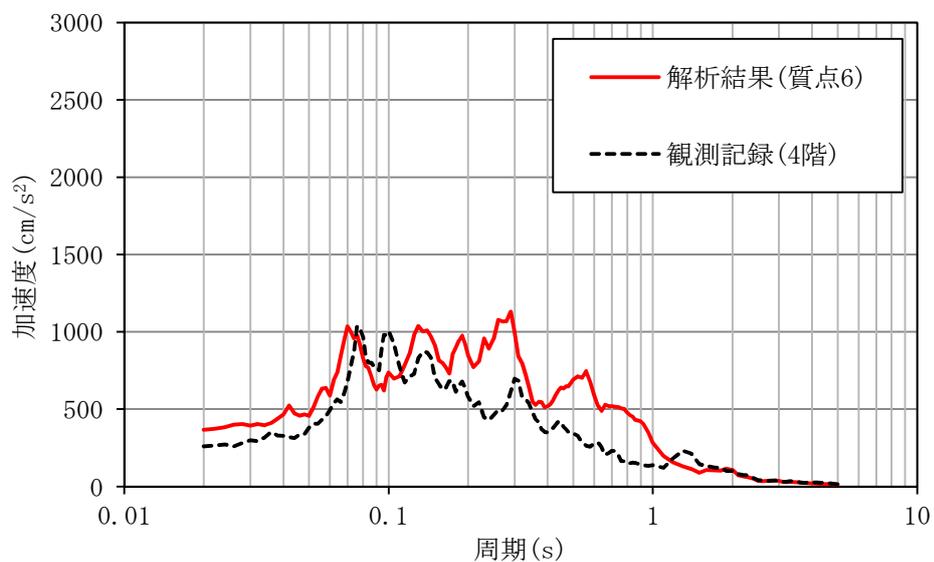
h=5%

2階

図 3-2 (2/4) 床応答スペクトルの比較 (鉛直方向)



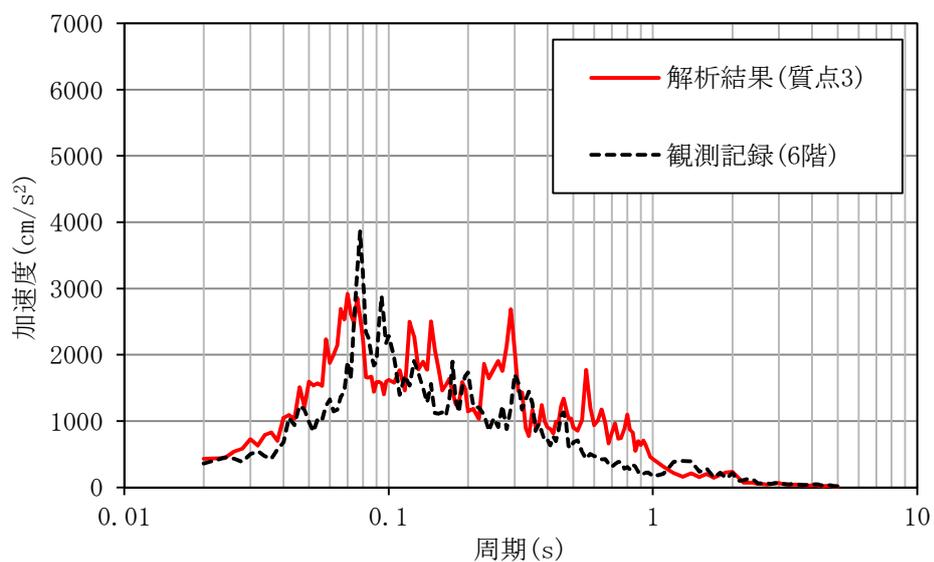
h=1%



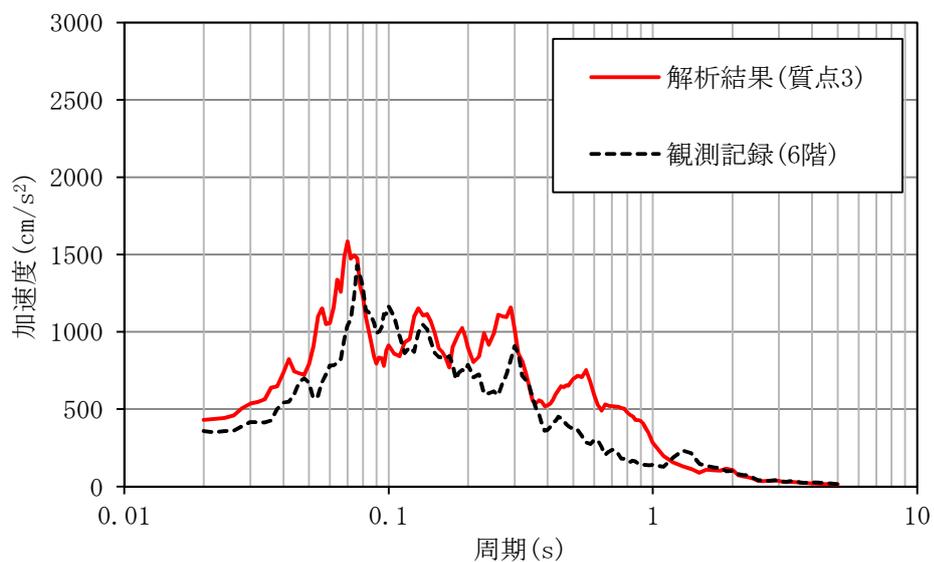
h=5%

4階

図 3-2 (3/4) 床応答スペクトルの比較 (鉛直方向)



$h=1\%$



$h=5\%$

6階

図 3-2 (4/4) 床応答スペクトルの比較 (鉛直方向)