

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-025-1 改 16
提出年月日	2020年8月26日

原子炉建屋の地震応答計算書に関する補足説明資料

2020年8月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

V-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」の記載内容を補足するための資料を以下に示す。なお、他建物・構築物の地震応答計算書の記載内容を共通的に補足する内容についても、本資料で代表し説明する。

- 別紙 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
- 別紙 2 地震応答解析における耐震壁のせん断スケルトン曲線の設定
- 別紙 3 地震応答解析における材料物性の不確かさに関する検討
- 別紙 4 地震応答解析に用いる鉄筋コンクリート造部の減衰定数に関する検討
- 別紙 5 地震応答解析における原子炉建屋の重大事故等時の高温による影響
- 別紙 6 原子炉建屋のコンクリート剛性に対する地震観測記録による傾向分析
- 別紙 7 改造工事に伴う重量増加を反映した検討
- 別紙 8 原子炉建屋改造工事に伴う評価結果の影響について
- 別紙 9 原子炉建屋の地震応答解析における補助壁の曲げ変形について
- 別紙 10 原子炉建屋の地震応答解析における側面地盤からの回転入力について
- 別紙 11 原子炉建屋の地震応答解析における表層地盤からの入力について
- 別紙 12 原子炉建屋の地震応答解析における構造性能確認試験の影響について
- 別紙 13 建屋側面地盤ばねの適用性について

(参考資料 1) 計算機プログラム (解析コード) の概要

下線部：今回提出範囲

別紙5 地震応答解析における原子炉建屋の重大事故等時の高温による影響

目 次

1. 概要	別紙 5-1
2. 原子炉建屋の構造概要	別紙 5-2
3. 重大事故等時の温度による影響について	別紙 5-6
3.1 検討方針	別紙 5-6
3.2 重大事故等時の高温による影響を考慮した 原子炉建屋の地震応答解析	別紙 5-7
3.2.1 解析条件	別紙 5-7
3.2.2 地震応答解析結果	別紙 5-23
3.3 原子炉建屋の地震応答解析による評価に与える影響	別紙 5-44
3.3.1 検討方法	別紙 5-44
3.3.2 検討結果	別紙 5-44
4. 機器・配管系の評価に与える影響	別紙 5-56
4.1 原子炉建屋の地震応答解析結果による影響	別紙 5-56
4.1.1 検討方針	別紙 5-56
4.1.2 検討結果	別紙 5-58
4.2 大型機器系の地震応答解析結果による影響	別紙 5-68
4.2.1 検討方針	別紙 5-68
4.2.2 「SA 時環境考慮連成モデル」のモデル化	別紙 5-68
4.2.3 解析結果	別紙 5-75
5. まとめ	別紙 5-130
5.1 「原子炉建屋の地震応答解析による評価」に与える影響	別紙 5-130
5.2 「機器・配管系の評価」に与える影響	別紙 5-130

別紙 5-1 コンクリートの高温特性の考え方

別紙 5-2 重大事故等時の環境を考慮した建屋－機器連成地震応答解析モデルの
設定について

下線：今回ご提示資料

4. 機器・配管系の評価に与える影響

重大事故等時の高温による影響に対して設備の評価に与える影響確認を行う。影響確認はV-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」に示す地震応答解析モデルである「工認モデル」の地震応答解析結果、又は、V-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示す原子炉压力容器、原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎等（以下「大型機器系」という。）の地震応答解析モデル（以下「大型機器系の地震応答解析モデル」という。）の地震応答解析結果を耐震評価に用いる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に対して行う。

4.1 原子炉建屋の地震応答解析結果による影響

4.1.1 検討方針

機器・配管系への重大事故等時の高温による影響の考慮にあたり、「3.2.1 解析条件」の「剛性低下考慮モデル」の温度条件に加えてさらに重大事故等時の水位条件を考慮した原子炉建屋の地震応答解析モデル（以下「SA時環境考慮モデル」という。）の応答を求め「工認モデル」の地震応答解析結果と比較する。「SA時環境考慮モデル」の温度、水位条件を表4-1に記載する。また、「SA時環境考慮モデル」のモデル諸元を別紙5-2(6)に示す。

影響確認は「SA時環境考慮モデル」による最大応答加速度及び床応答スペクトルと、「工認モデル」による設計用最大応答加速度及び床応答スペクトルの比較により行う。

比較に用いる地震動は「3.1 検討方針」に記載される基準地震動 S_s-1 に加え、機器・配管系への重大事故等時の高温の影響を確認する観点からV-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の結果より原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎等で地震荷重が大きくなる傾向となる基準地震動 S_s-2 を選定する。また、「工認モデル」による設計用最大応答加速度及び床応答スペクトルとの比較には、「SA時環境考慮モデル」での基準地震動 S_s-1 及び S_s-2 の地震応答解析結果を包絡したものをを用いる。

表 4-1 「SA 時環境考慮モデル」に適用する解析条件

項目		工認モデル	SA 時環境考慮モデル	SA 時環境考慮モデル設定の考え方
温度	RCCV 内温度 (°C)	—	168	重大事故等時の有効性評価の「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）」における最高温度* ¹ を設定した。
	RCCV 外の原子炉建屋内温度 (使用済燃料貯蔵プール, 機器仮置ピット及び 4F 以上) (°C)	—	77	原子炉建屋原子炉区域内での重大事故等対処設備の環境温度* ² より設定した。
	RCCV 外の原子炉建屋内温度 (3F~B3F) (°C)	—	66	
	外気温 (°C)	—	40	屋外の重大事故等対処設備の環境温度* ² より設定した。
水位	サプレッションプール 水位 (m)	7.10 (T. M. S. L. -1.10)	17.15 (T. M. S. L. 8.95)	重大事故等時の格納容器スプレイは格納容器ベントライン水没防止のため、水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止するが、保守性を考慮して格納容器ベントライン下端までの水位を設定した。* ³
	下部ドライウエル 水位 (m)	—	14.00 (T. M. S. L. 7.40)	重大事故等時の有効性評価の「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）」において最大となる水位を設定した。* ³

注記* 1 : 補足説明資料「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて」(KK7 補足-024-6)

* 2 : V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」

* 3 : V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」

4.1.2 検討結果

最大応答加速度と床応答スペクトルの比較結果（水平方向（NS，EW方向包絡）及び鉛直方向）を，表4-2及び図4-1に示す。なお，床応答スペクトルは代表減衰1.0%にて比較した。「SA時環境考慮モデル」の応答は，「工認モデル」の設計用最大応答加速度及び床応答スペクトル（V-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に示す設計用最大応答加速度Ⅰ，設計用最大応答加速度Ⅱ，設計用床応答曲線Ⅰ及び設計用床応答曲線Ⅱ）の結果に比べ，僅かに大きくなるフロア，周期帯があるものの，概ね下回ることを確認した。このため，「工認モデル」の地震応答解析結果を耐震評価に用いる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への影響は小さいものとする。

表 4-2 最大応答加速度の比較（水平方向）（1/2）

構造物名	質点番号	標高 T. M. S. L. (m)	最大応答加速度(9.80665m/s ²)×1.2				
			S _s (S _s -1,2包絡)	S _s			
			①SA時環境 考慮モデル	②設計用最大 応答加速度Ⅰ	比率(①/②)	③設計用最大 応答加速度Ⅱ	比率(①/③)
原子炉建屋	1	49.700	2.06	2.27	0.91	2.73	0.76
	2	38.200	1.59	1.63	0.98	2.03	0.79
	3	31.700	1.37	1.38	1.00	1.71	0.81
	4	23.500	1.23	1.21	1.02	1.51	0.82
	5	18.100	1.13	1.13	1.00	1.45	0.78
	6	12.300	1.04	1.07	0.98	1.40	0.75
	7	4.800	0.99	0.99	1.00	1.27	0.78
	8	-1.700	1.04	1.03	1.01	1.30	0.80
	9	-8.200	0.83	0.89	0.94	1.19	0.70
	10	-13.700	0.80	0.85	0.95	1.14	0.71

表 4-2 最大応答加速度の比較（鉛直方向）（2/2）

構造物名	質点番号	標高 T. M. S. L. (m)	最大応答加速度(9.80665m/s ²)×1.2				
			S _s (S _s -1,2包絡)	S _s			
			①SA時環境 考慮モデル	②設計用最大 応答加速度Ⅰ	比率(①/②)	③設計用最大 応答加速度Ⅱ	比率(①/③)
原子炉建屋	1	49.700	1.19	1.23	0.97	1.50	0.80
	2	38.200	1.15	1.18	0.98	1.45	0.80
	3	31.700	1.11	1.15	0.97	1.41	0.79
	4	23.500	1.08	1.12	0.97	1.38	0.79
	5	18.100	1.05	1.08	0.98	1.34	0.79
	6	12.300	1.03	1.05	0.98	1.33	0.78
	7	4.800	1.00	1.00	1.00	1.29	0.78
	8	-1.700	0.97	1.00	0.97	1.27	0.77
	9	-8.200	0.96	1.00	0.96	1.24	0.78
	10	-13.700	0.96	1.00	0.96	1.24	0.78

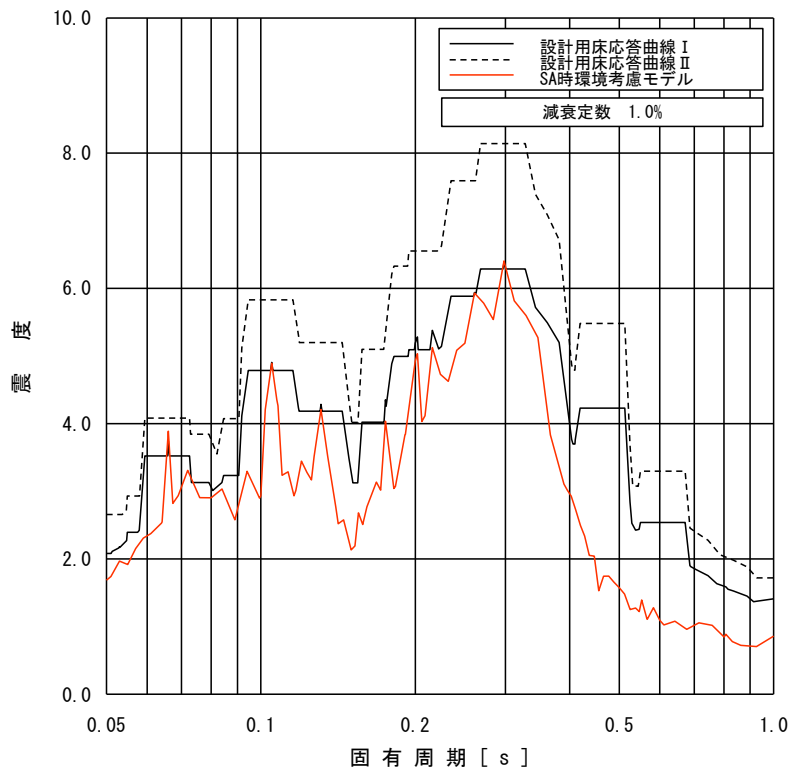
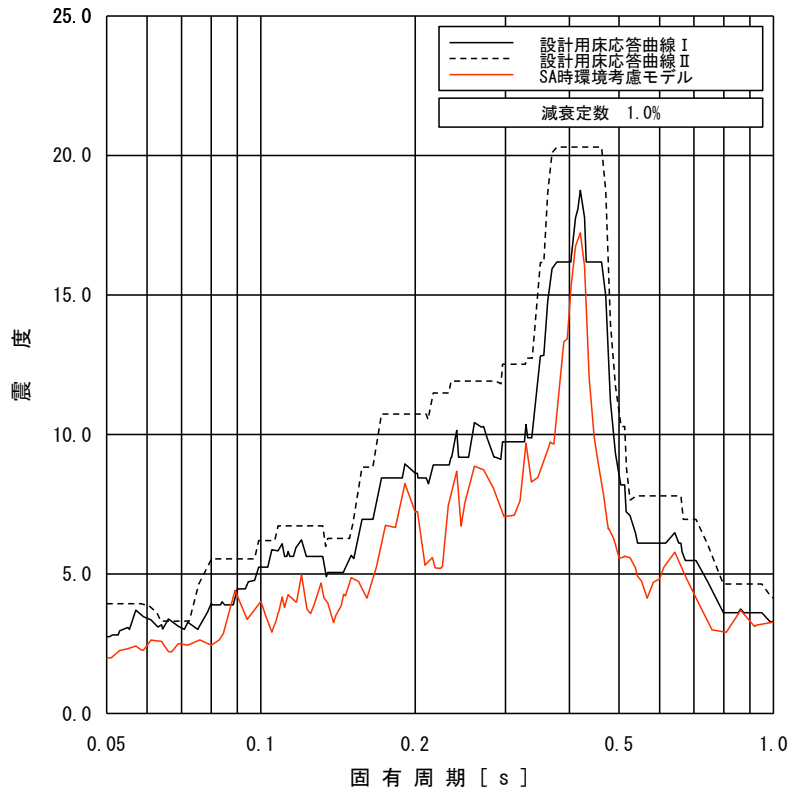


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (1/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. 49.7m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

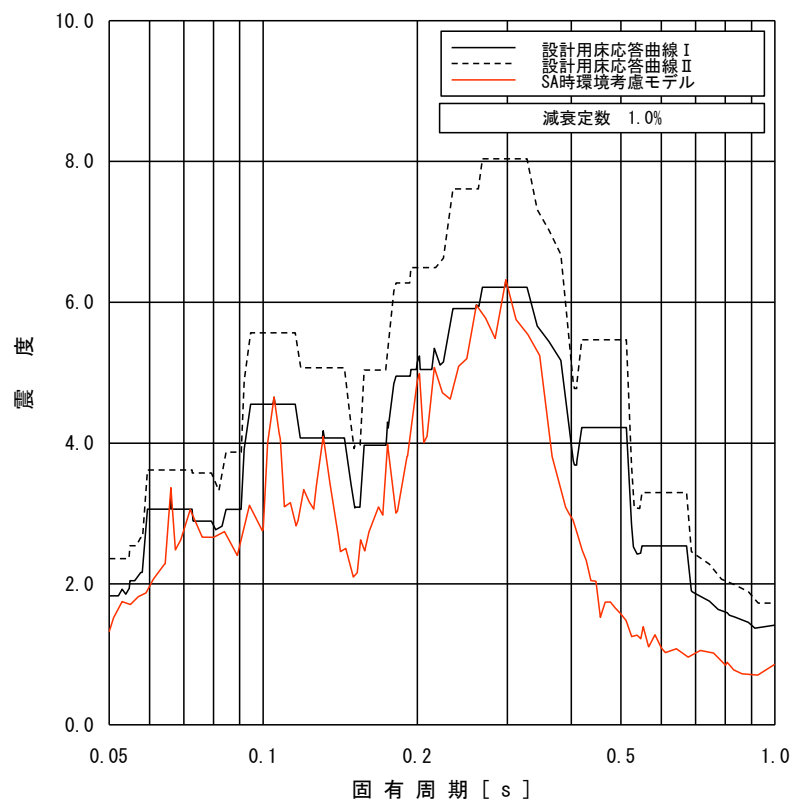
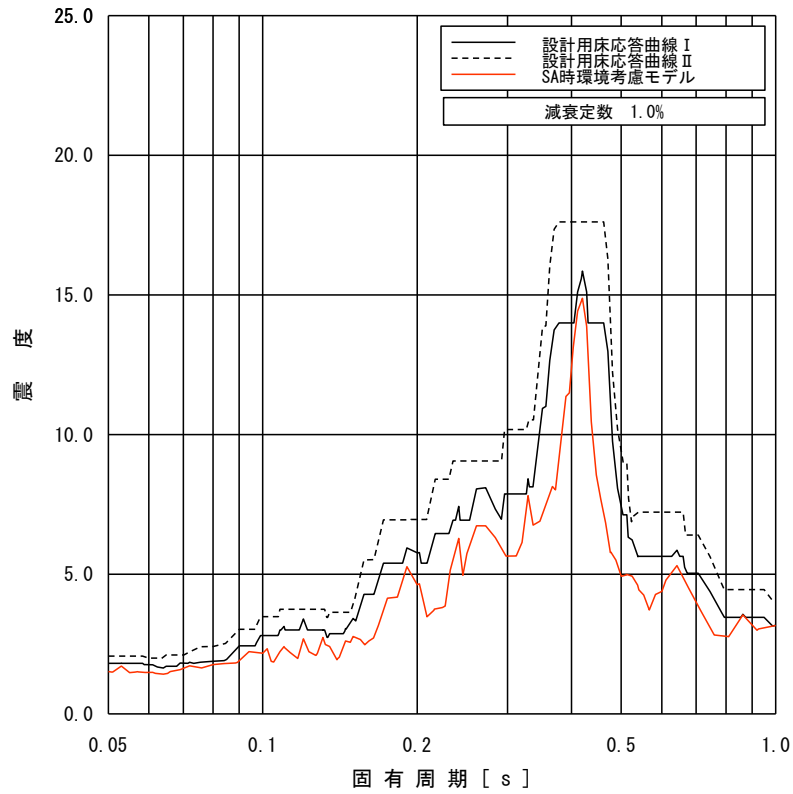


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (2/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. 38.2m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

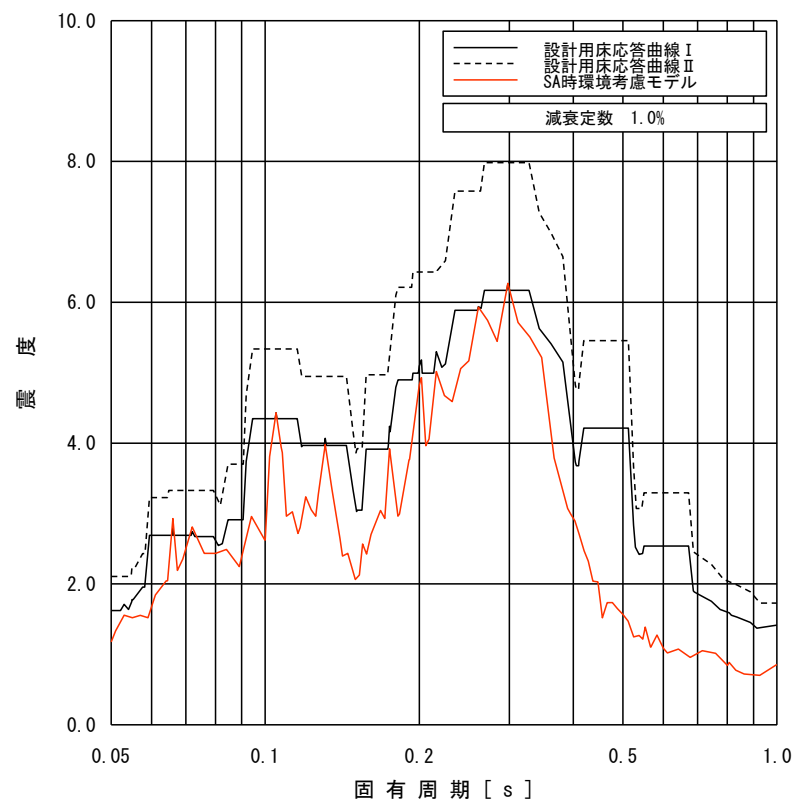
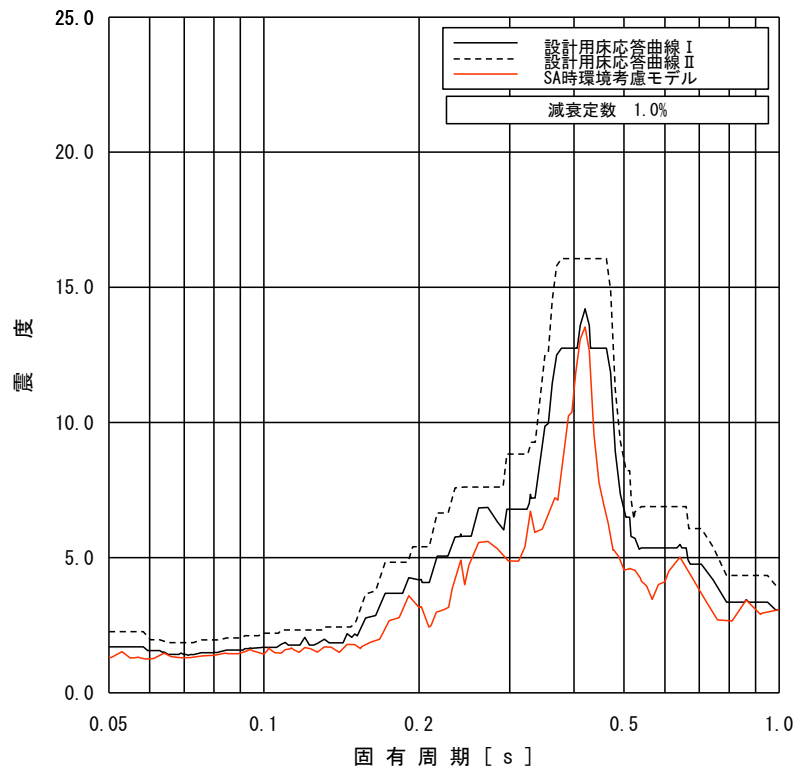


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (3/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. 31.7m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

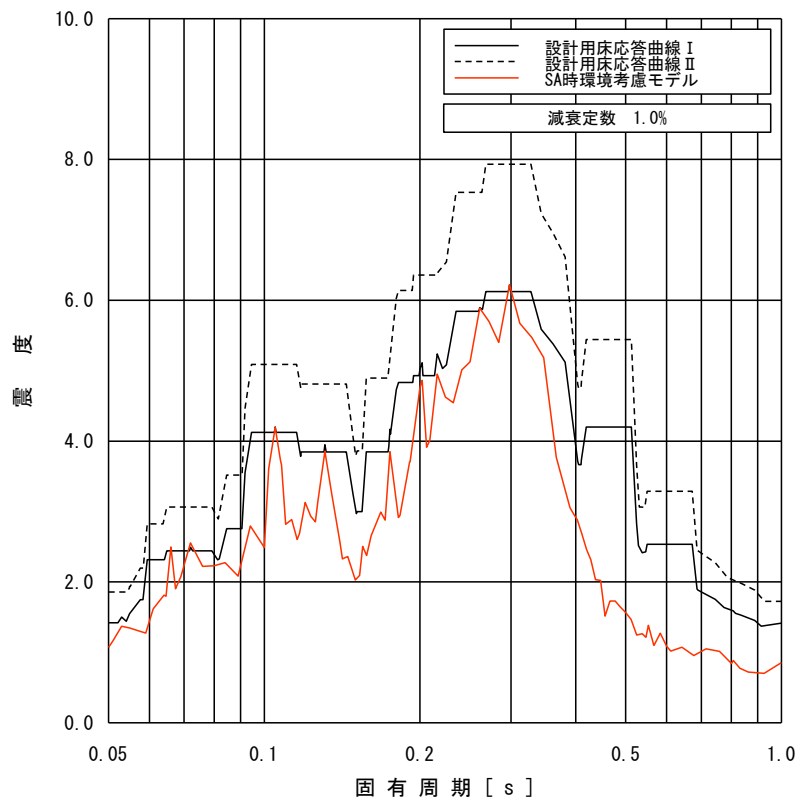
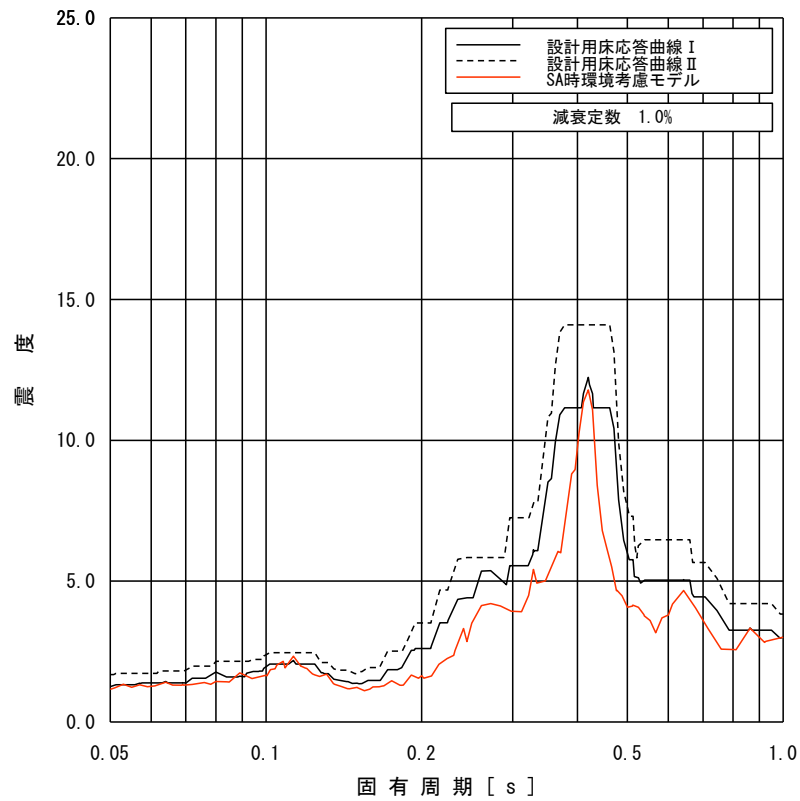


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (4/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. 23.5m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

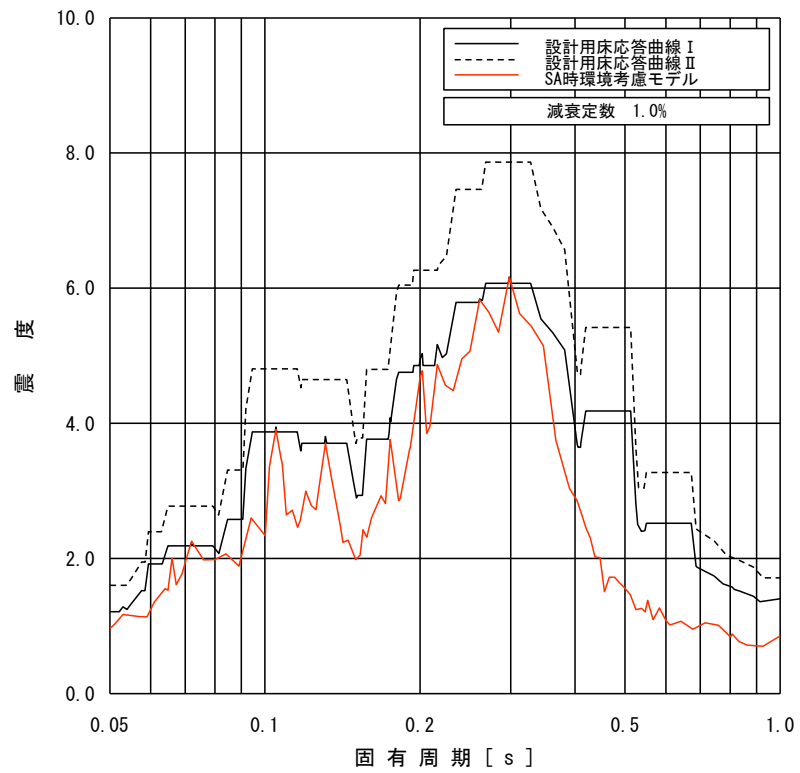
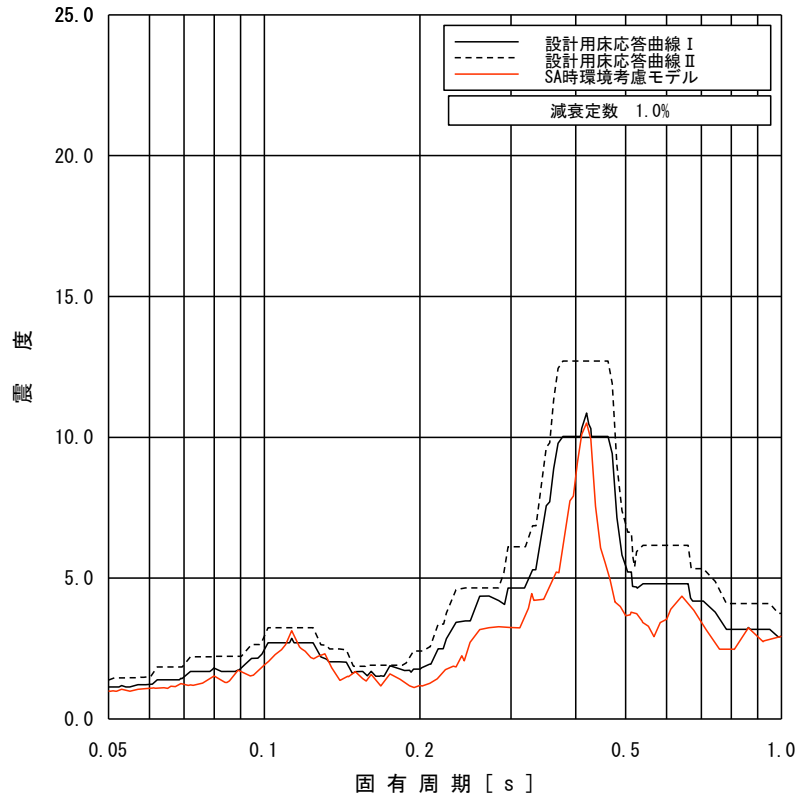


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (5/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. 18.1m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

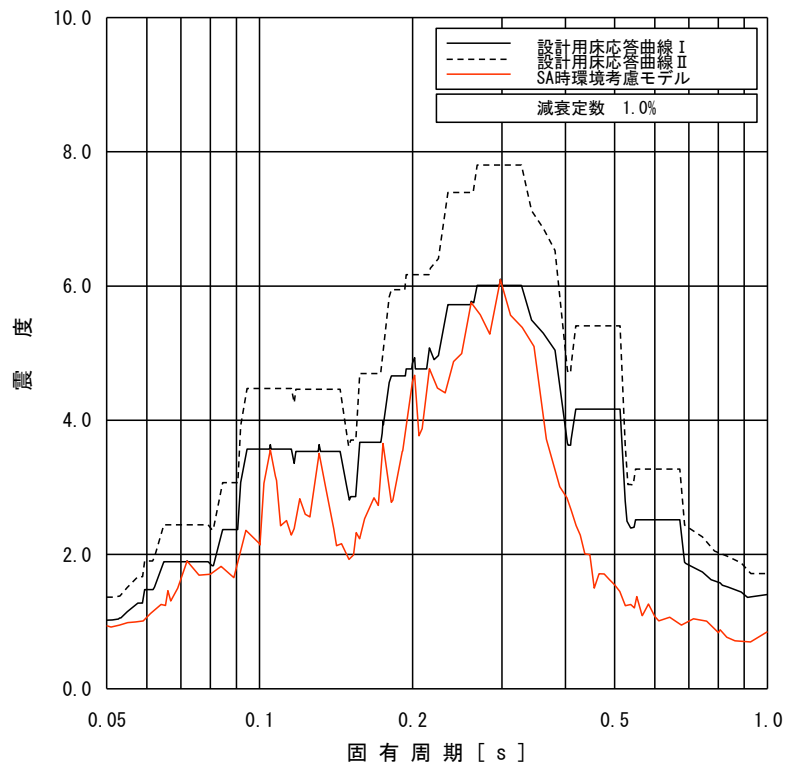
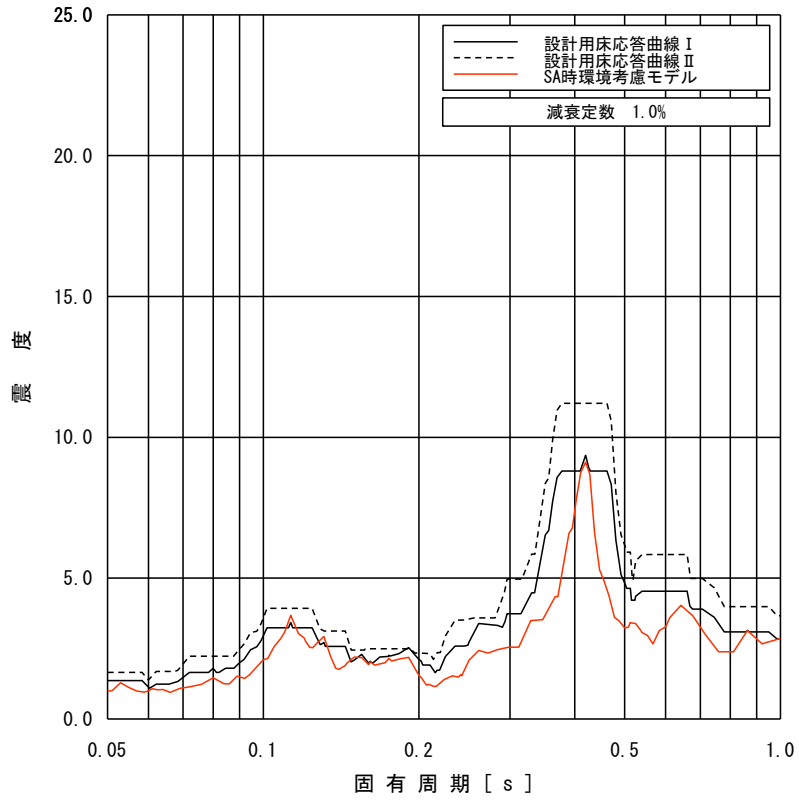


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (6/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. 12.3m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

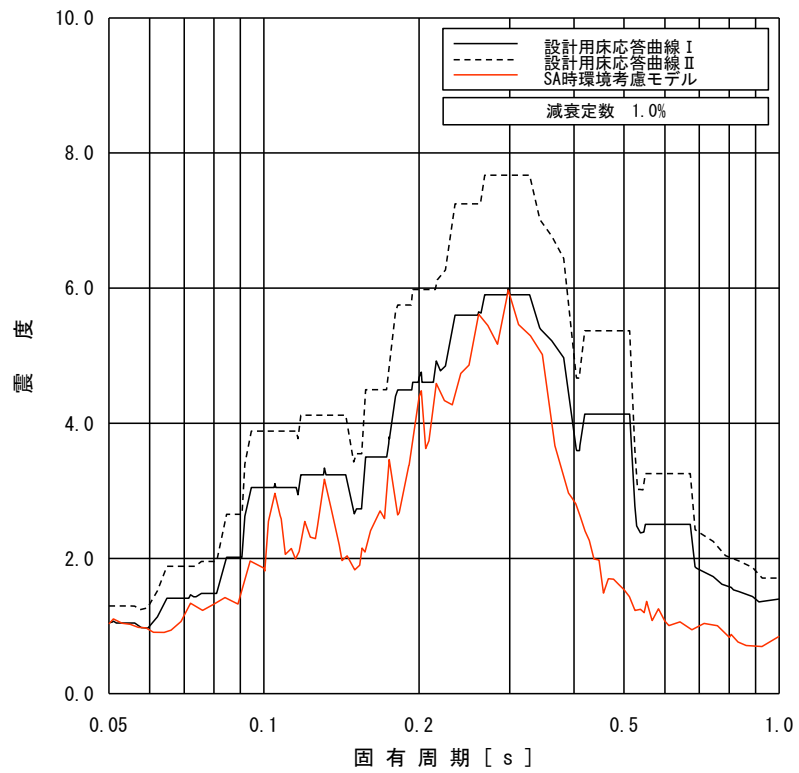
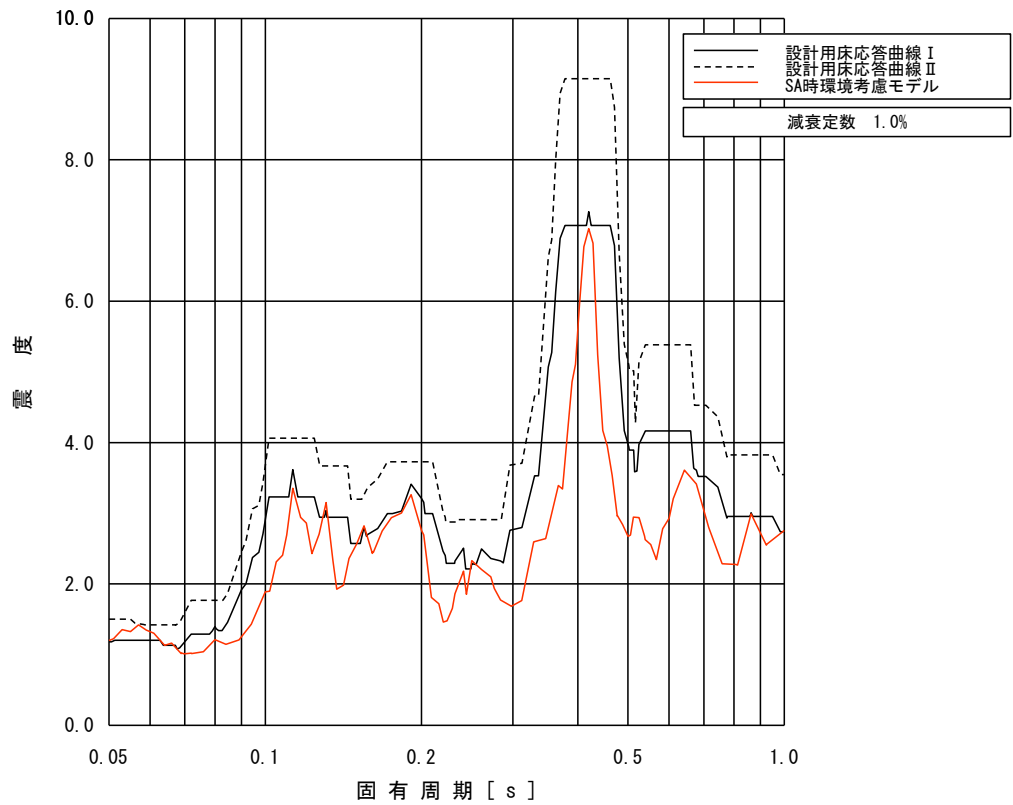


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (7/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. 4.8m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

