

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0620-3_改8
提出年月日	2021年9月16日

補足-620-3 【原子炉建屋の地震応答計算書に関する補足説明資料】

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類「VI-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 原子炉建屋の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 1-1 原子炉建屋の地震応答解析モデルの各種ばねの算定について

別紙 1-2 地震応答解析モデルの諸元の比較

(既工認, シミュレーション解析, 今回工認)

別紙 2 原子炉建屋の地震応答解析における耐震壁のスケルトンカーブの設定

別紙 3 原子炉建屋の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 3-1 材料物性の不確かさを考慮した検討に用いる地震動の選定について

別紙 3-2 材料物性の不確かさを考慮した地震応答解析結果

別紙 4 地震応答解析モデルに用いる鉄筋コンクリート部の減衰定数に関する検討

別紙 4-1 原子炉建屋の基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対する最大応答せん断ひずみ

別紙 4-2 各建屋の図面集

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 5-1 重大事故時等の環境を考慮した大型機器系の地震応答解析モデルの設定

別紙 6 原子炉建屋における改造工事に伴う重量増加を反映した地震応答解析

別紙 6-1 原子炉建屋改造工事に伴う重量増加を反映した検討

別紙 6-2 建屋－機器連成地震応答解析結果に与える影響

 本日の説明範囲

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	1
2. 原子炉建屋の構造概要	2
3. 重大事故等時の温度による影響について	11
3.1 検討方針	11
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	12
3.2.1 解析条件	12
3.2.2 地震応答解析結果	29
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	67
3.3.1 検討方法	67
3.3.2 検討結果	67
4. 機器・配管系の評価に与える影響	84
4.1 原子炉建屋の地震応答解析結果による影響	85
4.1.1 検討方針	85
4.1.2 検討結果	87
4.2 大型機器系の地震応答解析結果による影響	100
4.2.1 検討方針	100
4.2.2 「SA時環境考慮連成モデル」のモデル化	103
4.2.3 検討結果	111
5. まとめ	161
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	161
5.2 「機器・配管系の評価」に与える影響	161

別紙 5-1 重大事故等時の環境を考慮した大型機器系の地震応答解析モデルの設定



本日の説明範囲

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。影響確認は添付書類「VI-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，添付書類「VI-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示す原子炉圧力容器，原子炉しゃへい壁及び原子炉本体の基礎等（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

原子炉建屋に設置した機器・配管系への重大事故等時の高温による影響に対する影響確認フローを図 4-1 に示し、以下の通り、重大事故等時の高温による影響確認を行う。

(1) 検討対象設備

重大事故等時の高温による影響を確認する設備は、原子炉建屋に設置した以下の設備とする。

- ・ 常設耐震重要重大事故防止設備
- ・ 常設重大事故緩和設備

(2) 影響確認用耐震条件の作成

「3.2.1 解析条件」に示す「SA 時環境考慮モデル」を用いて地震応答解析を行い、その結果から影響確認用耐震条件（影響確認用最大応答加速度及び影響確認用床応答曲線）を作成する。

影響確認用耐震条件の作成に考慮する地震動は、基準地震動 S_s （7 波）とし、水平方向の影響確認用耐震条件は、NS 及び EW 方向の地震応答解析結果を包絡（以下、「NS/EW 包絡」という。）する。

(3) 簡易評価

(1) の検討対象設備に対する裕度（許容応力/算出応力）を整理する。

また、影響確認用耐震条件と「工認モデル」の応答から作成した耐震計算に用いる耐震条件との応答比率を作成する。

検討対象設備の裕度と応答比率を比較し、検討対象設備の裕度が応答比率以上となることを確認する。確認の結果、検討対象設備の裕度が応答比率を下回る場合は、詳細評価を行う。

(4) 詳細評価

詳細評価が必要となった設備は、影響確認用耐震条件を用いた耐震評価を行い、算出応力が許容応力以下となることを確認する。確認の結果、算出応力が許容応力を上回る場合は、追加検討を行う。

(5) 追加検討

追加検討が必要となった設備は、設備の評価結果等に応じて個別に設備対策または評価の精緻化を行うものとする。

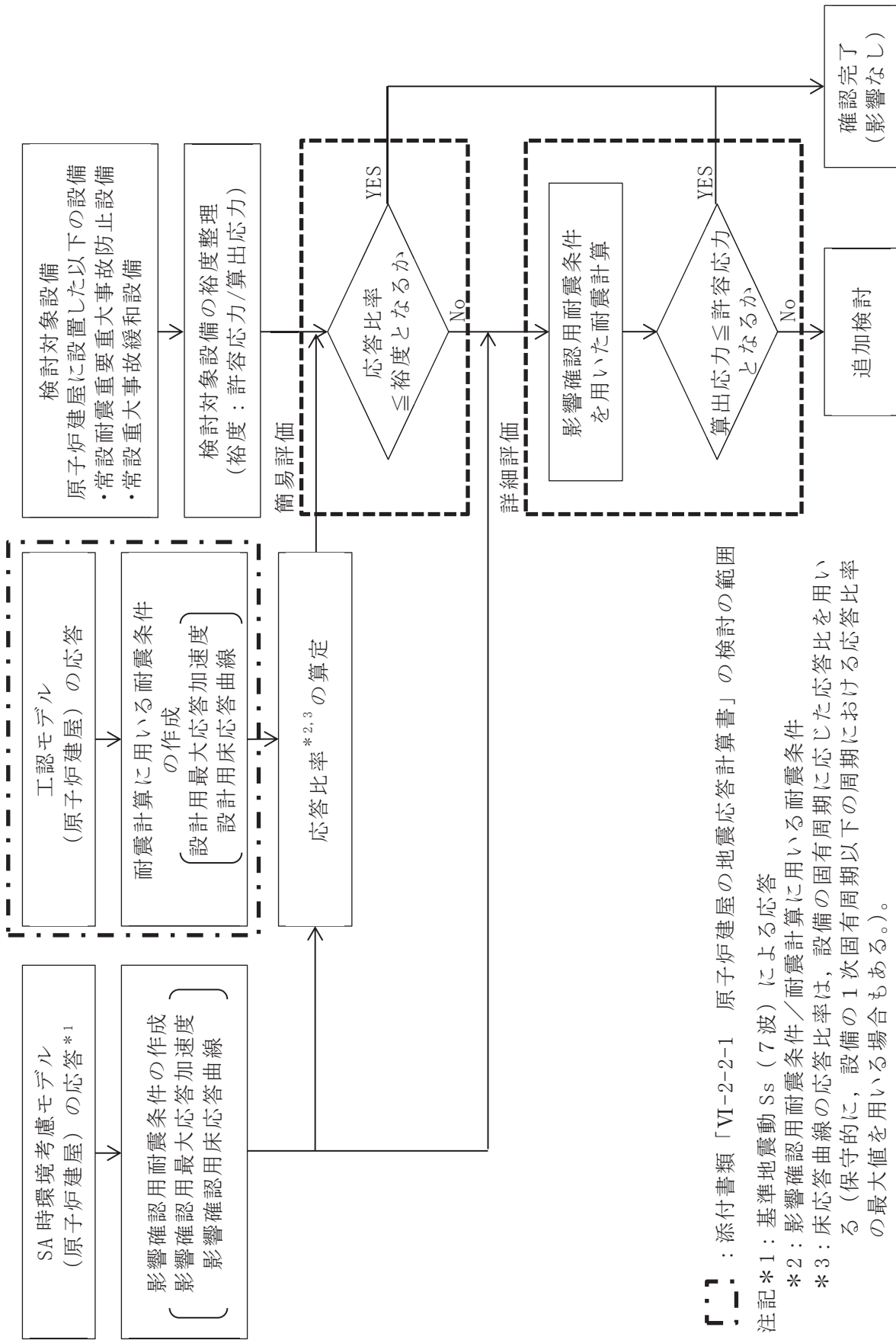


図 4-1 重大事故等時の高温による影響確認フロー

〔 〕：添付書類「VI-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」の検討の範囲

- 注記*1：基準地震動 Ss (7波) による応答
- *2：影響確認用耐震条件/耐震計算に用いる耐震条件
- *3：床応答曲線の応答比率は、設備の固有周期に応じた応答比を用いる (保守的に、設備の1次固有周期以下の周期における応答比率の最大値を用いる場合もある。)

4.1.2 検討結果

(1) 地震応答解析結果

最大応答加速度の比較結果(水平方向(NS/EW包絡)及び鉛直方向)を表4-1に、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4-2に示す。なお、床応答スペクトルは、設備評価で主に用いる減衰定数2.0%を代表として、設備評価に用いたものを記載している。

最大応答加速度の応答比率は、水平方向の加速度としてNS方向とEW方向の包絡値を用い、水平方向及び鉛直方向で標高ごとに算出する。

また、床応答スペクトルの応答比率は、水平方向の応答スペクトルとしてNS方向とEW方向の包絡値を用い、標高、減衰定数及び設備の固有周期に応じた応答比率を算定する(保守的に、設備の1次固有周期以下の周期における応答比率の最大値を用いる場合もある)。応答比率の算定例を、図4-3に示す。

「SA時環境考慮モデル」の一部の応答が「工認モデル」の応答を上回ることを確認した。

表4-1 最大応答加速度の比較(1.2ZPA, 水平方向(NS/EW包絡))(1/2)

構造物名	標高 O.P. (m)	最大応答加速度(1.2ZPA)		応答比率 (①/②)
		①SA時環境 考慮モデル	②工認モデル	
原子炉 建屋	50.500	6.13	7.28	0.85
	41.200	3.16	3.43	0.93
	33.200	2.62	2.65	0.99
	22.500	2.11	2.12	1.00
	15.000	2.05	1.97	1.05
	6.000	1.51	1.57	0.97
	1.150	1.37	1.46	0.94
	-0.800	1.22	1.34	0.92
-8.100	0.96	0.99	0.97	

表4-1 最大応答加速度の比較(1.2ZPA, 鉛直方向)(2/2)

構造物名	標高 O.P. (m)	最大応答加速度(1.2ZPA)		応答比率 (①/②)
		①SA時環境 考慮モデル	②工認モデル	
原子炉 建屋	48.725	2.02	2.09	0.97
	41.200	1.84	1.89	0.98
	33.200	1.76	1.77	1.00
	22.500	1.52	1.56	0.98
	15.000	1.34	1.37	0.98
	6.000	1.07	1.09	0.99
	-0.800	0.85	0.88	0.97
	-8.100	0.65	0.69	0.95

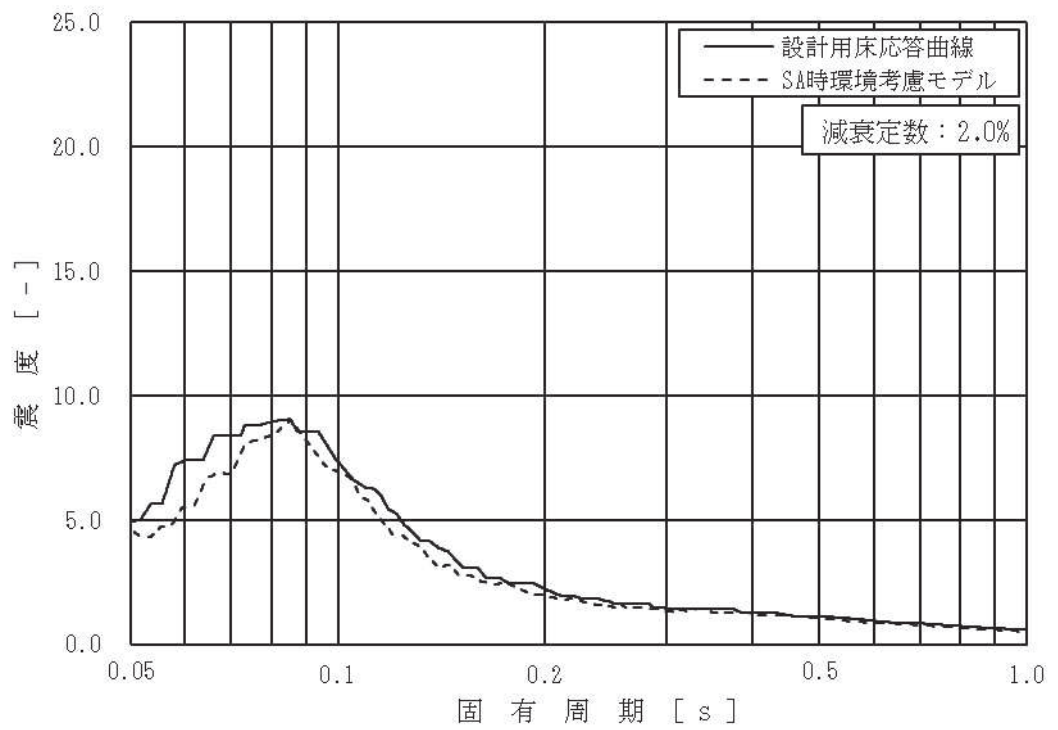
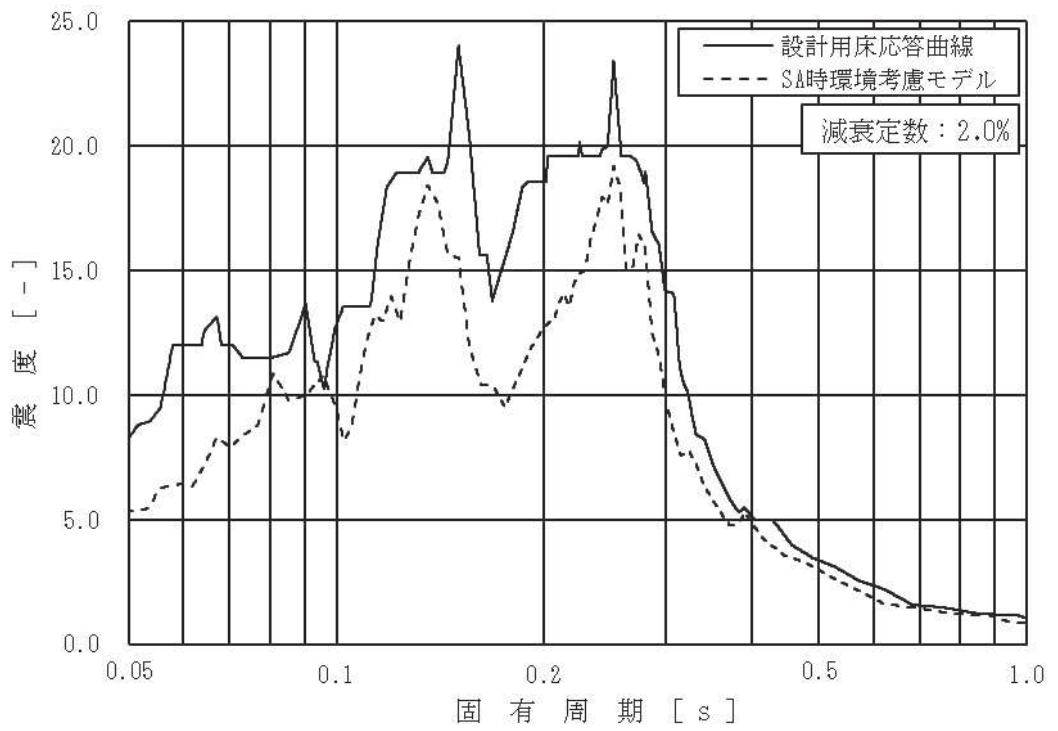


図 4-2 床応答スペクトルの比較 (1/8)
 (原子炉建屋, O.P. 41. 200m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

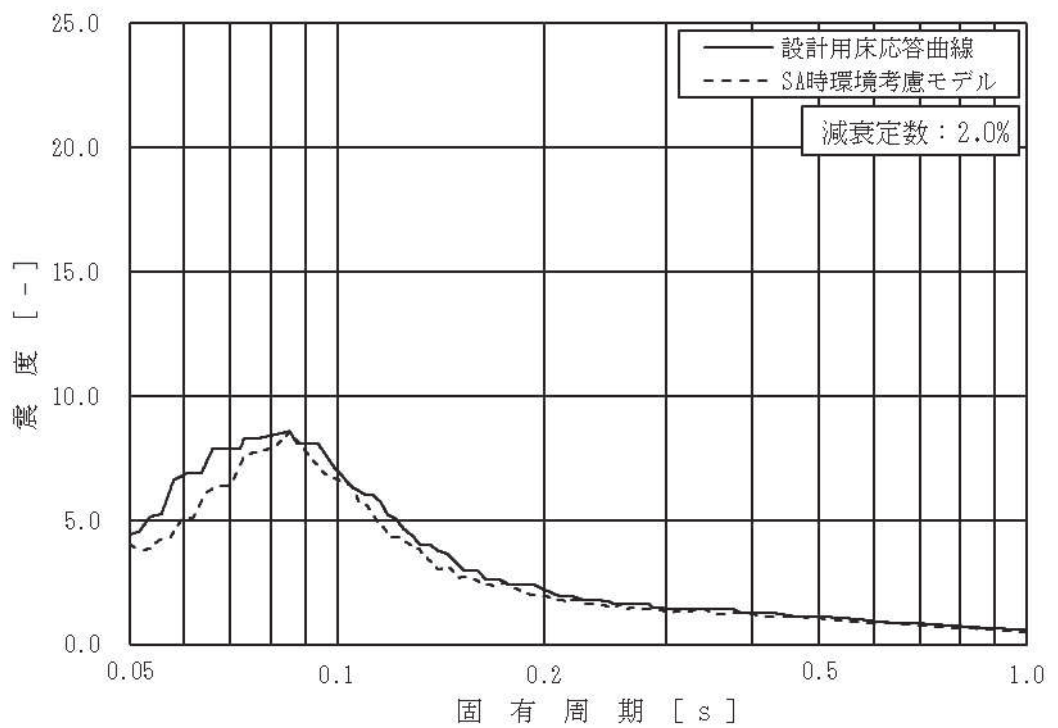
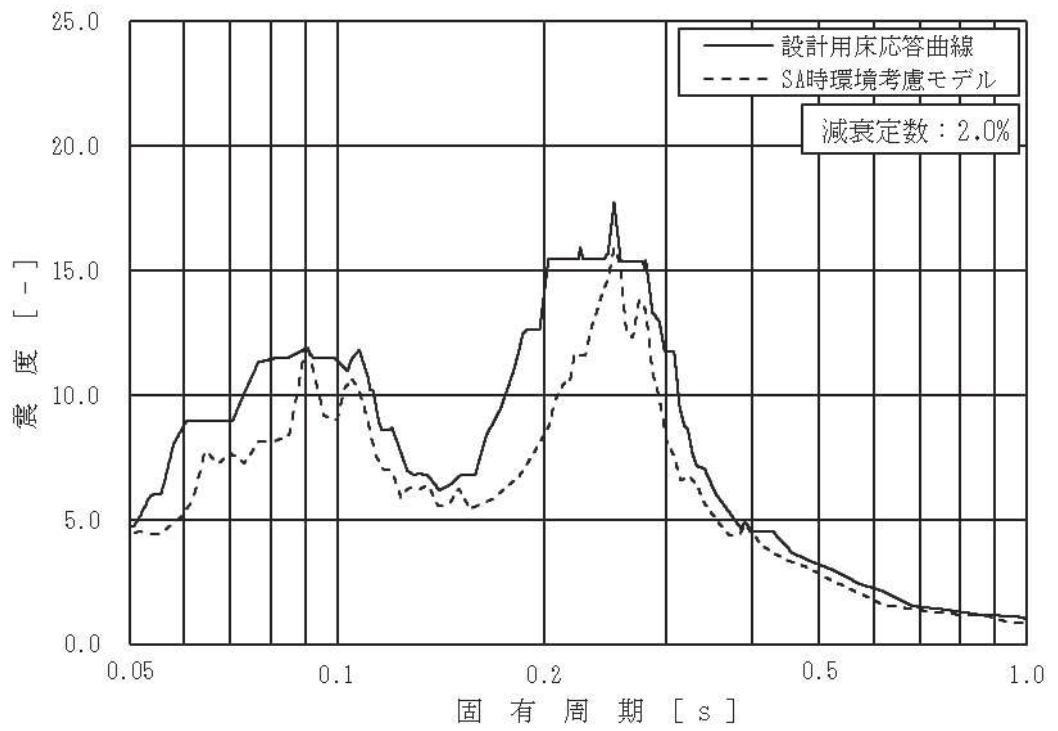


図 4-2 床応答スペクトルの比較 (2/8)
 (原子炉建屋, O.P. 33.200m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

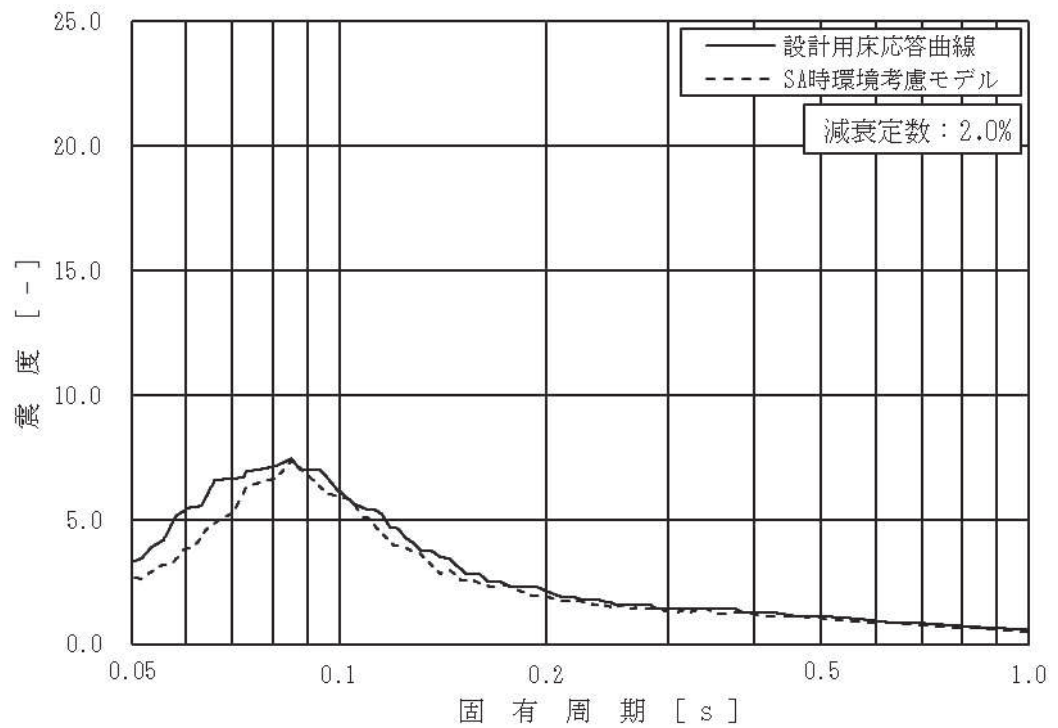
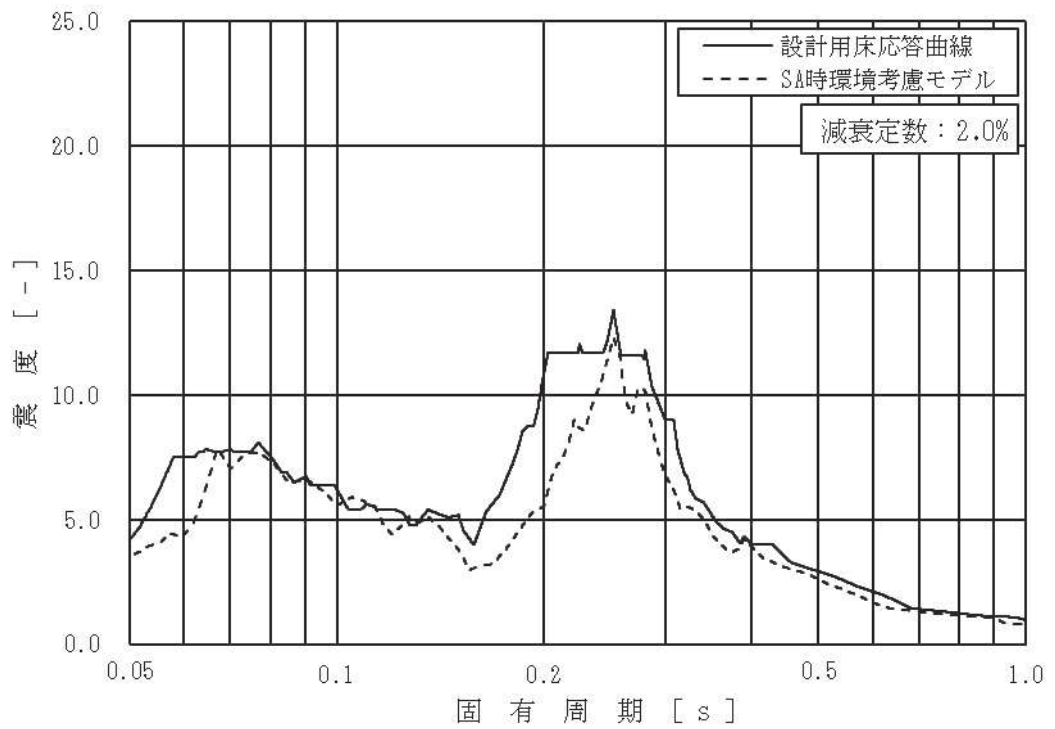


図 4-2 床応答スペクトルの比較 (3/8)
 (原子炉建屋, 0.P. 22.500m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

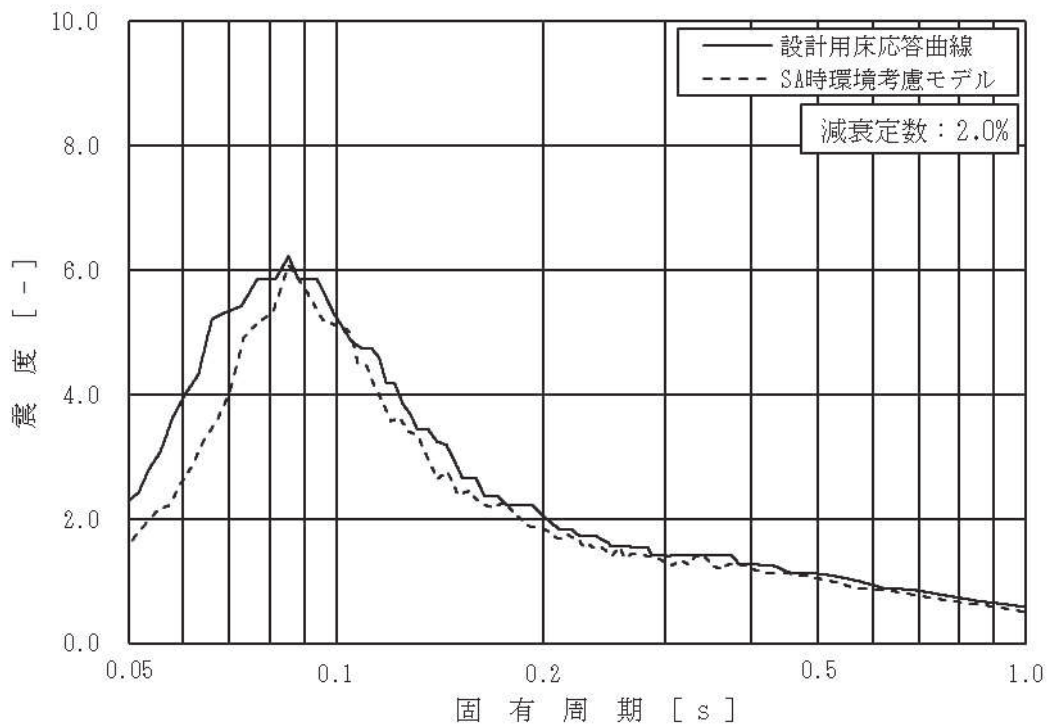
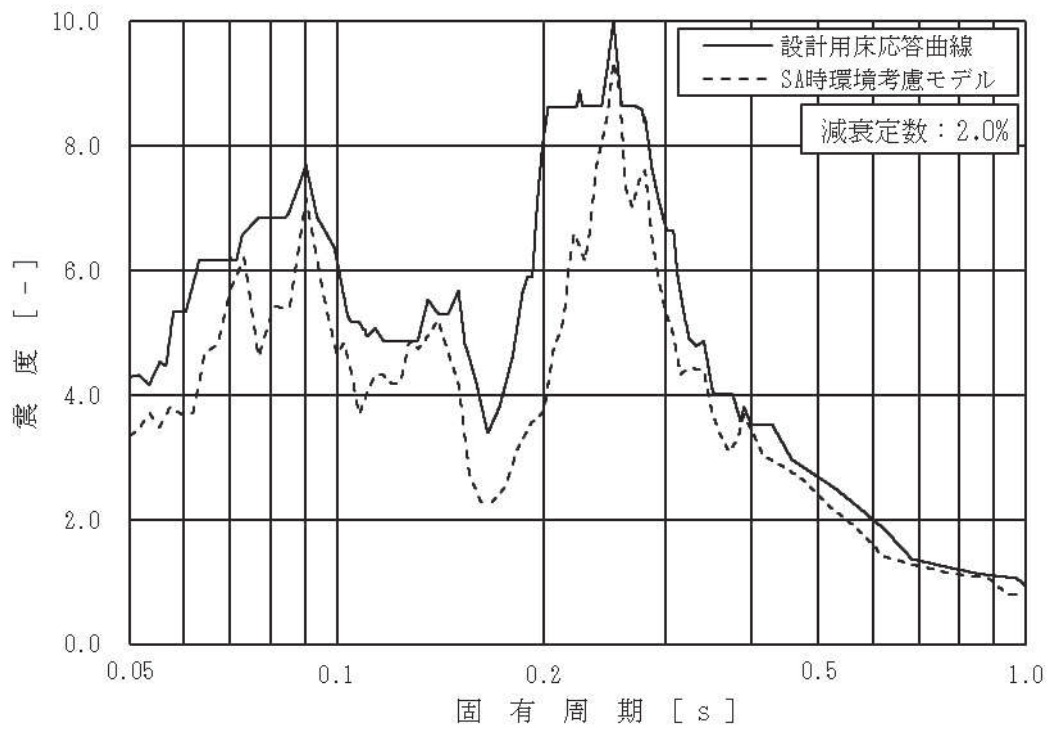


図 4-2 床応答スペクトルの比較 (4/8)
 (原子炉建屋, O.P. 15.000m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

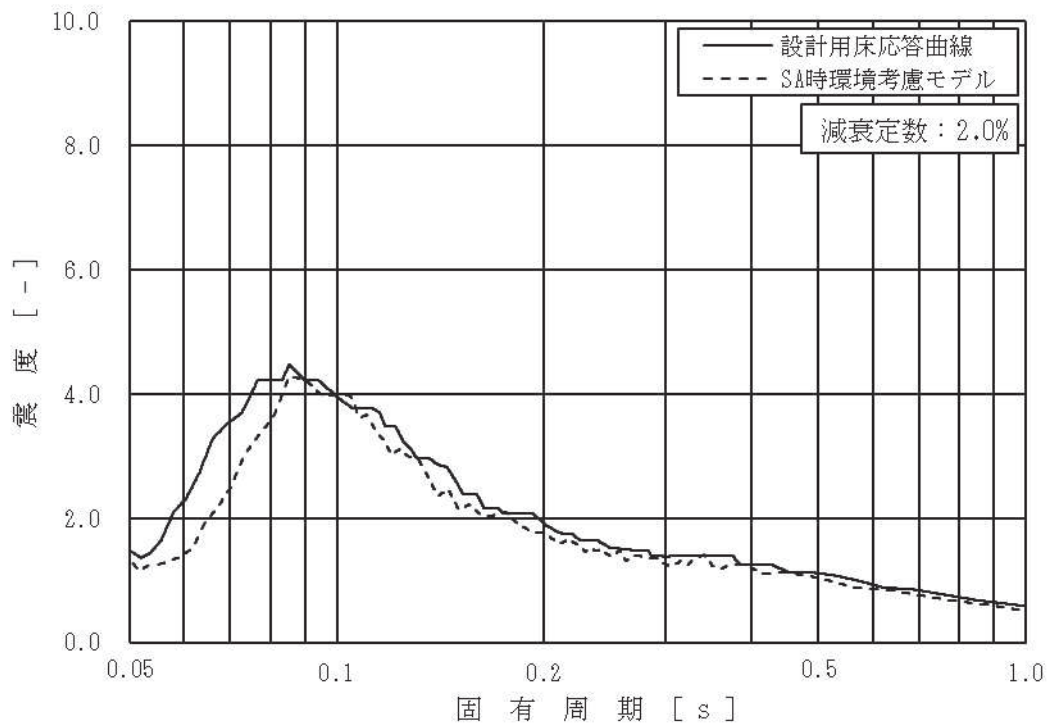
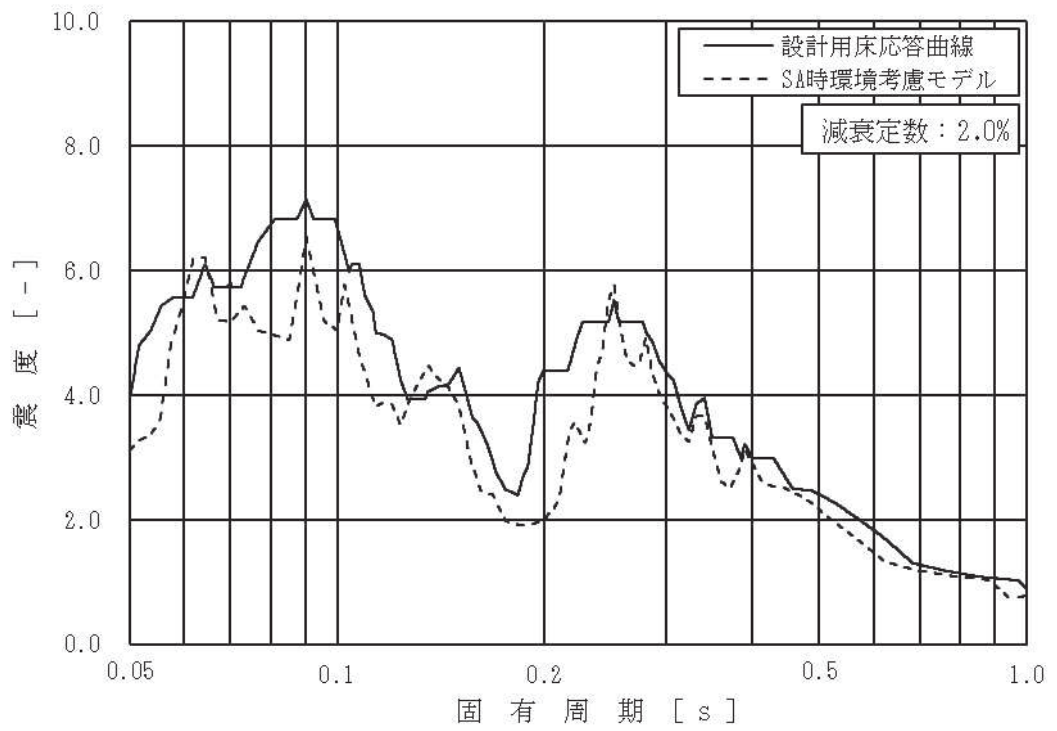