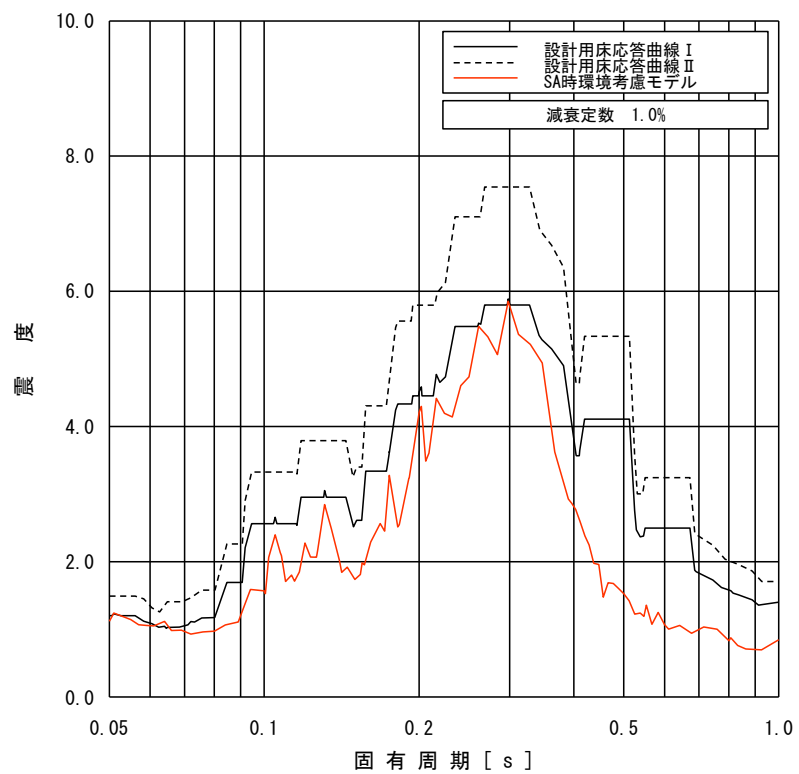
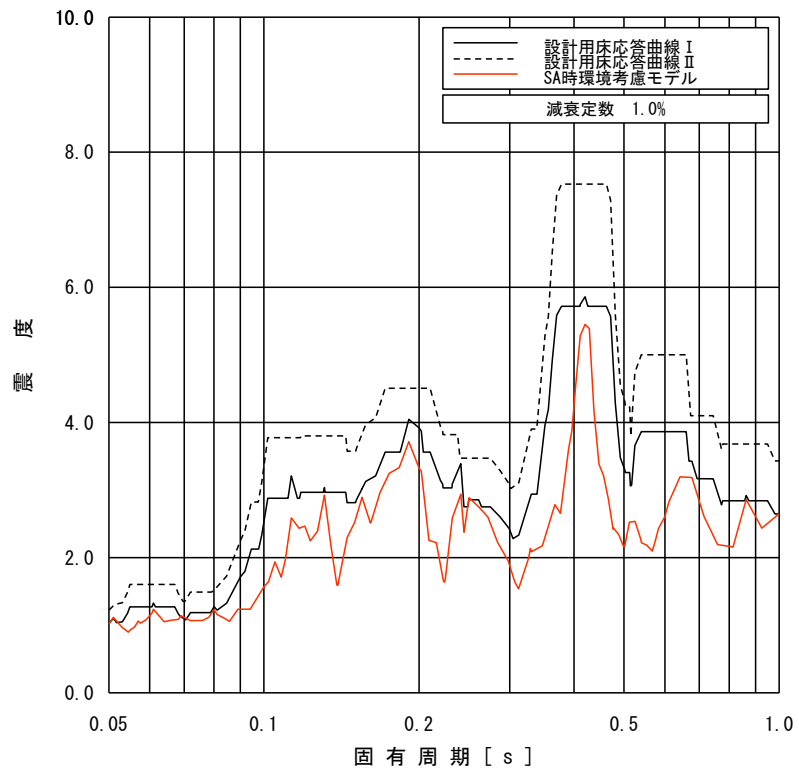


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (8/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. -1.7m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

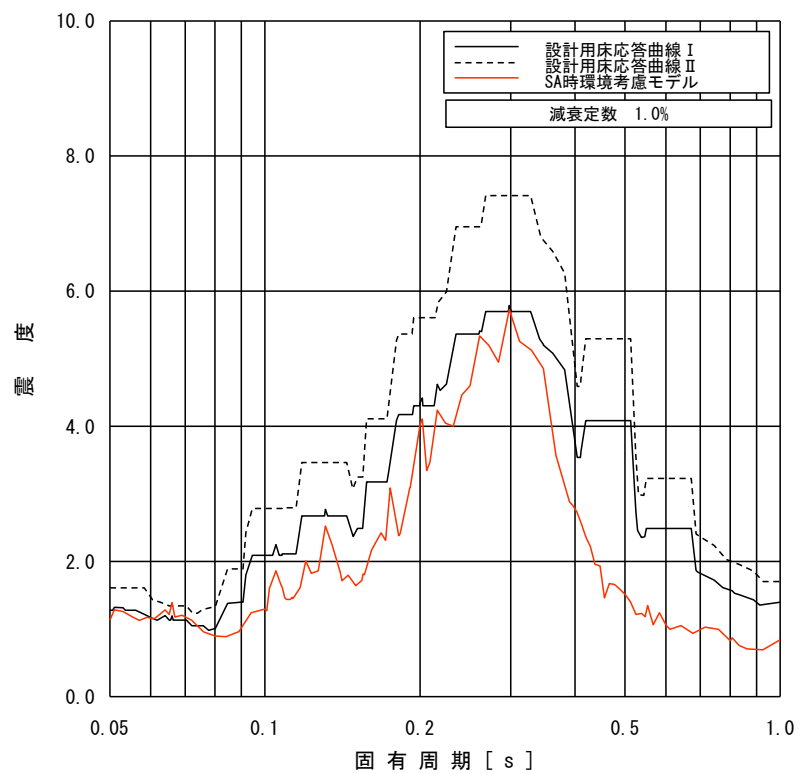
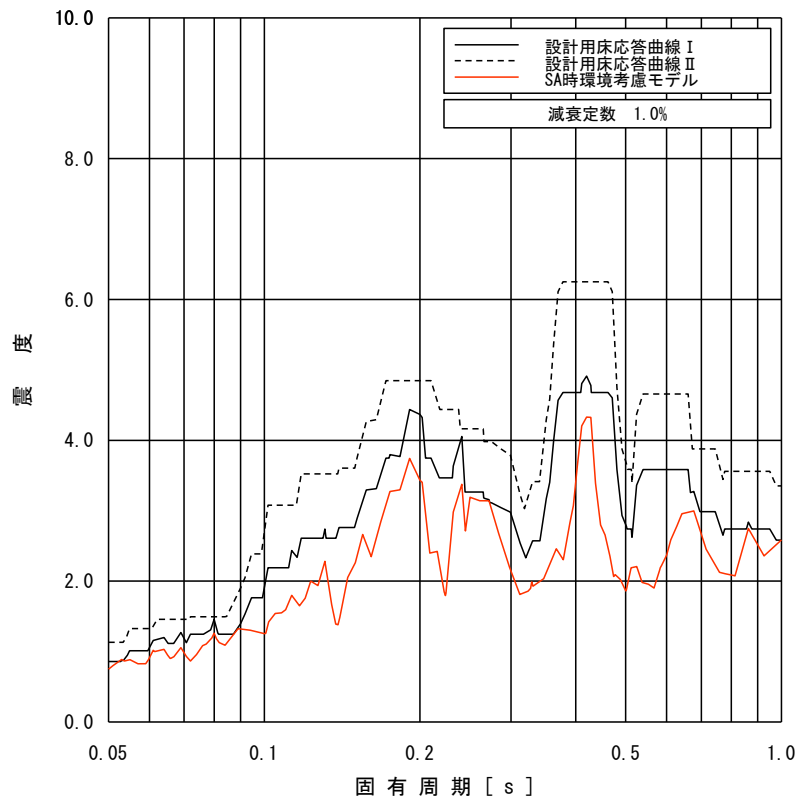


図 4-1 床応答スペクトルの比較 (9/9)

(原子炉建屋, T.M.S.L. -8.2m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

4.2 大型機器系の地震応答解析結果による影響

4.2.1 検討方針

機器・配管系への重大事故等時の高温による影響の考慮にあたり、「3.2.1 解析条件」の「剛性低下考慮モデル」の温度条件に加えてさらに重大事故等時の水位条件を考慮した大型機器系の地震応答解析モデル（以下「SA 時環境考慮連成モデル」という。）の応答を求め、「大型機器系の地震応答解析モデル」の応答と比較する。

比較に用いる地震動は、「3.1 検討方針」に記載される基準地震動 S_s-1 に加え、機器・配管系への重大事故等時の高温の影響を確認する観点から V-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の結果より原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎等で地震荷重が大きくなる傾向となる基準地震動 S_s-2 を選定する。また、「大型機器系の地震応答解析モデル」による地震応答解析結果及び床応答スペクトルとの比較には、「SA 時環境考慮連成モデル」での基準地震動 S_s-1 及び S_s-2 の地震応答解析結果を包絡したものを用いる。

なお、重大事故等時の有効性評価で対象とする事故シナリオのうち、RCCV 内の高温状態が長期間続く事故シナリオ（格納容器破損モード）では事象発生後に炉心が損傷に至り炉内構造物の機能が喪失することから、炉内構造物は本検討の対象外とする。

4.2.2 「SA 時環境考慮連成モデル」のモデル化

(1) RPV 及び RCCV 内の環境条件

基準地震動 S_s と組み合わせる RCCV 内の環境条件として、 2×10^{-1} 年(約 60 日)後の RCCV 内温度を包絡し設定した値として表 4-3 の値を適用した。なお、表 4-3 の条件は V-1-2-1「原子炉本体の基礎に関する説明書」等の原子炉格納施設の評価条件と同じである。

重大事故等時の温度条件、RPV 及び RCCV 内の水位及び燃料状態等の炉内環境は重大事故等の進展に伴い変化する。重大事故等時の RPV のモデル化において、耐震評価では重心位置が高いほうが地震時の応答が大きくなる傾向があることから、「SA 時環境考慮連成モデル」における炉内水位及び燃料状態等は燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず「大型機器系の地震応答解析モデル」の諸元を適用して解析を実施する(別紙 5-2(1)参照)。

RPV、RCCV 等の「SA 時環境考慮連成モデル」における諸元設定について表 4-4 に、モデル図を図 4-2 に示す。「SA 時環境考慮連成モデル」は「大型機器系の地震応答解析モデル」の水平方向モデル及び鉛直方向モデルを用いており、鉛直方向モデルには炉内構造物も含まれているが、「4.2.1 検討方針」のとおり炉内構造物は検討の対象外としている。

「大型機器系の地震応答解析モデル」と「SA 時環境考慮連成モデル」の比較を別紙 5-2(2)に「SA 時環境考慮連成モデル」の原子炉本体基礎のスケルトン曲線の設定を別紙 5-2(3)に示す。

表 4-3 「SA 時環境考慮連成モデル」に適用する解析条件

項目		大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	SA 時環境考慮連成モデル設定の考え方	
温度	原子炉格納容器内温度 (°C)	ドライウエル	—	100	重大事故等時に原子炉格納容器バウンダリと基準地震動 Ss との組み合わせを行う 2×10^{-1} 年 (約 60 日) 後の原子炉格納容器内温度 74°C^{*1} を包含させた値を設定した。
		サプレッションチェンバ	—	100	
水位	サプレッションプール水位 (m)		7.10 (T. M. S. L. -1.10)	17.15 (T. M. S. L. 8.95)	重大事故等時の格納容器スプレイは格納容器ベントライン水没防止のため、水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止するが、保守性を考慮して格納容器ベントライン下端までの水位を設定した。 ^{*2}
	下部ドライウエル水位 (m)		—	14.00 (T. M. S. L. 7.40)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) において最大となる水位を設定した。 ^{*2}

注記*1 : 補足説明資料「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて」(KK7 補足-024-6)

*2 : V-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」

表 4-4 「SA 時環境考慮連成モデル」に用いた諸元設定方法

項目		SA 時環境考慮 連成モデル	SA 時環境考慮連成モデル設定の考え方
原子炉 圧力容器	炉内環境 (水位, 燃料状態)	大型機器系の地震 応答解析モデルの 諸元を適用	重心位置が高く地震応答が大きくなる「大型機器系の地震応答解析モデル」の炉内環境を諸元設定に適用する。
	温度		
原子炉 格納容器	温度	100°C	重大事故等時に原子炉格納容器バウンダリと基準地震動 S_s との組み合わせを行う 2×10^{-1} 年(約 60 日)後の原子炉格納容器内温度 74°C*を包含させた値を設定した。

注記* : 補足説明資料「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の
組合せについて」(KK7 補足-024-6)

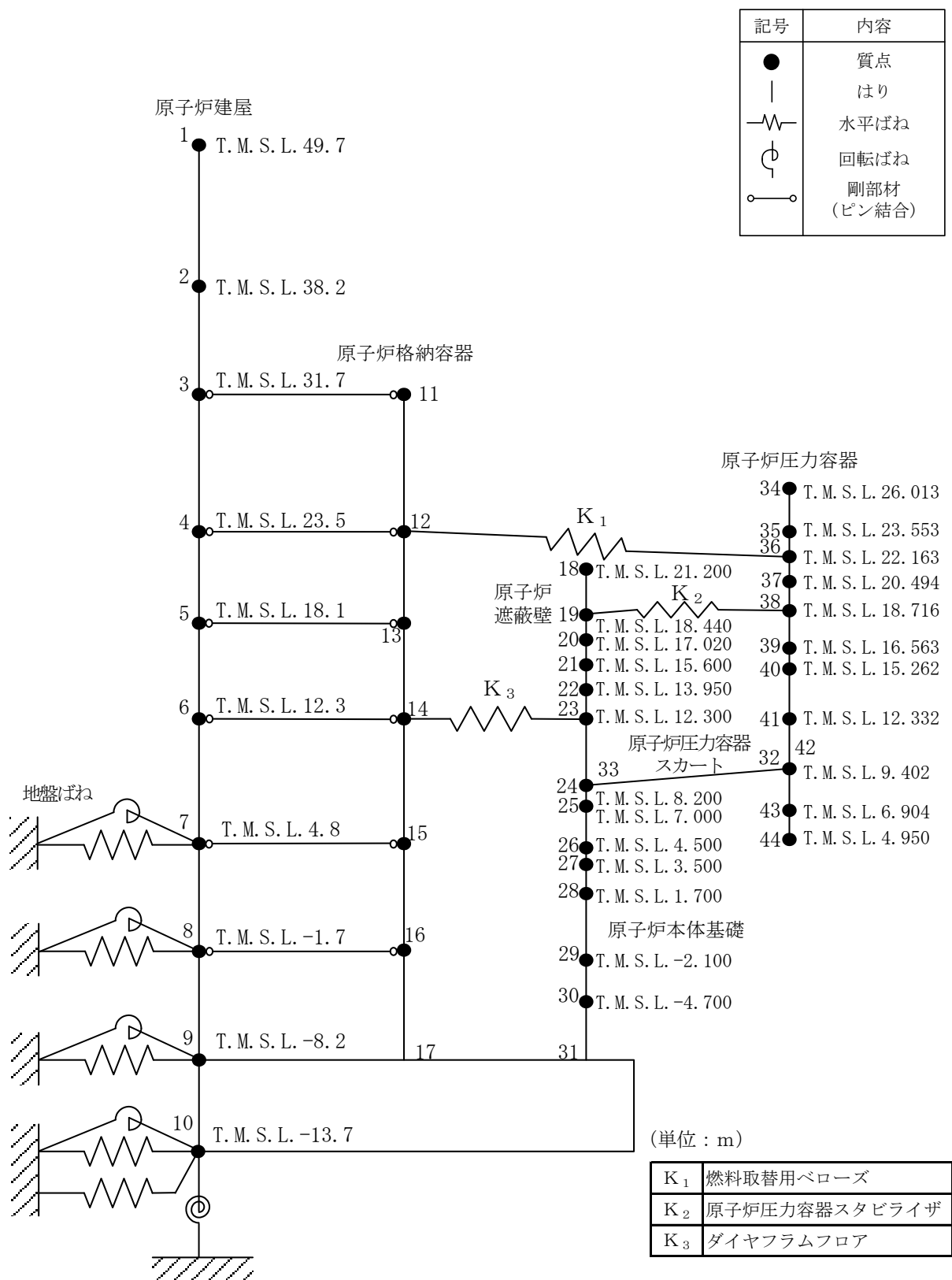




図 4-2 SA 時環境考慮連成モデル (NS 方向) (1/3)

記号	内容
●	質点
	はり
—  —	水平ばね
	回転ばね
○—○	剛部材 (ピン結合)

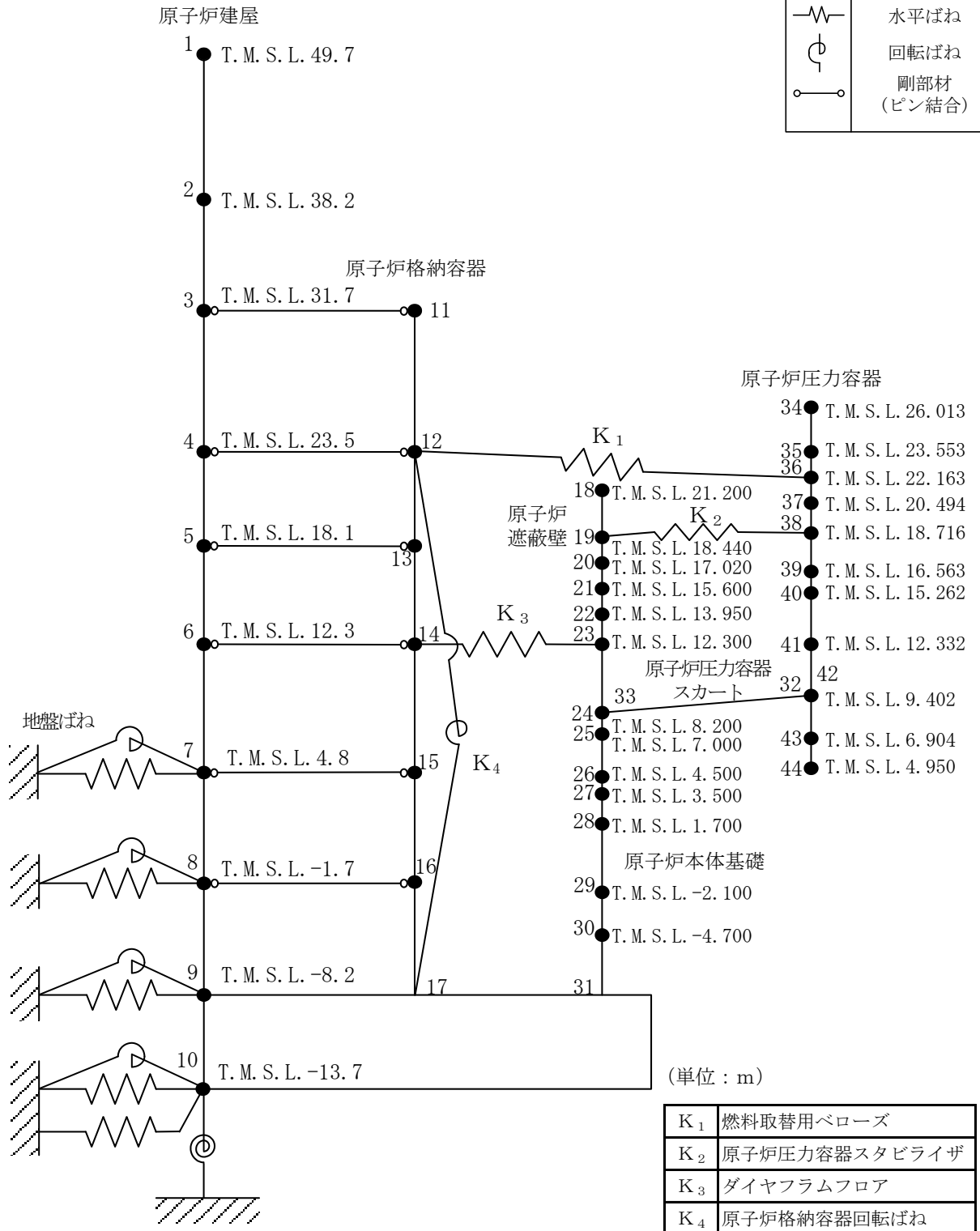


図 4-2 SA 時環境考慮連成モデル (EW 方向) (2/3)

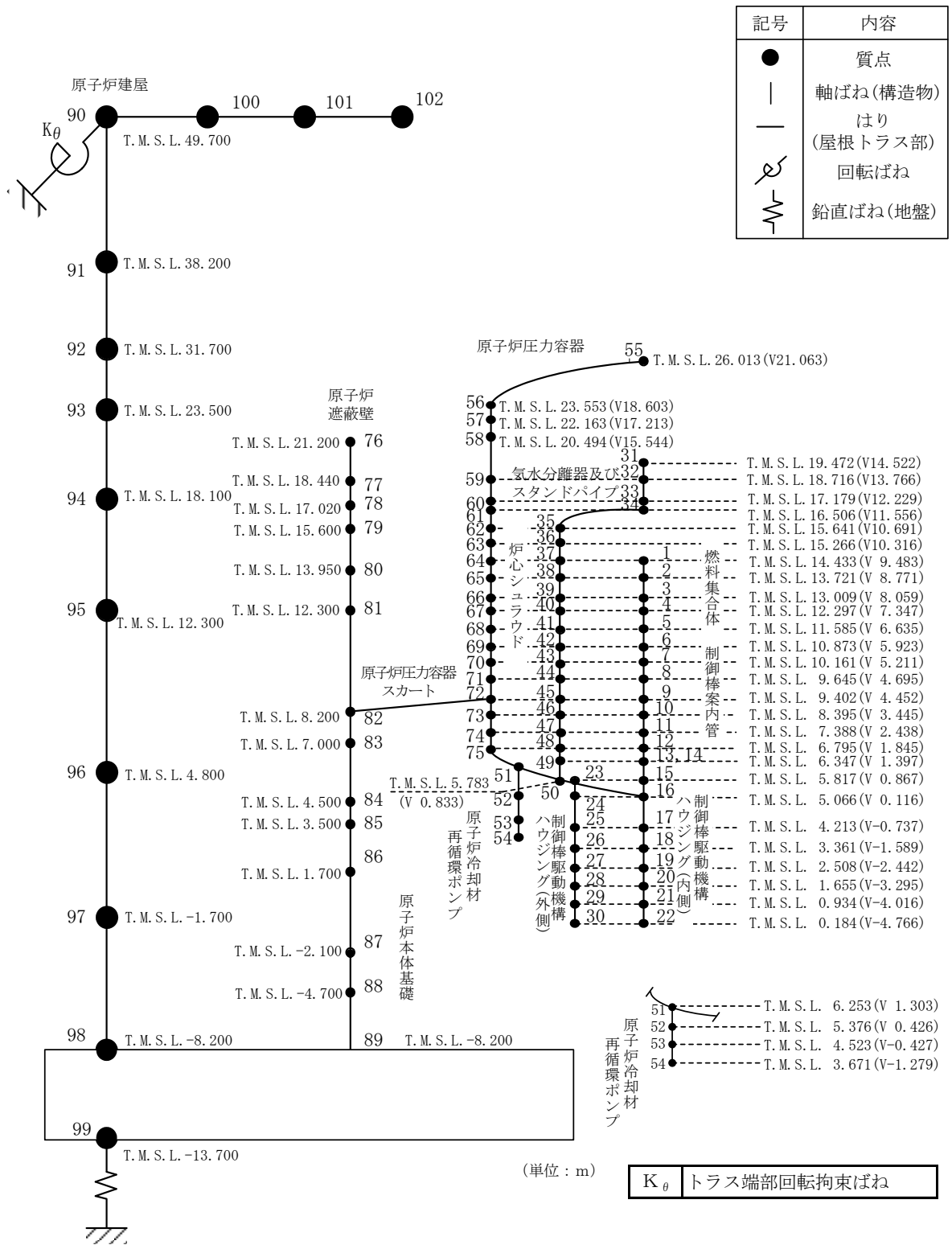


図 4-2 SA 時環境考慮連成モデル(鉛直方向) (3/3)

(2) 剛性低下率

原子炉本体基礎のコンクリートは鋼板に覆われている構造である。また、既往の文献*によって、コンクリートを鋼板で密封した試験体を加熱した場合 175℃までの範囲においてコンクリート剛性の低下が見られないことが確認されている。以上のことから、原子炉本体基礎は、重大事故等時の熱によるコンクリート部材の剛性低下は小さいと考えられるが、念のため、「SA 時環境考慮連成モデル」において重大事故等時の熱による剛性低下を考慮する。

「SA 時環境考慮連成モデル」にてコンクリート部材としてモデル化している原子炉本体基礎、ダイヤフラムフロアのコンクリート部材の解析条件は、「3.2.1 解析条件」と同様に剛性低下を見込んで設定する。表 4-5 に「SA 時環境考慮連成モデル」に用いたコンクリート部材の剛性低下率を示す。

「SA 時環境考慮連成モデル」の諸元設定においては、高温状態を経験したコンクリート部材の剛性は元に戻らないと仮定し、コンクリート部材の剛性低下率の検討に用いる温度は、「3.2.1 解析条件」と同様に、重大事故等時の有効性評価の「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）」における最高温度 168℃とする。また、コンクリート部材の剛性低下率は原子炉建屋の「剛性低下考慮モデル」と同様に「Eurocode 2」に基づき設定する。

なお、原子炉遮蔽壁は円筒形の内外の鋼板及びその内部に充てんされたモルタルで構成されているが、建設時及び今回工認の建屋－機器連成地震応答解析モデルにおいて、モルタル部材の剛性を考慮せず鋼材の剛性のみ考慮している。このため「SA 時環境考慮連成モデル」でも同様に、原子炉遮蔽壁は鋼材の剛性のみを考慮する（別紙 5-2(4)参照）。

鋼材の剛性は高温状態を経験した後においても温度に応じて変化するため、原子炉本体基礎と原子炉遮蔽壁の鋼材の剛性は表 4-3 の RCCV 内雰囲気温度(100℃)に基づき設定する。

注記*：長尾 他：高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究：
日本建築学会構造系論文集 第 457 号 1994

表 4-5 「SA 時環境考慮連成モデル」に用いたコンクリート部材の剛性低下率

		検討に用いた温度(℃)	剛性低下率
原子炉 本体基礎	コンクリート	168	0.49
	(鋼材)	100	—
ダイヤフラムフロア		168	0.49

4.2.3 解析結果

(1) 地震応答解析結果

「SA 時環境考慮連成モデル」による固有値解析結果を表 4-6 に、振動モード図を図 4-3 に示す。なお、刺激係数は、モードごとに固有ベクトルの最大値を 1 に基準化して得られる値を示している。

「大型機器系の地震応答解析モデル」による地震力（V-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示す設計用地震力Ⅰ，設計用地震力Ⅱ）と「SA 時環境考慮連成モデル」による地震力による比較結果を表 4-7 に示す。また、「大型機器系の地震応答解析モデル」による床応答スペクトル（V-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に示す設計用床応答曲線Ⅰ，設計用床応答曲線Ⅱ）と「SA 時環境考慮連成モデル」の床応答スペクトルの比較結果（水平方向（NS，EW 包絡）及び鉛直方向）を図 4-4 に示す。なお、床応答スペクトルは代表減衰 1.0% にて比較した。

表 4-7 より「SA 時環境考慮連成モデル」による地震力は、原子炉本体基礎の基部付近で発生するせん断力が「大型機器系の地震応答解析モデル」の設計用地震力Ⅰに対し一部上回るものの、大部分で設計用地震力Ⅰを下回ることを確認した。

図 4-4 より、床応答スペクトルは、高温による材料物性の剛性低下の影響で一部の周期帯で長周期側へのピークのシフトや応答の増幅が見られるものの、大部分では「大型機器系の地震応答解析モデル」の床応答スペクトルとほぼ同程度か下回ることを確認した。

表 4-6 固有値解析結果(Ss-1, NS 方向) (1/6)

次数		固有周期(s)		刺激係数	
大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル
1	1	0.438	0.448	1.587	1.592
2	2	0.193	0.199	-0.699	-0.682
3	3	0.091	0.101	0.070	-0.068
4	4	0.079	0.086	-0.500	-0.685
5	5	0.077	0.082	-0.055	0.088
6	6	0.070	0.076	0.264	0.251
7	7	0.056	0.059	-0.039	-0.027
—	8	—	0.056	—	0.073
—	9	—	0.050	—	-0.015

表 4-6 固有値解析結果(Ss-2, NS 方向) (2/6)

次数		固有周期(s)		刺激係数	
大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル
1	1	0.437	0.447	1.588	1.593
2	2	0.192	0.199	-0.700	-0.683
3	3	0.091	0.101	0.070	-0.068
4	4	0.079	0.086	-0.509	-0.693
5	5	0.077	0.082	-0.055	0.091
6	6	0.070	0.076	0.266	0.253
7	7	0.056	0.059	-0.040	-0.027
—	8	—	0.056	—	0.073
—	9	—	0.050	—	-0.015

表 4-6 固有値解析結果(Ss-1, EW 方向) (3/6)

次数		固有周期(s)		刺激係数	
大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル
1	1	0.428	0.438	1.549	1.554
2	2	0.191	0.197	-0.619	-0.613
3	3	0.082	0.089	-0.033	-0.087
4	4	0.079	0.085	-0.514	-0.478
5	6	0.071	0.076	0.162	0.037
6	5	0.070	0.077	0.065	0.156
7	7	0.058	0.064	0.062	0.089
—	8	—	0.056	—	0.069
—	9	—	0.053	—	-0.011

表 4-6 固有値解析結果(Ss-2, EW 方向) (4/6)

次数		固有周期(s)		刺激係数	
大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル
1	1	0.427	0.437	1.549	1.554
2	2	0.191	0.197	-0.620	-0.614
3	3	0.082	0.089	-0.033	-0.087
4	4	0.079	0.084	-0.519	-0.483
5	6	0.071	0.076	0.169	0.037
6	5	0.070	0.077	0.060	0.165
7	7	0.058	0.064	0.062	0.090
—	8	—	0.056	—	0.069
—	9	—	0.053	—	-0.011

表 4-6 固有値解析結果 (Ss-1, 鉛直方向) (5/6)

次数		固有周期 (s)		刺激係数	
大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル
1	1	0.279	0.281	9.274	10.385
2	2	0.258	0.262	-8.335	-9.446
3	3	0.077	0.077	0.093	0.100
4	4	0.052	0.059	-0.216	0.119
5	5	0.051	0.051	0.184	-0.094

表 4-6 固有値解析結果 (Ss-2, 鉛直方向) (6/6)

次数		固有周期 (s)		刺激係数	
大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル	大型機器系の地震応答解析モデル	SA 時環境考慮連成モデル
1	1	0.279	0.280	8.833	10.012
2	2	0.256	0.260	-7.895	-9.075
3	3	0.077	0.077	0.094	0.102
4	4	0.052	0.059	-0.220	0.121
5	5	0.051	0.051	0.188	-0.095

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.448 刺激係数 ; 1.592

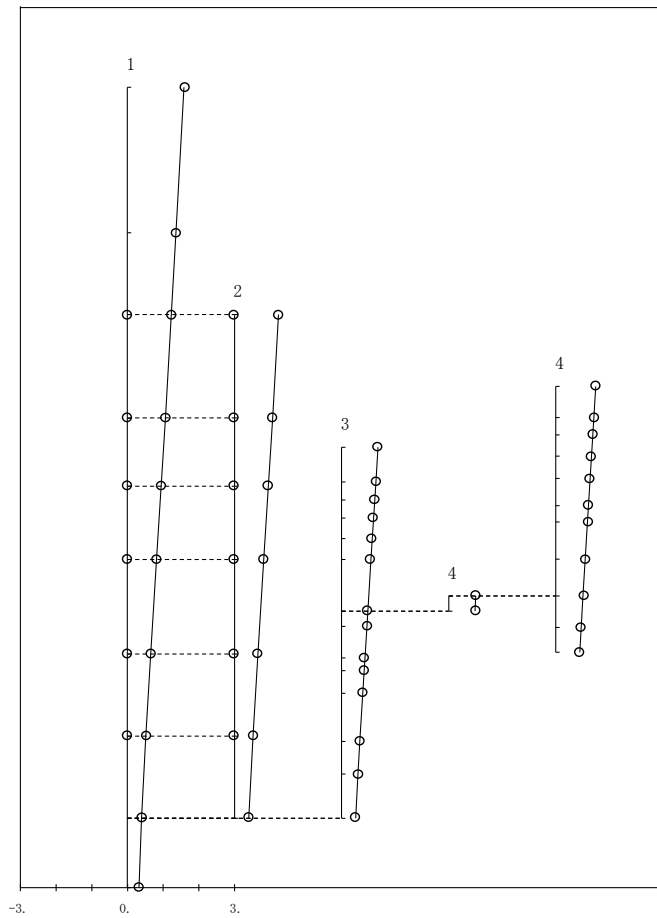


図 4-3(1) 第 1 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (1/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.199 刺激係数 ; -0.682

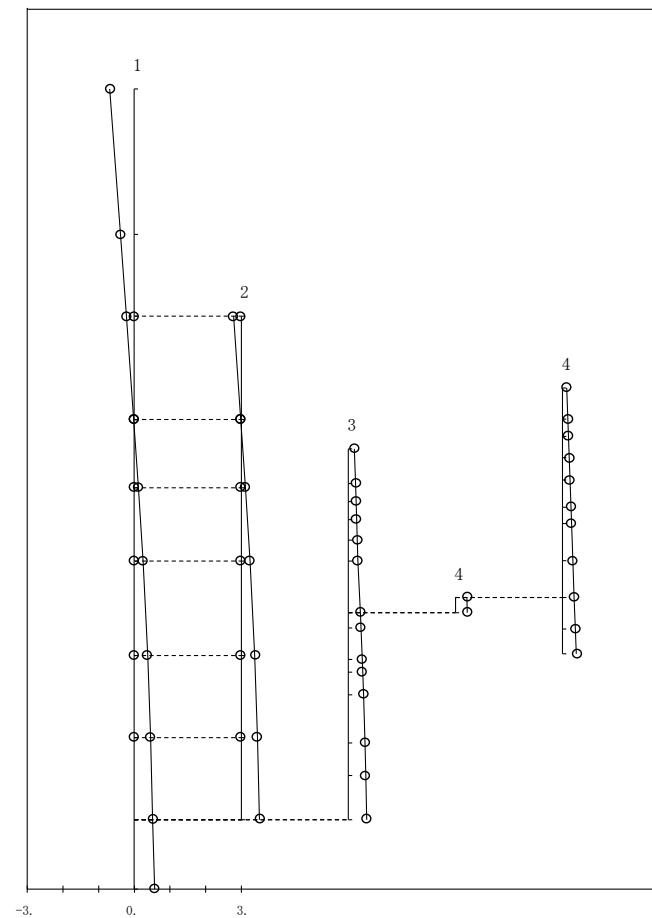


図 4-3(1) 第 2 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (2/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.101 刺激係数 ; -0.068

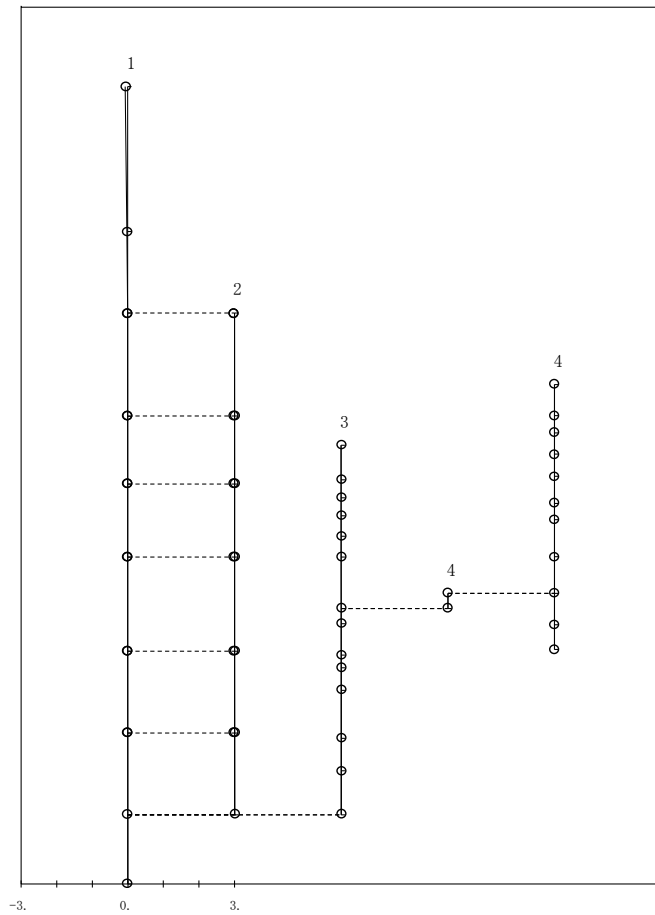


図 4-3(1) 第 3 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (3/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.086 刺激係数 ; -0.685

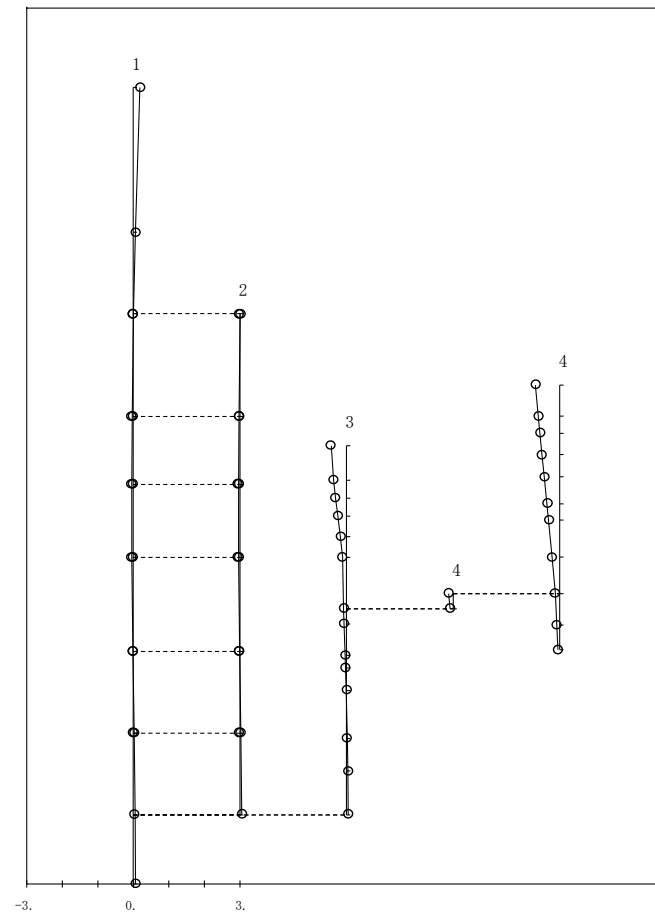


図 4-3(1) 第 4 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (4/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.082 刺激係数 ; 0.088