図 4-2 床応答スペクトルの比較 (5/8)
 (原子炉建屋, O.P. 6.000m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

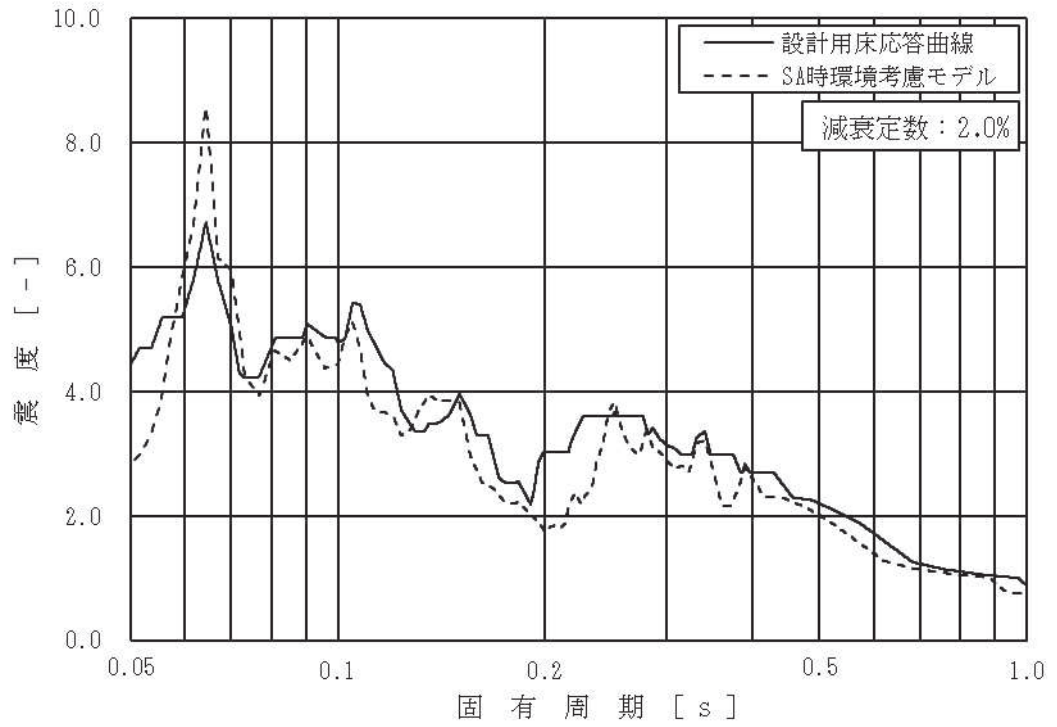


図 4-2 床応答スペクトルの比較 (6/8)
 (原子炉建屋, O.P. 1.150m, 減衰 2.0%, 水平 (NS/EW 包絡))

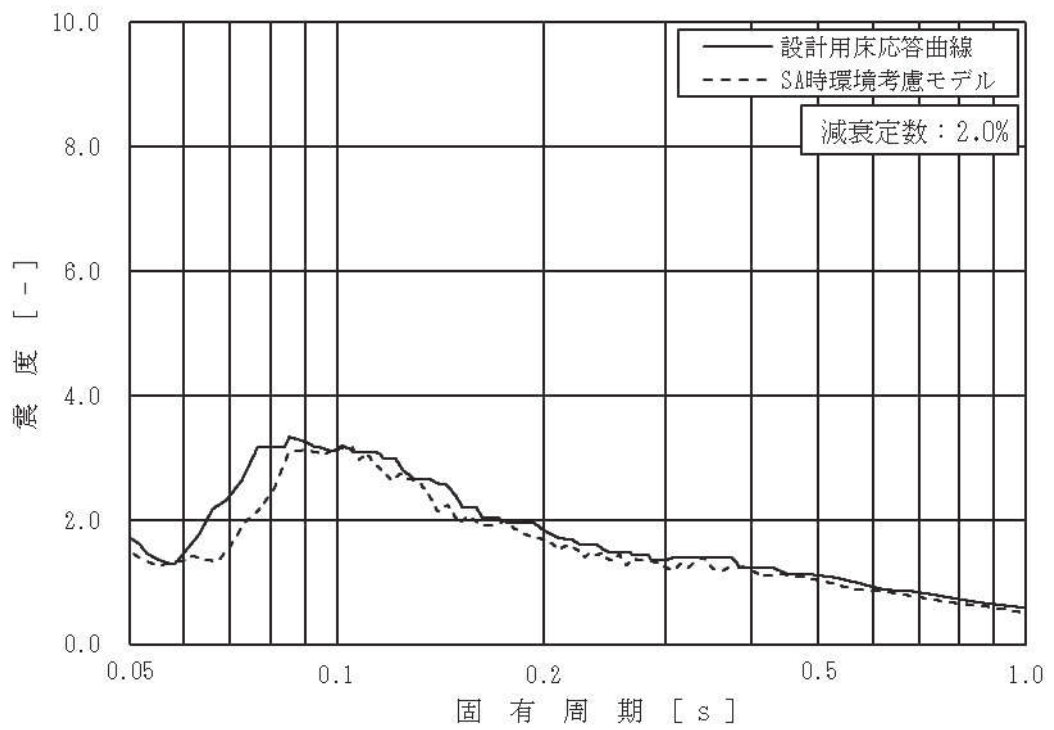
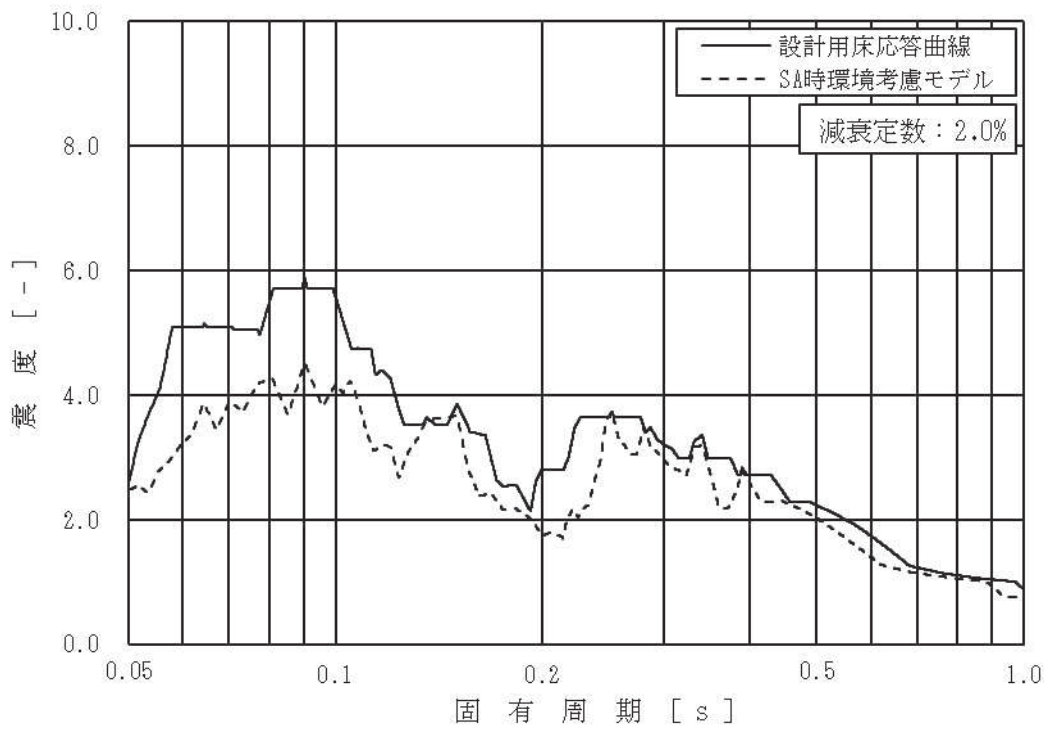


図 4-2 床応答スペクトルの比較 (7/8)
 (原子炉建屋, O.P. -0.800m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

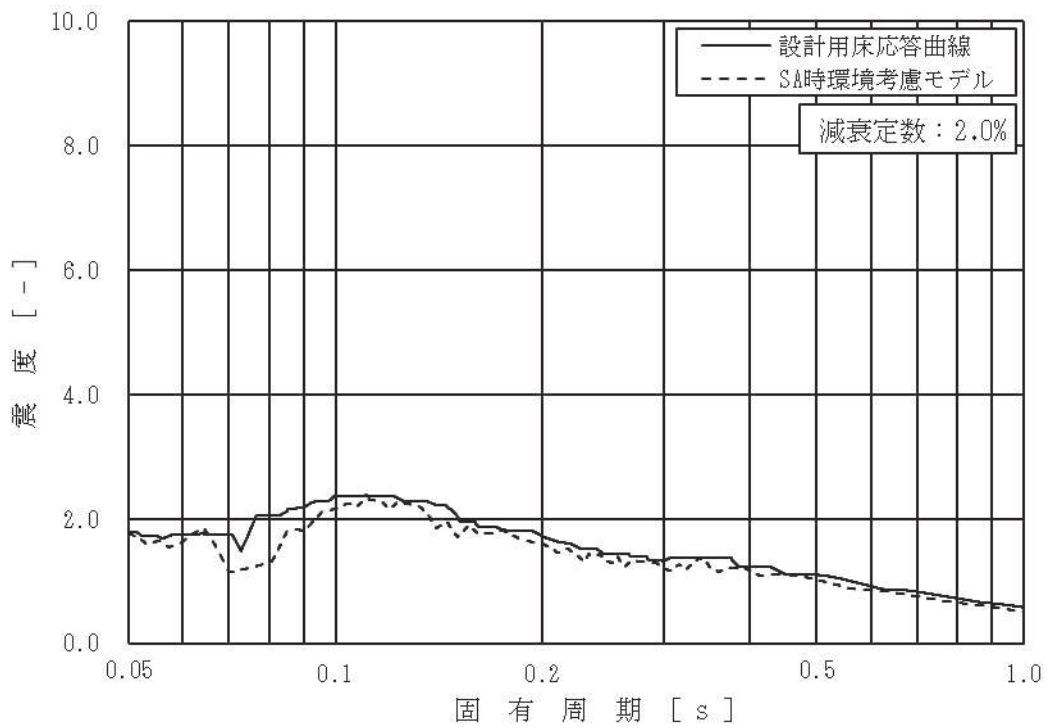
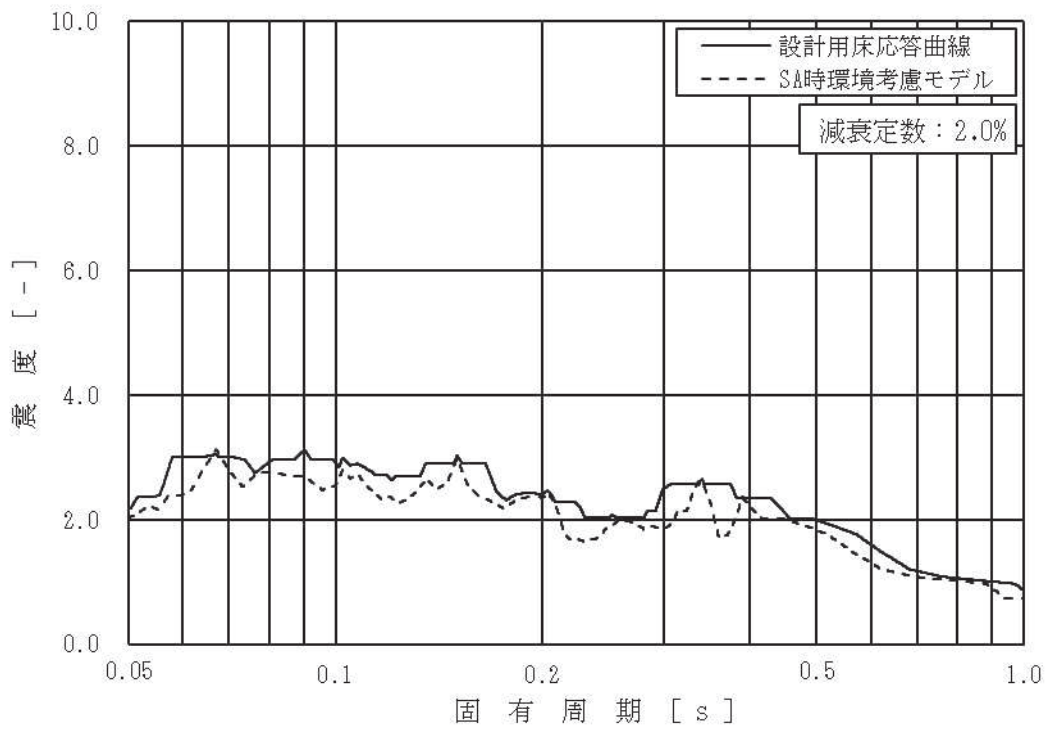


図 4-2 床応答スペクトルの比較 (8/8)
 (原子炉建屋, 0.P.-8.100m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

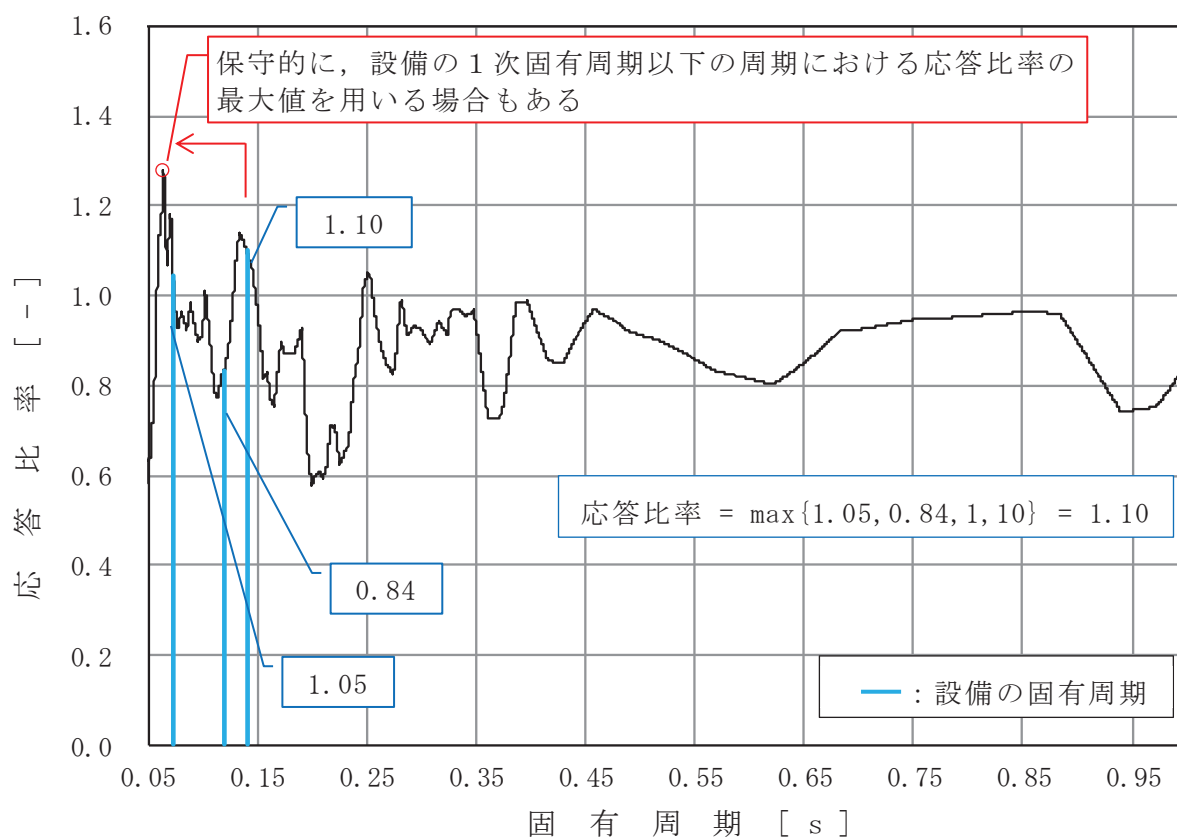


図 4-3 床応答スペクトルにおける応答比率の算定例
 (水平方向 (NS/EW 包絡), 原子炉建屋 O.P. 1.150m, 減衰 2.0%,
 固有周期 : 0.073s, 0.12s, 0.14s)

(2) 影響確認結果

「4.1.1 検討方針」に示す影響確認フローに従った検討で詳細評価が必要となった機器・配管系の簡易評価結果を表 4-3 に、詳細評価結果を表 4-4 に示す。

なお、配管の詳細評価対象は、評価に用いる各標高（質点）で応力評価結果の裕度が最小となる配管及び疲労累積係数が最大となる配管を代表としている。

簡易評価の結果から抽出した 6 設備に対して、影響確認用耐震条件による耐震計算を行い、算出応力が許容応力以下となることを確認した。

表 4-3 「SA 時環境考慮モデル」による応答の影響確認結果（簡易評価）

対象設備*1	評価部位	応力分類	今回工認の耐震評価			応答比率	確認結果
			計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度		
燃料プール冷却浄化系熱交換器	胴板	一次+二次応力	675*2	420	0.62	1.05	×
		疲労	0.29	1	-		
残留熱除去系熱交換器	胴板	一次+二次応力	783*2	497	0.63	1.05	×
		疲労	0.36	1	-		
SA クラス 2 配管 (原子炉補機冷却水系 (KRCW-205))	配管本体	一次+二次応力	440	458	1.04	1.28	×
SA クラス 2 配管 (原子炉補機冷却海水系 (RSW-004))	配管本体	一次+二次応力	481	482	1.00	1.26	×
SA クラス 2 配管 (非常用ディーゼル発電設備 (DGDO-B008))	配管本体	一次+二次応力	439*2	398	0.90	1.11	×
		疲労	0.4011	1	-		
SA クラス 2 配管 (残留熱除去系 (RHR-010))	配管本体	一次+二次応力	422*2	414	0.98	1.28	×
		疲労	0.7118	1	-		

注記*1：大型機器系の地震応答解析による応答を用いる設備は、4.2 項で評価する。

*2：一次+二次応力の算出応力が許容応力を上回った場合は、疲労評価を実施する。

表 4-4 「SA 時環境考慮モデル」による応答の影響確認結果（詳細評価）

対象設備*1	評価部位	応力分類	影響確認用耐震条件を用いた耐震計算				確認結果
			最大応答 加速度 (1.2ZPPA)	床応答曲線	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	
燃料プールの冷却浄化系 熱交換器	胴板	一次＋二次応力	水平：2.05 鉛直：1.34	—	692	420	○
		疲労			0.34	1	
残留熱除去系 熱交換器	胴板	一次＋二次応力	水平：2.07 鉛直：1.38	—	800	497	○
		疲労			0.41	1	
SAクラス2配管 (原子炉補機冷却水系(KRCW-205))	配管本体	一次＋二次応力	水平：3.16 鉛直：1.51	0.P. 41.2, 33.2, 22.5, 15.0, 6.0, 1.15, -0.8, -8.1 m (2%減衰)	336	458	○
		疲労					
SAクラス2配管 (原子炉補機冷却海水系(RSW-004))	配管本体	一次＋二次応力	水平：2.11 鉛直：1.52	0.P. 22.5, 15.0, 6.0, 1.15, -0.8, -8.1 m (2%減衰)	372	482	○
		疲労					
SAクラス2配管 (非常用ディーゼル発電設備 (DGD0-B008))	配管本体	一次＋二次応力	水平：2.05 鉛直：1.34	原子炉建屋 0.P. 15.0, 6.0 m 軽油タンク連絡ダクト 0.P. 12.1, 10.5, 9.5 m (2%減衰)	435	398	○
		疲労					
SAクラス2配管 (残留熱除去系 (RHR-010))	配管本体	一次＋二次応力	水平：1.51 鉛直：1.07	0.P. 6.0, 1.15, -0.8, -8.1 m (2%減衰)	382	414	○
		疲労					

注記*1：大型機器系の地震応答解析による応答を用いる設備は、4.2項で評価する。

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

大型機器系の地震応答解析モデルの応答を用いる機器・配管系への重大事故等時の高温による影響確認フローを図 4-4 に示し、以下の通り、重大事故等時の高温による設備の評価に与える影響確認を行う。

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、原子炉格納容器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。

(1) 検討対象設備

重大事故等時の高温による影響を確認する設備は、大型機器系の地震応答解析モデルの応答を用いる以下の設備とする。

- ・ 常設耐震重要重大事故防止設備
- ・ 常設重大事故緩和設備

(2) 影響確認用耐震条件の作成

「3.2.1 解析条件」に示す「SA 時環境考慮モデル」の温度条件及び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。）を用いて地震応答解析を行い、その結果から影響確認用耐震条件（影響確認用最大応答加速度、影響確認用床応答曲線及び影響確認用地震力）を作成する。「SA 時環境考慮連成モデル」のモデル化の詳細は、4.2.2 項に示す。

影響確認用耐震条件の作成に考慮する地震動は、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「VI-2-3-2 炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の結果より、基本ケースの各質点で耐震条件が最大となる地震動（水平方向は S_s-D1 、 S_s-D2 、 S_s-D3 、 S_s-F3 及び S_s-N1 、鉛直方向は S_s-D2 ）とする。水平方向の影響確認用耐震条件は、NS 及び EW 方向の地震応答解析結果を包絡する。

(3) 簡易評価

(1) の検討対象設備に対する裕度（許容応力/算出応力）を整理する。

また、影響確認用耐震条件と「大型機器系の地震応答解析モデル」の応答から作成した耐震計算に用いる耐震条件との応答比率を作成する。

検討対象設備の裕度と応答比率を比較し、検討対象設備の裕度が応答比率以

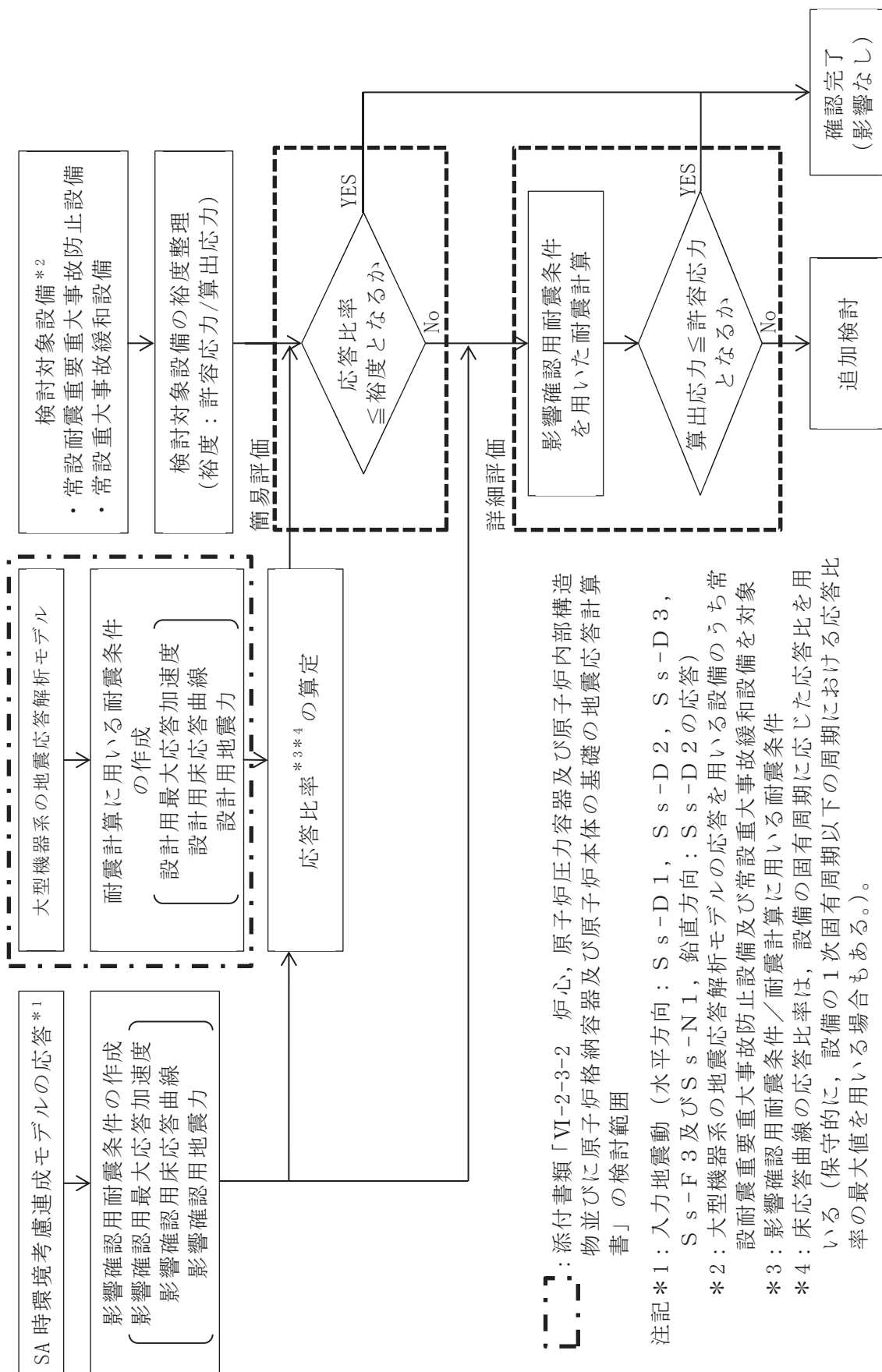
上となることを確認する。確認の結果、検討対象設備の裕度が応答比率を下回る場合は、詳細評価を行う。

(4) 詳細評価

詳細評価が必要となった設備は、影響確認用耐震条件を用いた耐震評価を行い、算出応力が許容応力以下となることを確認する。確認の結果、算出応力が許容応力を上回る場合は、追加検討を行う。

(5) 追加検討

追加検討が必要となった設備は、設備の評価結果等に応じて個別に設備対策または評価の精緻化を行うものとする。



〔 〕：添付書類「VI-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の検討範囲

- 注記*1：入力地震動（水平方向： S_{ss-D1} ， S_{ss-D2} ， S_{ss-D3} ， S_{ss-F3} 及び S_{ss-N1} ，鉛直方向： S_{ss-D2} の応答）
- *2：大型機器系の地震応答解析モデルの応答を用いる設備のうち常設耐震重要重大事故防止設備及び常設耐震緩和設備を対象
- *3：影響確認用耐震条件/耐震計算に用いる耐震条件
- *4：床応答曲線の応答比率は，設備の固有周期に応じた応答比を用いる（保守的に，設備の1次固有周期以下の周期における応答比率の最大値を用いる場合もある。）。

図 4-4 大型機器系の地震応答解析モデルの応答を用いる機器・配管系への重大事故等時の高温による影響確認フロー

4.2.2 「SA 時環境考慮連成モデル」のモデル化

(1) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の環境条件

基準地震動 S_s と組み合わせる環境条件等を以下に示す。

原子炉格納容器内の環境条件は、 2×10^{-1} 年後の原子炉格納容器内温度を包絡し設定した値とし添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」等の原子炉格納施設の評価条件と同じ値を適用した。

重大事故等時の温度条件、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器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。一方、重大事故等時の原子炉圧力容器のモデル化は、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を踏まえ、「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（事故シナリオを踏まえた設定の妥当性については、別紙 5-1(1)を参照）。

原子炉圧力容器、原子炉格納容器等の「SA 時環境考慮連成モデル」に適用する解析条件を表 4-5 に、解析条件を踏まえ変更した解析諸元を表 4-6 及び表 4-7 に、解析モデル図を図 4-5 に示す。

なお、コンクリート剛性低下率の考え方については、4.2.2(2)に詳細を示す。また、「SA 時環境考慮連成モデル」の原子炉本体の基礎のスケルトン曲線の設定の詳細を別紙 5-1(2)に示す。

表 4-5 「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
原子炉 圧力容器	炉内環境 (水位, 燃料状態)	通常運転水 位, 燃料健 全	大型機器系の地震 応答解析モデルの 条件を適用	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 内環境を適用する。
	温度 (°C)	286		
原子炉 格納容器	温度 (°C)	57	111 ^{*2}	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} 年後の原子炉格 納容器温度 110°C^{*1} より設 定した。
サプレッション プール	水位 (m)	3.6 (O. P. -3.800m)	5.886 (O. P. -1.514m)	耐震評価用重大事故等時水 位 ^{*2} を設定した。
ドライウエル	水位 (m)	0.0	0.458 (O. P. 1.6076m)	耐震評価用重大事故等時水 位 ^{*2} を設定した。

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」(補足 600-19)

*2 : 添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」

表 4-6 解析条件を踏まえ変更した解析諸元（縦弾性係数，ばね定数）

項目	対象設備	材質	SA 時環境考慮連成モデル	【参考】大型機器系の地震応答解析モデル
縦弾性係数	原子炉しゃへい壁	鋼材		
	原子炉本体の基礎	鋼材		
		コンクリート		
ばね定数	原子炉格納容器シヤラゲ (K ₁)	鋼材		
	原子炉格納容器スタビライザ (K ₂)	鋼材		
	原子炉圧力容器スタビライザ (K ₃)	鋼材		
	燃料交換ベローズ (K ₄)	鋼材		
	所員用エアロック (K ₅)	鋼材		
	ベント管 (K ₆)	鋼材		

表 4-7(1/2) 解析条件を踏まえ変更した解析諸元（原子炉本体基礎の初期剛性）

地震応答解析モデル諸元（NS 方向）						
質点 番号	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		
	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)
7						
6						
5						
4						
3						

表 4-7(2/2) 解析条件を踏まえ変更した解析諸元（原子炉本体基礎の初期剛性）

地震応答解析モデル諸元（EW 方向）						
質点 番号	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		
	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)
7						
6						
5						
4						
3						

K ₁	原子炉格納容器シヤラダ
K ₂	原子炉格納容器スタビライザ
K ₃	原子炉圧力容器スタビライザ
K ₄	燃料交換ペローズ
K ₅	所員用エアロツク
K ₆	ベント管