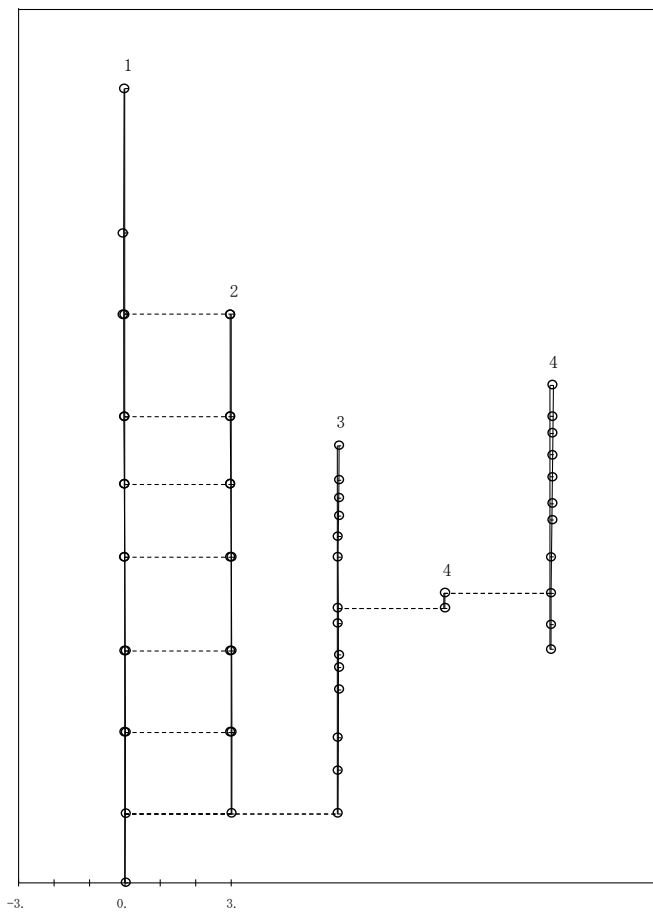


図 4-3(1) 第 5 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (5/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.076 刺激係数 ; 0.251

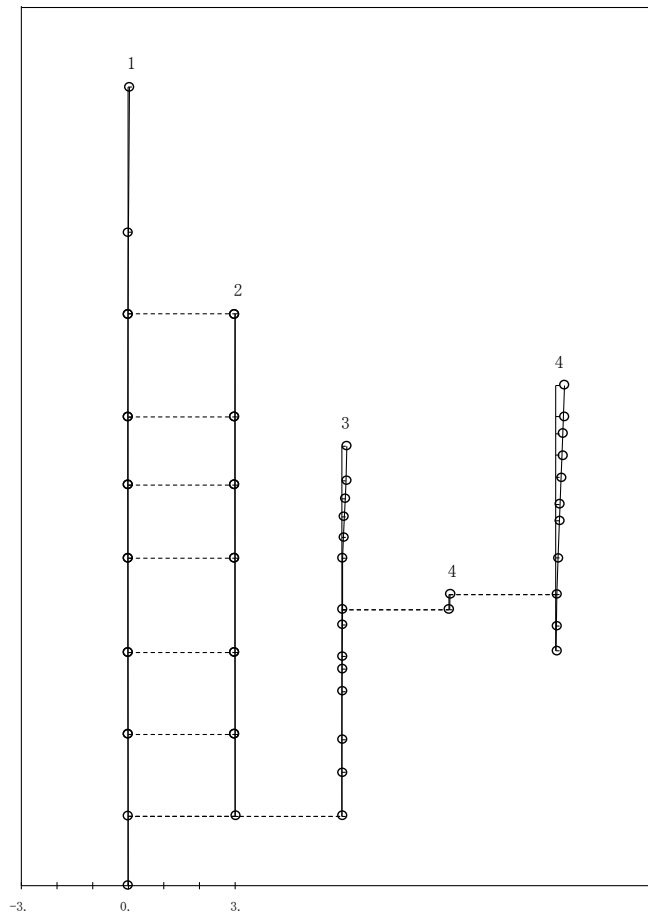


図 4-3(1) 第 6 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (6/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.059 刺激係数 ; -0.027

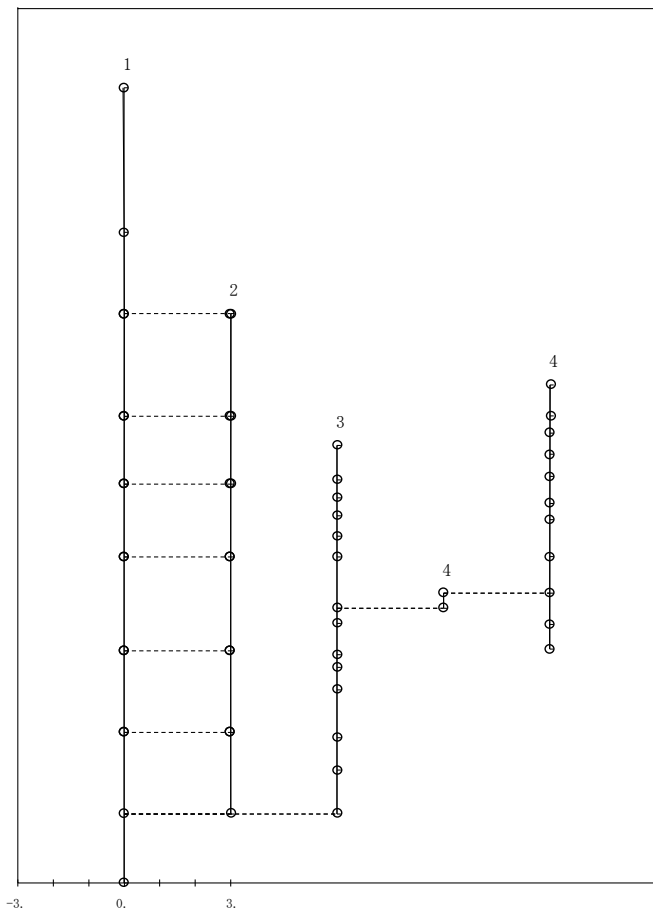


図 4-3(1) 第 7 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (7/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.056 刺激係数 ; 0.073

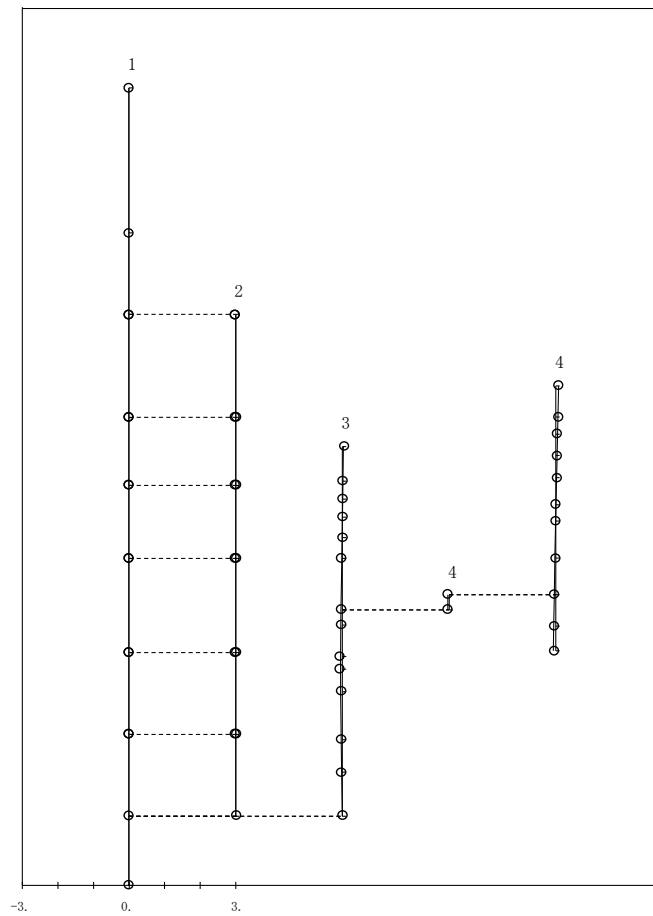


図 4-3(1) 第 8 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (8/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; -0.015

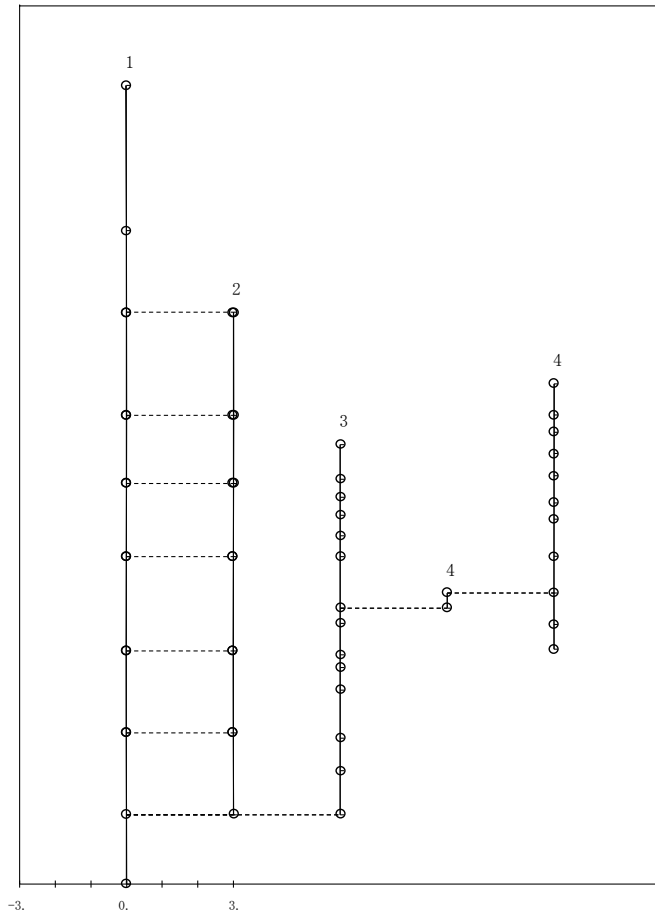


図 4-3(1) 第 9 次振動モード (Ss-1, NS 方向) (9/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.447 刺激係数 ; 1.593

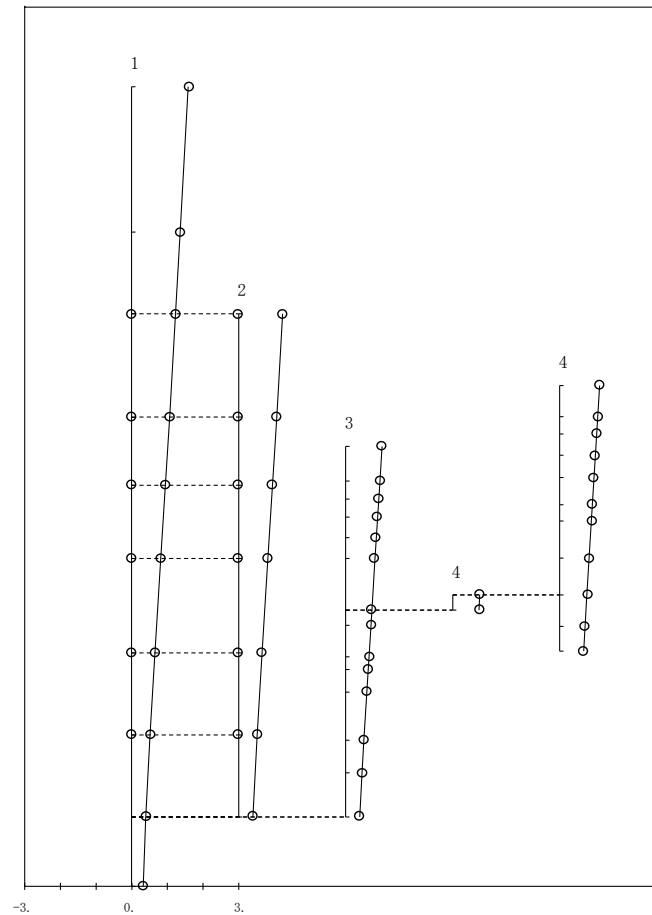


図 4-3(2) 第 1 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (1/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.199 刺激係数 ; -0.683

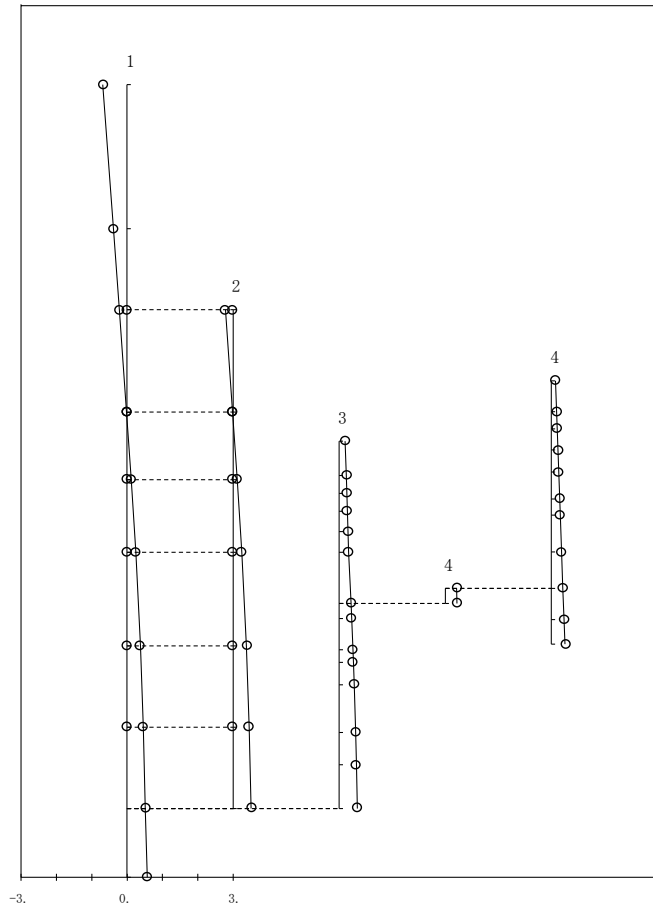


図 4-3(2) 第 2 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (2/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.101 刺激係数 ; -0.068

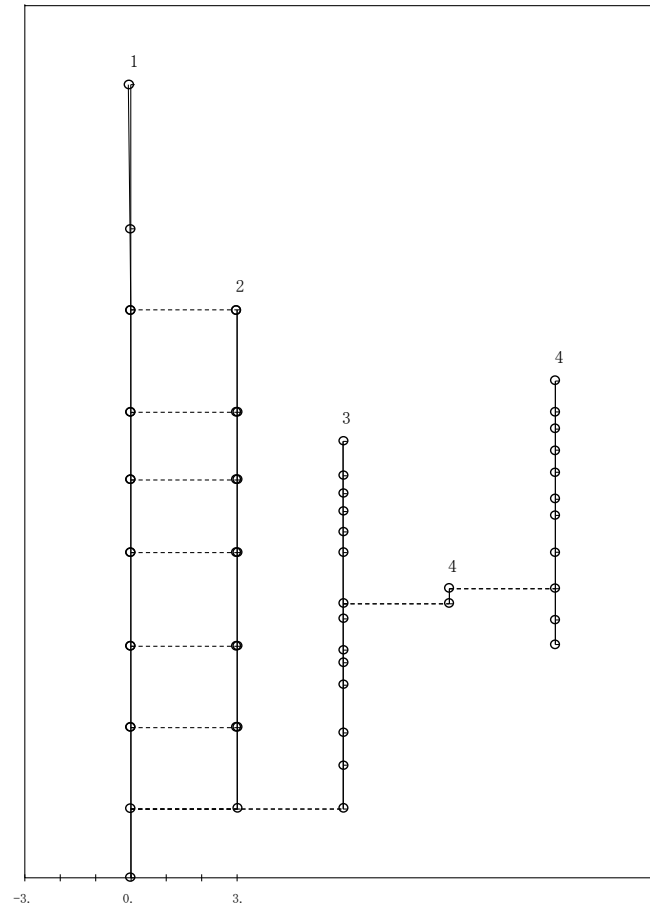


図 4-3(2) 第 3 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (3/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.086 刺激係数 ; -0.693

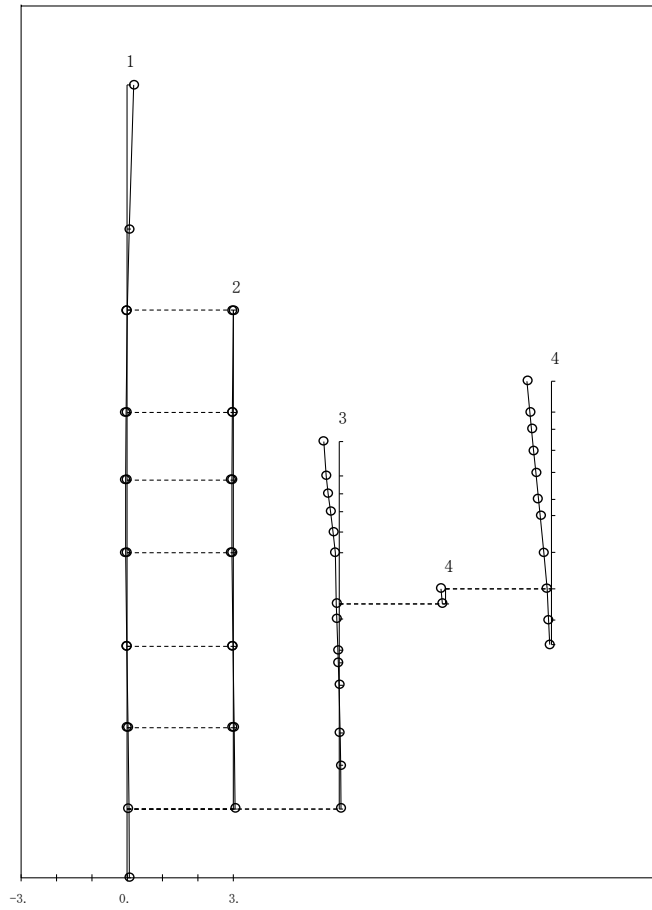


図 4-3(2) 第 4 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (4/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.082 刺激係数 ; 0.091

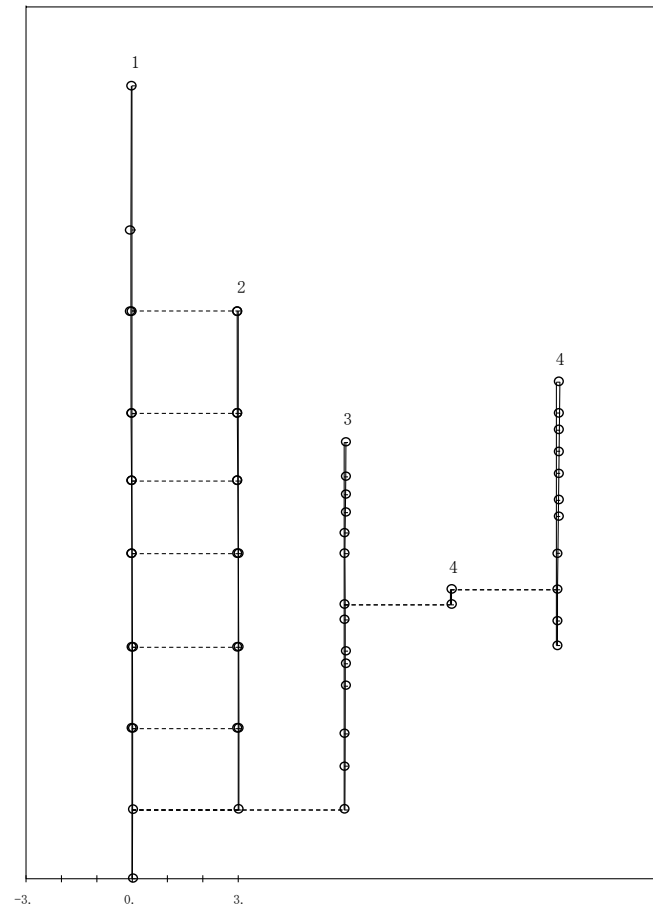


図 4-3(2) 第 5 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (5/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.076 刺激係数 ; 0.253

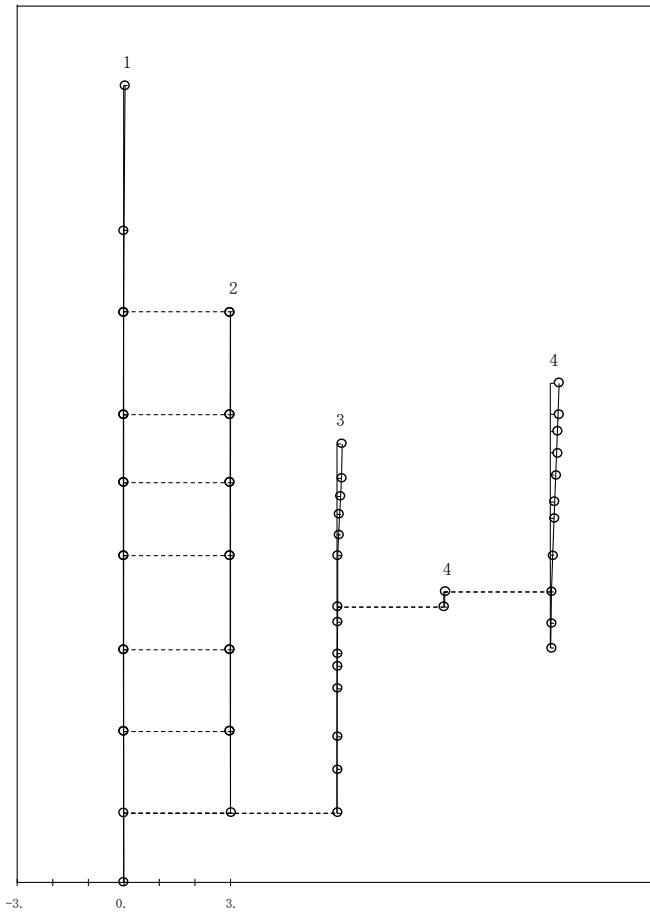


図 4-3(2) 第 6 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (6/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.059 刺激係数 ; -0.027

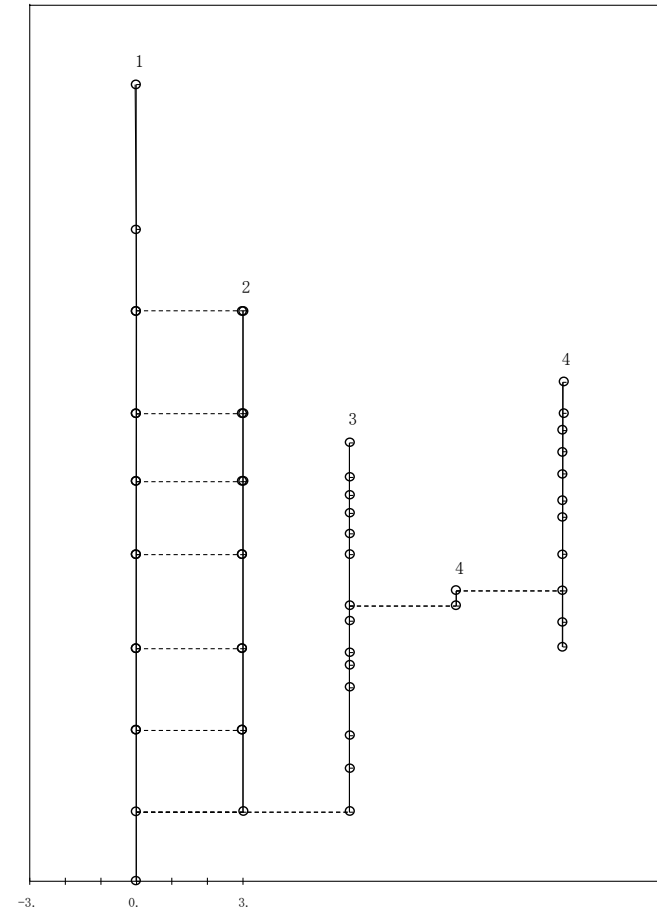


図 4-3(2) 第 7 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (7/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.056 刺激係数 ; 0.073

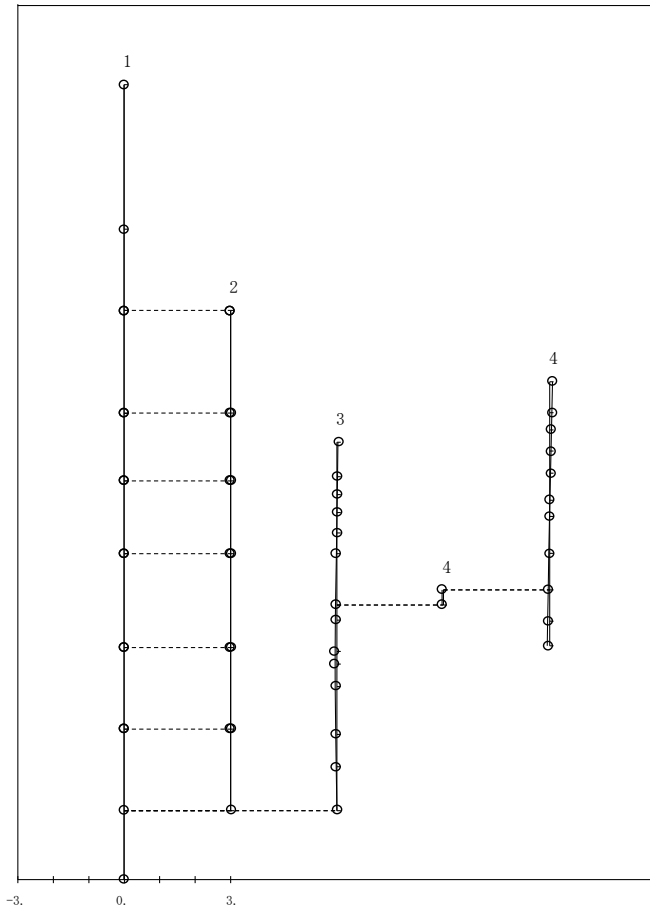


図 4-3(2) 第 8 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (8/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; -0.015

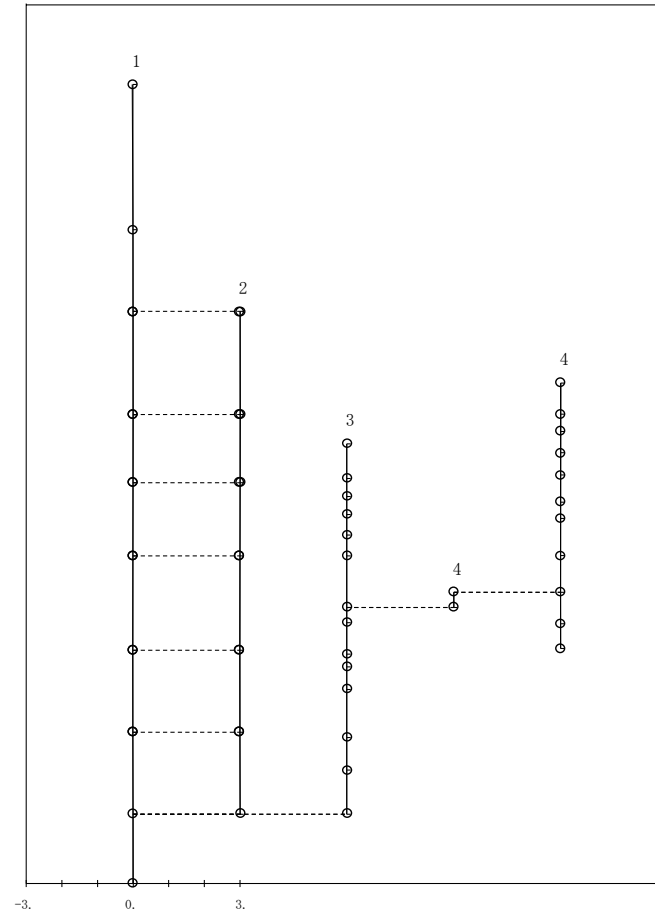


図 4-3(2) 第 9 次振動モード (Ss-2, NS 方向) (9/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.438 刺激係数 ; 1.554

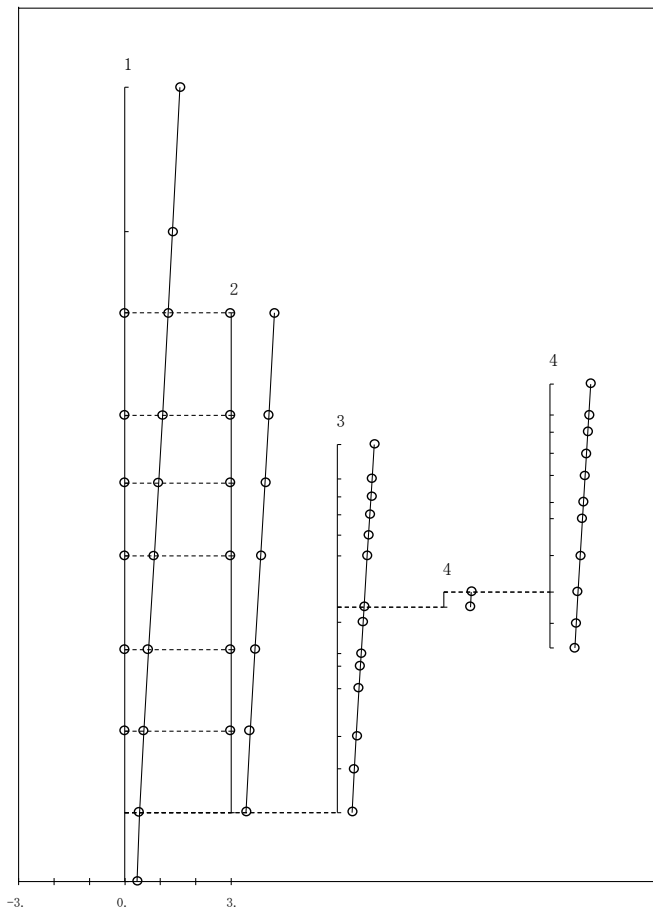


図 4-3(3) 第 1 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (1/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.197 刺激係数 ; -0.613

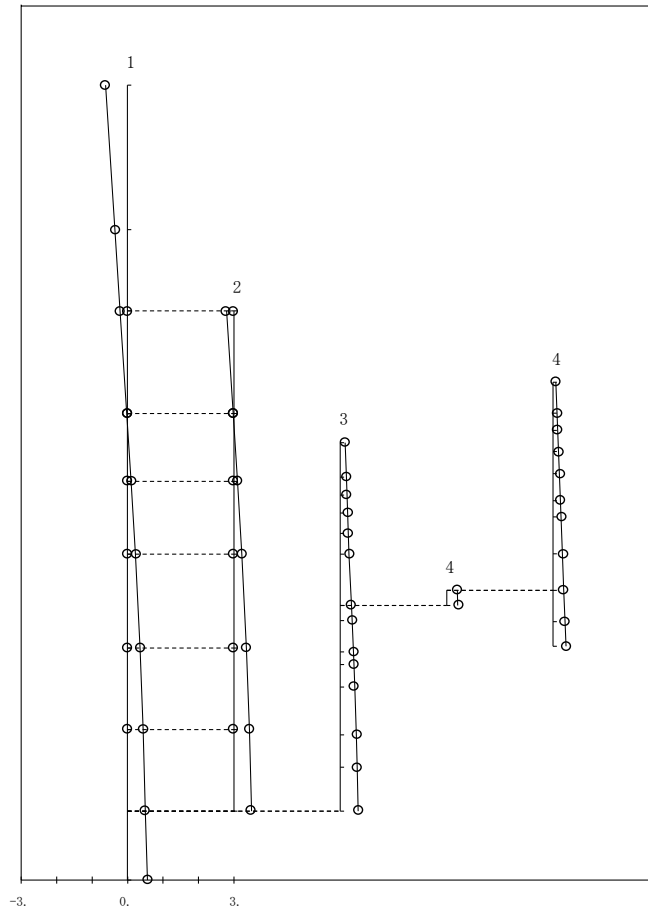


図 4-3(3) 第 2 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (2/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.089 刺激係数 ; -0.087

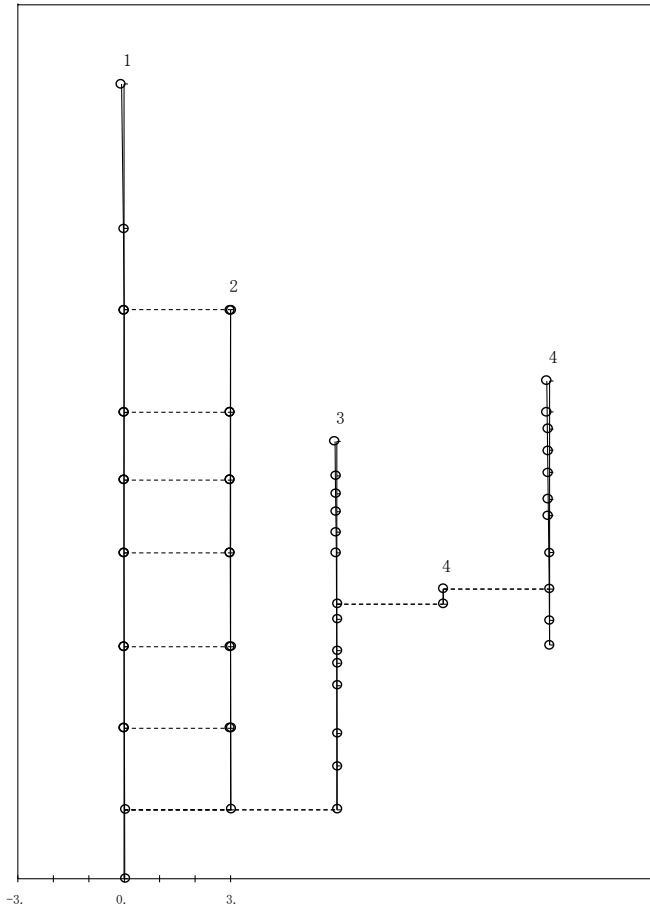


図 4-3(3) 第 3 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (3/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.085 刺激係数 ; -0.478

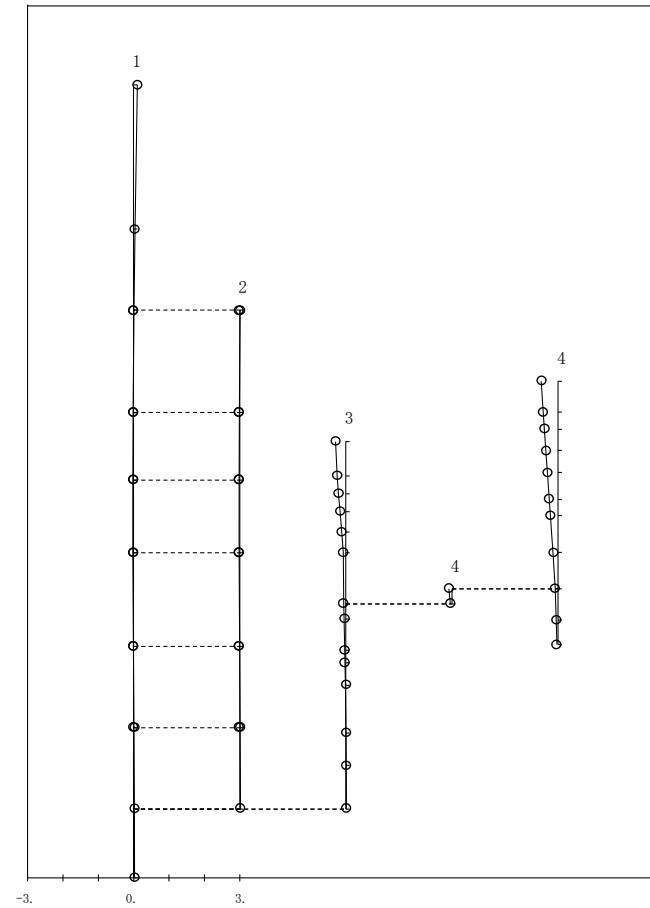


図 4-3(3) 第 4 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (4/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.077 刺激係数 ; 0.156

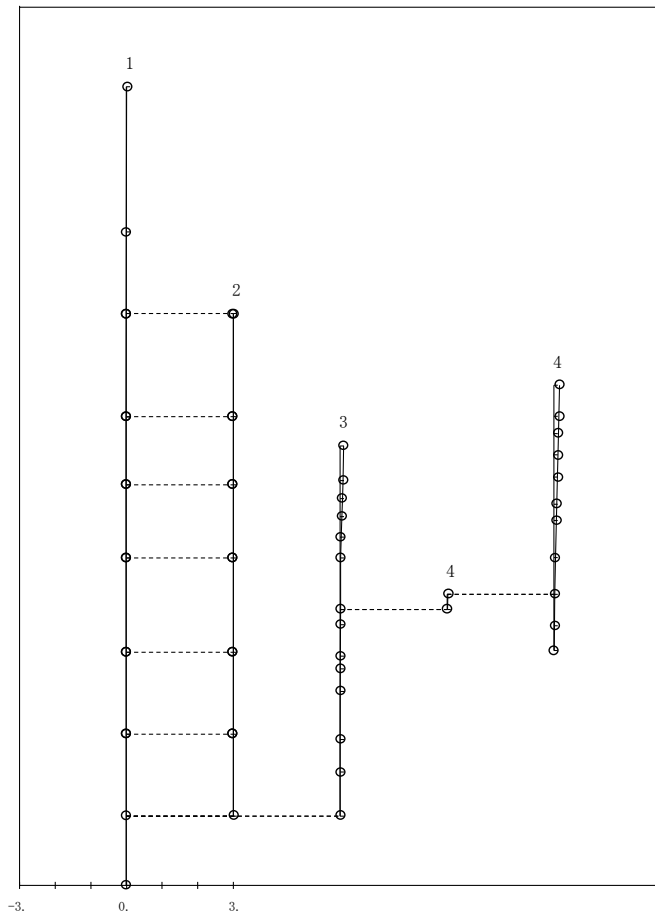


図 4-3(3) 第 5 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (5/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.076 刺激係数 ; 0.037