記号	内容
●	質点
	はり
~	水平ばね
⊗	回転ばね

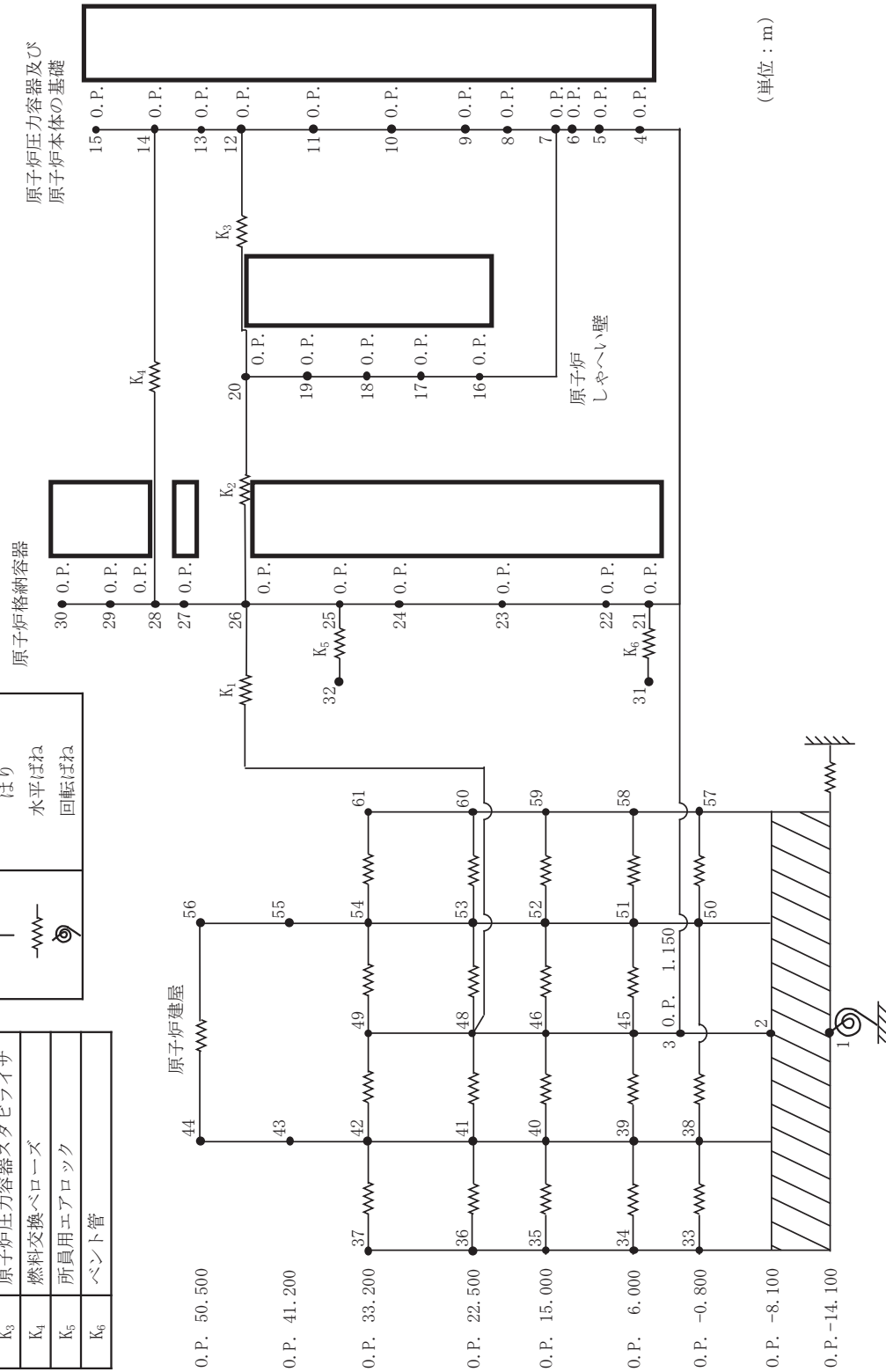
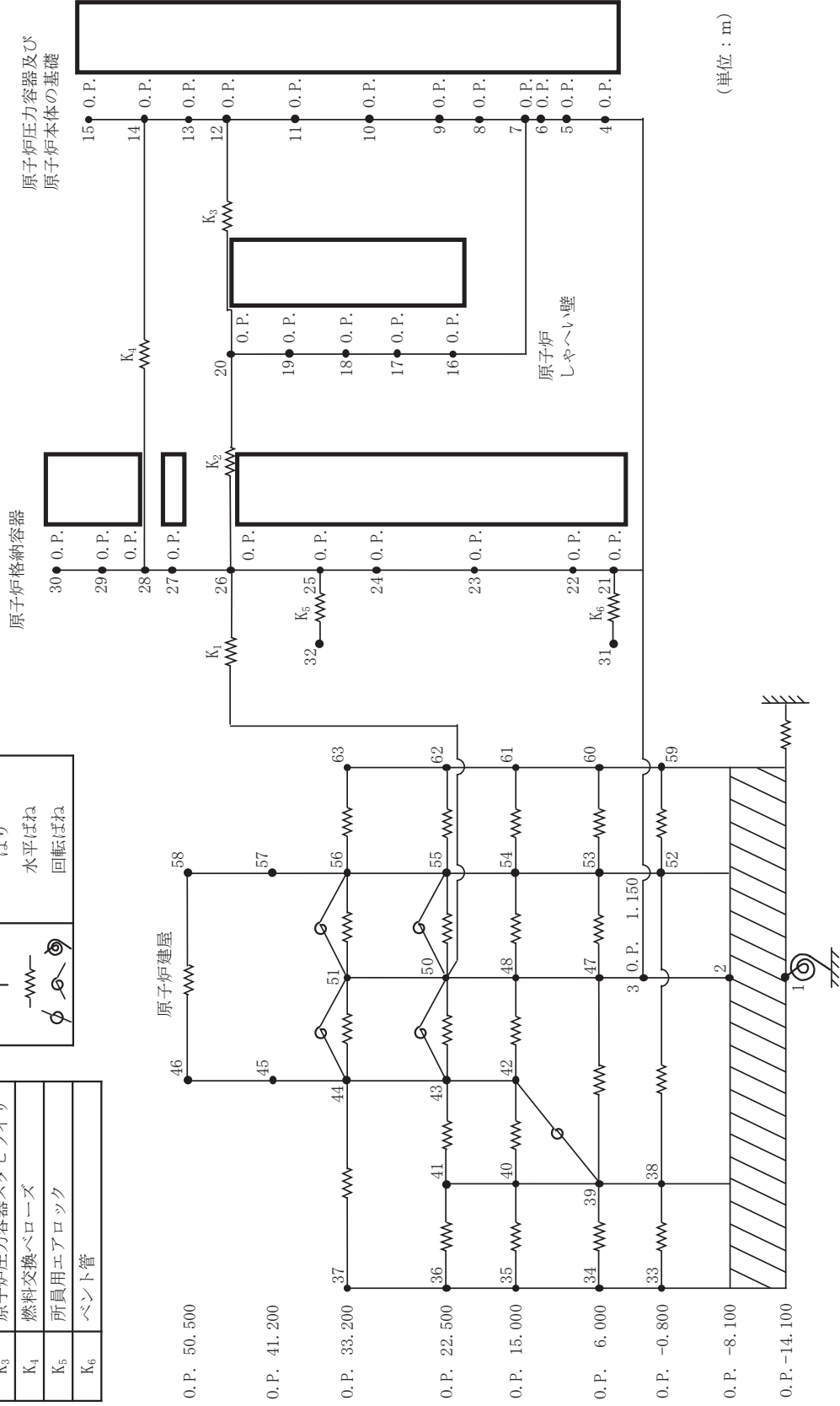


図 4-5 SA 時環境考慮連成モデル (NS 方向) (1/3)

記号	内容
●	質点
—	はり
—	水平ばね
φ	回転ばね

K ₁	原子炉格納容器シャラダ
K ₂	原子炉格納容器スタビライザ
K ₃	原子炉圧力容器スタビライザ
K ₄	燃料交換ペロローズ
K ₅	所員用エアロック
K ₆	ベント管



(単位：m)

図 4-5 SA 時環境考慮連成モデル (EW 方向) (2/3)

K_0	トラス端部回転拘束ばね
-------	-------------

記号	内容
●	質点
—	軸ばね (構造物)
—	はり (屋根トラス部)
○	回転ばね
⚡	鉛直ばね (地盤)

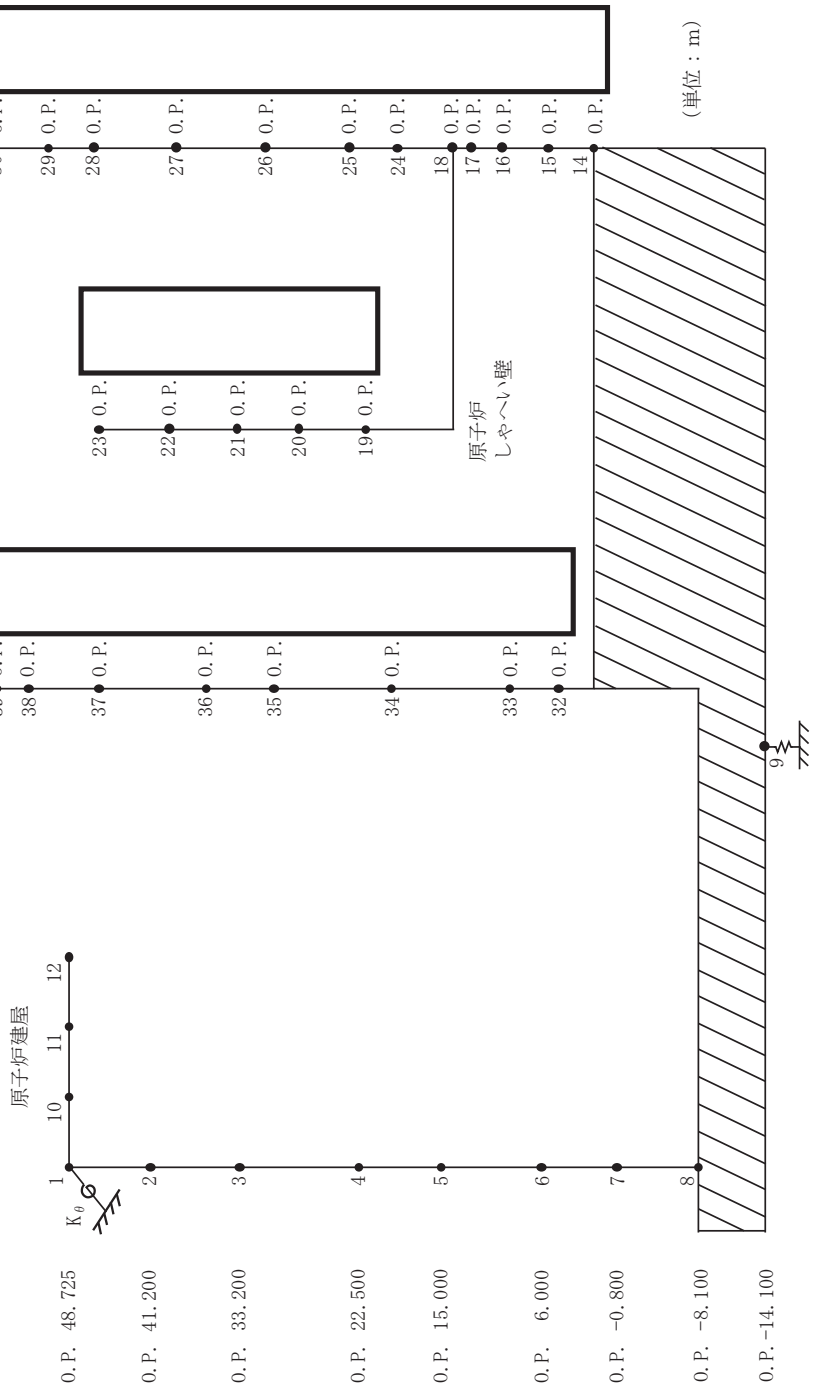


図 4-5 SA 時環境考慮連成モデル (鉛直方向) (3/3)

(2) **コンクリート**剛性低下率

原子炉本体の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、原子炉本体の基礎は、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の基礎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 4-6 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、原子炉格納容器の限界温度である 200℃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「**SA 時環境考慮**モデル」と同様に「耐火ガイド」に基づき設定する。

なお、原子炉しゃへい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、原子炉しゃへい壁は鋼材の剛性のみを考慮する（別紙 5-1(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、原子炉本体の基礎と原子炉しゃへい壁の鋼材の剛性は表 4-5 の**原子炉格納容器**内雰囲気温度(111℃)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 4-6 「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 本体の基礎	コンクリート	200	0.68
	(鋼材)	111	—

4.2.3 検討結果

(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 4-7 に、振動モード図を図 4-7 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」と「SA 時環境考慮連成モデル」による耐震条件の比較結果を表 4-8 に、最大応答加速度の比較結果を表 4-9 に、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 4-8 に示す。なお、床応答スペクトルは、設備評価で主に用いる減衰定数 2.0%を代表として、設備評価に用いたものを記載している。

最大応答加速度の応答比率は、水平方向の加速度として NS 方向と EW 方向の包絡値を用い、水平方向及び鉛直方向で標高ごとに算出する。

また、床応答スペクトルの応答比率は、水平方向の応答スペクトルとして NS 方向と EW 方向の包絡値を用い、標高、減衰定数及び設備の固有周期に応じた応答比率を算定する。

表 4-7 から 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よりもやや長周期化しており、剛性低下を考慮したこととの整合性がある。また、表 4-8、表 4-9、図 4-8 より、に対する「SA 時環境考慮連成モデル」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を確認した。

表 4-7 固有値解析結果*¹(NS 方向) (1/3)

次数		固有周期 (s)		刺激係数* ²	
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	0.236	0.245	2.222	2.149
2	2	0.123	0.126	-2.741	-2.543
3	3	0.116	0.120	-1.113	-1.244
4	4	0.097	0.102	2.048	1.705
5	5	0.093	0.097	-1.037	0.290
6	6	0.090	0.094	-1.774	-0.447
7	7	0.089	0.092	-0.033	-0.548
8	8	0.082	0.083	-0.001	-0.196
9	9	0.074	0.078	-0.614	0.806
10	10	0.071	0.073	0.445	0.558
11	11	0.068	0.069	-0.374	-0.179
12	12	0.065	0.067	-0.596	-0.933
13	13	0.063	0.065	-0.668	-0.079
14	14	0.060	0.062	0.047	-0.556
15	15	0.058	0.060	0.475	-0.575
16	16	0.055	0.059	-0.590	1.366
17	17	0.052	0.054	1.558	-1.016
18	18	0.051	0.054	0.438	-0.271
19	19	0.050	0.051	0.173	-1.543
—	20	—	0.051	—	0.500

注記*1：固有周期 0.050s 以上の次数について記載した。

*2：刺激係数は、固有ベクトルを正規化し、質量マトリックスとの積から算出した値を示す。

表 4-7 固有値解析結果*¹(EW 方向) (2/3)

次数		固有周期 (s)		刺激係数* ²	
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	0.228	0.238	2.197	2.135
2	2	0.125	0.129	1.928	1.763
3	3	0.116	0.121	0.066	0.083
4	4	0.098	0.103	0.619	0.586
5	5	0.091	0.095	-0.782	2.120
6	6	0.090	0.093	-1.793	-0.105
7	7	0.086	0.089	2.182	1.843
8	8	0.077	0.079	1.023	1.179
9	9	0.074	0.076	0.369	0.020
10	10	0.070	0.073	-0.244	-0.420
11	11	0.067	0.070	-0.521	0.333
12	12	0.064	0.069	0.549	-0.345
13	13	0.062	0.064	-0.256	0.408
14	14	0.060	0.063	1.549	-2.185
15	15	0.059	0.059	0.109	0.366
16	16	0.055	0.058	-0.329	-1.331
17	17	0.055	0.057	0.558	0.239
18	18	0.052	0.054	-2.456	1.422
—	19	—	0.051	—	0.195
—	20	—	0.051	—	0.087

注記*1：固有周期 0.050s 以上の次数について記載した。

*2：刺激係数は、固有ベクトルを正規化し、質量マトリックスとの積から算出した値を示す。

表 4-7 固有値解析結果*¹(鉛直方向)(3/3)

次数		固有周期 (s)		刺激係数* ²	
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	0.339	0.339	1.458	1.467
2	2	0.100	0.103	1.584	1.518
3	3	0.079	0.079	1.360	1.266
4	4	0.051	0.051	-0.381	-0.448