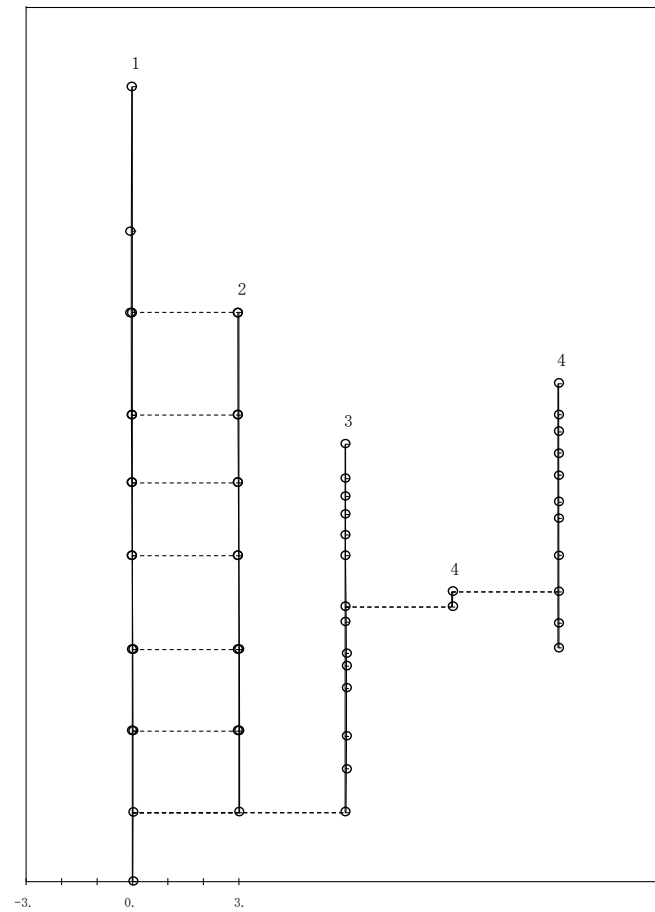


図 4-3(3) 第 6 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (6/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.064 刺激係数 ; 0.089

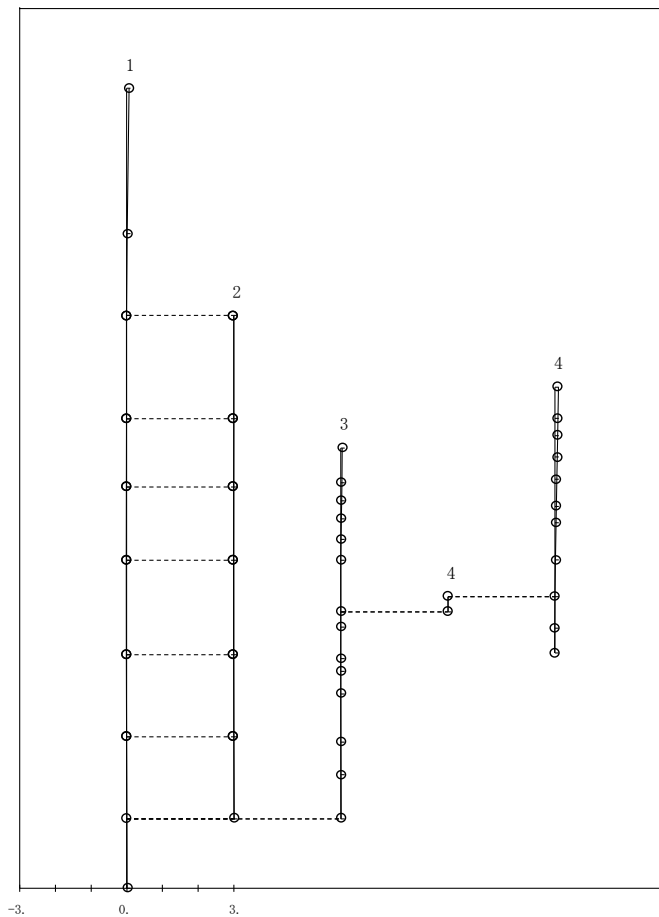


図 4-3(3) 第 7 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (7/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.056 刺激係数 ; 0.069

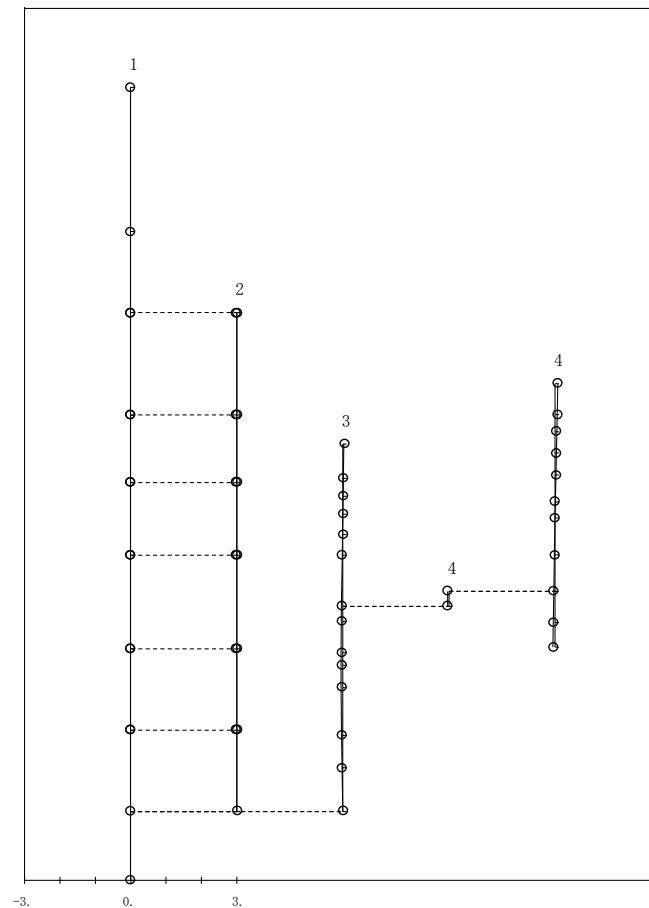


図 4-3(3) 第 8 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (8/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.053 刺激係数 ; -0.011

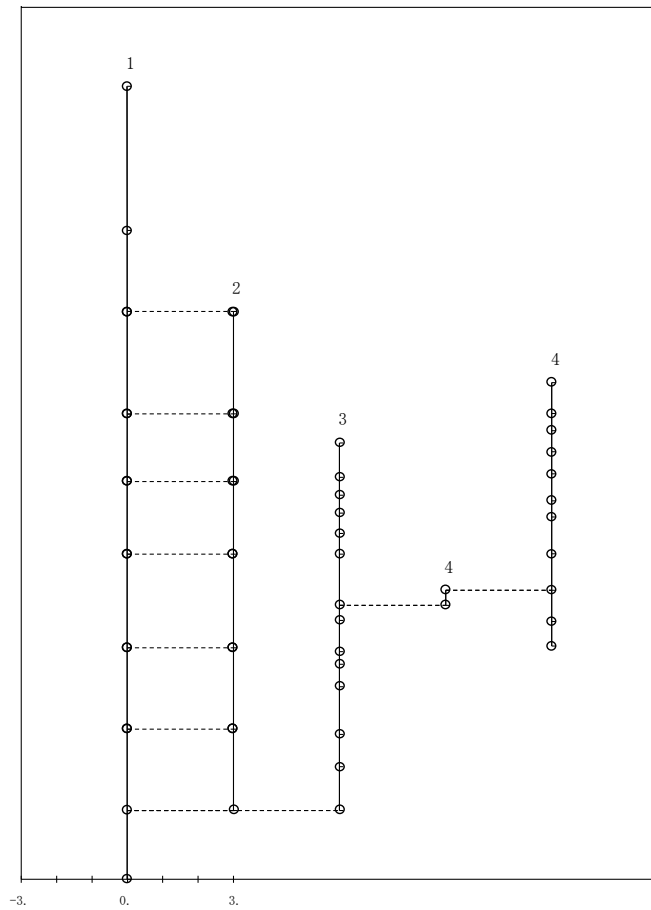


図 4-3(3) 第 9 次振動モード (Ss-1, EW 方向) (9/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.437 刺激係数 ; 1.554

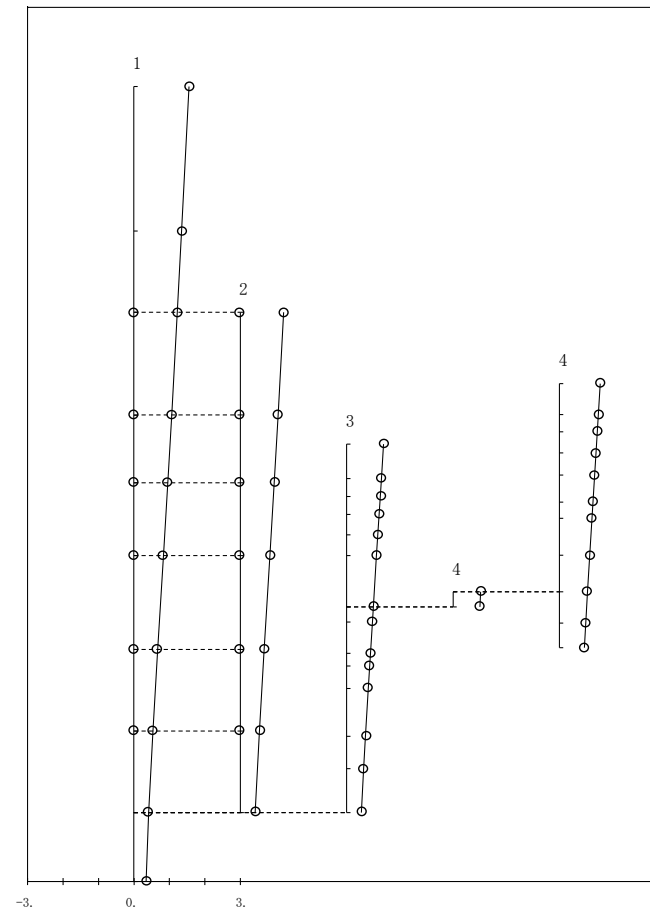


図 4-3(4) 第 1 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (1/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.197 刺激係数 ; -0.614

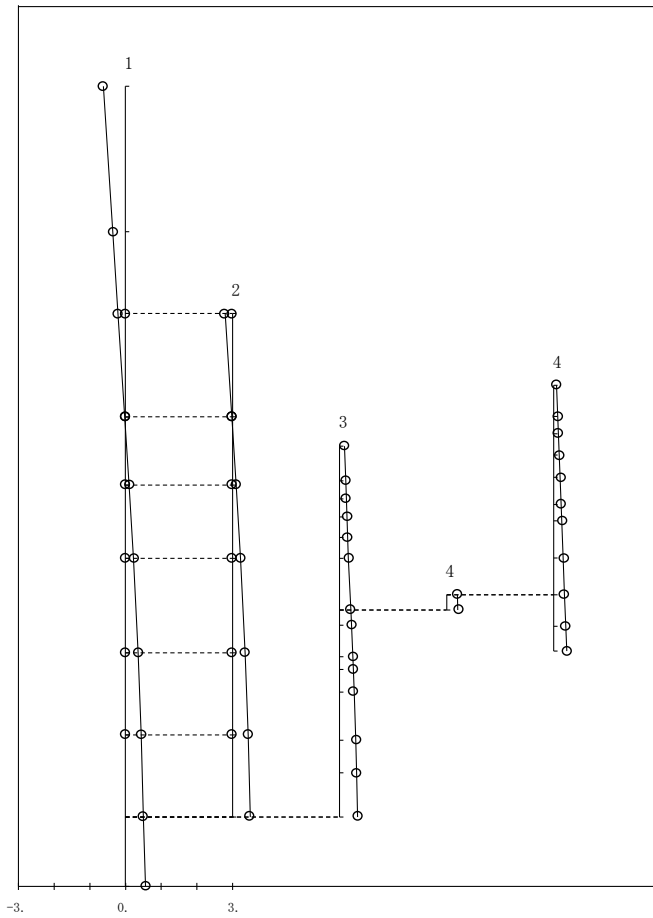


図 4-3(4) 第 2 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (2/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.089 刺激係数 ; -0.087

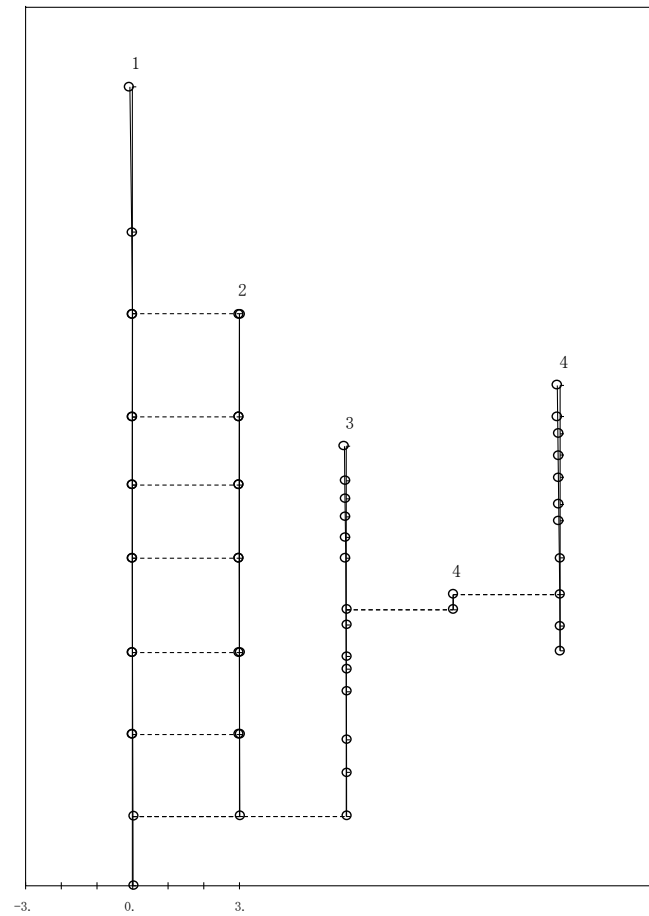


図 4-3(4) 第 3 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (3/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.084 刺激係数 ; -0.483

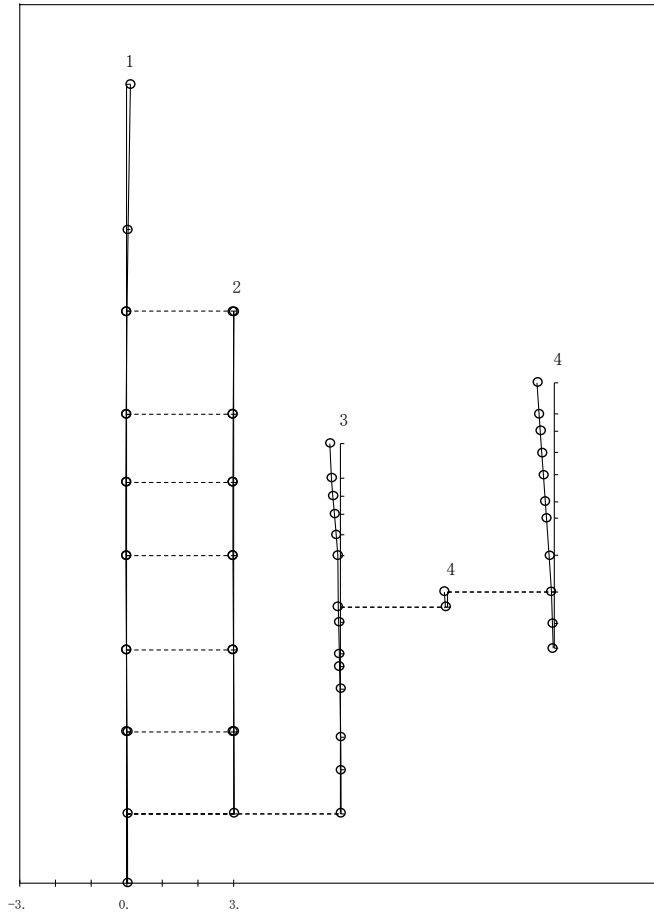


図 4-3(4) 第 4 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (4/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.077 刺激係数 ; 0.165

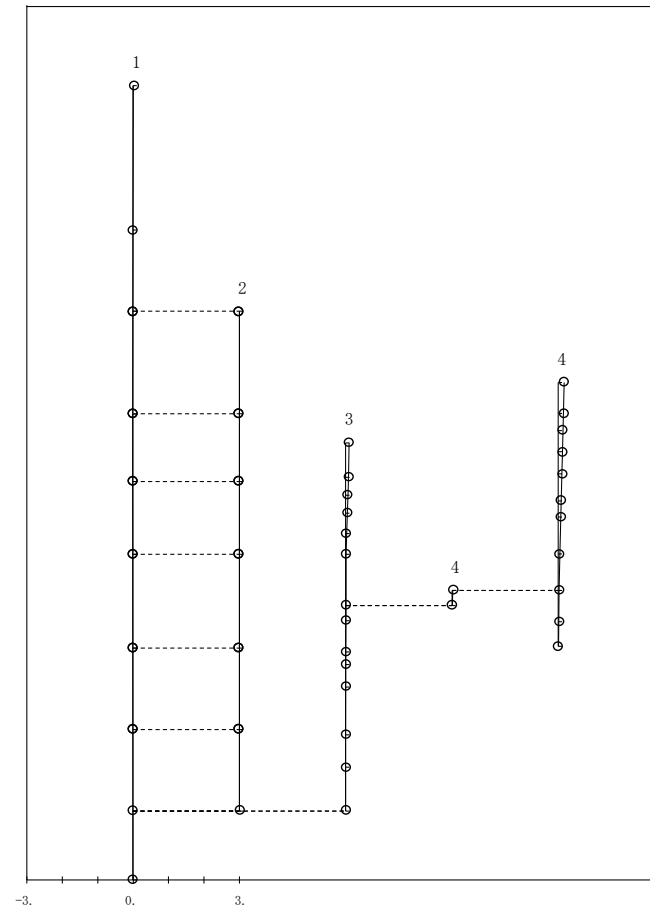


図 4-3(4) 第 5 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (5/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.076 刺激係数 ; 0.037

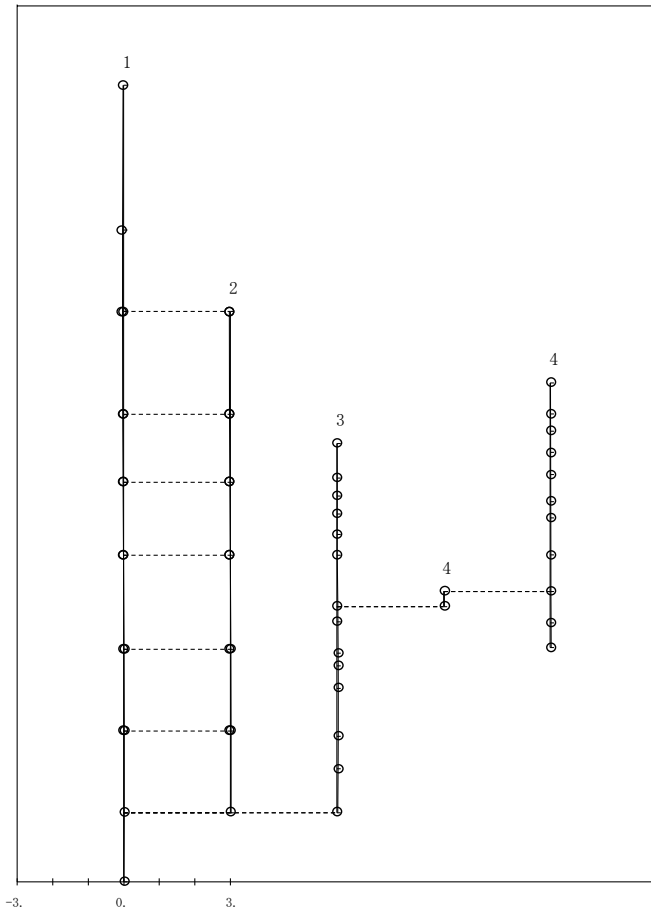


図 4-3(4) 第 6 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (6/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.064 刺激係数 ; 0.090

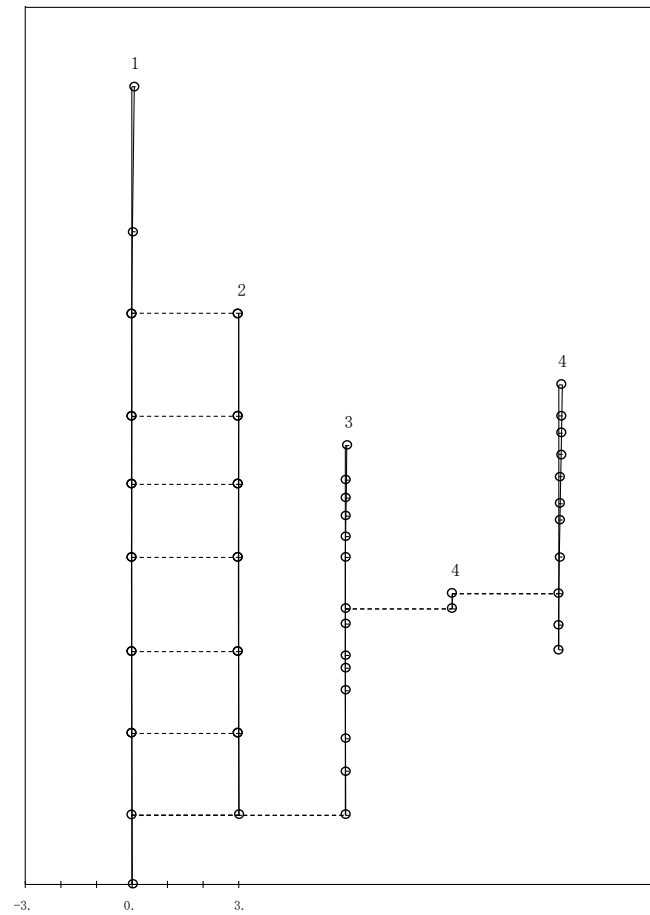


図 4-3(4) 第 7 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (7/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.056 刺激係数 ; 0.069

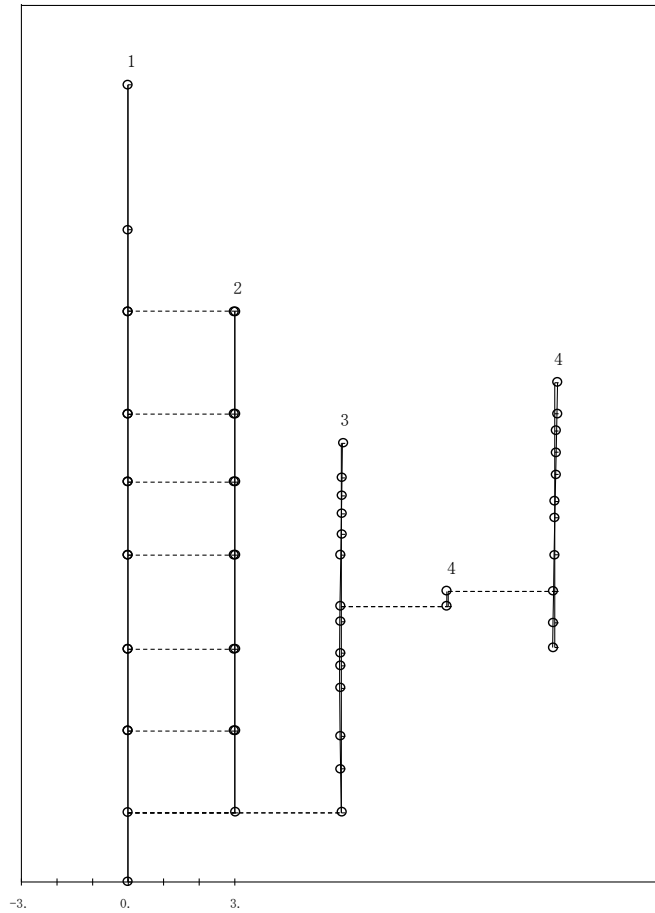


図 4-3(4) 第 8 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (8/9)

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器

固有周期 (s) ; 0.053 刺激係数 ; -0.011

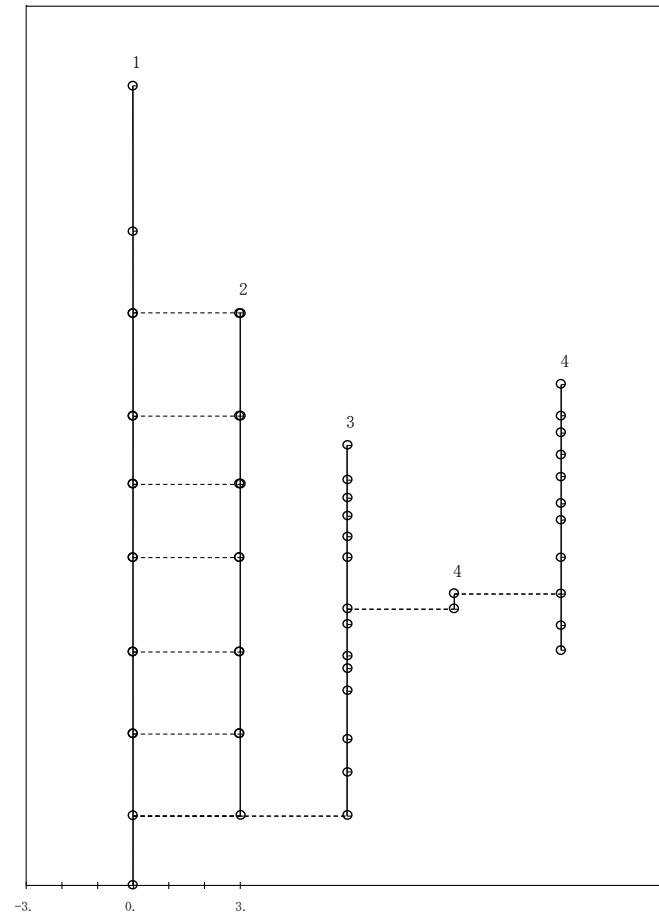


図 4-3(4) 第 9 次振動モード (Ss-2, EW 方向) (9/9)

- 1 屋根トラス
 - 2 原子炉建屋
 - 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
 - 4 原子炉压力容器
 - 5 原子炉冷却材再循環ポンプ
 - 6 炉心シュラウド
 - 7 制御棒駆動機構ハウジング
 - 8 燃料集合体及び制御棒案内管
- 固有周期 (s) ; 0.281 刺激係数 ; 10.385

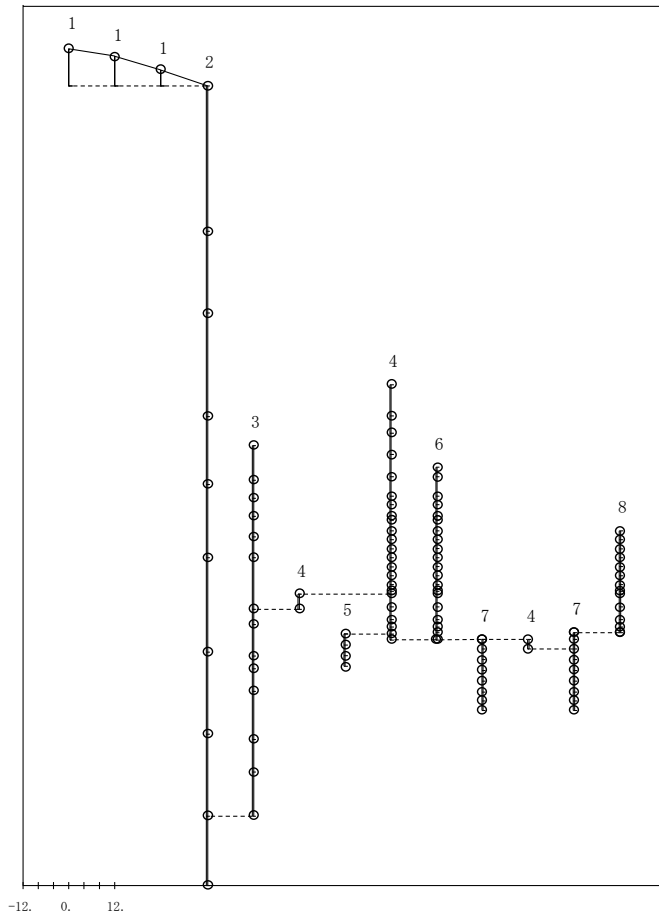


図 4-3(5) 第 1 次振動モード (Ss-1, 鉛直方向) (1/5)

- 1 屋根トラス
 - 2 原子炉建屋
 - 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
 - 4 原子炉压力容器
 - 5 原子炉冷却材再循環ポンプ
 - 6 炉心シュラウド
 - 7 制御棒駆動機構ハウジング
 - 8 燃料集合体及び制御棒案内管
- 固有周期 (s) ; 0.262 刺激係数 ; -9.446

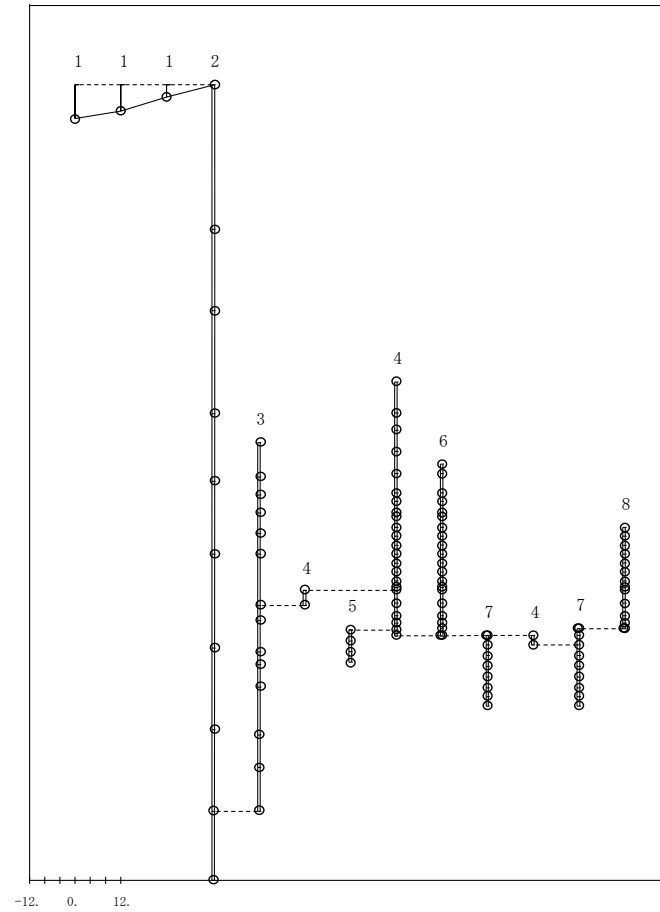


図 4-3(5) 第 2 次振動モード (Ss-1, 鉛直方向) (2/5)

- | | |
|-------------------|-----------------|
| 1 屋根トラス | 6 炉心シュラウド |
| 2 原子炉建屋 | 7 制御棒駆動機構ハウジング |
| 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎 | 8 燃料集合体及び制御棒案内管 |
| 4 原子炉圧力容器 | |
| 5 原子炉冷却材再循環ポンプ | |
- 固有周期 (s) ; 0.077 刺激係数 ; 0.100

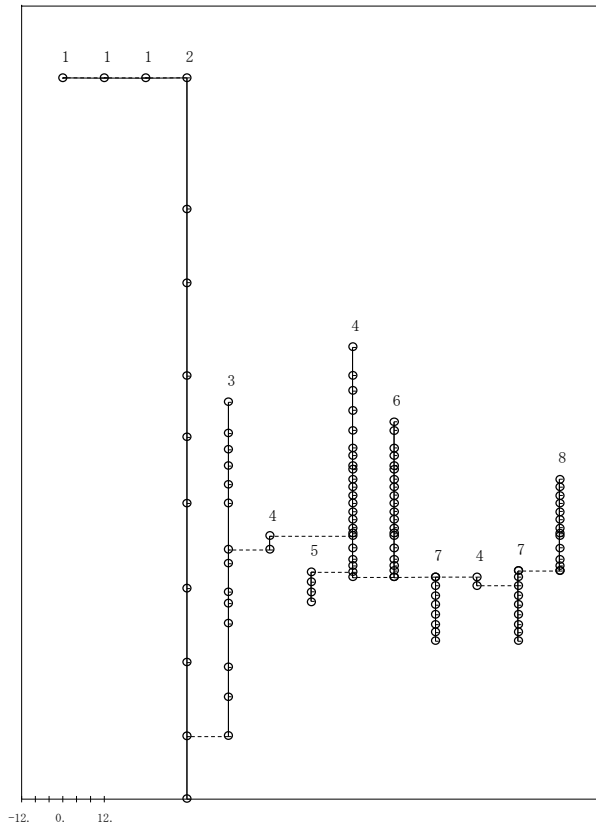


図 4-3(5) 第 3 次振動モード (Ss-1, 鉛直方向) (3/5)

- | | |
|-------------------|-----------------|
| 1 屋根トラス | 6 炉心シュラウド |
| 2 原子炉建屋 | 7 制御棒駆動機構ハウジング |
| 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎 | 8 燃料集合体及び制御棒案内管 |
| 4 原子炉圧力容器 | |
| 5 原子炉冷却材再循環ポンプ | |
- 固有周期 (s) ; 0.059 刺激係数 ; 0.119

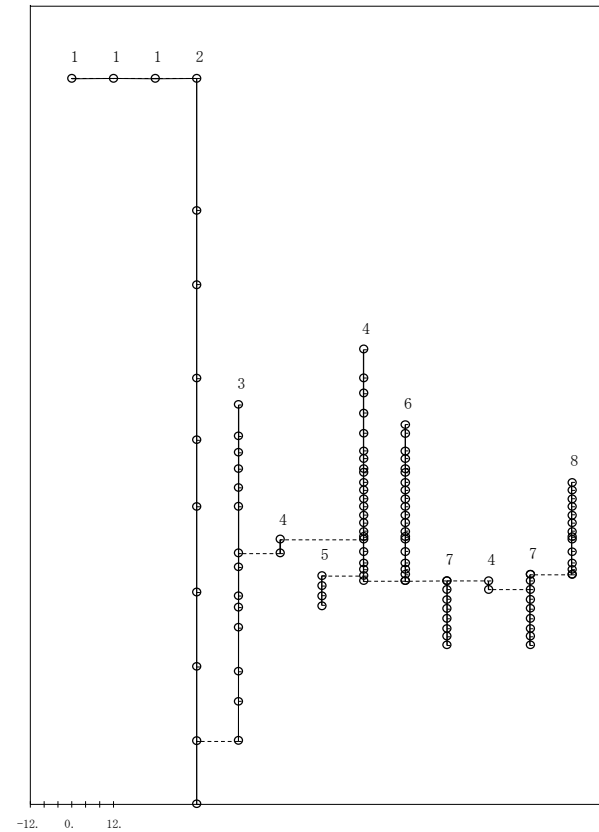


図 4-3(5) 第 4 次振動モード (Ss-1, 鉛直方向) (4/5)

- 1 屋根トラス
- 2 原子炉建屋
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器
- 5 原子炉冷却材再循環ポンプ
- 6 炉心シュラウド
- 7 制御棒駆動機構ハウジング
- 8 燃料集合体及び制御棒案内管

固有周期 (s) ; 0.051 刺激係数 ; -0.094

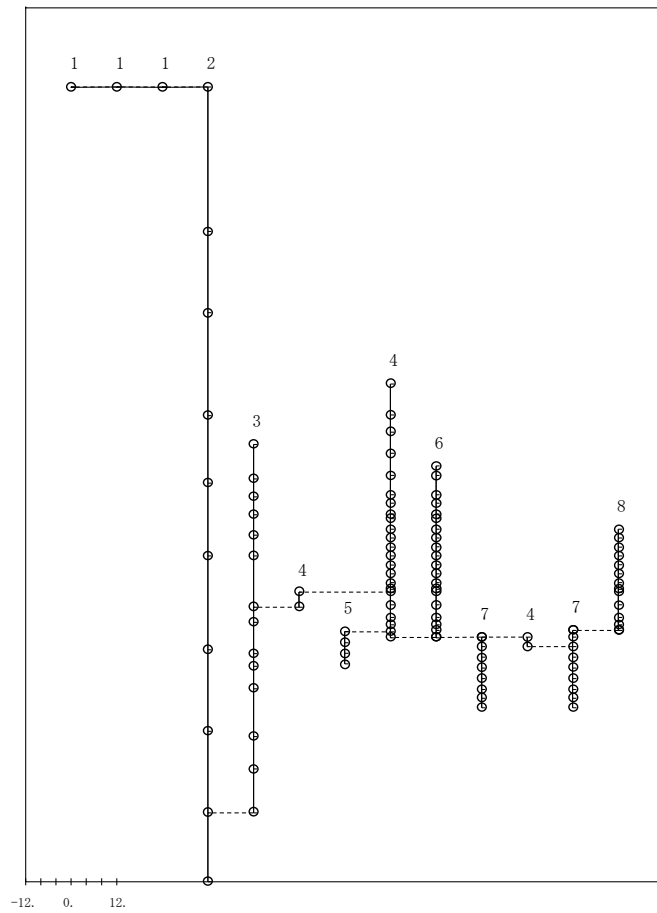


図 4-3(5) 第 5 次振動モード (Ss-1, 鉛直方向) (5/5)

- 1 屋根トラス
- 2 原子炉建屋
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器
- 5 原子炉冷却材再循環ポンプ
- 6 炉心シュラウド
- 7 制御棒駆動機構ハウジング
- 8 燃料集合体及び制御棒案内管

固有周期 (s) ; 0.280 刺激係数 ; 10.012

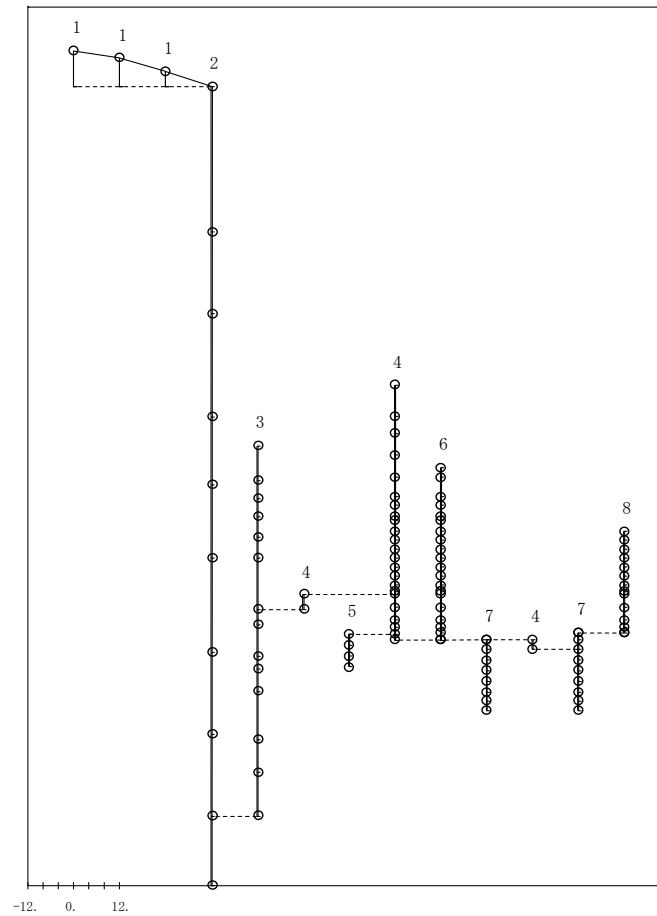


図 4-3(6) 第 1 次振動モード (Ss-2, 鉛直方向) (1/5)

- 1 屋根トラス
- 2 原子炉建屋
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器
- 5 原子炉冷却材再循環ポンプ

- 6 炉心シュラウド
- 7 制御棒駆動機構ハウジング
- 8 燃料集合体及び制御棒案内管

固有周期 (s) ; 0.260 刺激係数 ; -9.075

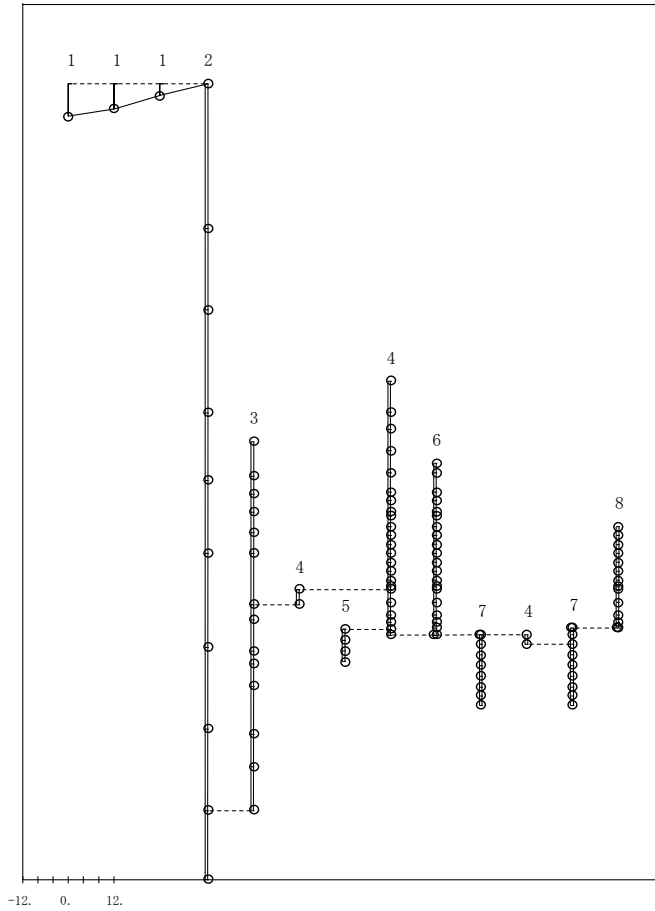


図 4-3(6) 第 2 次振動モード (Ss-2, 鉛直方向) (2/5)

- 1 屋根トラス
- 2 原子炉建屋
- 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
- 4 原子炉压力容器
- 5 原子炉冷却材再循環ポンプ

- 6 炉心シュラウド
- 7 制御棒駆動機構ハウジング
- 8 燃料集合体及び制御棒案内管

固有周期 (s) ; 0.077 刺激係数 ; 0.102

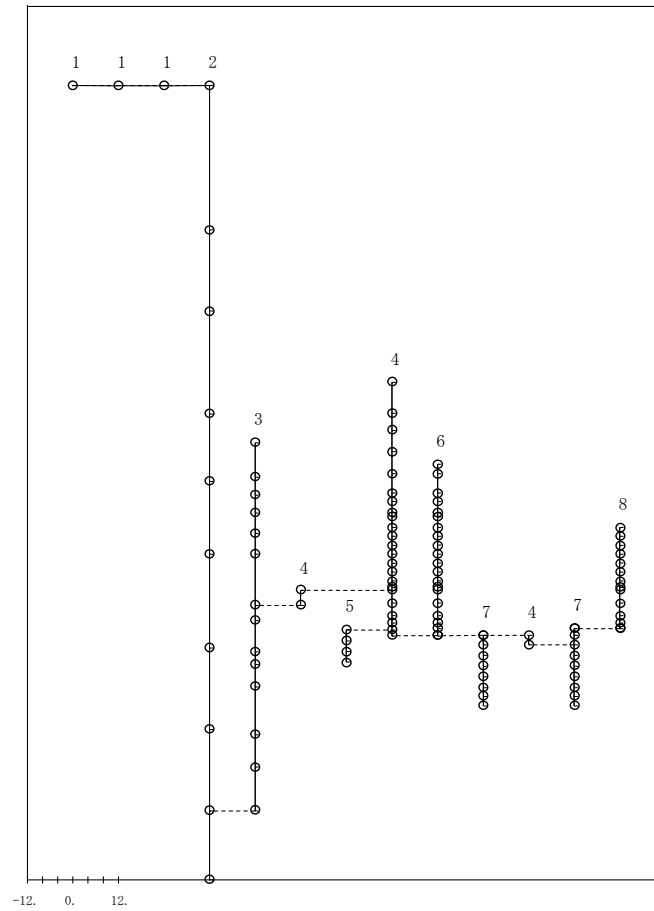


図 4-3(6) 第 3 次振動モード (Ss-2, 鉛直方向) (3/5)

- 1 屋根トラス
 - 2 原子炉建屋
 - 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
 - 4 原子炉压力容器
 - 5 原子炉冷却材再循環ポンプ
 - 6 炉心シェラウド
 - 7 制御棒駆動機構ハウジング
 - 8 燃料集合体及び制御棒案内管
- 固有周期 (s) ; 0.059 刺激係数 ; 0.121

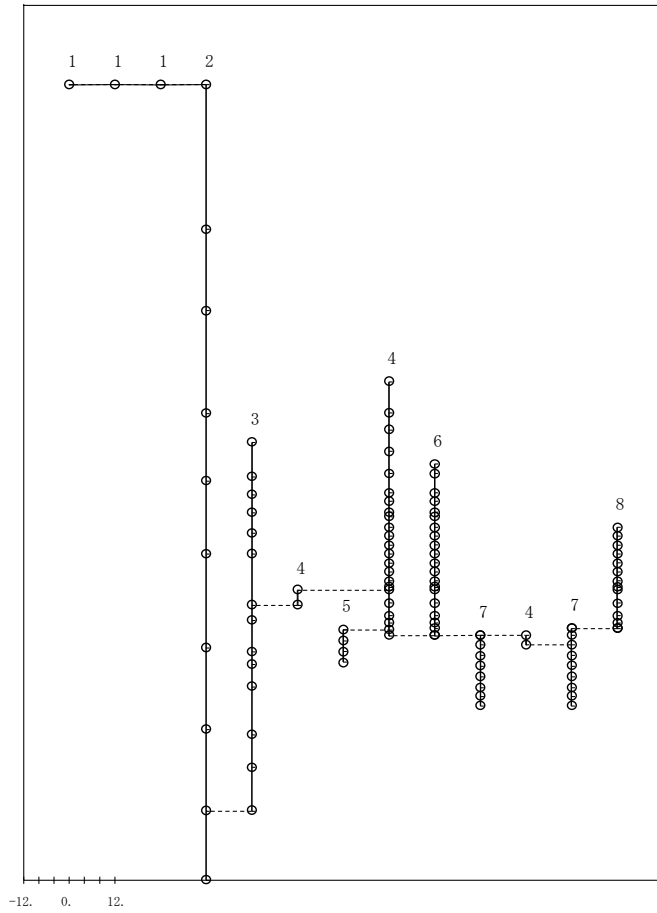


図 4-3(6) 第 4 次振動モード (Ss-2, 鉛直方向) (4/5)

- 1 屋根トラス
 - 2 原子炉建屋
 - 3 原子炉遮蔽壁及び原子炉本体基礎
 - 4 原子炉压力容器
 - 5 原子炉冷却材再循環ポンプ
 - 6 炉心シェラウド
 - 7 制御棒駆動機構ハウジング
 - 8 燃料集合体及び制御棒案内管
- 固有周期 (s) ; 0.051 刺激係数 ; -0.095

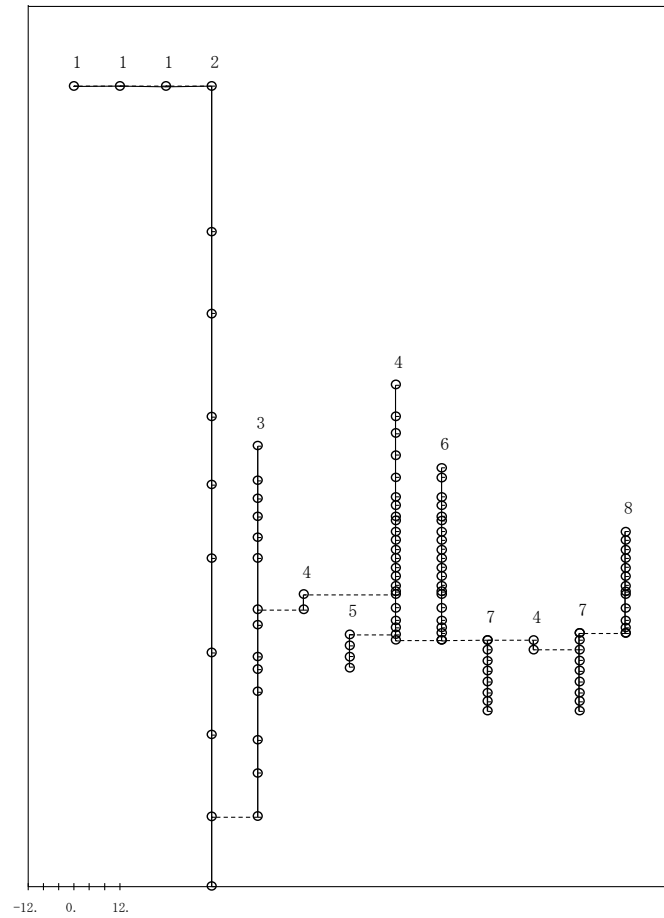


図 4-3(6) 第 5 次振動モード (Ss-2, 鉛直方向) (5/5)

表 4-7 「SA 時環境考慮連成モデル」応答と「大型機器系の地震応答解析モデル」応答との比較（せん断力）（1/4）

機器	質点 番号	標 高 T. M. S. L. (m)	せん断力 (kN)				
			①SA時環境考慮連成モデル	②設計用地震力 I	比率 (①/②)	③設計用地震力 II	比率 (①/③)
原子炉压力容器	34	26.013	—	—	—	—	—
	35	23.553	401	453	0.89	523	0.77
	36	22.163	1760	1970	0.90	2270	0.78
	37	20.494	3020	2980	1.02	3410	0.89
	38	18.716	5210	5360	0.98	6310	0.83
	39	16.563	4200	4150	1.02	4880	0.86
	40	15.262	5940	6520	0.92	7710	0.77
	41	15.262	7730	8720	0.89	10400	0.75
	42	12.332	12100	12900	0.94	15800	0.77
	43	9.402	4950	4710	1.05	5800	0.86
	44	6.904	2250	2210	1.02	2640	0.86
原子炉压力容器 スカート	32	9.402	19900	20000	1.00	25000	0.80
	33	8.200					
原子炉遮蔽壁	18	21.200	1010	1090	0.93	1270	0.80
	19	18.440	7950	8520	0.94	10100	0.79
	20	17.020	9030	9670	0.94	11400	0.80
	21	15.600	13300	14200	0.94	16800	0.80
	22	13.950	14500	15300	0.95	18200	0.80
	23	12.300	17700	20500	0.87	25500	0.70
原子炉本体基礎	24	8.200	32500	35300	0.92	41100	0.79
	25	7.000	34900	37600	0.93	44100	0.80
	26	4.500	37700	39300	0.96	46700	0.81
	27	3.500	39700	40300	0.99	48300	0.83
	28	1.700	44100	43000	1.03	51800	0.86
	29	-2.100	48200	45400	1.07	55700	0.87
	30	-4.700	52300	48000	1.09	59300	0.89
	31	-8.200	—	—	—	—	—

表 4-7 「SA 時環境考慮連成モデル」応答と「大型機器系の地震応答解析モデル」応答との比較（モーメント）（2/4）

機器	質点番号	標高 T. M. S. L. (m)	モーメント (kN・m)				
			①SA時環境考慮連成モデル	②設計用地震力 I	比率 (①/②)	③設計用地震力 II	比率 (①/③)
原子炉圧力容器	34	26.013	0	0	—	0	—
	35	23.553	987	1120	0.89	1290	0.77
	36	22.163	3420	3850	0.89	4440	0.77
	37	20.494	8160	8490	0.97	9770	0.84
	38	18.716	17500	18000	0.98	21000	0.84
	39	16.563	26000	27000	0.97	31500	0.83
	40	15.262	33700	35000	0.97	41400	0.82
	41	12.332	55900	60500	0.93	71700	0.78
	42	9.402	87700	98300	0.90	118000	0.75
	43	6.904	4390	4310	1.02	5170	0.85
原子炉圧力容器 スカート	44	4.950	0	0	—	0	—
	32	9.402	79100	83700	0.95	98100	0.81
	33	8.200	97400	108000	0.91	128000	0.76
原子炉遮蔽壁	18	21.200	0	0	—	0	—
	19	18.440	2790	3010	0.93	3500	0.80
	20	17.020	14100	15100	0.94	17900	0.79
	21	15.600	26900	28900	0.93	34000	0.80
	22	13.950	48800	52200	0.94	61700	0.79
原子炉本体基礎	23	12.300	72600	77300	0.94	91700	0.80
	24	8.200	114000	131000	0.87	153000	0.75
			199000	212000	0.94	253000	0.79
	25	7.000	233000	254000	0.92	301000	0.78
	26	4.500	312000	347000	0.90	410000	0.76
	27	3.500	347000	386000	0.90	455000	0.77
	28	1.700	415000	457000	0.91	537000	0.78
	29	-2.100	574000	617000	0.93	719000	0.80
	30	-4.700	691000	731000	0.95	849000	0.82
31	-8.200	861000	892000	0.97	1040000	0.83	

表 4-7 「SA 時環境考慮連成モデル」応答と「大型機器系の地震応答解析モデル」応答との比較（軸力）（3/4）

機器	質点番号	標高 T. M. S. L. (m)	軸力 (kN)				
			①SA時環境考慮連成モデル	②設計用地震力 I	比率 (①/②)	③設計用地震力 II	比率 (①/③)
原子炉压力容器	55	26.013	187	189	0.99	253	0.74
	56	23.553	868	879	0.99	1180	0.74
	57	22.163	1590	1610	0.99	2150	0.74
	58	20.494	3000	3040	0.99	4060	0.74
	59	18.716	3540	3600	0.99	4790	0.74
	60	17.179	3850	3910	0.99	5200	0.74
	61	16.506	4270	4350	0.99	5780	0.74
	62	15.641	4460	4540	0.99	6020	0.74
	63	15.266	4730	4810	0.99	6390	0.74
	64	14.433	4940	5030	0.99	6670	0.74
	65	13.721	5130	5230	0.98	6930	0.74
	66	13.009	5330	5430	0.99	7190	0.75
	67	12.297	5520	5630	0.98	7450	0.74
	68	11.585	5710	5830	0.98	7710	0.74
	69	10.873	5910	6030	0.98	7970	0.75
	70	10.161	6080	6200	0.98	8210	0.74
	71	9.645	6200	6330	0.98	8380	0.74
	72	9.402	10600	10800	0.99	14600	0.73
	73	8.395	10400	10600	0.99	14200	0.74
	74	7.388	10100	10300	0.98	14000	0.73
75	6.795	8980	9140	0.99	12400	0.73	
51	6.253	8090	8240	0.99	11200	0.73	
50	5.783	8090	8240	0.99	11200	0.73	
23	5.817	4420	4500	0.99	6100	0.73	
16	5.066	4420	4500	0.99	6100	0.73	
原子炉压力容器 スカート	72	9.402	17200	17500	0.99	23400	0.74
	82	8.200	17200	17500	0.99	23400	0.74
原子炉遮蔽壁	76	21.200	614	623	0.99	851	0.73
	77	18.440	3450	3500	0.99	4780	0.73
	78	17.020	4200	4260	0.99	5820	0.73
	79	15.600	7400	7520	0.99	10200	0.73
	80	13.950	8320	8450	0.99	11500	0.73
原子炉本体基礎	81	12.300	19700	20100	0.98	26800	0.74
	82	8.200	41100	41900	0.98	55900	0.74
	83	7.000	44200	45200	0.98	60100	0.74
	84	4.500	46700	47800	0.98	63500	0.74
	85	3.500	48400	49500	0.98	65600	0.74
	86	1.700	52100	53500	0.98	70600	0.74
	87	-2.100	55800	57500	0.97	75400	0.74
	88	-4.700	59100	61100	0.97	79700	0.75
	89	-8.200	—	—	—	—	—

表 4-7 「SA 時環境考慮連成モデル」応答と「大型機器系の地震応答解析モデル」応答との比較（ばね反力）（4/4）

構造物名	質点番号	ばね反力 (kN)				
		①SA時環境考慮連成モデル	②設計用地震力 I	比率 (①/②)	③設計用地震力 II	比率 (①/③)
原子炉圧力容器 スタビライザ	19-38	2680	2810	0.96	3280	0.82
ダイヤフラムフロア	14-23	36800	37500	0.99	40300	0.92

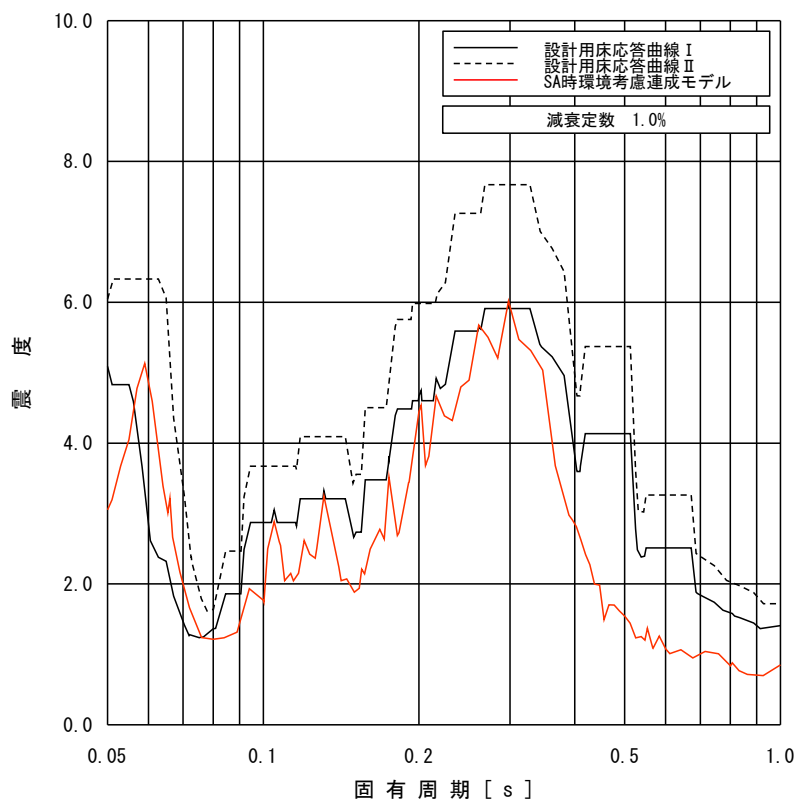
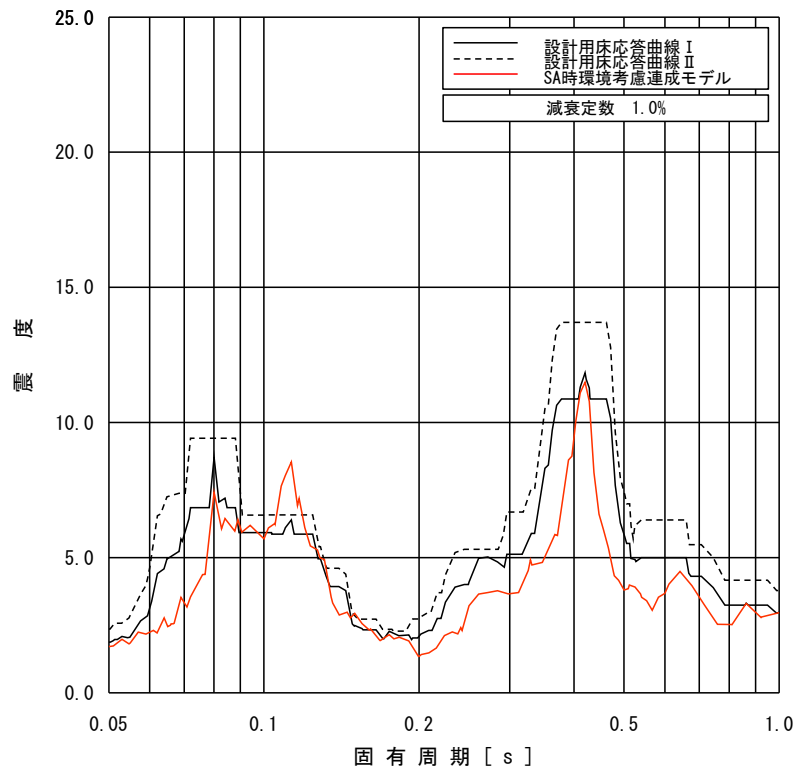


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (1/18)

(原子炉遮蔽壁, T.M.S.L. 21.200m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

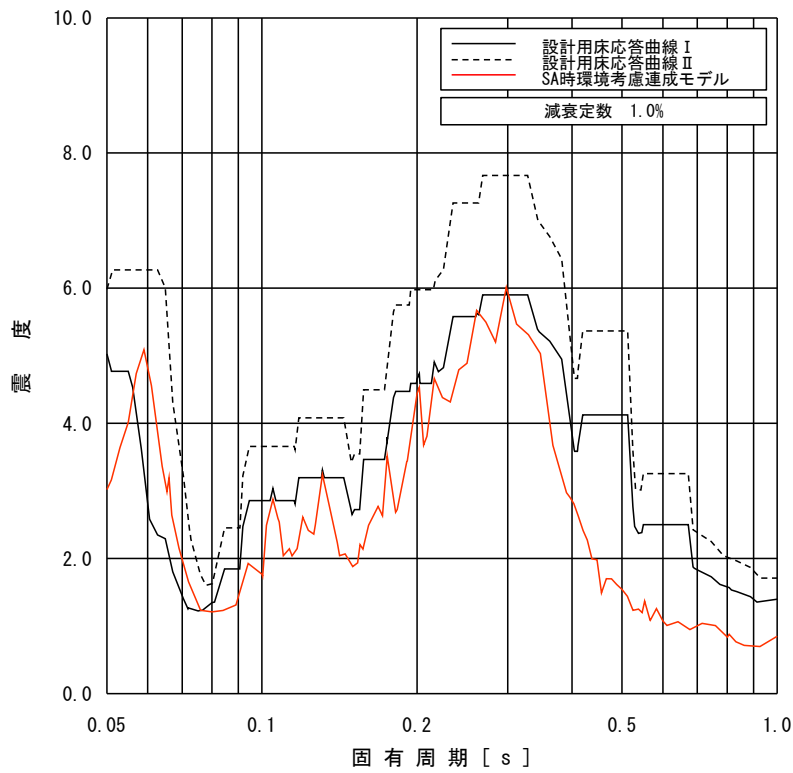
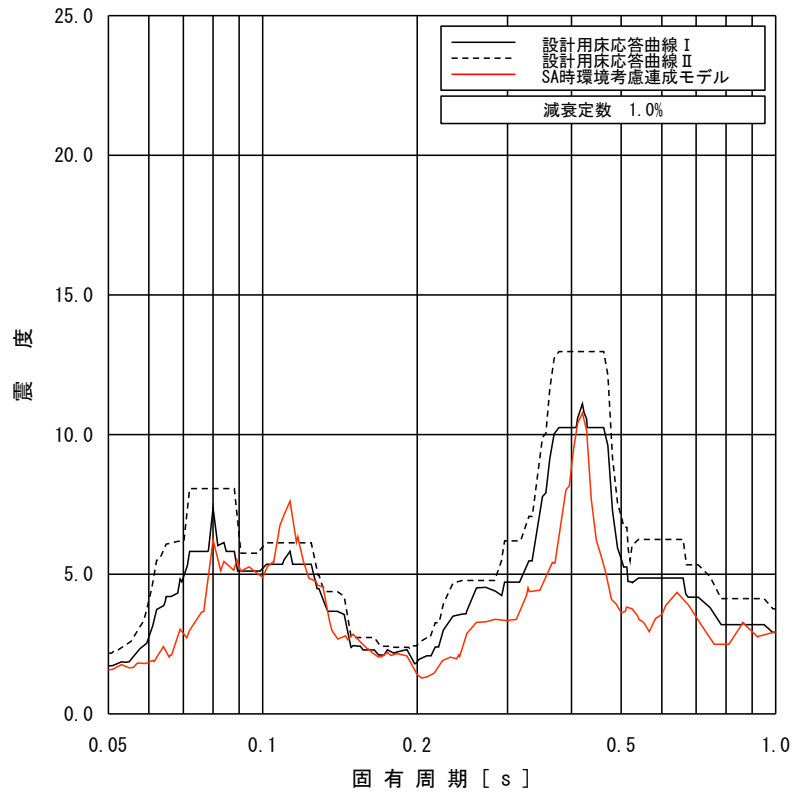


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (2/18)

(原子炉遮蔽壁, T.M.S.L. 18.440m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

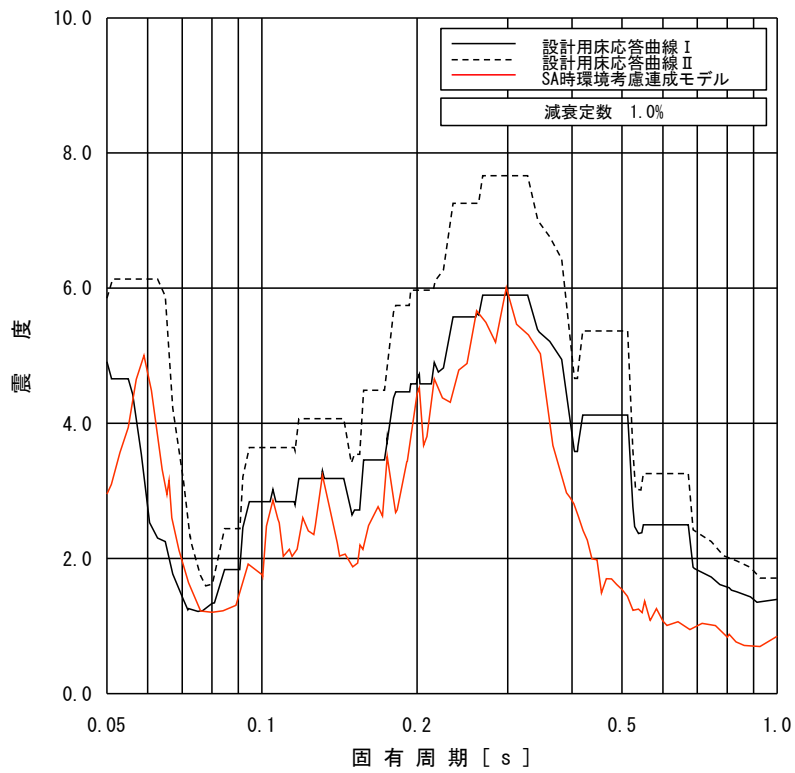
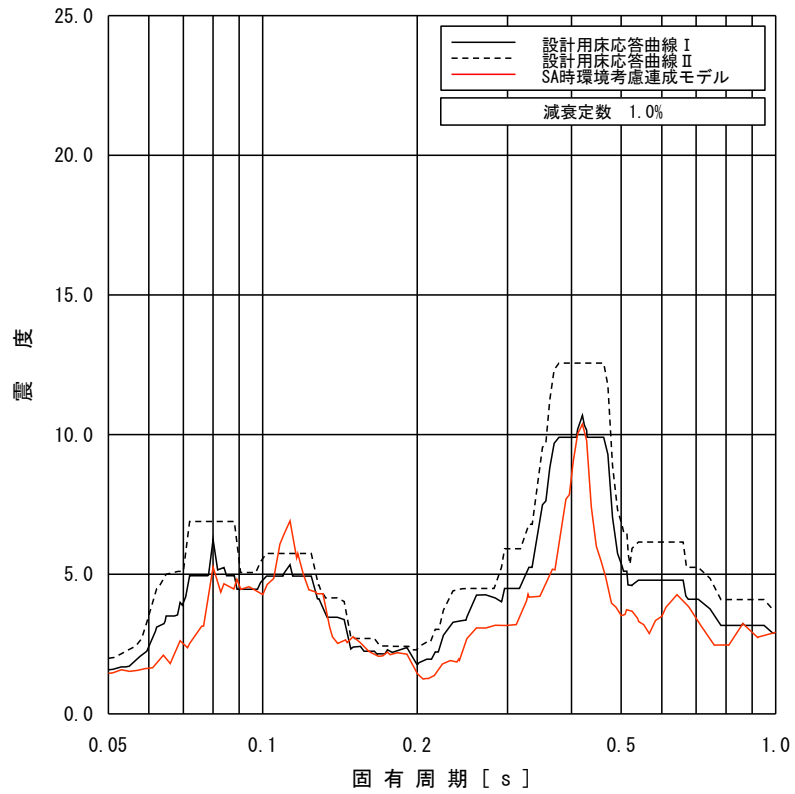


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (3/18)

(原子炉遮蔽壁, T.M.S.L. 17.020m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

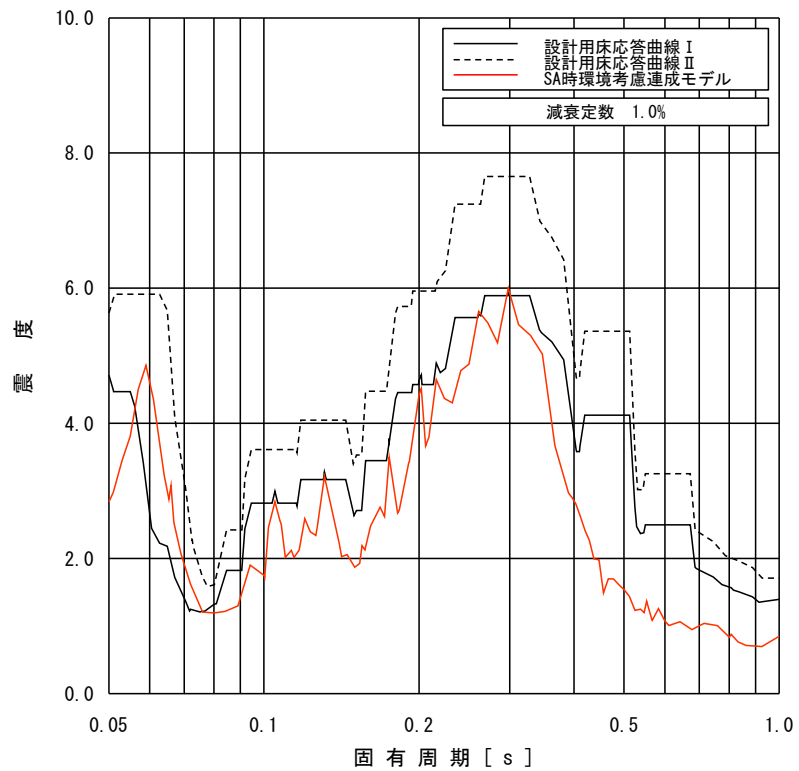
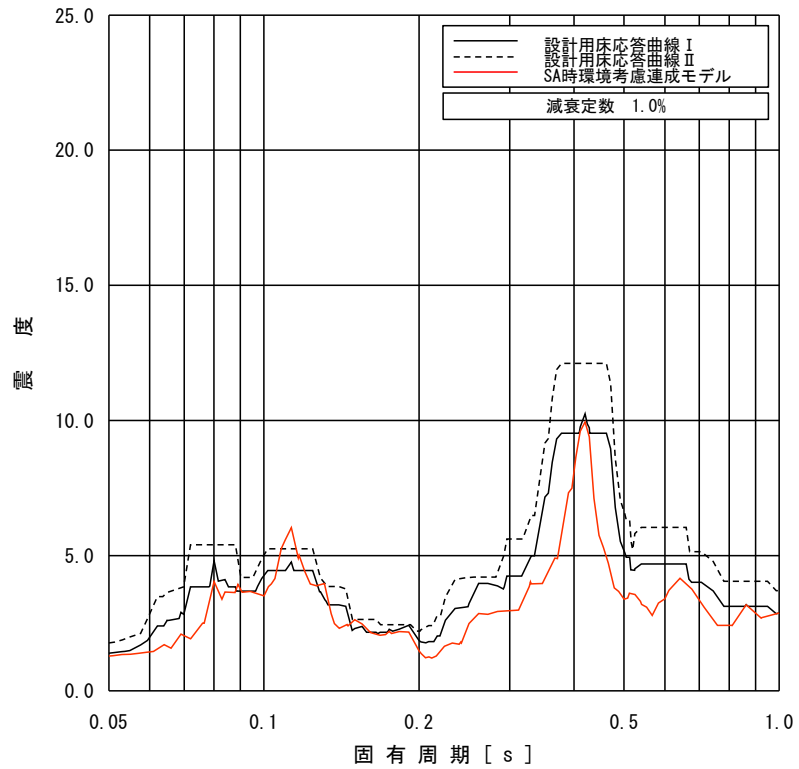


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (4/18)

(原子炉遮蔽壁, T.M.S.L. 15.600m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

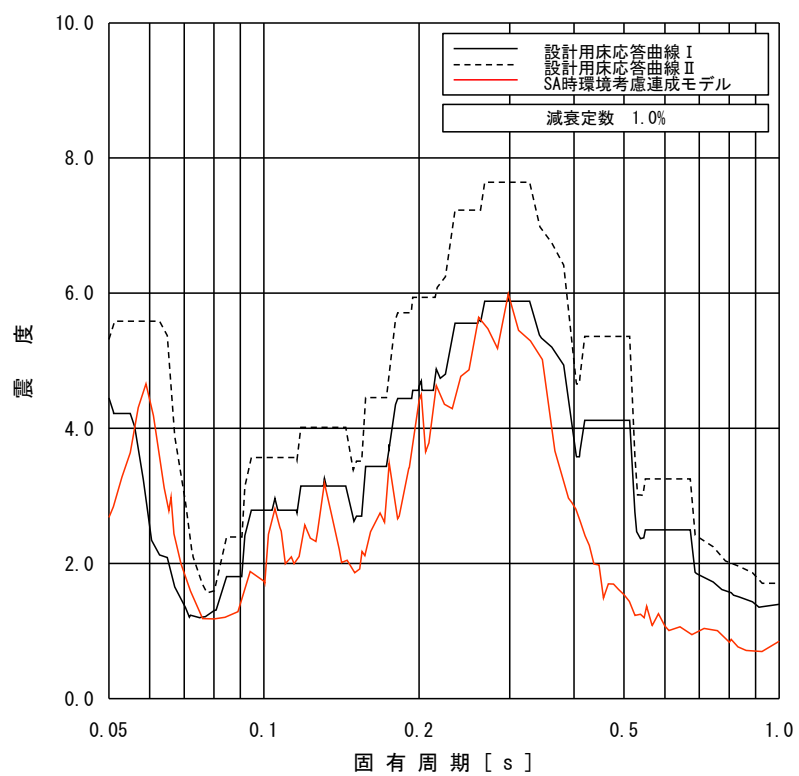
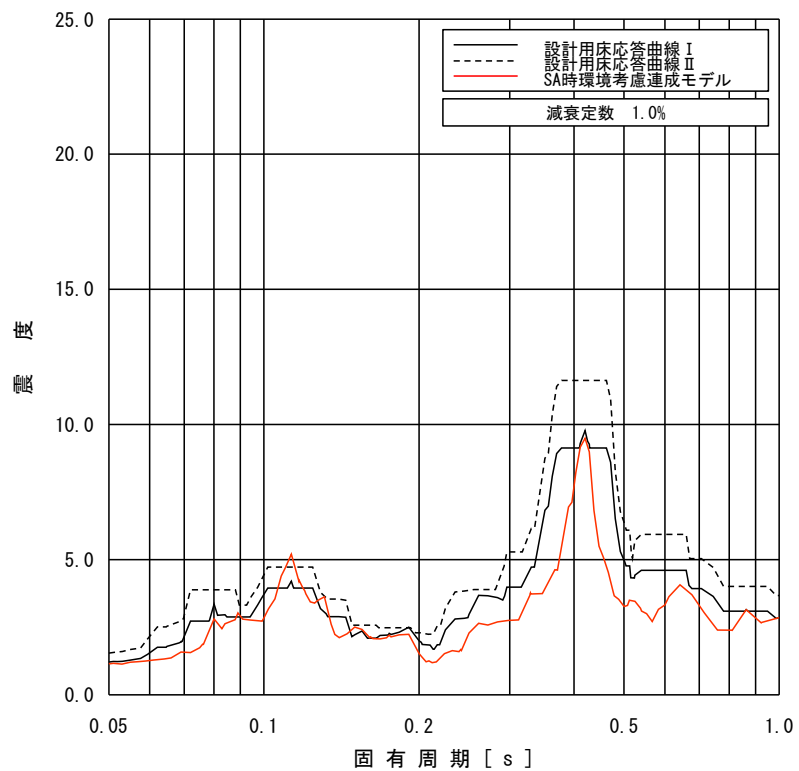