注記*1：固有周期 0.050s 以上の次数について記載した。

*2：刺激係数は，固有ベクトルを正規化し，質量マトリックスとの積から算出した値を示す。

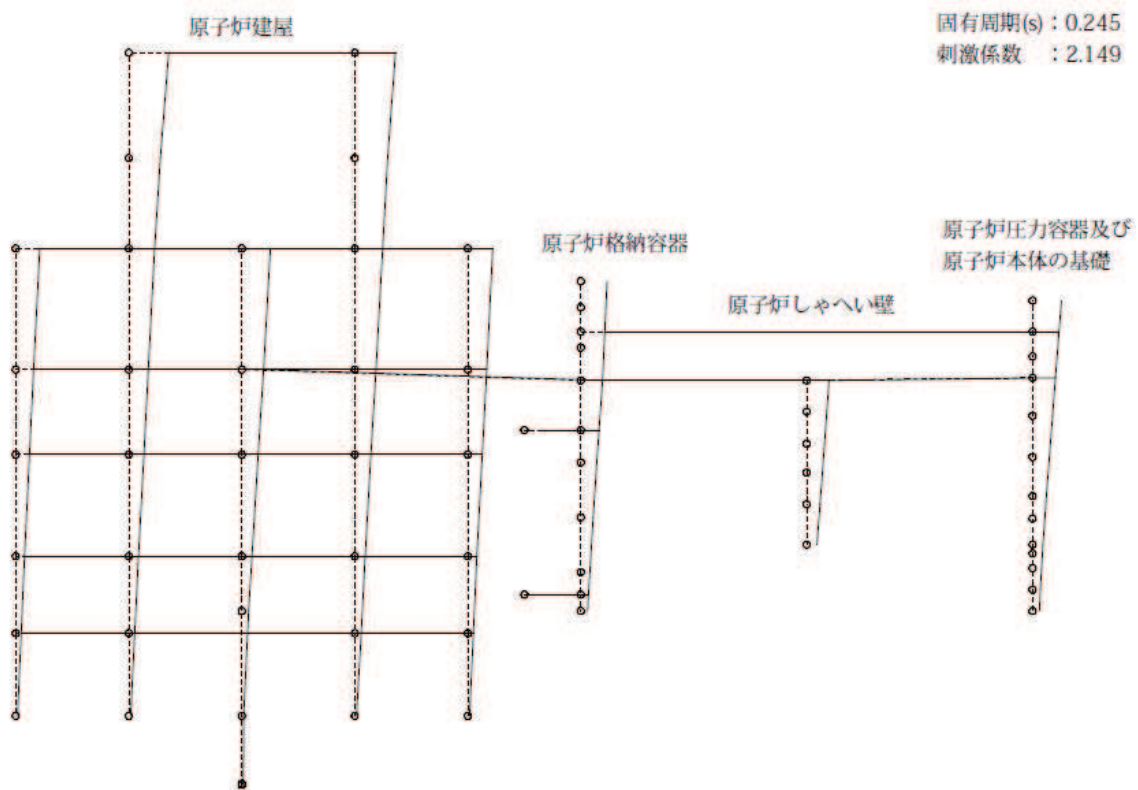


図 4-7(1) 1次振動モード(NS方向)(1/20)

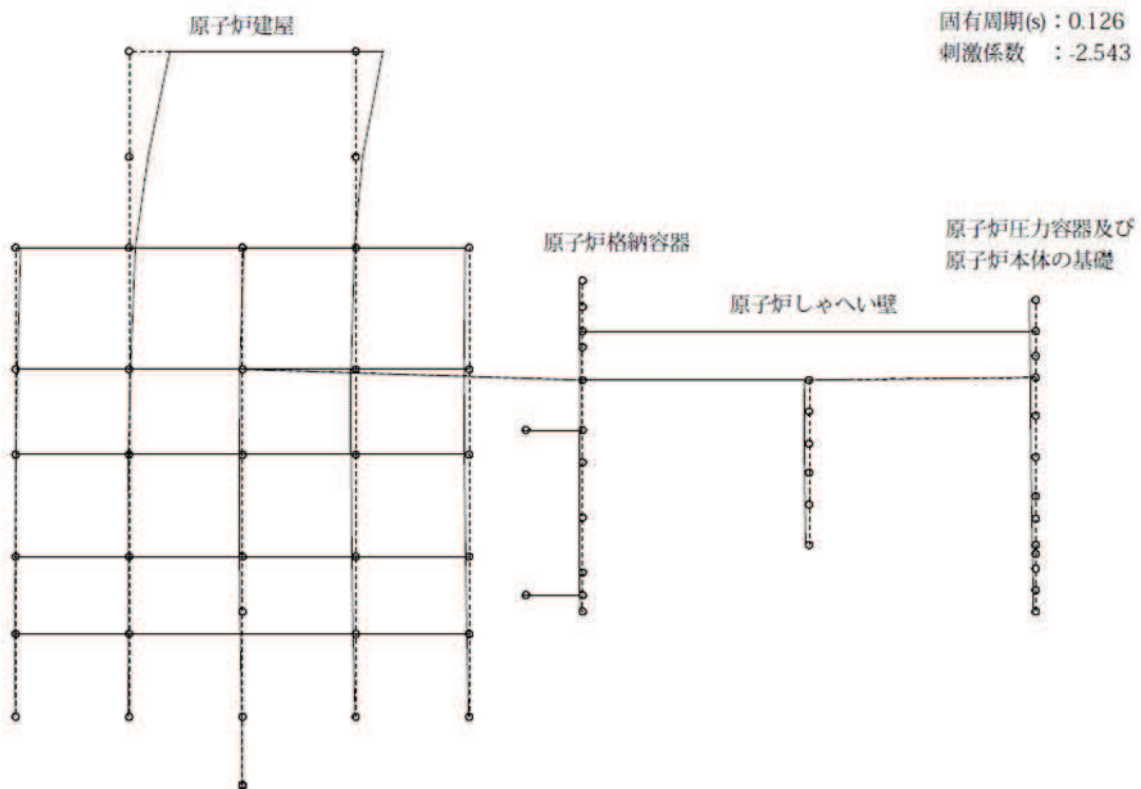


図 4-7(1) 2次振動モード(NS方向)(2/20)

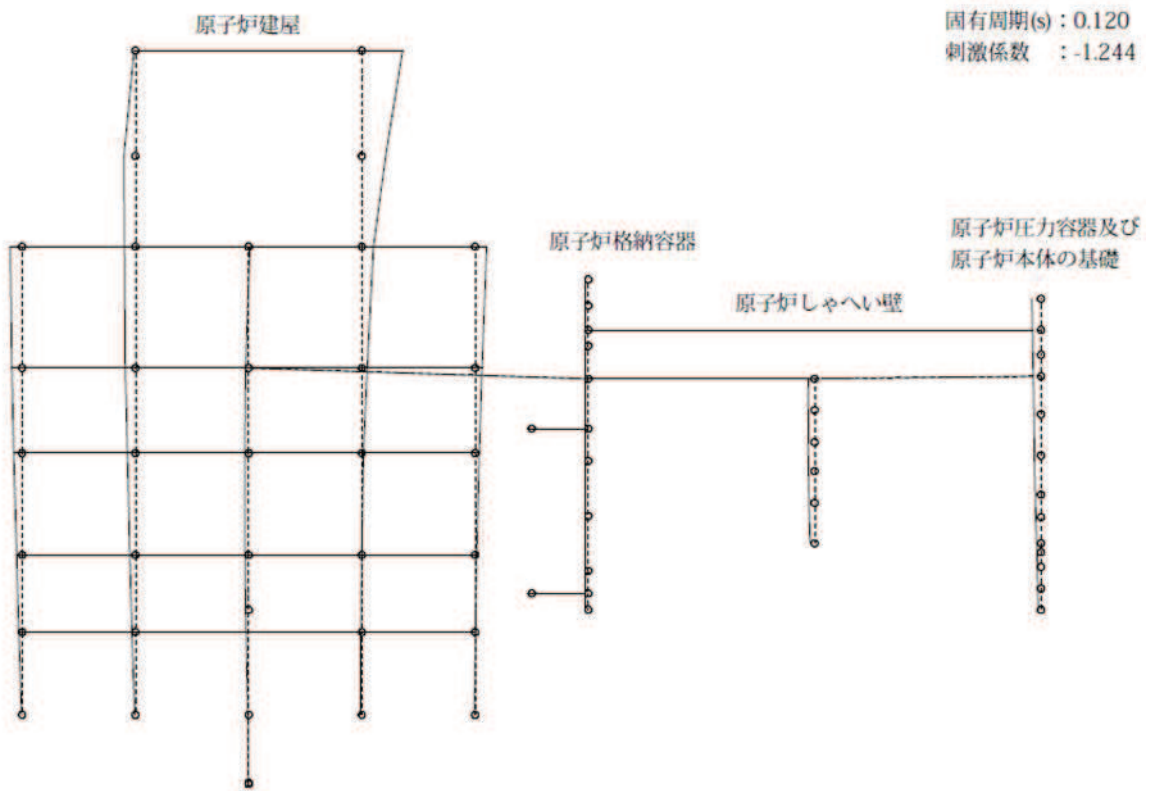


図 4-7(1) 3次振動モード(NS方向)(3/20)

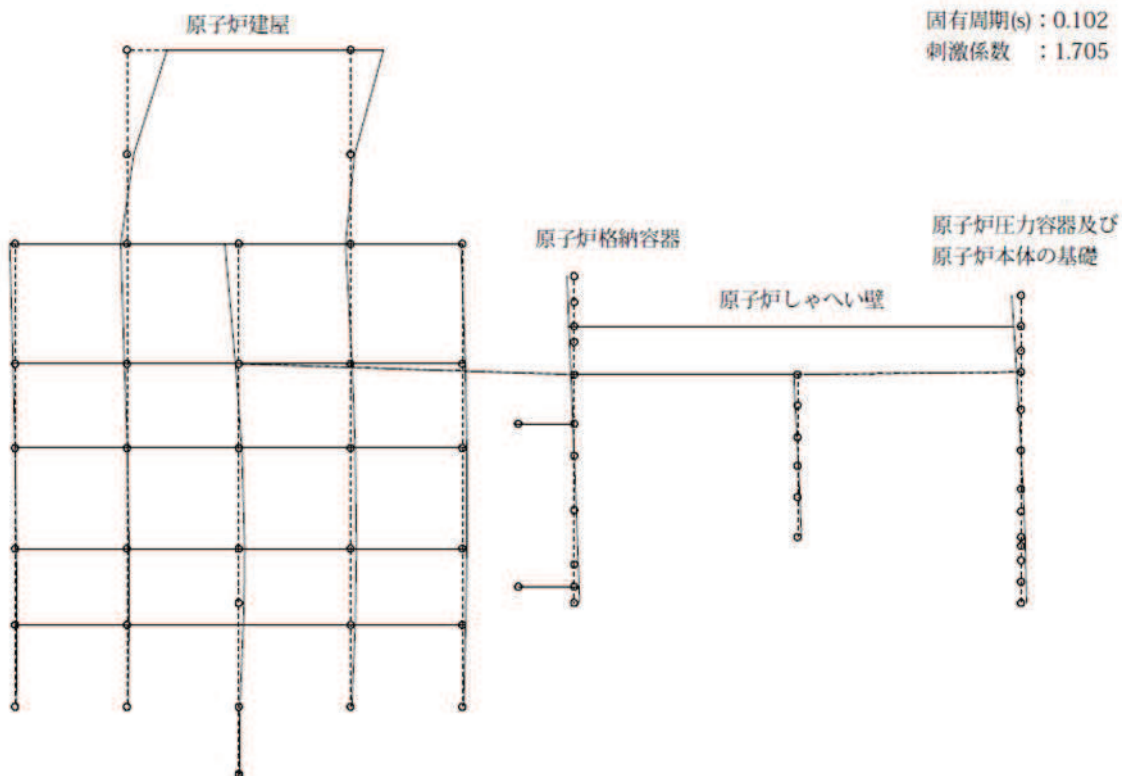


図 4-7(1) 4次振動モード(NS方向)(4/20)

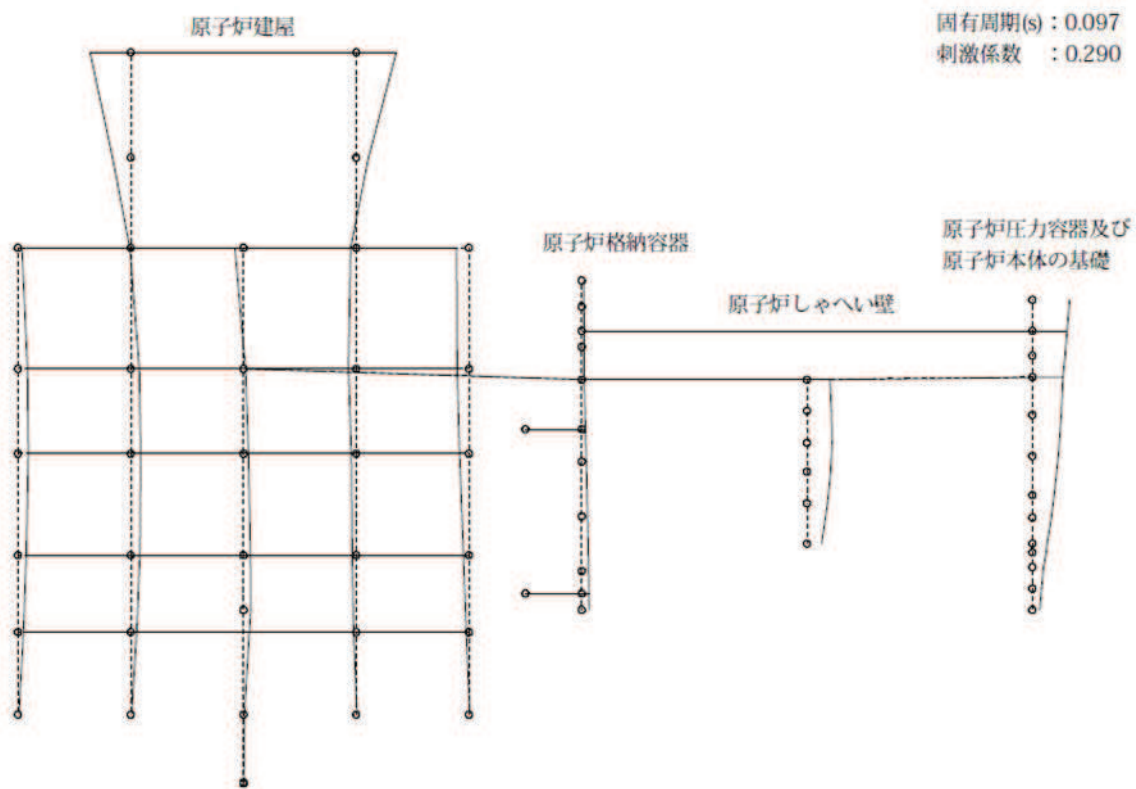


図 4-7(1) 5次振動モード(NS方向)(5/20)

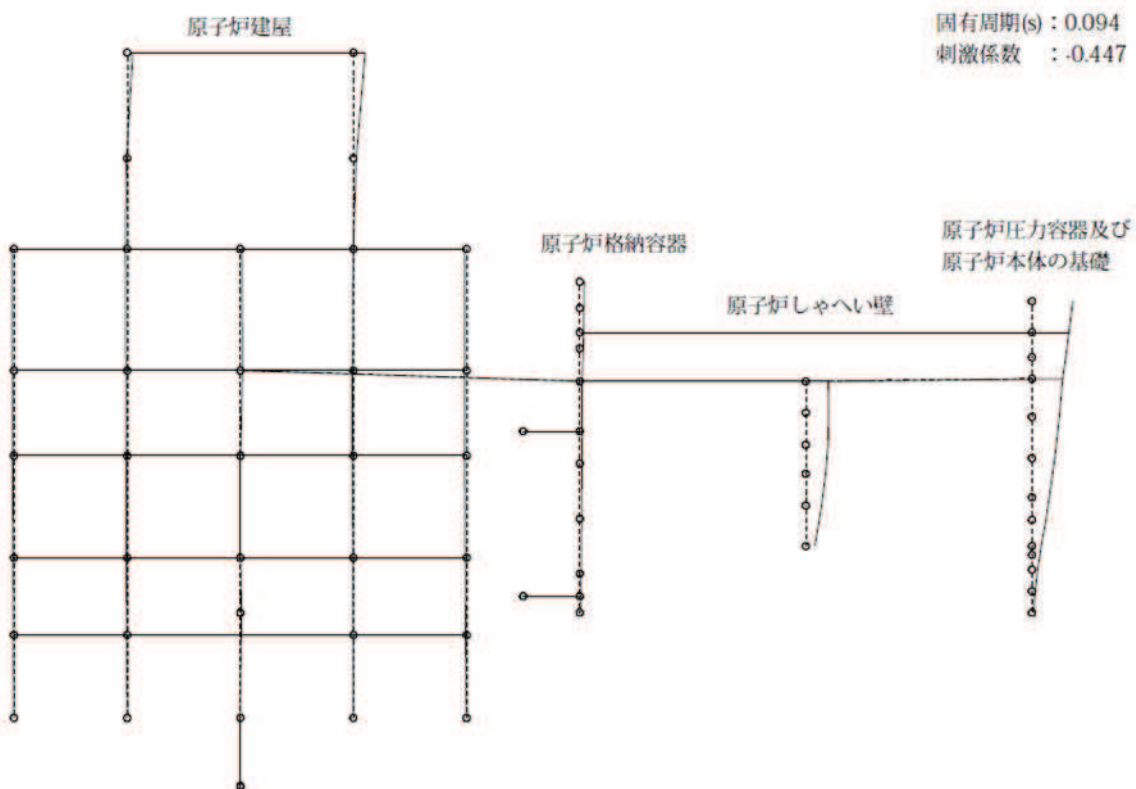


図 4-7(1) 6次振動モード(NS方向)(6/20)

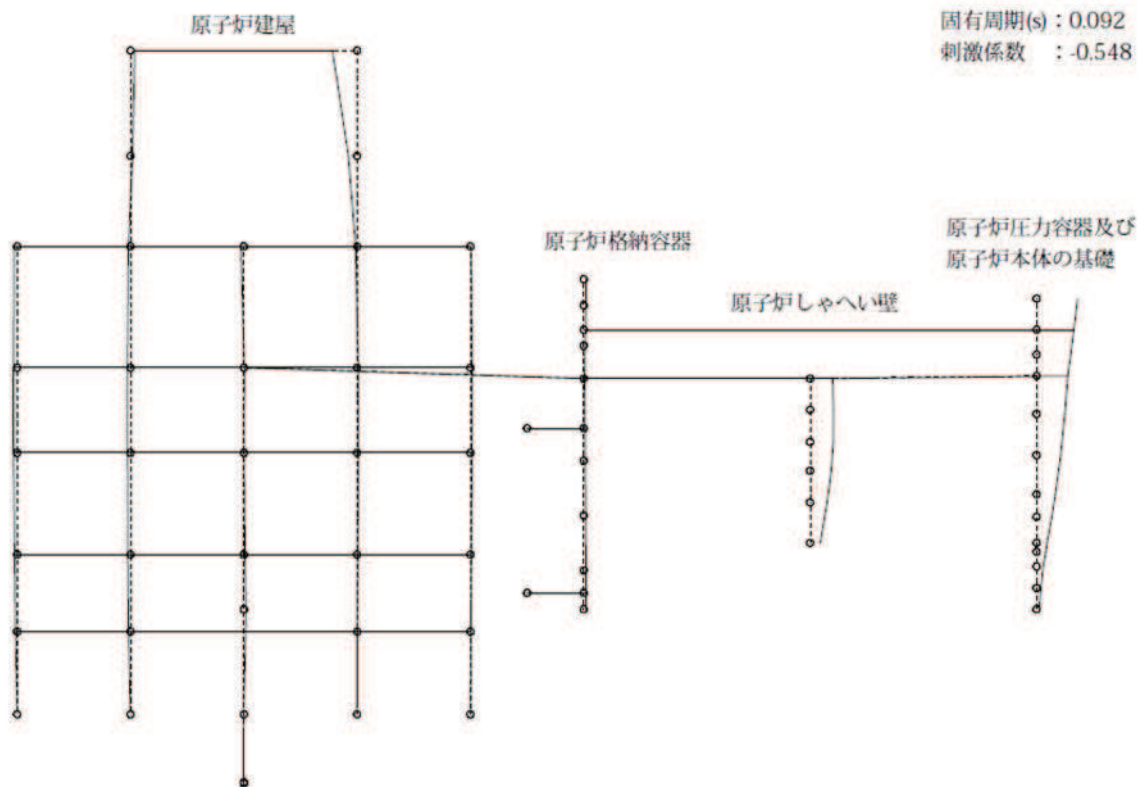


図 4-7(1) 7次振動モード(NS方向)(7/20)

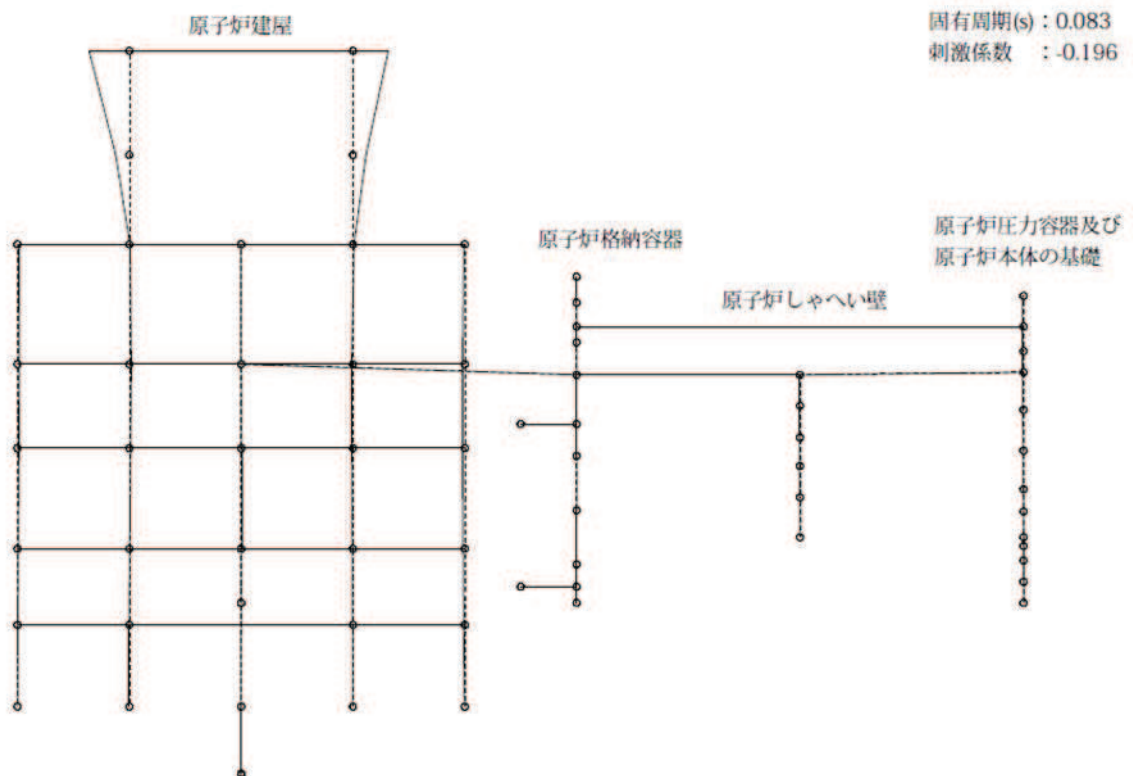


図 4-7(1) 8次振動モード(NS方向)(8/20)

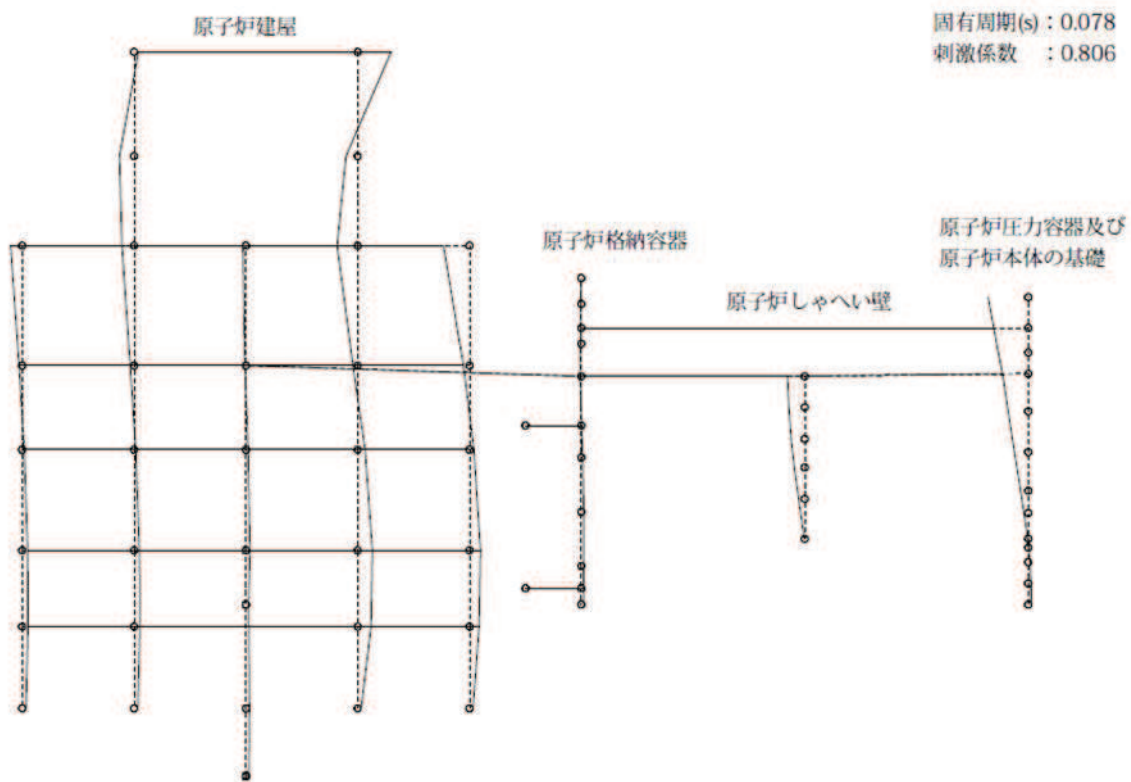


図 4-7(1) 9次振動モード(NS方向)(9/20)

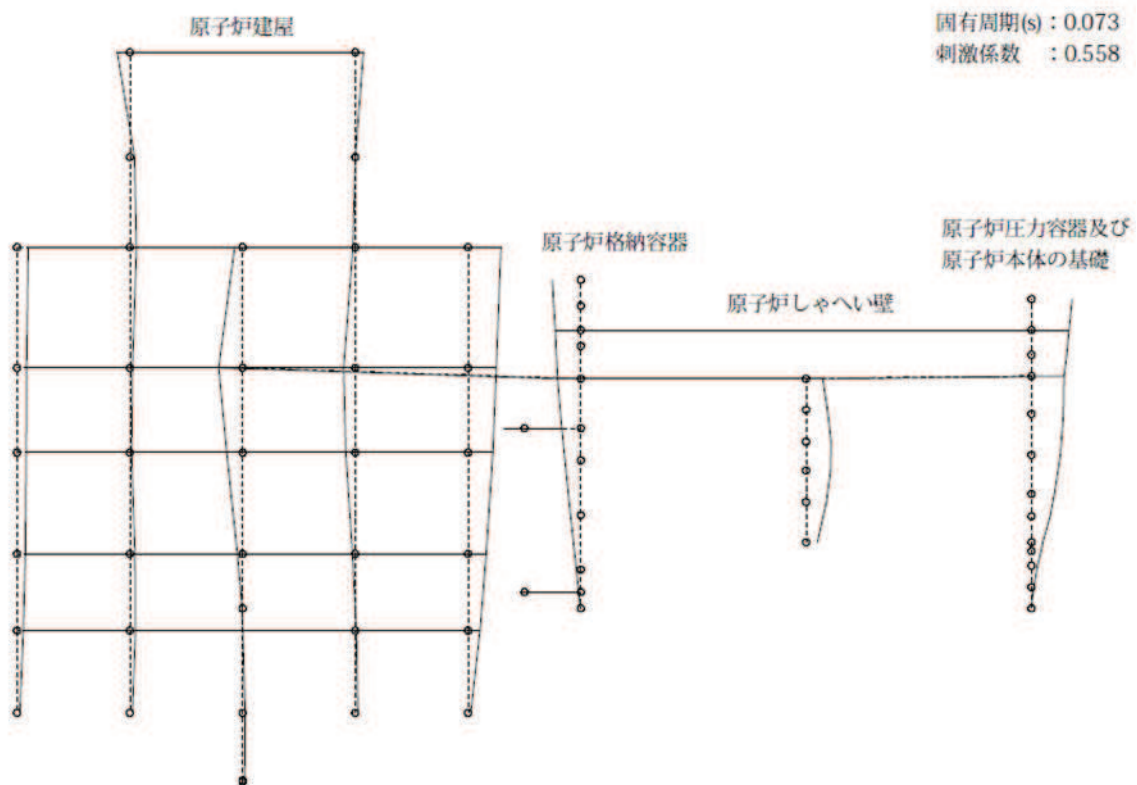


図 4-7(1) 10次振動モード(NS方向)(10/20)

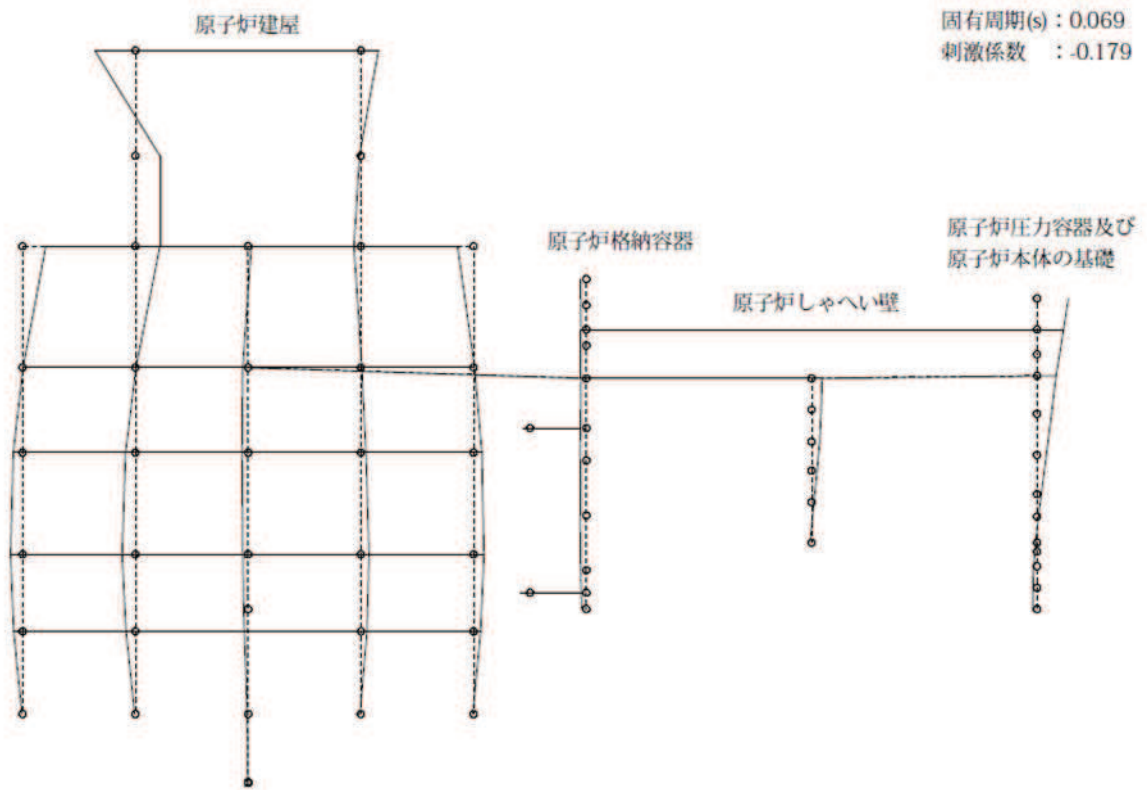


図 4-7(1) 11次振動モード(NS方向)(11/20)