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (5/18)

(原子炉遮蔽壁, T.M.S.L. 13.950m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

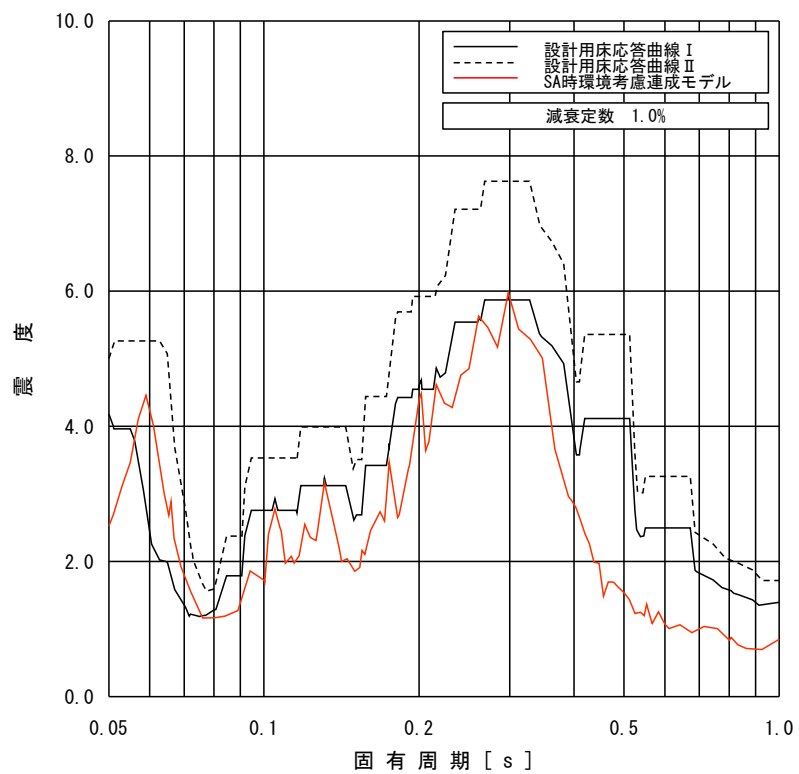
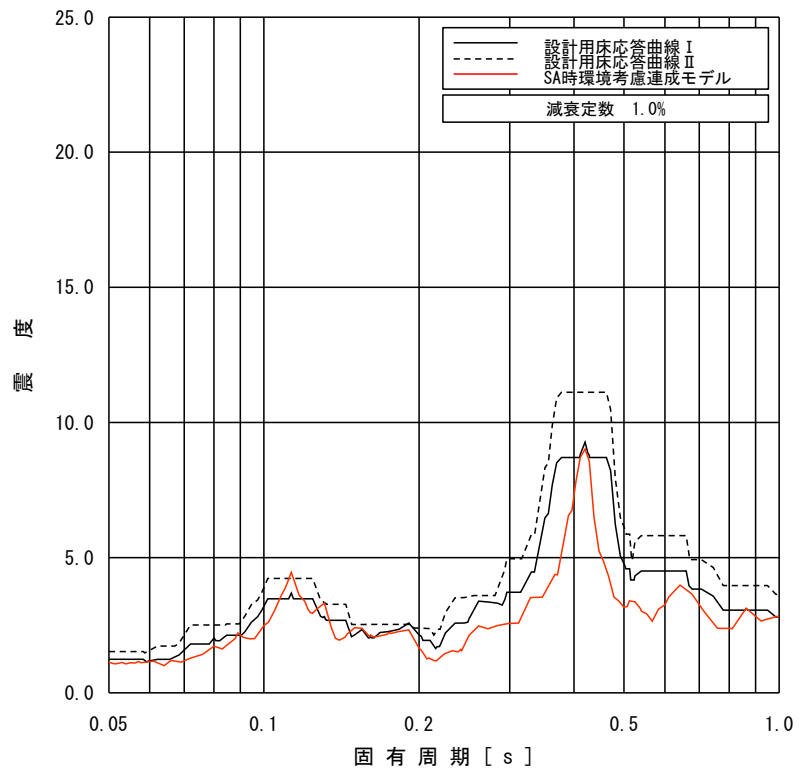


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (6/18)

(原子炉遮蔽壁, T.M.S.L. 12.300m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

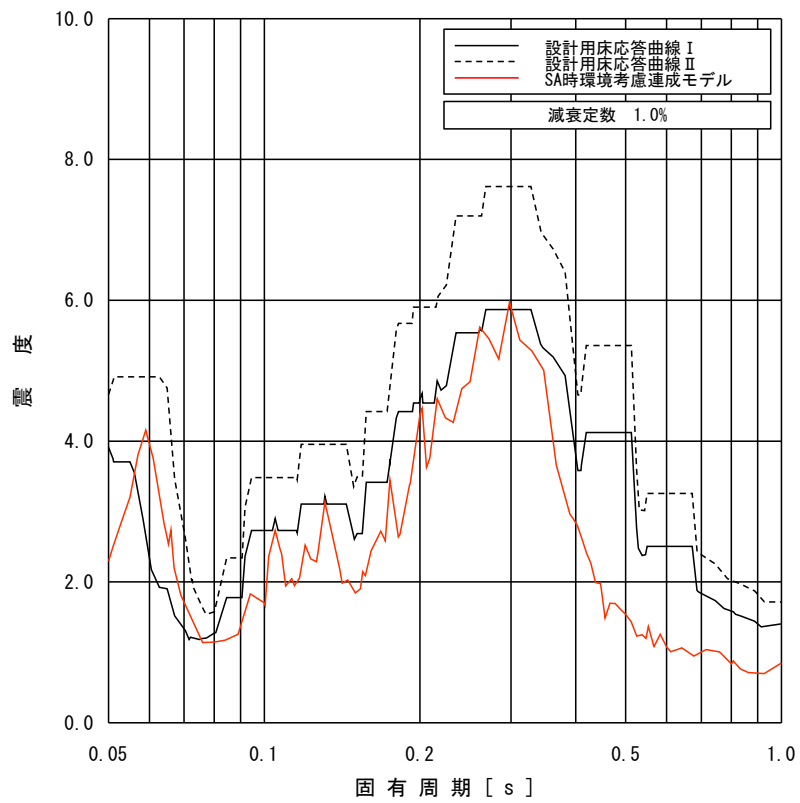
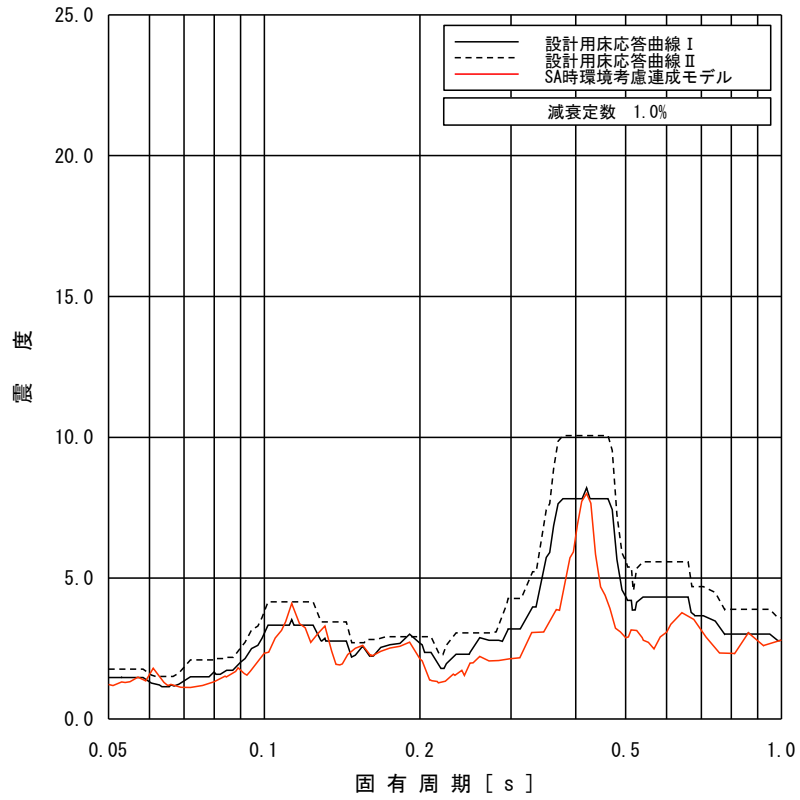


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (7/18)

(原子炉本体基礎, T.M.S.L. 8. 200m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

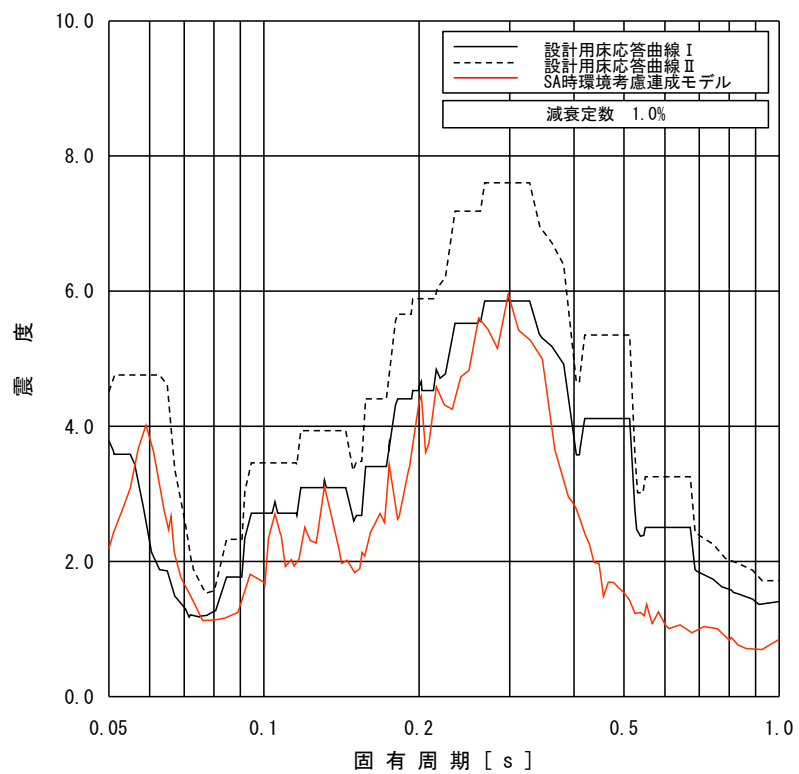
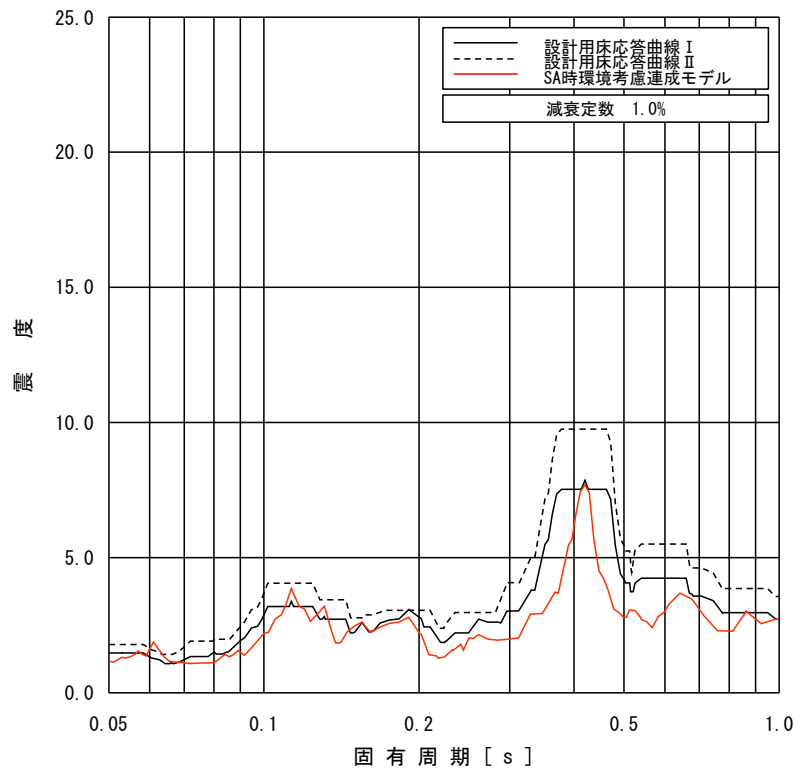


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (8/18)

(原子炉本体基礎, T.M.S.L. 7.000m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

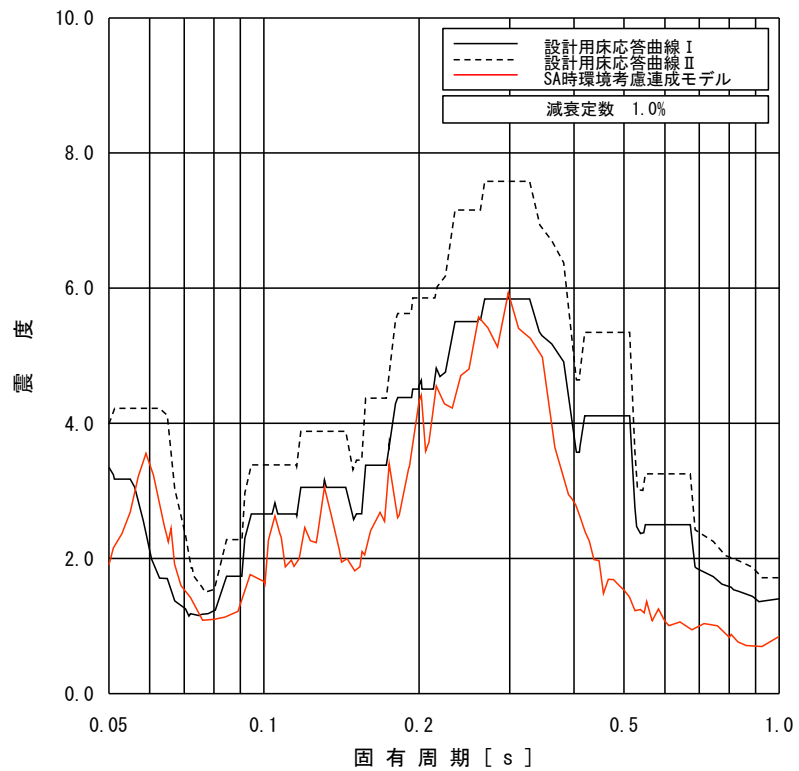
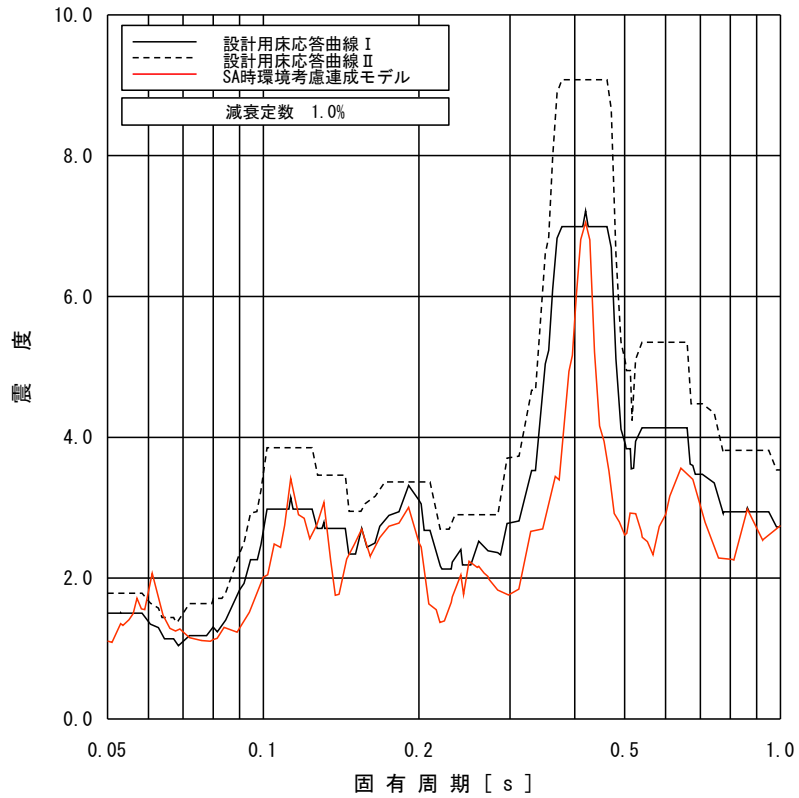


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (9/18)

(原子炉本体基礎, T.M.S.L. 4. 500m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

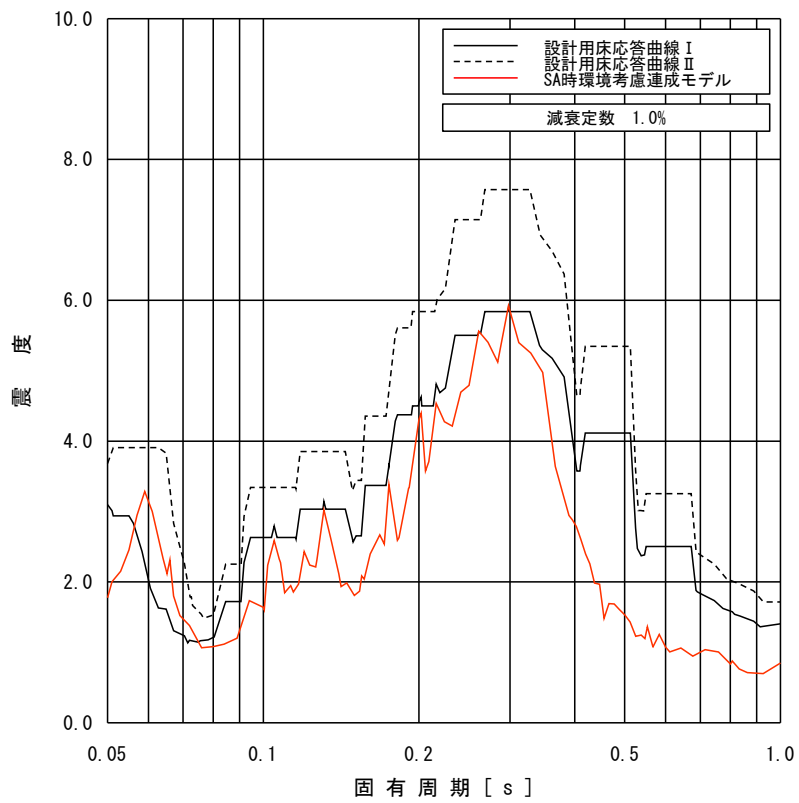
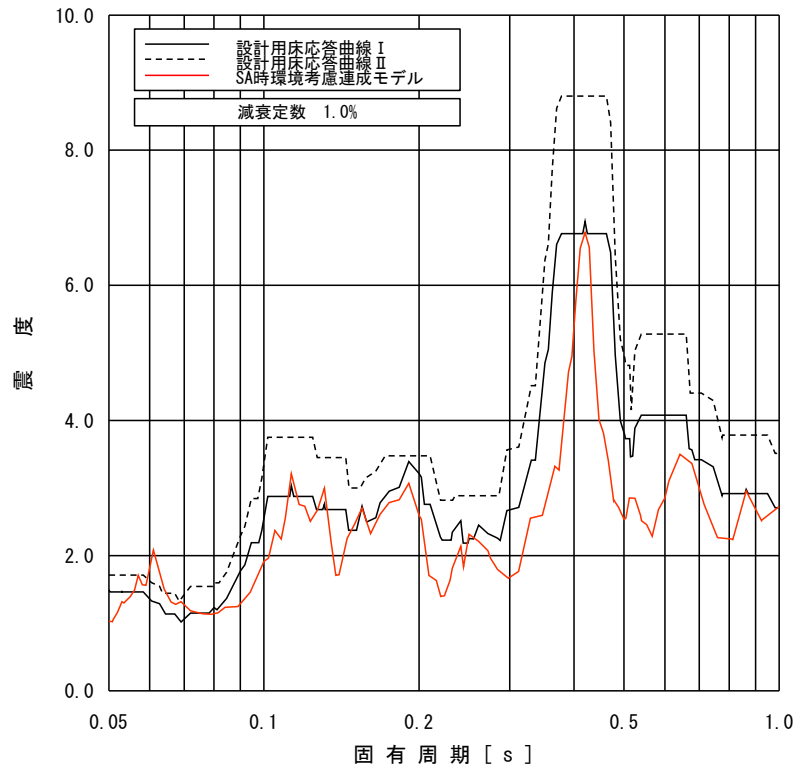


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (10/18)

(原子炉本体基礎, T.M.S.L. 3.500m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

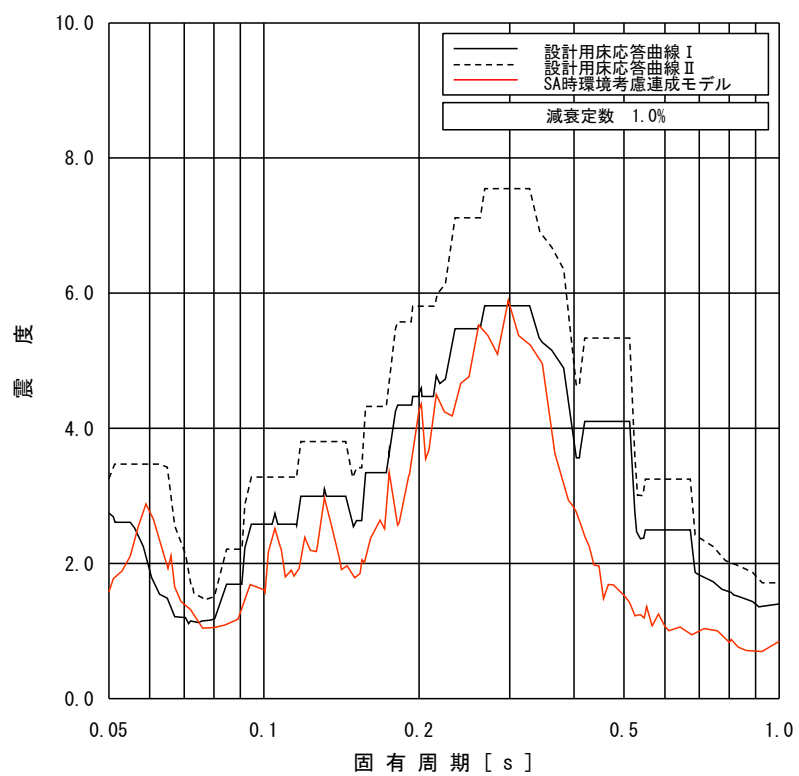
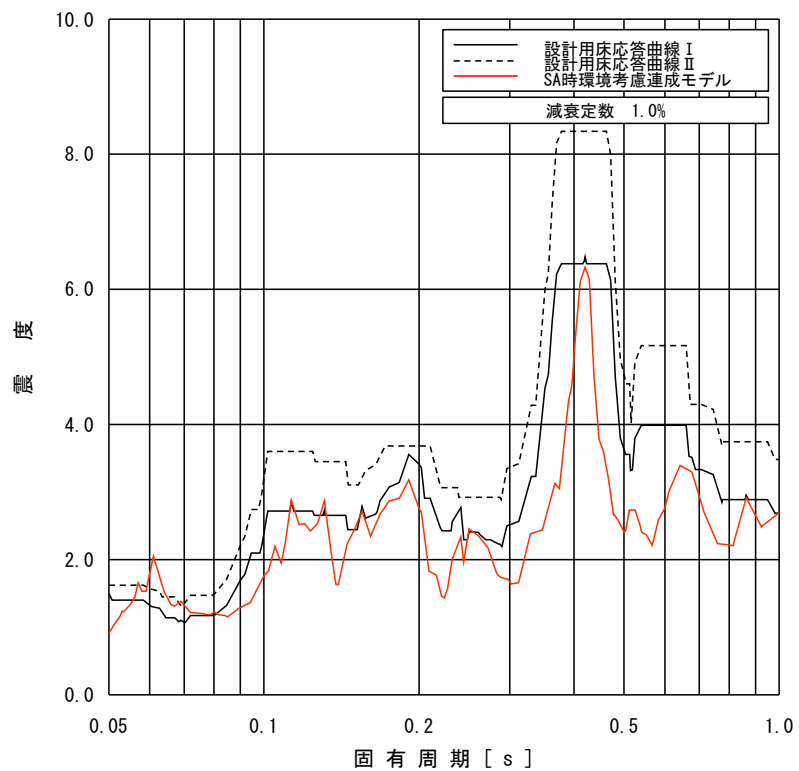


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (11/18)

(原子炉本体基礎, T.M.S.L. 1.700m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

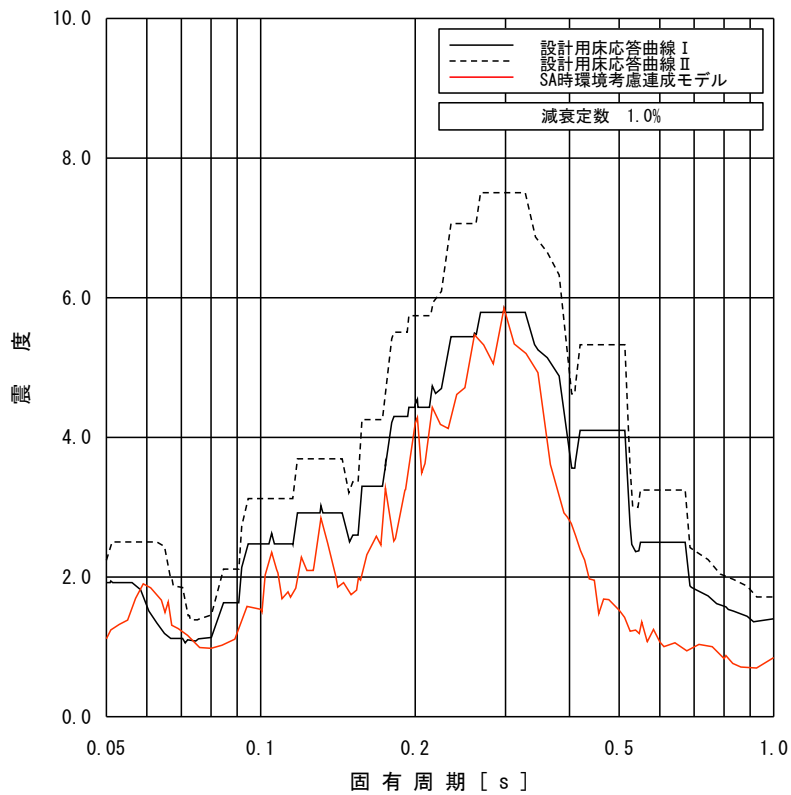
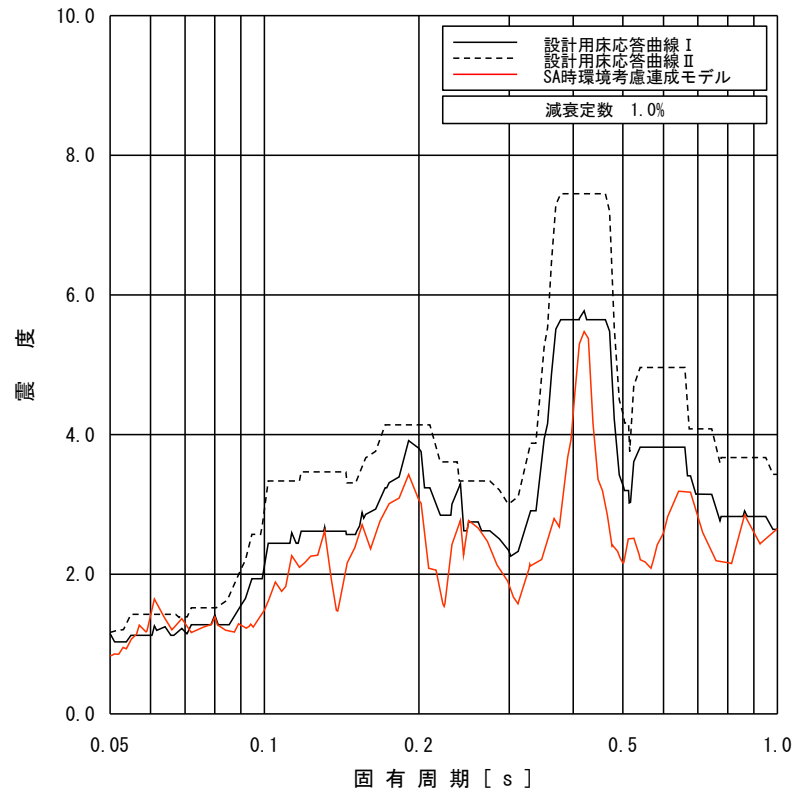


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (12/18)

(原子炉本体基礎, T.M.S.L. -2.100m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

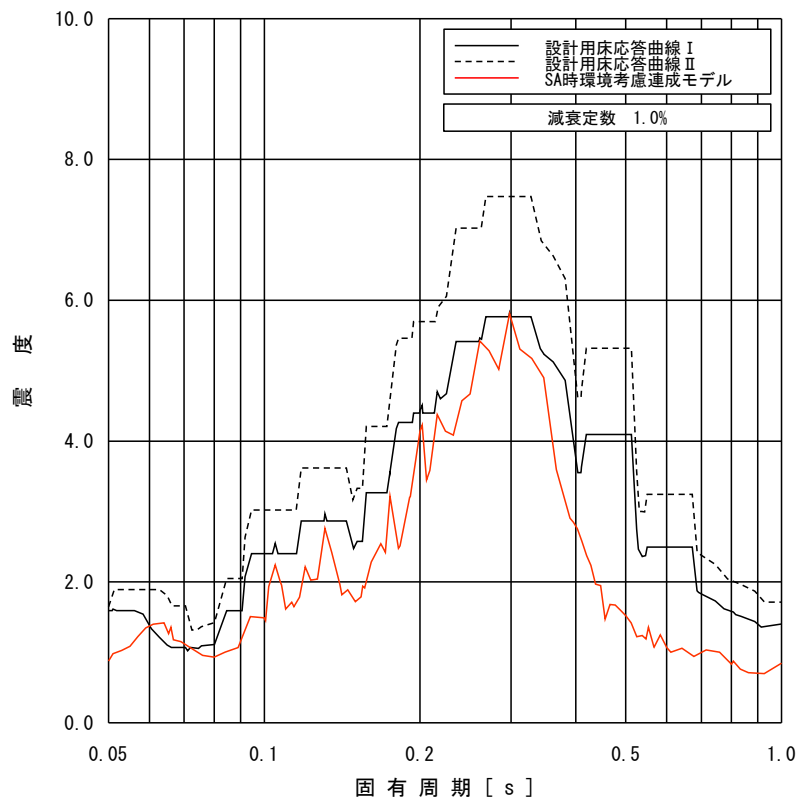
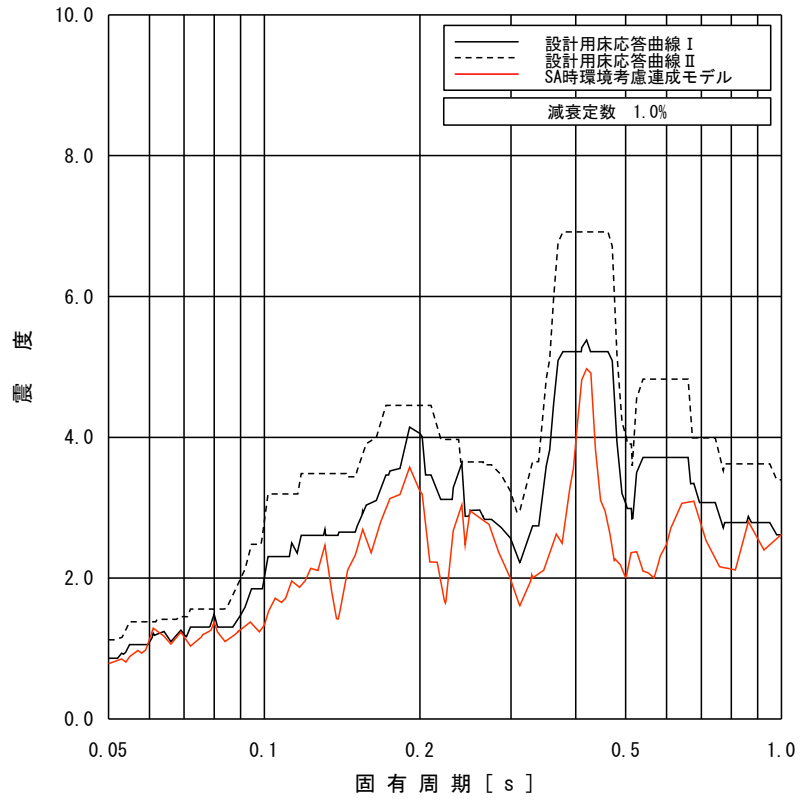


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (13/18)

(原子炉本体基礎, T.M.S.L. -4.700m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

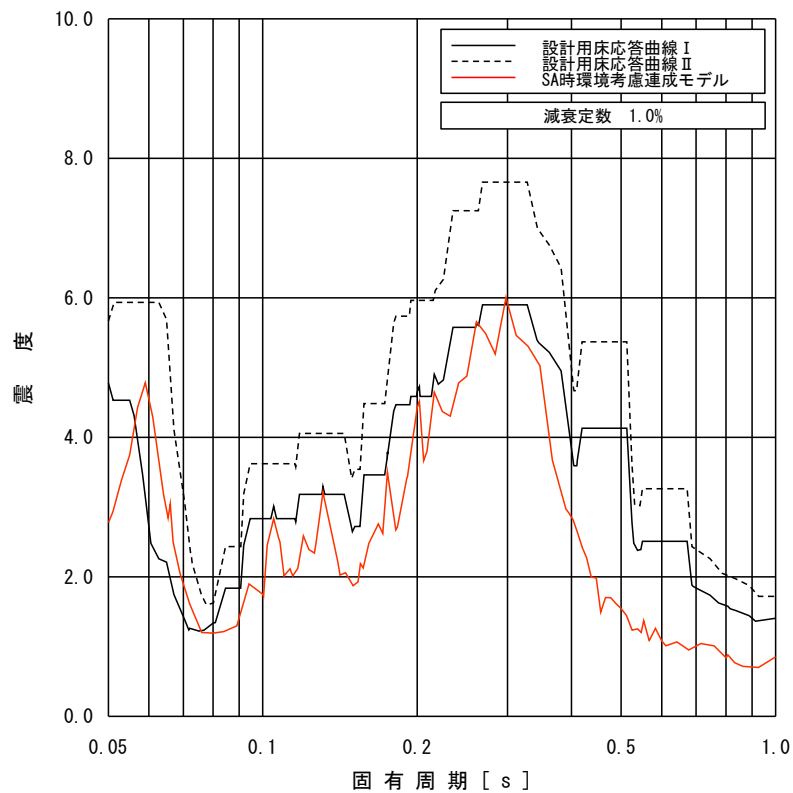
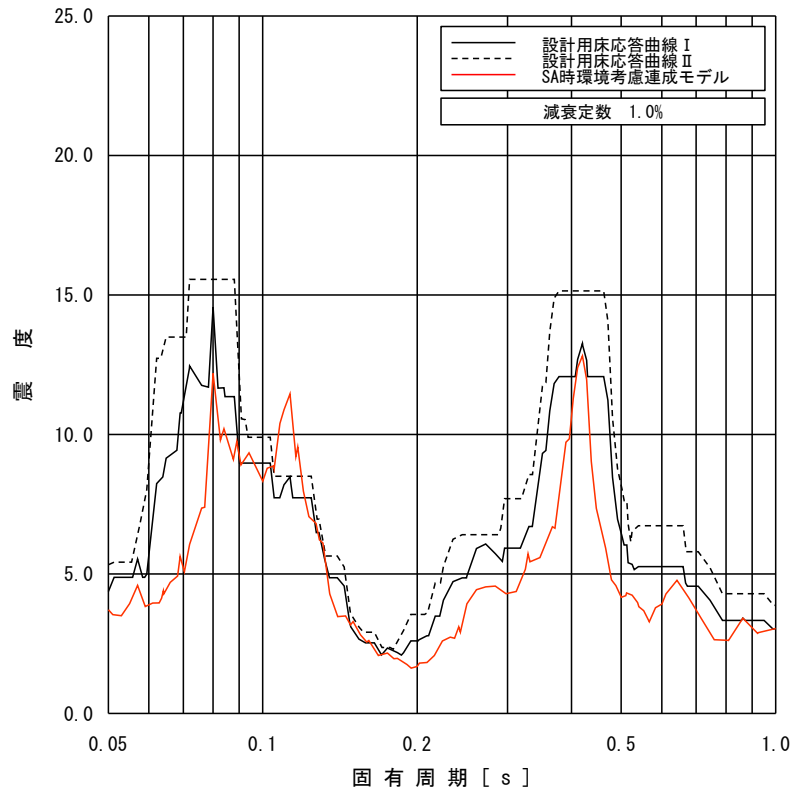


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (14/18)

(原子炉压力容器, T.M.S.L. 26.0130m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

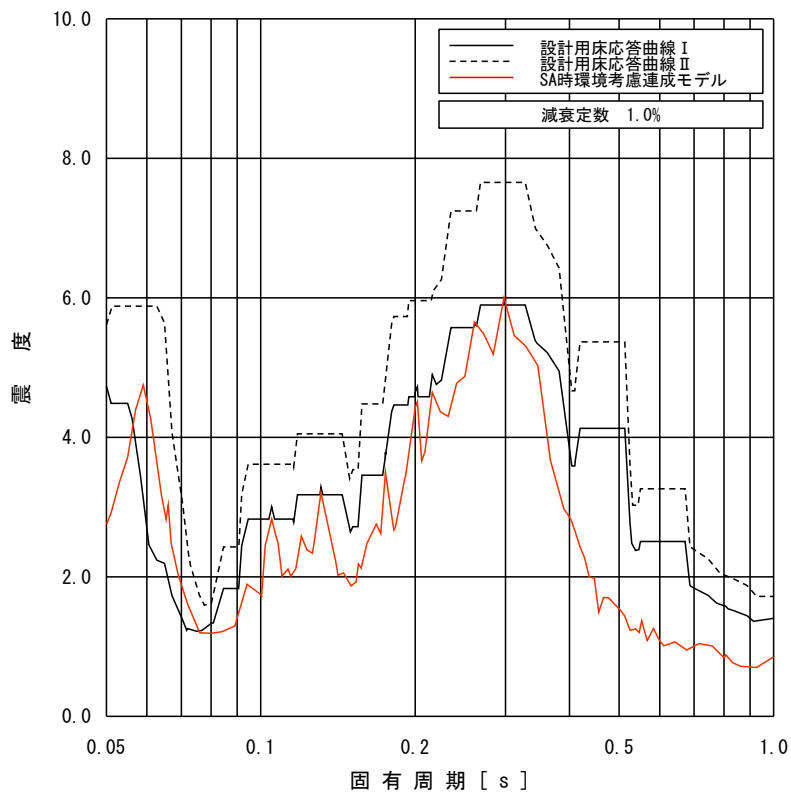
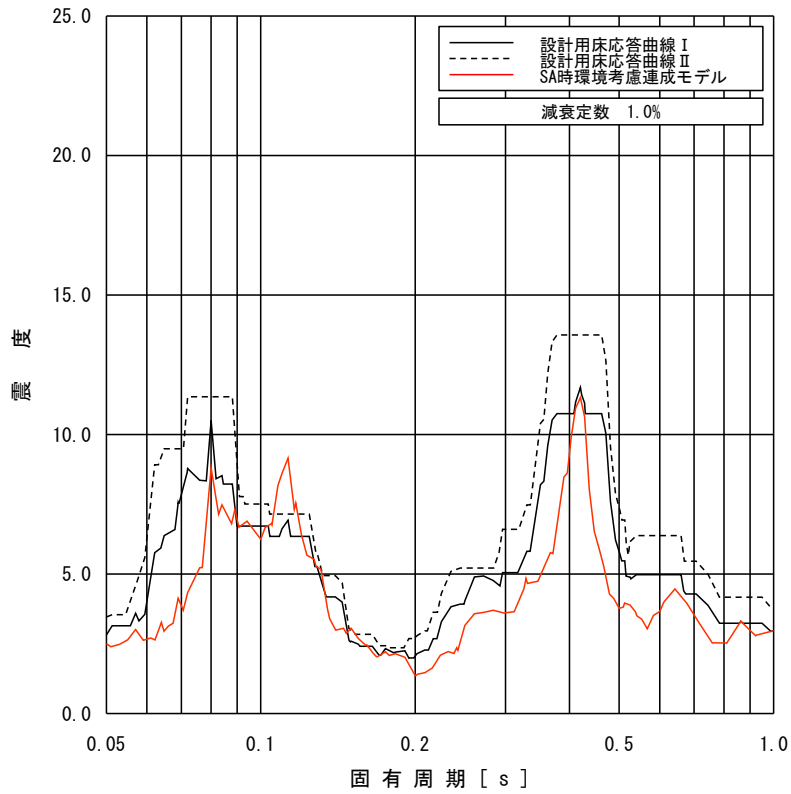


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (15/18)

(原子炉压力容器, T.M.S.L. 20.494m, 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

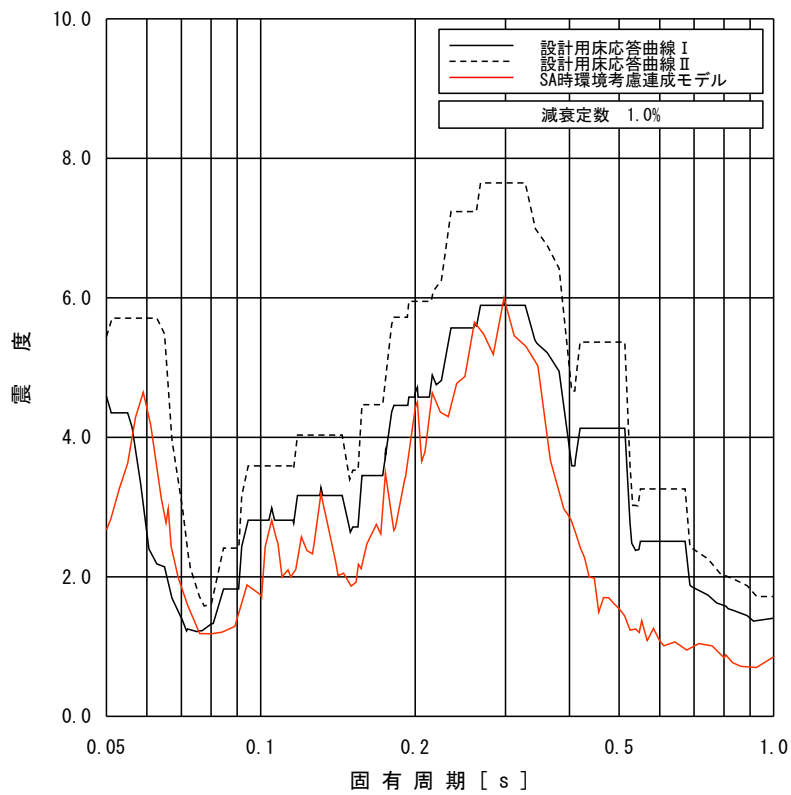
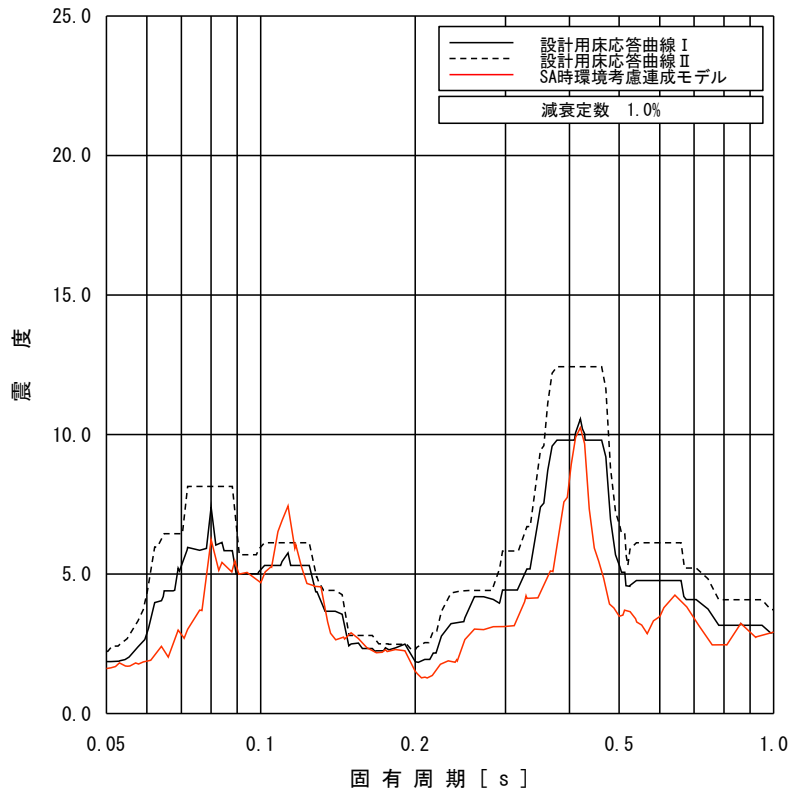


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (16/18)

(原子炉压力容器, T.M.S.L. 16.563m(水平), 16.506m(鉛直), 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

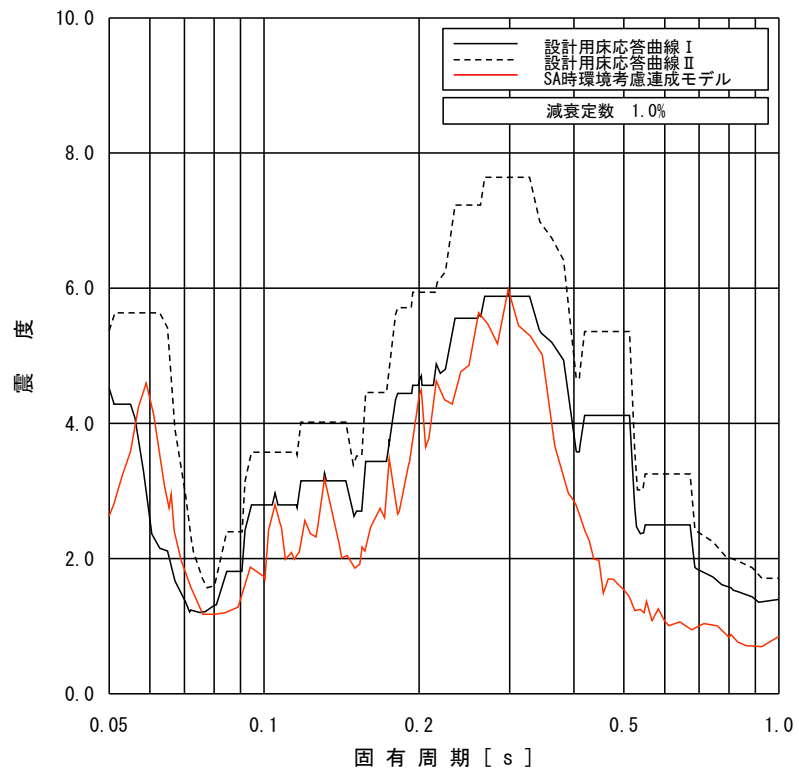
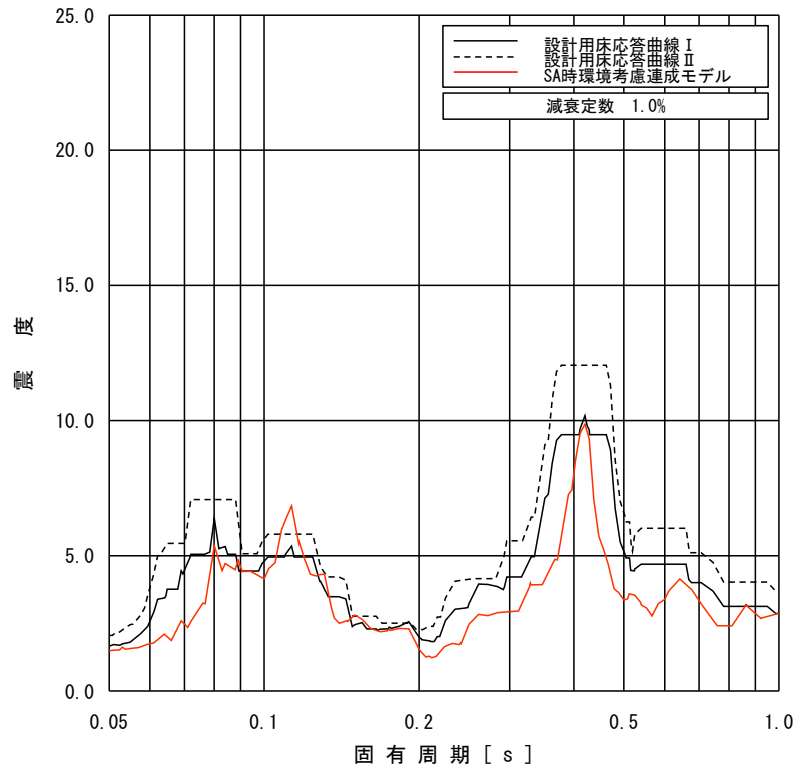


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (17/18)

(原子炉压力容器, T.M.S.L. 15.262m(水平), 15.266m(鉛直), 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

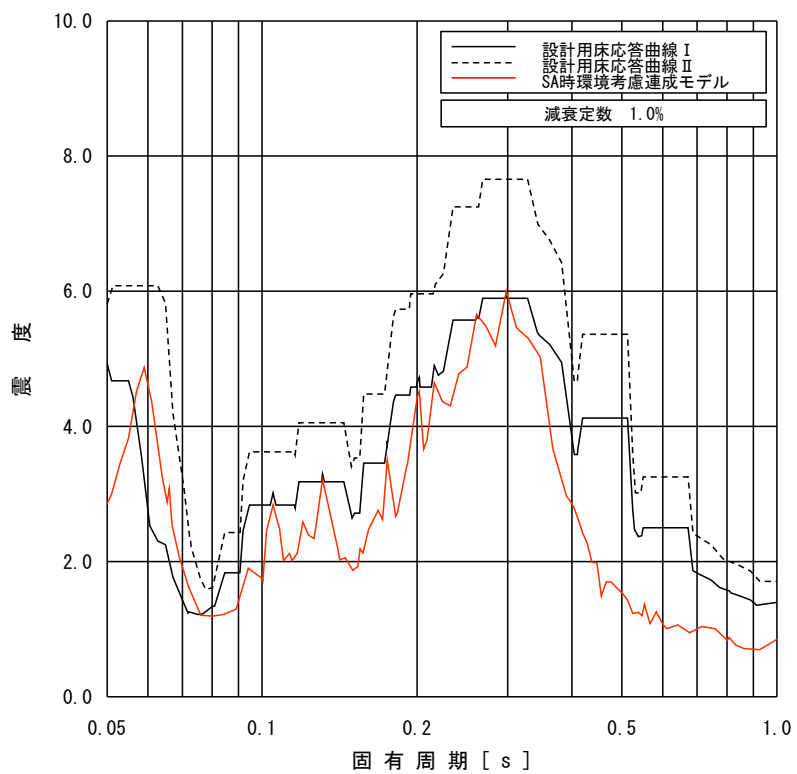
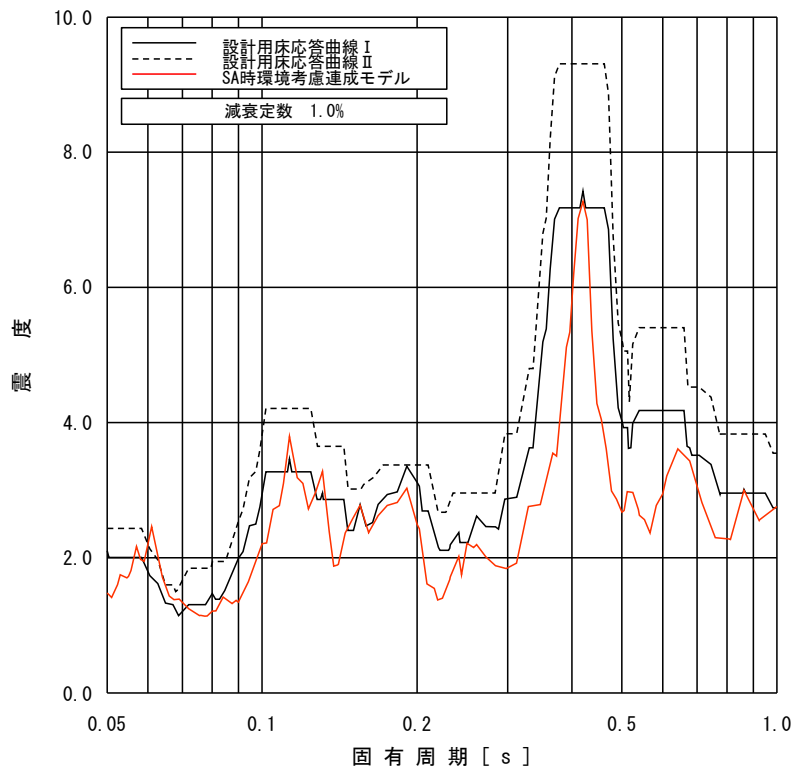


図 4-4 床応答スペクトルの比較 (18/18)

(原子炉压力容器, T.M.S.L. 4.950m(水平), 5.066m(鉛直), 減衰 1.0%, 上: 水平, 下: 鉛直)

(2) 影響確認対象設備の抽出

(1)項の地震応答解析結果より、「SA 時環境考慮連成モデル」の一部の応答が「大型機器系の地震応答解析モデル」の応答を上回ることが確認されたため、「大型機器系の地震応答解析モデル」の地震応答解析結果を耐震評価に用いる耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備について、影響確認を行う。

『「SA 時環境考慮連成モデル」における応答』 / 『評価対象設備が耐震計算で使用している「大型機器系の地震応答解析モデル」における応答*』の比を応答増分とし、応答増分が 1 を上回る地震力を適用し評価する設備を抽出した結果を表 4-9 に示す。

ここで、床応答ペクトルに対する応答増分は、評価対象設備の各固有周期にて算定した応答増分の最大値を記載している（図 4-5 参照）。

注記*：対象設備ごとの耐震計算において、設計用 I 又は設計用 II の 2 種類の応答を使い分けている。

表 4-9 応答増分が 1 を上回る地震力を適用し評価する対象設備

No.	地震力	構造物，標高	評価対象設備	応答増分
①	床応答スペクトル	原子炉遮蔽壁 18.440m	SA クラス 2 配管* 代表：MS-PD-2	床応答スペクトル：1.23
②	床応答スペクトル	原子炉遮蔽壁 15.600m	SA クラス 2 配管* 代表：HPCF-PD-1	床応答スペクトル：1.11
③	床応答スペクトル	原子炉遮蔽壁 13.950m	SA クラス 2 配管* 代表：RHR-PD-2	床応答スペクトル：1.11
④	最大応答加速度 床応答スペクトル	原子炉本体基礎 12.300m	サプレッションチェンバスプレイ管	最大応答加速度：1.02 床応答スペクトル：1.64
⑤	床応答スペクトル	原子炉本体基礎 1.700m	SA クラス 2 配管* 代表：MS-PW-11	床応答スペクトル：1.16
⑥	せん断力	原子炉本体基礎 -8.200m～12.300m	原子炉本体の基礎	せん断力：1.09

注記*：影響確認の対象モデルとして、最小裕度となるものを抽出した。

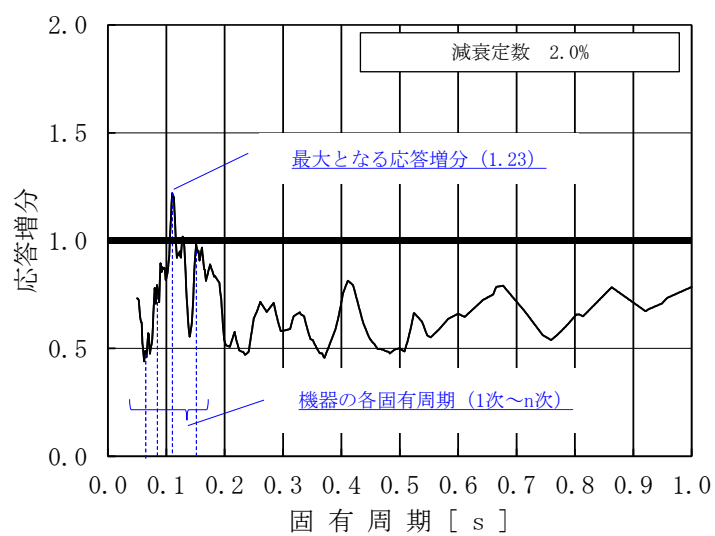


図 4-5 床応答スペクトルでの応答増分の算出方法 (概要)
 (評価対象設備：SA クラス 2 配管 (MS-PD-2)，原子炉遮蔽壁 T. M. S. L. 18.440m (水平))

(3) 影響確認結果

(2)で抽出した各設備に対して、SA時環境による影響確認を行った結果を表4-10に示す。

今回工認における耐震評価の耐震裕度と「SA時環境考慮連成モデル」による応答増分を比較した結果、No.④、⑥の設備は「SA時環境考慮連成モデル」による応答の増分に対して、今回工認の評価結果は裕度を有していることを確認した。

耐震裕度と応答増分の比較にて耐震裕度が応答増分を上回ることを確認できなかったNo.①、②、③及び⑤の設備は、「SA時環境考慮連成モデル」の応答を用いて耐震評価を行った結果、計算応力は許容応力を満足していることを確認した。

表 4-10 対象設備の「SA 時環境考慮連成モデル」による応答の影響確認結果

No.	評価対象設備	評価部位	応力分類	今回工認における耐震評価の耐震裕度と SA 時環境考慮連成モデルによる応答増分の比較					SA 時環境考慮連成モデルの応答による耐震評価		確認結果
				今回工認の耐震評価				SA 時環境考慮連成モデルによる応答増分	計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	
				計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	耐震裕度	使用耐震条件				
①	SA クラス 2 配管 (MS-PD-2)	配管本体	一次+二次応力	406* ¹	366	0.90	II	1.23	337	366	○
			疲労評価	0.0732	1	—					
②	SA クラス 2 配管 (HPCF-PD-1)	配管本体	一次+二次応力	502* ¹	282	0.56	II	1.11	417* ¹	282	○
			疲労評価	0.0511	1	—					
③	SA クラス 2 配管 (RHR-PD-2)	配管本体	一次+二次応力	404* ¹	366	0.90	II	1.11	345	366	○
			疲労評価	0.0886	1	—					
④	サプレッションチェンバースプレイ管	レストレイント	曲げ	108	521	4.82	I	1.64			○
⑤	SA クラス 2 配管 (MS-PW-11)	配管本体	一次+二次応力	261	278	1.06	II	1.16	178	278	○
⑥	原子炉本体の基礎	ブラケット部	下面の水平プレートに局所的に生じる曲げ応力度	391.2* ²	427* ²	1.09 (1.0915)	I	1.09 (1.0896)			○

注記* 1 : 一次+二次応力の計算応力が許容応力を上回った場合は、疲労評価を実施し疲労累積係数が許容値を満足することとで、耐震性が確保される。

* 2 : 算出応力度 (N/mm²) : 391.2 , 許容応力度 (N/mm²) : 427

No. ⑥原子炉本体の基礎の評価結果について補足する。

No. ⑥の比較評価では、原子炉本体基礎部のうち最大の応答増分となる原子炉本体基礎(T. M. S. L. -4.7~-8.2(m))の応答増分と原子炉本体基礎部の最小裕度部位の裕度とを比較している。図 4-6 に No. ⑥にて抽出した最大応答増分箇所と最小裕度部位(ブラケット部)を示す。ブラケット部の耐震評価では原子炉压力容器スカート部の標高(T. M. S. L. 8.2(m))の荷重を入力とするが、一方で No. ⑥の比較評価では、ブラケット部の裕度との比較に、原子炉本体基礎部の最大の応答増分を用いている。

このため、本来比較に用いるべき原子炉压力容器スカート部の標高の応答増分より大きな値となる応答増分を用いていることから、今回工認の耐震評価結果は「SA 時環境考慮連成モデル」の応答増分に対して裕度を有していると考えられる。

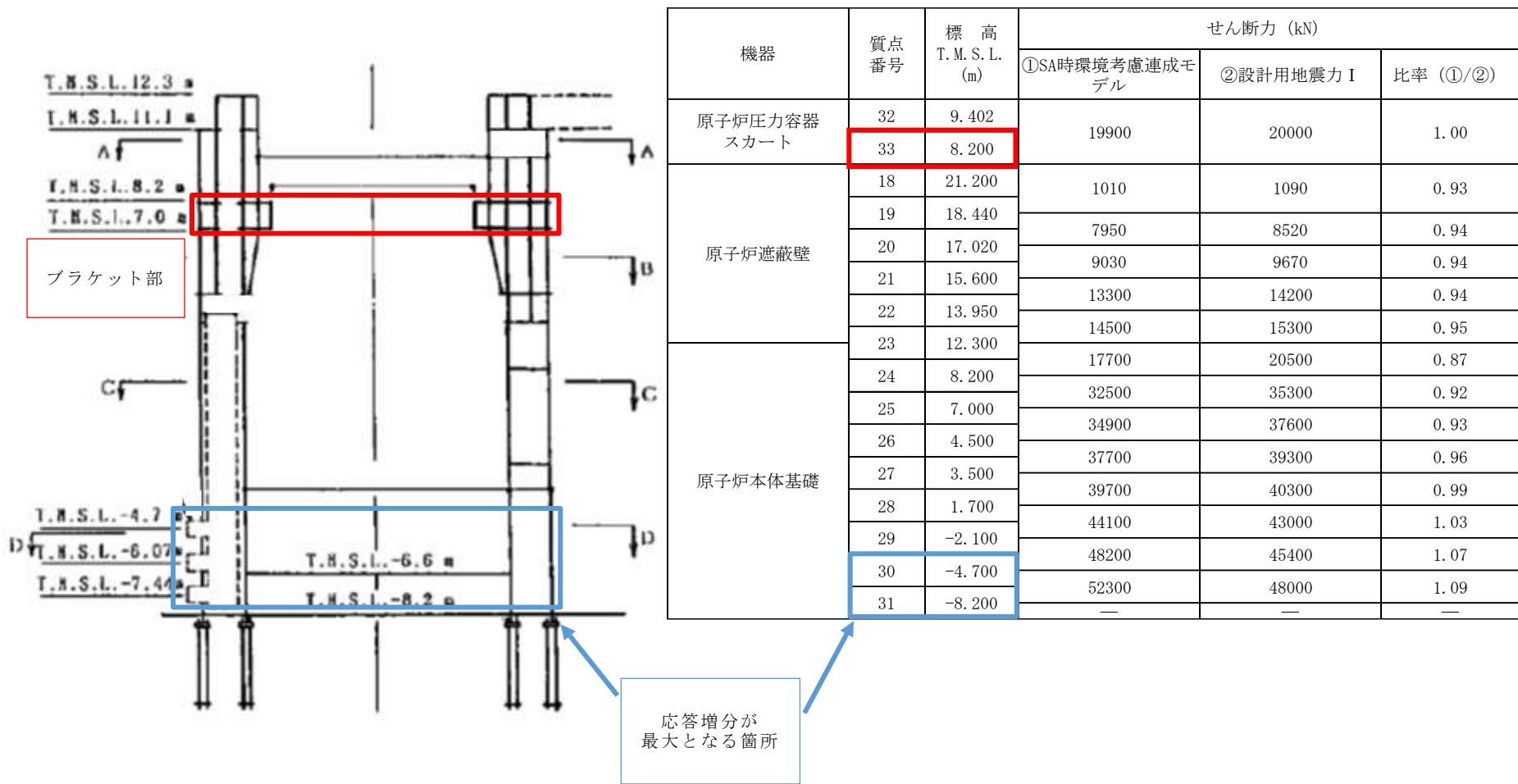


図 4-6 「SA 時環境考慮連成モデル」の応答増分及び原子炉本体の基礎の評価部位

5. まとめ

重大事故等時における熱の影響を考慮し、「剛性低下考慮モデル」を用いて、基準地震動 Ss-1 に対する地震応答解析を実施し、「工認モデル」を用いた結果と比較した。

その結果、「剛性低下考慮モデル」の固有周期は、コンクリートの剛性を低減させた影響により「工認モデル」に比べて僅かに大きくなるものの、ほぼ同程度となることを確認し、最大応答値及び最大接地圧については、「工認モデル」の結果とおおむね整合することを確認した。更に、「原子炉建屋の地震応答解析による評価」に与える影響についても確認を行った。確認結果を以下に示す。

5.1 「原子炉建屋の地震応答解析による評価」に与える影響

原子炉建屋に生じる最大せん断ひずみ及び最大接地圧（材料物性の不確かさを考慮した基準地震動 Ss-1～Ss-8 に対する包絡値）に、基準地震動 Ss-1 に対する「剛性低下考慮モデル」と「工認モデル」の応答比（「剛性低下考慮モデル」／「工認モデル」）を乗じた値が許容限界を超えないことを確認した。また、床応答スペクトルが「工認モデル」と「剛性低下考慮モデル」でほぼ同程度となることを確認した。

5.2 「機器・配管系の評価」に与える影響

「工認モデル」の地震応答解析結果を耐震評価に用いる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に対し、「工認モデル」と「SA 時環境考慮モデル」の設計用最大応答加速度及び床応答スペクトルの比較を行った結果、概ね下回っており影響は小さいことを確認した。

「大型機器系の地震応答解析モデル」の地震応答解析結果を耐震評価に用いる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については、「SA 時環境考慮連成モデル」の地震応答解析結果が耐震計算に適用した「大型機器系の地震応答解析モデル」の地震応答解析結果を超える設備を抽出し、影響確認を行った。確認の結果、「SA 時環境考慮連成モデル」の応答増分を考慮しても今回工認の評価結果は裕度を有していることを確認した。

別紙 5-2 重大事故等時の環境を考慮した建屋-機器連成地
震応答解析モデルの設定について

目 次

- (1) RPV の諸元設定の考え方 別紙 5-2-1
- (2) 「SA 時環境考慮連成モデル」の諸元 別紙 5-2-3
- (3) 原子炉本体基礎のスケルトン曲線の設定 別紙 5-2-5
- (4) 原子炉遮蔽壁と原子炉本体基礎の剛性の設定について 別紙 5-2-15
- (5) ダイヤフラムフロアのばね定数の設定について 別紙 5-2-16
- (6) 「SA 時環境考慮モデル」の諸元について 別紙 5-2-17

(1) RPV の諸元設定の考え方

重大事故等時の RPV 諸元設定において、水の重量が大きく、燃料体の重心位置が高い「大型機器系の地震応答解析モデル」の諸元を適用する。これは、「大型機器系の地震応答解析モデル」の諸元を適用することで重心位置が高く設定され地震による応答が大きくなると考えられるためである。

重大事故等時の「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）」の原子炉水位の推移を図 1-1 に示す。図 1-1 より原子炉水位は通常運転水位より低くなる。このため、通常運転水位を考慮している「大型機器系の地震応答解析モデル」より、重大事故等時の RPV 内の水の重量が小さくなる。また、炉心の燃料は炉心損傷により落下するため、炉心の燃料体が健全であることを想定している「大型機器系の地震応答解析モデル」より炉心の重心は低い位置となる。

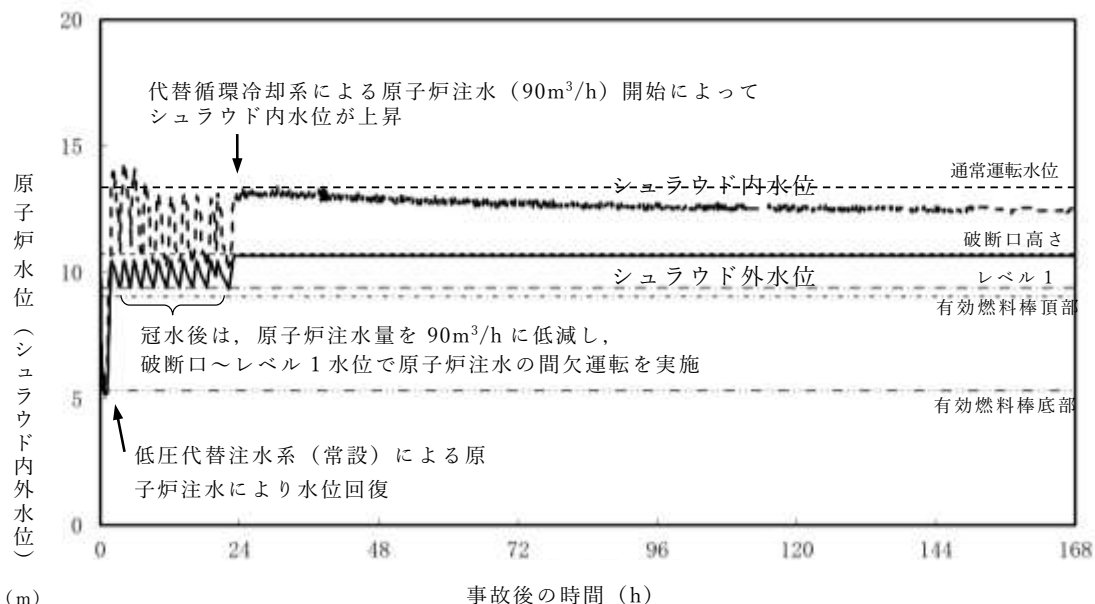


図 1-1 「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）」における原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移*

注記*：設置変更許可申請書 まとめ資料「重大事故等対策の有効性評価について」 第 3.1.2.7 図に加筆

なお，重大事故等時の「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）」の RPV 内の保有水量は，図 1-2 のとおり，通常運転時保有水量よりも少なくなっていることを確認している。



図 1-2 「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）」における RPV 内の保有水量の推移*

注記*：設置変更許可申請書 まとめ資料「重大事故等対策の有効性評価について」 第 3.1.2.9 図に加筆

(2) 「SA 時環境考慮連成モデル」の諸元

「大型機器系の地震応答解析モデル」と「SA 時環境考慮連成モデル」に適用する諸元を表 2-1 に変更箇所と併せて示す。

表 2-1(1/3) 「大型機器系の地震応答解析モデル」と「SA 時環境考慮連成モデル」の諸元比較

			大型機器系の 地震応答解析モデル	SA 時環境考慮 連成モデル
縦弾性 係数	原子炉遮蔽壁	鋼材		
	原子炉本体基礎	鋼材		
		コンクリート		
ばね 定数	燃料取替用ベローズ (K1)	鋼材		
	ダイヤフラムフロア (K3)	コンクリート		

() は諸元設定の温度条件

注記* : 「大型機器系の地震応答解析モデル」では RPV フランジ部の近傍にある設備のため RPV の定格出力運転時の蒸気温度で、「SA 時環境考慮連成モデル」では RPV に注水されることを踏まえて RCCV 内の雰囲気温度で設定した。

表 2-1(2/3) 「大型機器系の地震応答解析モデル」と「SA時環境考慮連成モデル」
の諸元比較

地震応答解析モデル諸元 (NS方向)							
		大型機器系の地震応答解析モデル			SA時環境考慮連成モデル		
質点番号	分類	質量 (t)	断面二次 モーメント (m^4)	有効せん断 断面積 (m^2)	質量 (t)	断面二次 モーメント (m^4)	有効せん断 断面積 (m^2)
23	上部 ペDESTAL						
24							
25							
26							
27							
28	下部 ペDESTAL						
29							
30							
31							

表 2-1(3/3) 「大型機器系の地震応答解析モデル」と「SA時環境考慮連成モデル」
の諸元比較

地震応答解析モデル諸元 (EW方向)							
		大型機器系の地震応答解析モデル			SA時環境考慮連成モデル		
質点番号	分類	質量 (t)	断面二次 モーメント (m^4)	有効せん断 断面積 (m^2)	質量 (t)	断面二次 モーメント (m^4)	有効せん断 断面積 (m^2)
23	上部 ペDESTAL						
24							
25							
26							
27							
28	下部 ペDESTAL						
29							
30							
31							

(3) 原子炉本体基礎のスケルトン曲線の設定

(a) せん断力のスケルトン曲線の設定

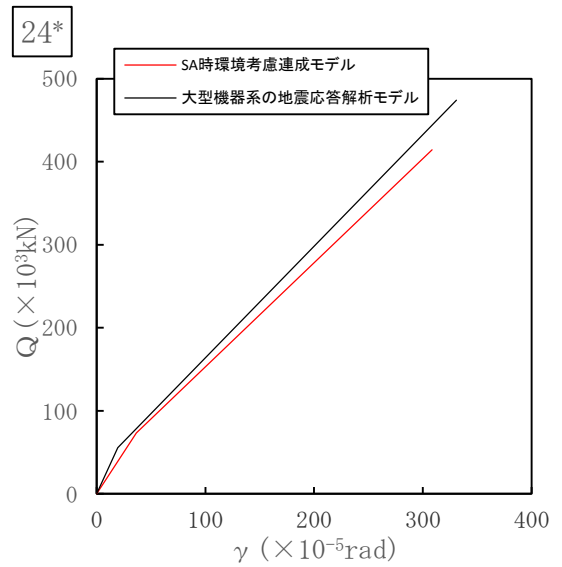
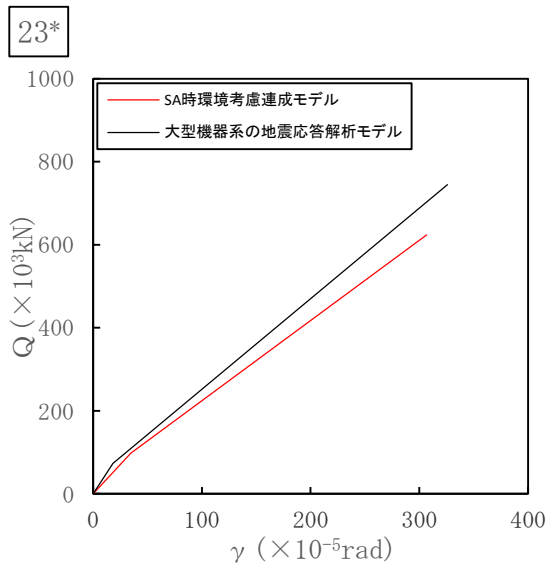
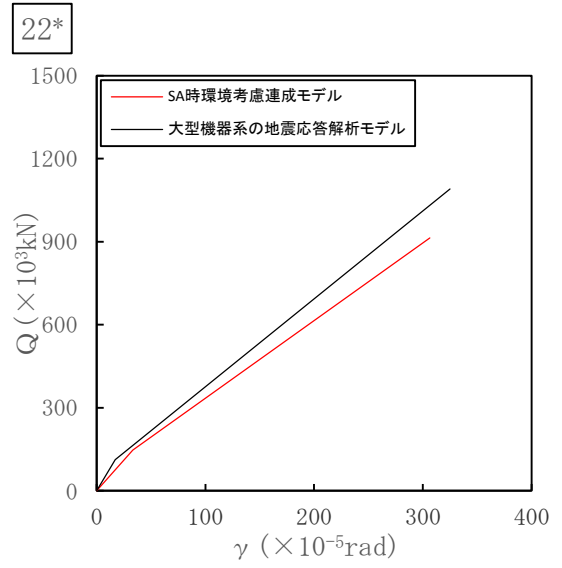
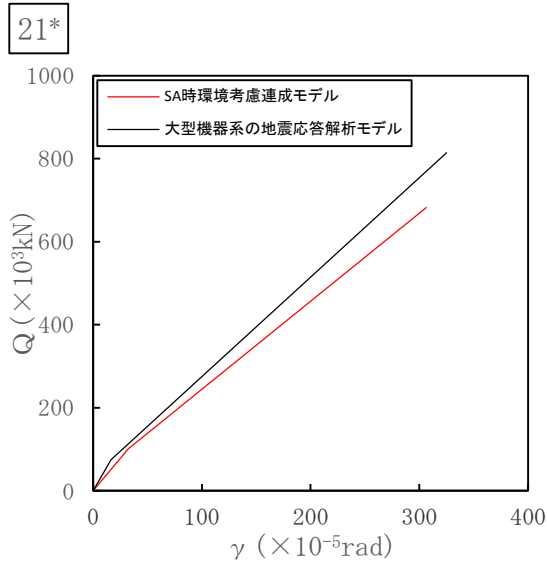
「SA 時環境考慮連成モデル」の各要素におけるせん断力のスケルトン曲線の諸数値を表 3-1 に、「SA 時環境考慮連成モデル」と「大型機器系の地震応答解析モデル」のスケルトン曲線を図 3-1 に示す。

表 3-1(1/2) せん断力のスケルトン曲線 (NS 方向)

質点番号	要素番号	Q_1 ($\times 10^3$ kN)	γ_1 ($\times 10^{-5}$ rad)	Q_2 ($\times 10^3$ kN)	γ_2 ($\times 10^{-5}$ rad)
23	21	101	32.4	682	307
24	22	147	33.1	914	307
25					
26	23	98.2	34.7	624	307
27	24	73.1	36.6	414	309
28	25	44.8	17.8	363	310
29	26	36.8	18.3	304	310
30	27	45.6	18.3	358	310
31	28	45.4	18.5	349	310

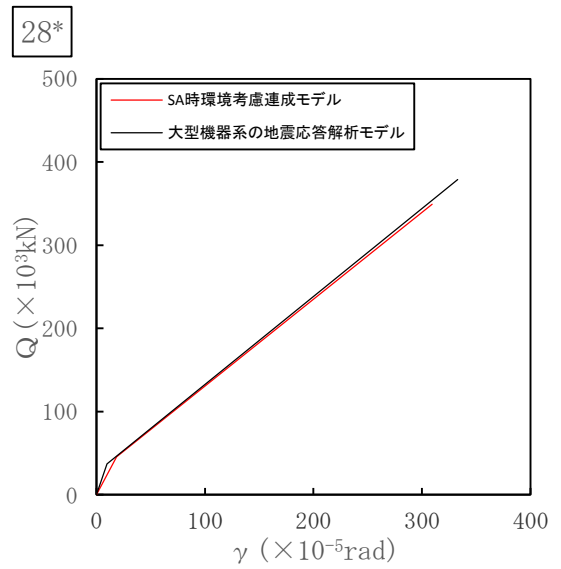
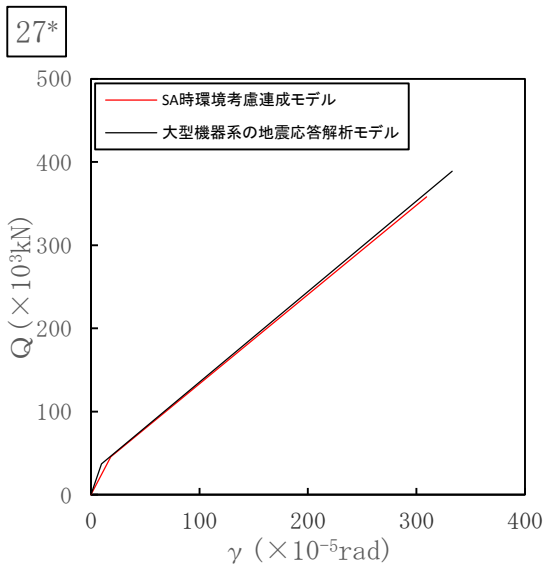
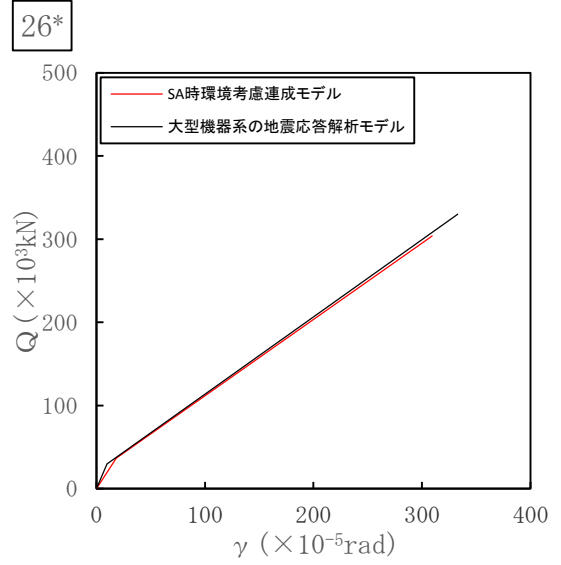
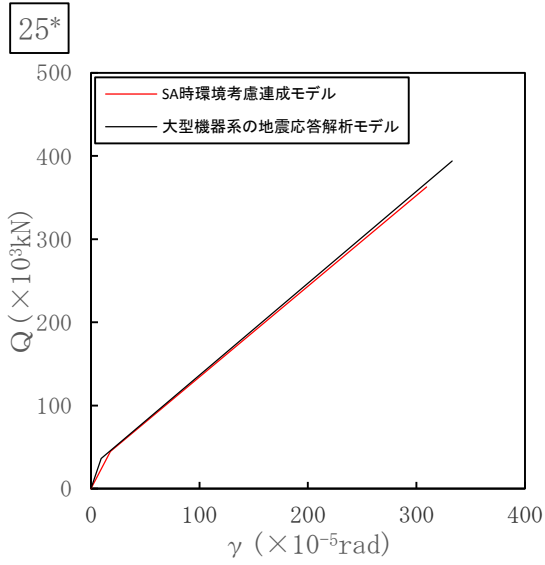
表 3-1(2/2) せん断力のスケルトン曲線 (EW 方向)

質点番号	要素番号	Q_1 ($\times 10^3$ kN)	γ_1 ($\times 10^{-5}$ rad)	Q_2 ($\times 10^3$ kN)	γ_2 ($\times 10^{-5}$ rad)
23	21	99.6	32.4	673	306
24	22	147	33.1	914	307
25					
26	23	97.4	34.7	617	307
27	24	73.1	36.6	414	309
28	25	44.8	17.8	363	310
29	26	46.1	18.3	363	310
30	27	45.6	18.3	358	310
31	28	45.4	18.5	349	310



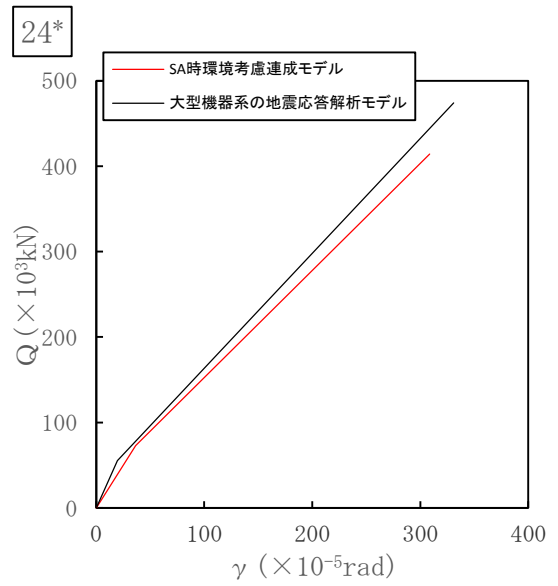
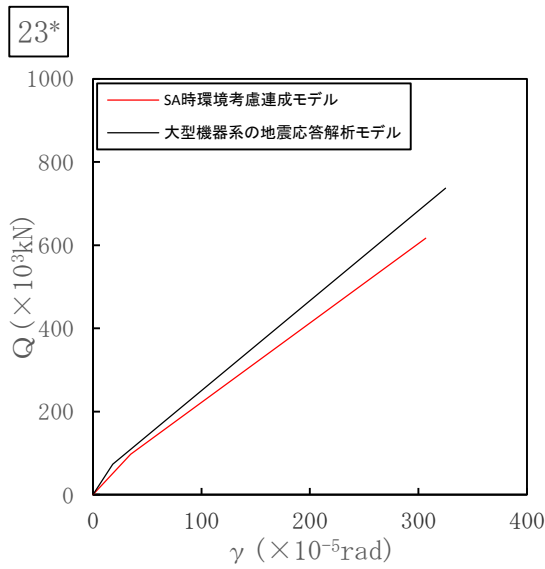
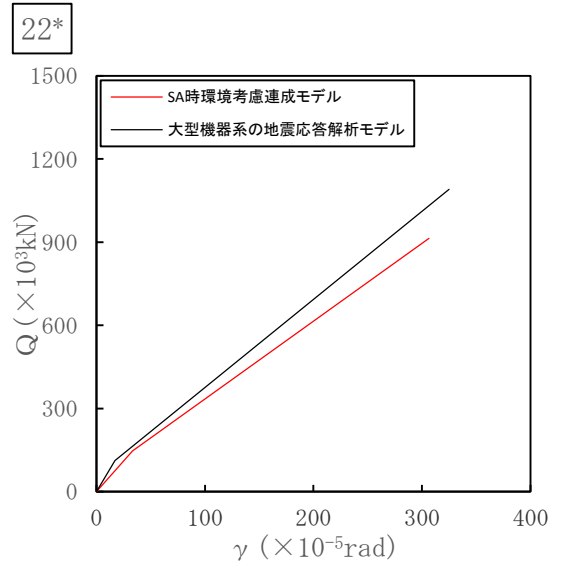
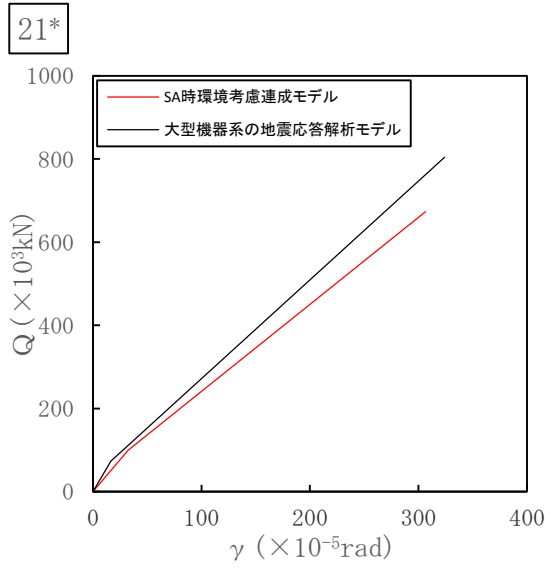
注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-1 に対応

図 3-1(1/4) せん断力のスケルトン曲線(NS 方向)



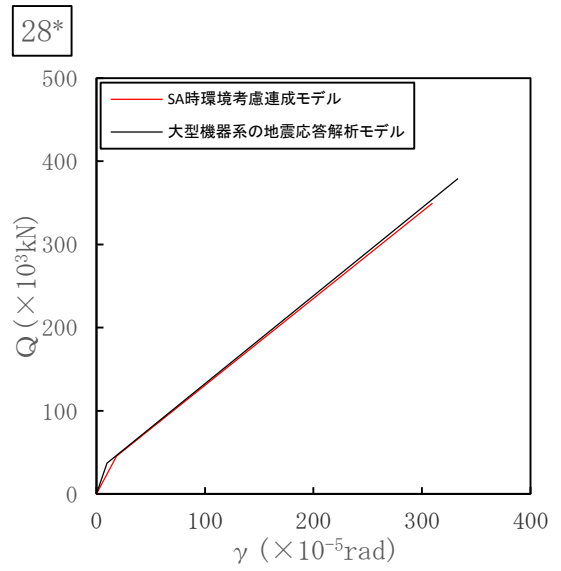
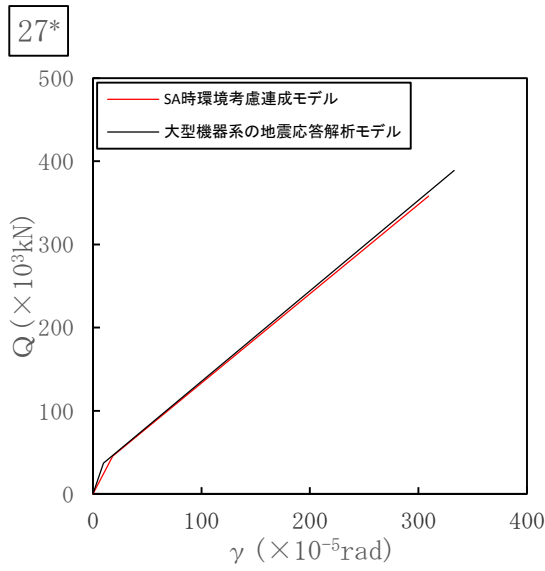
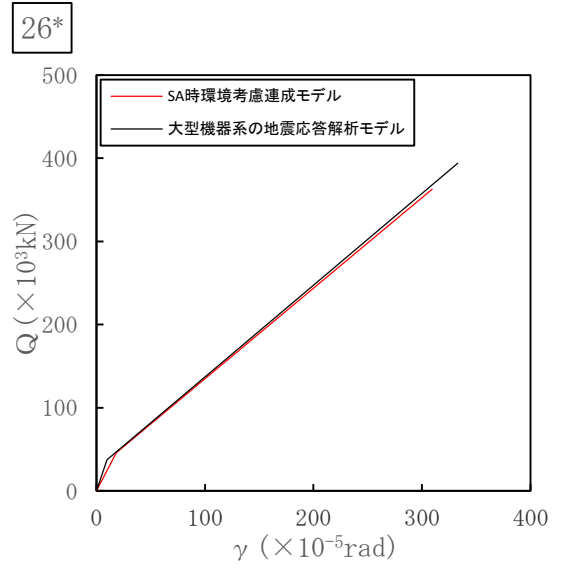
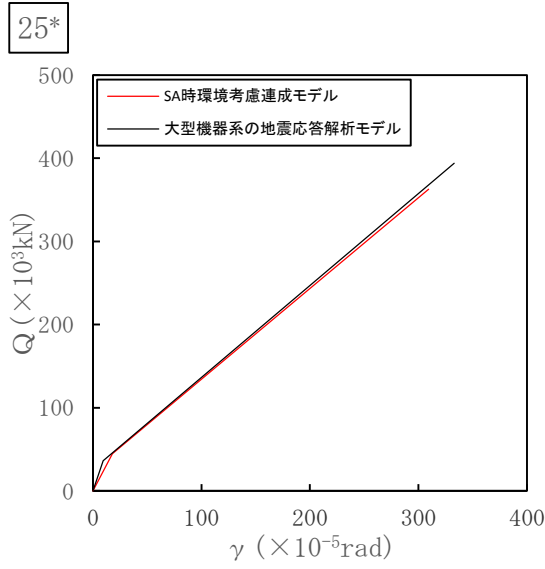
注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-1 に対応

図 3-1(2/4) せん断力のスケルトン曲線(NS 方向)



注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-1 に対応

図 3-1(3/4) せん断力のスケルトン曲線(EW 方向)



注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-1 に対応

図 3-1(4/4) せん断力のスケルトン曲線(EW 方向)

(b) 曲げモーメントのスケルトン曲線

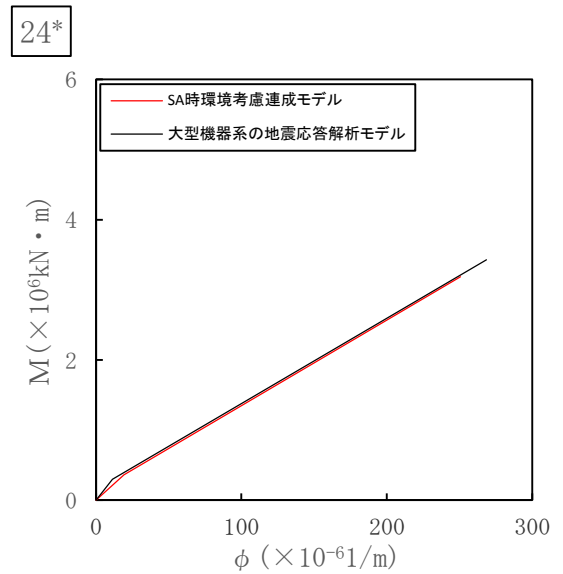
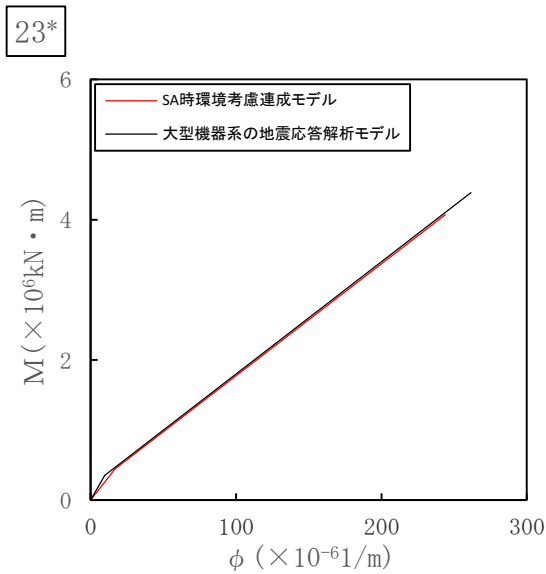
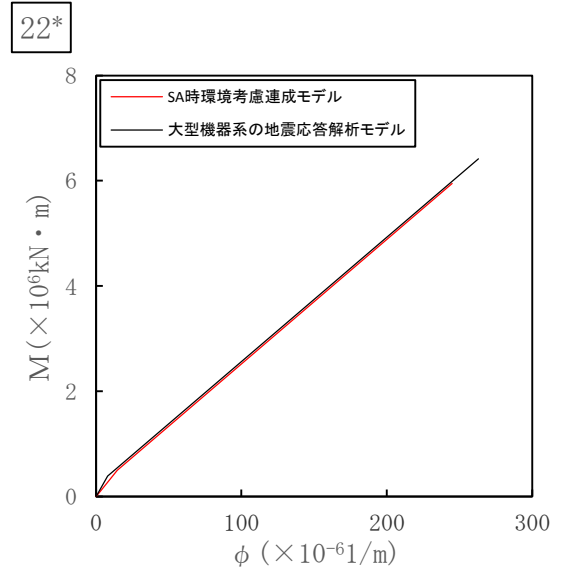
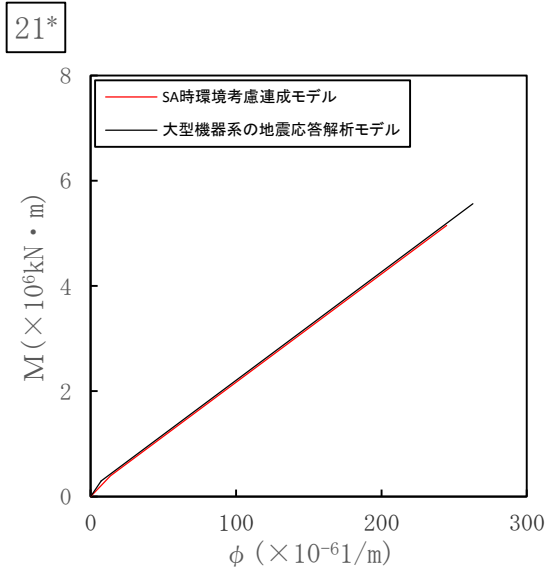
「SA 時環境考慮連成モデル」の各要素における曲げモーメントのスケルトン曲線の諸数値を表 3-2 に、「SA 時環境考慮連成モデル」と「大型機器系の地震応答解析モデル」のスケルトン曲線を図 3-2 に示す。

表 3-2(1/2) 曲げモーメントのスケルトン曲線 (NS 方向)

質点番号	要素番号	M_1 ($\times 10^6 \text{kN} \cdot \text{m}$)	ϕ_1 ($\times 10^{-6} 1/\text{m}$)	M_2 ($\times 10^6 \text{kN} \cdot \text{m}$)	ϕ_2 ($\times 10^{-6} 1/\text{m}$)
23	21	0.392	13.7	5.15	245
24					
25	22	0.496	14.6	5.95	245
26	23	0.442	16.7	4.07	244
27	24	0.364	19.3	3.19	251
28	25	0.153	6.58	3.37	232
29	26	0.185	7.94	3.38	233
30	27	0.180	7.82	3.11	231
31	28	0.194	8.50	3.13	232

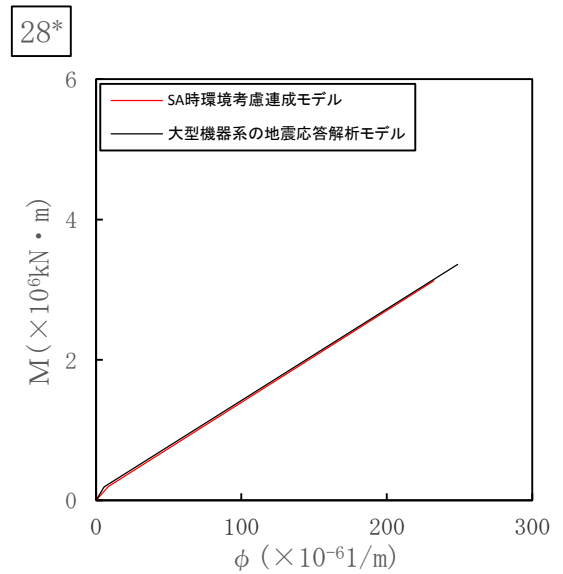
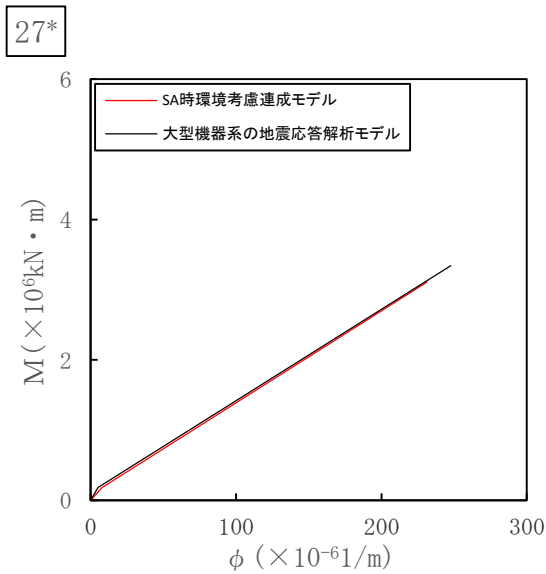
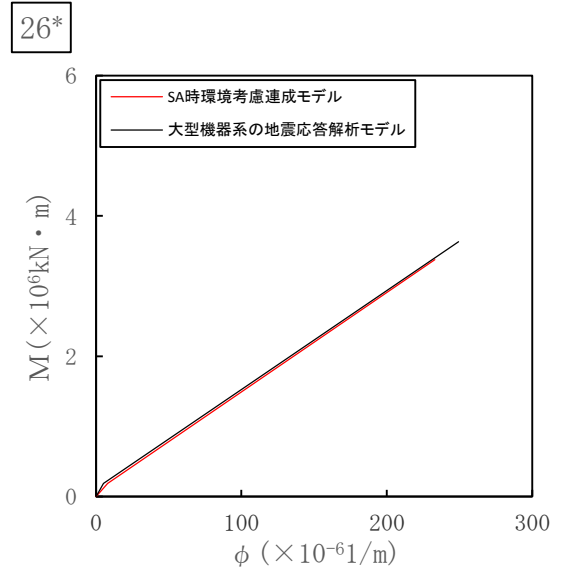
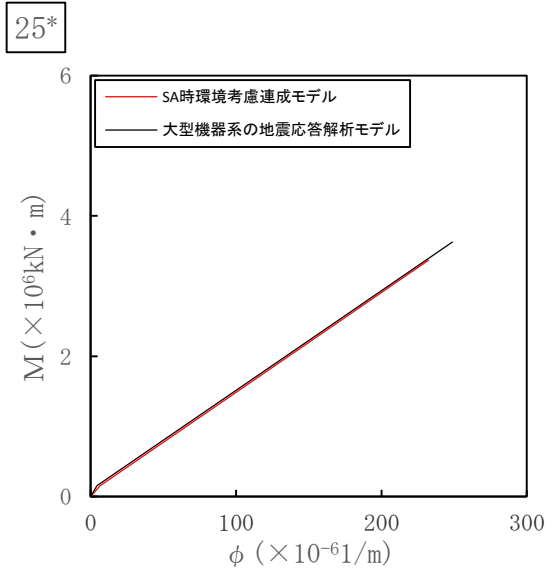
表 3-2(2/2) 曲げモーメントのスケルトン曲線 (EW 方向)

質点番号	要素番号	M_1 ($\times 10^6 \text{kN} \cdot \text{m}$)	ϕ_1 ($\times 10^{-6} 1/\text{m}$)	M_2 ($\times 10^6 \text{kN} \cdot \text{m}$)	ϕ_2 ($\times 10^{-6} 1/\text{m}$)
23	21	0.395	13.7	5.22	245
24					
25	22	0.496	14.6	5.95	245
26	23	0.443	16.7	4.10	244
27	24	0.364	19.3	3.19	251
28	25	0.153	6.58	3.37	232
29	26	0.143	7.94	2.47	233
30	27	0.180	7.82	3.11	231
31	28	0.194	8.50	3.13	232



注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-2 に対応

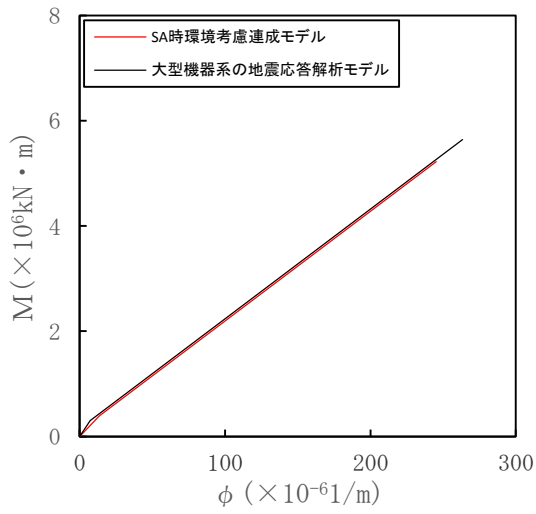
図 3-2(1/4) 曲げモーメントのスケルトン曲線(NS 方向)



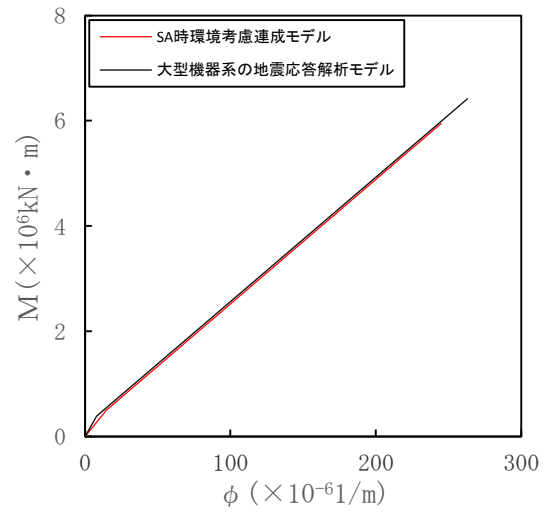
注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-2 に対応

図 3-2(2/4) 曲げモーメントのスケルトン曲線(NS 方向)

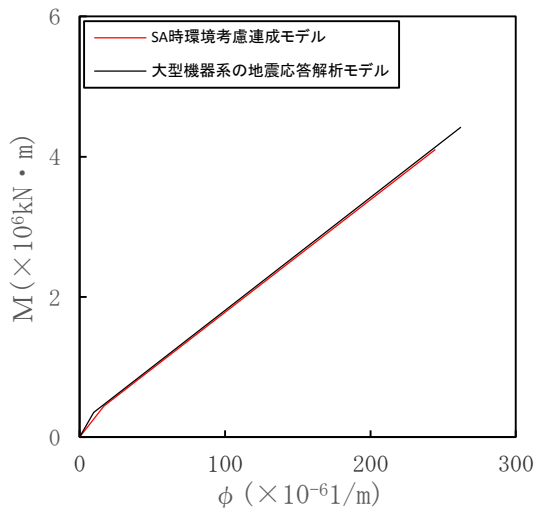
21*



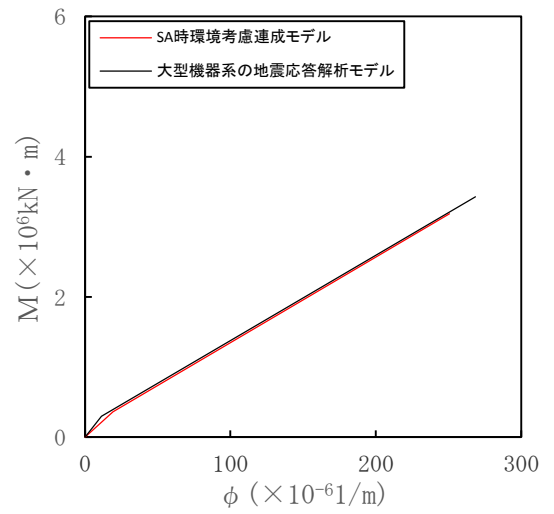
22*



23*

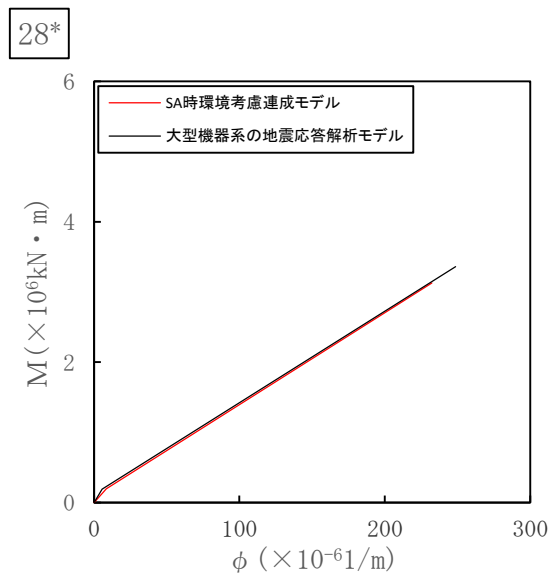
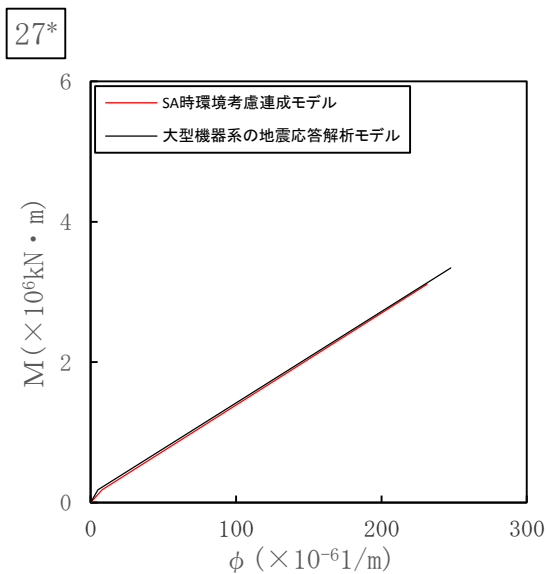
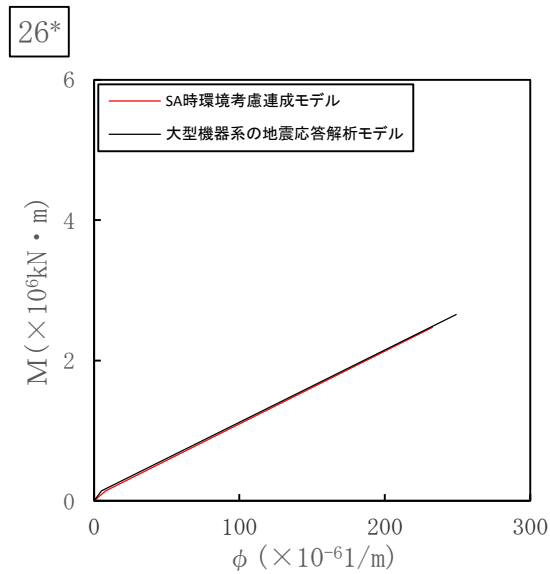
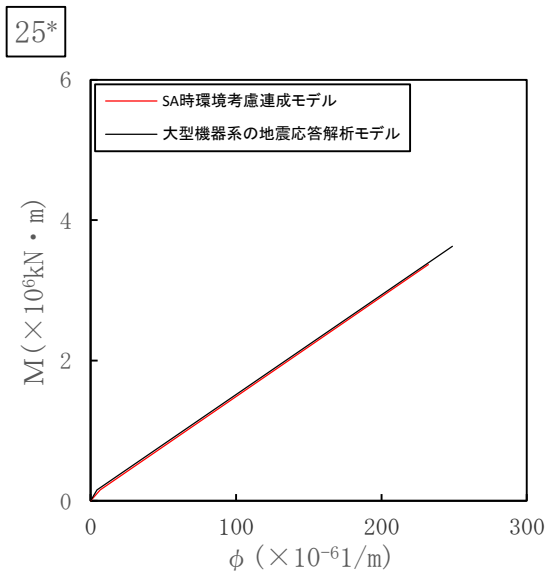


24*



注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-2 に対応

図 3-2(3/4) 曲げモーメントのスケルトン曲線(EW 方向)



注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-2 に対応

図 3-2 (4/4) 曲げモーメントのスケルトン曲線 (EW 方向)

(4) 原子炉遮蔽壁と原子炉本体基礎の剛性の設定について

建設時及び今回工認の建屋－機器連成地震応答解析モデルにおける原子炉遮蔽壁と原子炉本体基礎における重量と剛性の扱いを表 4-1 に示す。

原子炉遮蔽壁は、RPV からの放射線を遮蔽するための構造物である。主体構造は、RPV を取り囲む円筒形の壁であり、内外の鋼板及びその内部に充てんされたモルタルより構成される。地震応答解析にあたり、建屋－機器連成地震応答解析モデルにおいて、原子炉遮蔽壁の重量については、鋼板とモルタルを考慮している。一方で剛性については、モルタルは遮蔽を目的としており構造部材として期待していないこと、構造上モルタル部の断面積は原子炉本体基礎のコンクリート部に比べて小さいことから、モルタルを考慮せず鋼板のみを考慮している。

原子炉本体基礎は、耐震重要度分類 S クラスである RPV の間接支持構造物として構造強度評価を実施している。主体構造は、鋼板とコンクリートで構成される円筒形の構造物である。地震応答解析にあたり、原子炉本体基礎を建屋－機器連成地震応答解析にモデル化する上で、重量については鋼板とコンクリートを考慮している。また、剛性の設定において、コンクリートは RPV を間接支持する構造部材であるため、地震応答解析において鋼板とともに考慮している。

以上より、建設時及び今回工認と同様に、重大事故等時の環境を考慮した「SA 時環境考慮連成モデル」においても、原子炉遮蔽壁は鋼板の剛性のみを考慮し、原子炉本体基礎はコンクリートと鋼板の剛性を考慮している。

表 4-1 建屋－機器連成地震応答解析モデルの
原子炉遮蔽壁と原子炉本体基礎における重量と剛性の扱い

	原子炉遮蔽壁	原子炉本体基礎
重量	鋼板とモルタルを考慮	鋼板とコンクリートを考慮
剛性	鋼板のみを考慮	鋼板とコンクリートを考慮

(5) ダイヤフラムフロアのばね定数の設定について

ダイヤフラムフロアは、軸対称形状の円環平板の鉄筋コンクリートスラブ構造物であり、円環内周端は原子炉本体基礎に結合支持され、円環外周端は RCCV に荷重を伝える構造になっている。なお、円環外周端にはカプラーが設けられ、ダイヤフラムフロアと RCCV の鉄筋が接続されている。

ここで、建設時及び今回工認の建屋－機器連成地震応答解析モデルにおけるダイヤフラムフロアは、原子炉本体基礎と RCCV 間の圧縮荷重を伝達することを目的にばねとしてモデル化していることから、圧縮荷重を主に伝達するコンクリートのみを考慮したダイヤフラムフロアの解析モデルを用いて、原子炉本体基礎側に一様の強制変位を与えた際の反力の合計を最大変位量で除することによりばね定数を設定している。

このため、今回の重大事故等時の環境を考慮した「SA 時環境考慮連成モデル」のダイヤフラムフロアのばね定数の設定では、剛性低下したコンクリートのみを考慮している。

(6) 「SA 時環境考慮モデル」の諸元について

「SA 時環境考慮モデル」は「3.2.1 解析条件」に記載する「剛性低下モデル」から水位の影響を考慮して、諸元のうち質点重量及び回転慣性重量を変更している。変更内容を表 5-1 に示す。

表 5-1(1/2) 「剛性低下考慮モデル」からの「SA 時環境考慮モデル」の諸元の変更内容 (水平方向)

(a) NS 方向

質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I _G (×10 ⁵ kN・m ²)	質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I _G (×10 ⁵ kN・m ²)
1	39490	70.6	/		
2	80520	410.9			
3	84470	473.7			
4	84770	293.2			
5	55380	198.1			
6	81140	289.3			
7	80120	296.2			
8	81300	298.1			
9	<u>350393</u>	<u>967.3</u>			
10	216040	581.5			
合計	<u>2021285</u>		11	91400	32.4
			12	155040	371.7
			13	102870	305.0
			14	<u>204762</u>	<u>420.2</u>
			15	<u>162306</u>	<u>506.9</u>
			16	<u>151284</u>	<u>408.8</u>
			/		

(b) EW 方向

質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I _G (×10 ⁵ kN・m ²)	質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I _G (×10 ⁵ kN・m ²)
1	39490	147.1	/		
2	80520	300.1			
3	89570	299.1			
4	67270	275.6			
5	50210	210.8			
6	78630	320.7			
7	76690	316.8			
8	79240	324.6			
9	<u>350393</u>	<u>1063.6</u>			
10	216040	644.3			
合計	<u>2021285</u>		11	86300	267.7
			12	172540	474.6
			13	108040	340.3
			14	<u>207272</u>	<u>465.4</u>
			15	<u>165736</u>	<u>562.3</u>
			16	<u>153344</u>	<u>452.7</u>
			/		

下線部：「3.2.1 解析条件」における「表 3-5 地震応答解析モデルの諸元 (水平方向, 剛性低下考慮モデル)」からの変更箇所

表 5-1(2/2) 「剛性低下考慮モデル」からの「SA 時環境考慮モデル」の諸元の
変更内容（鉛直方向）

外壁・RCCV部		屋根トラス部	
質点 番号	質点重量 W (kN)	質点 番号	質点重量 W (kN)
1	30640	1	—
2	80520	23	3540
3	175870	22	3540
4	239810	21	1770
5	158250		
6	<u>285902</u>		
7	<u>242426</u>		
8	<u>232584</u>		
9	<u>350393</u>		
10	216040		
合計	<u>2021285</u>		

下線部：「3.2.1 解析条件」における「表 3-9 地震応答解析モデルの諸元（鉛直方向，剛性低下考慮モデル）」からの変更点