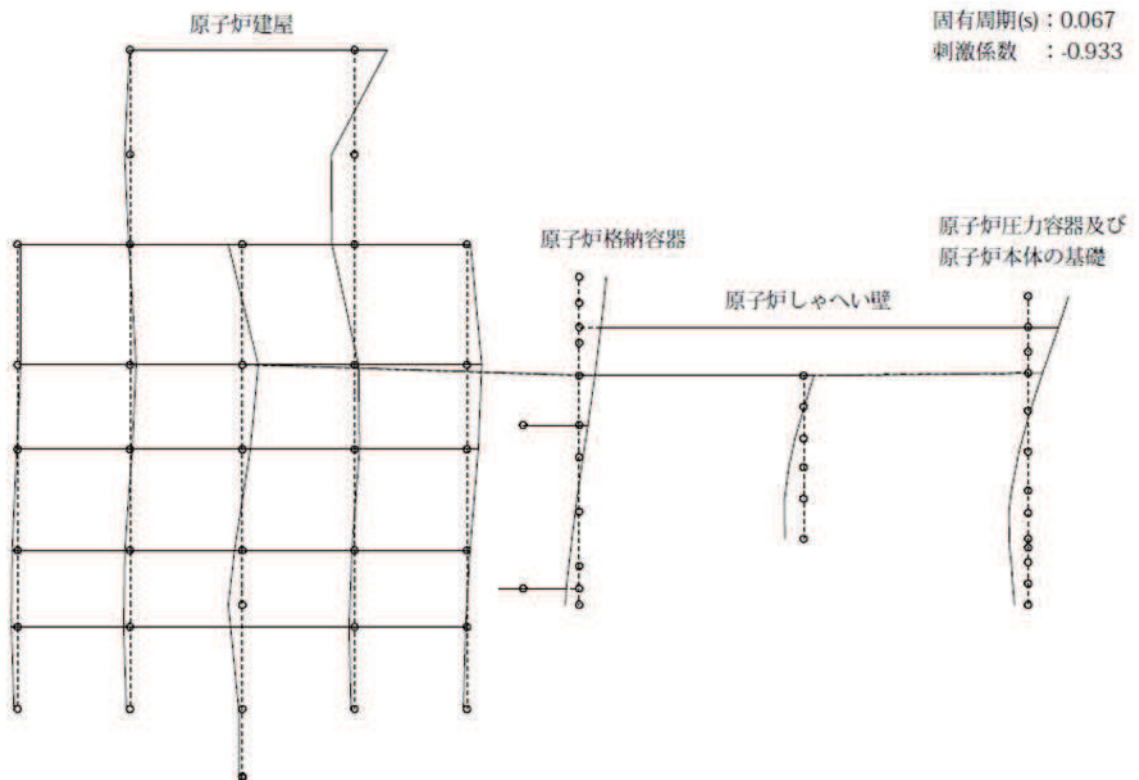


図 4-7(1) 12次振動モード(NS方向)(12/20)

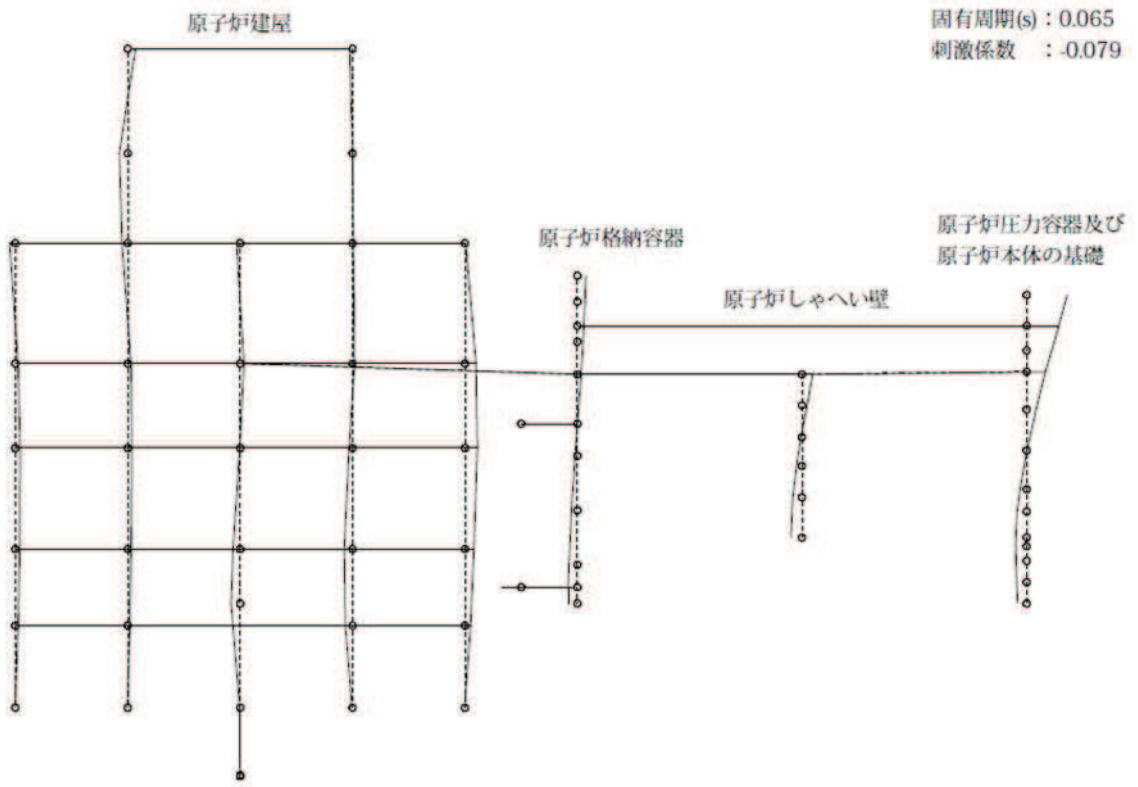


図 4-7(1) 13 次振動モード (NS 方向) (13/20)

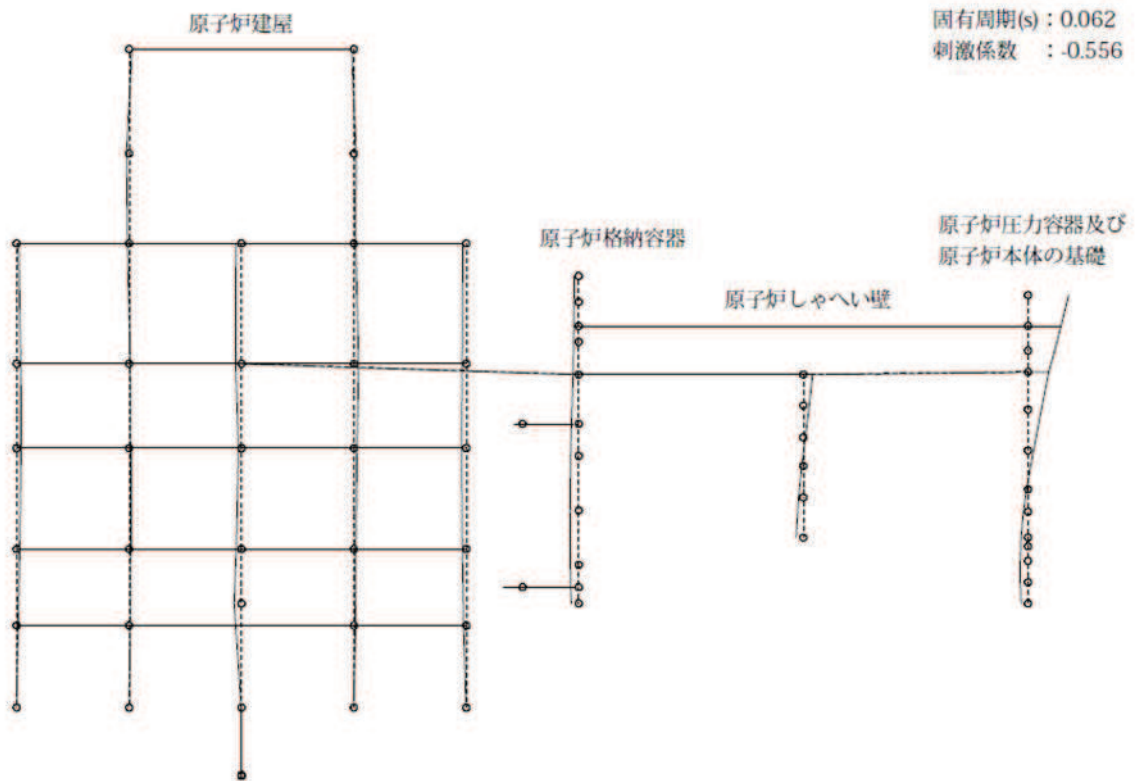


図 4-7(1) 14 次振動モード (NS 方向) (14/20)

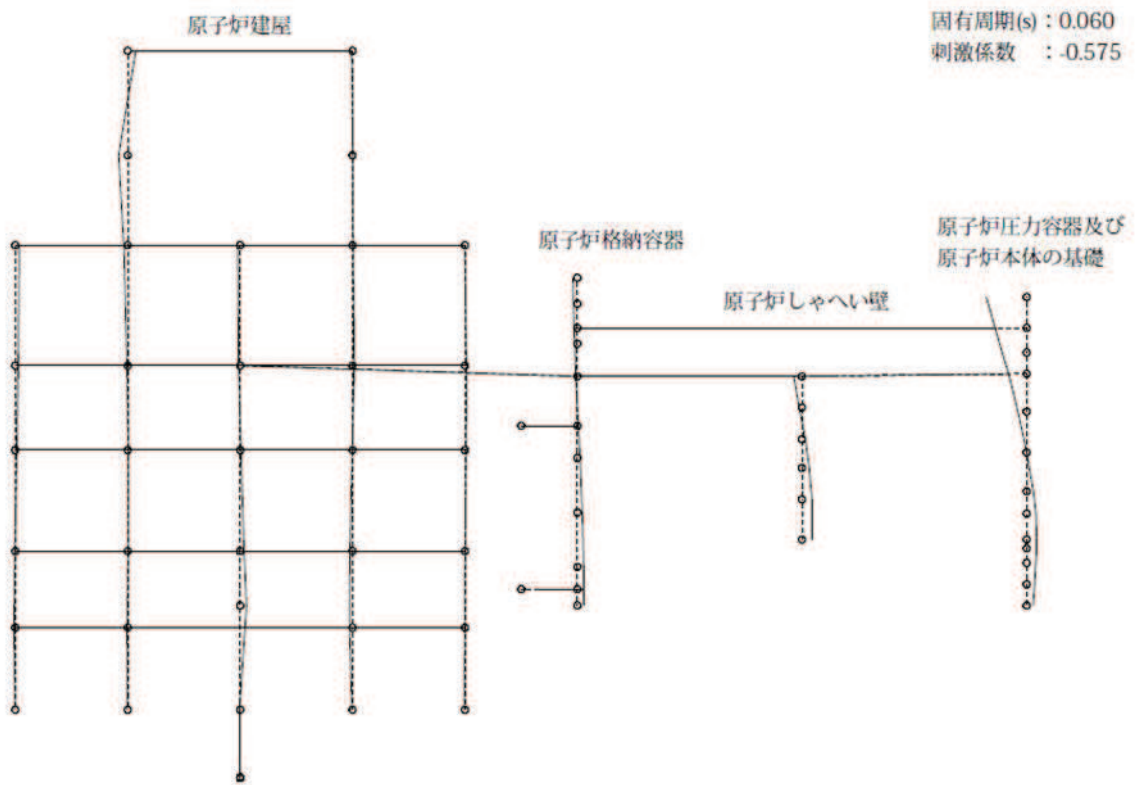


図 4-7(1) 15 次振動モード (NS 方向) (15/20)

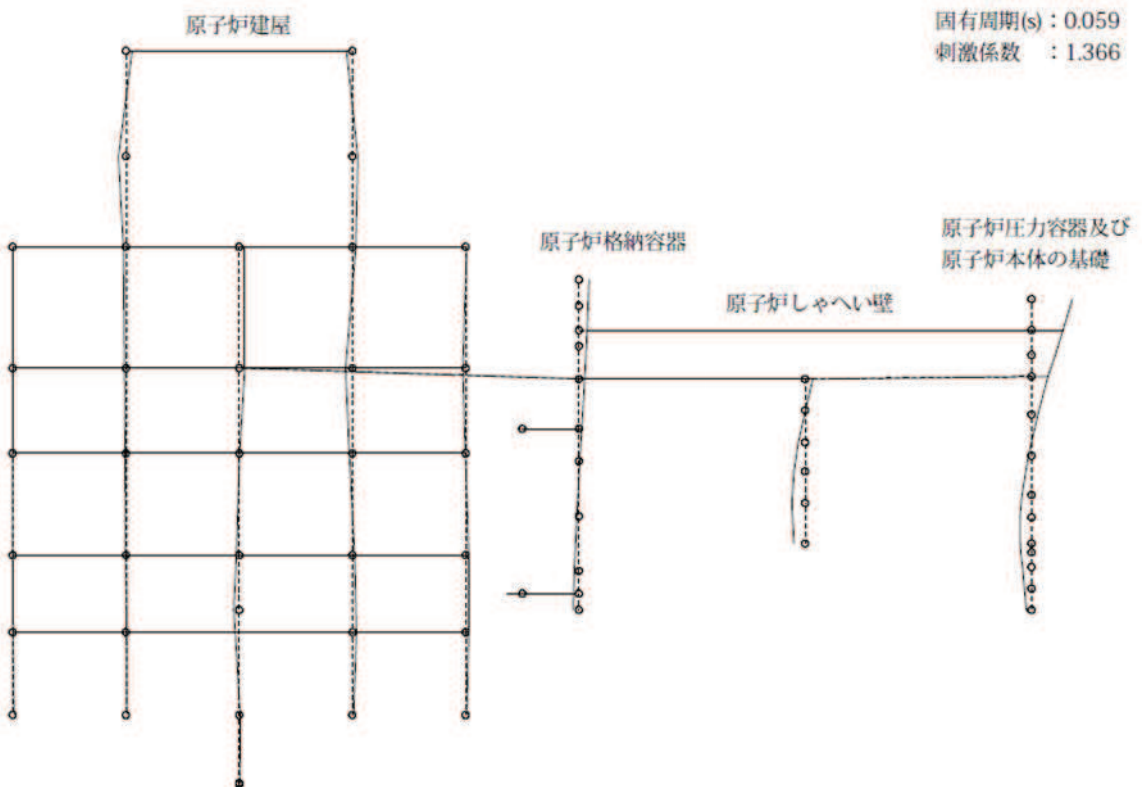


図 4-7(1) 16 次振動モード (NS 方向) (16/20)

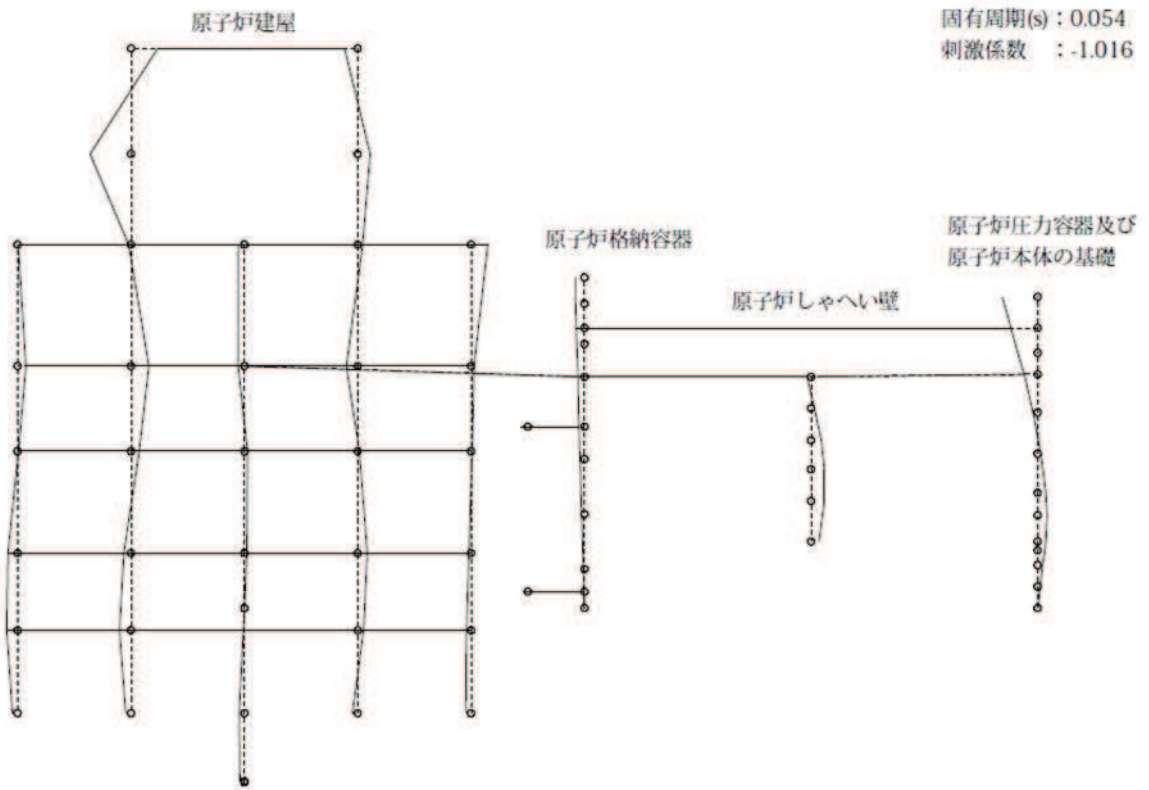


図 4-7(1) 17次振動モード(NS方向)(17/20)

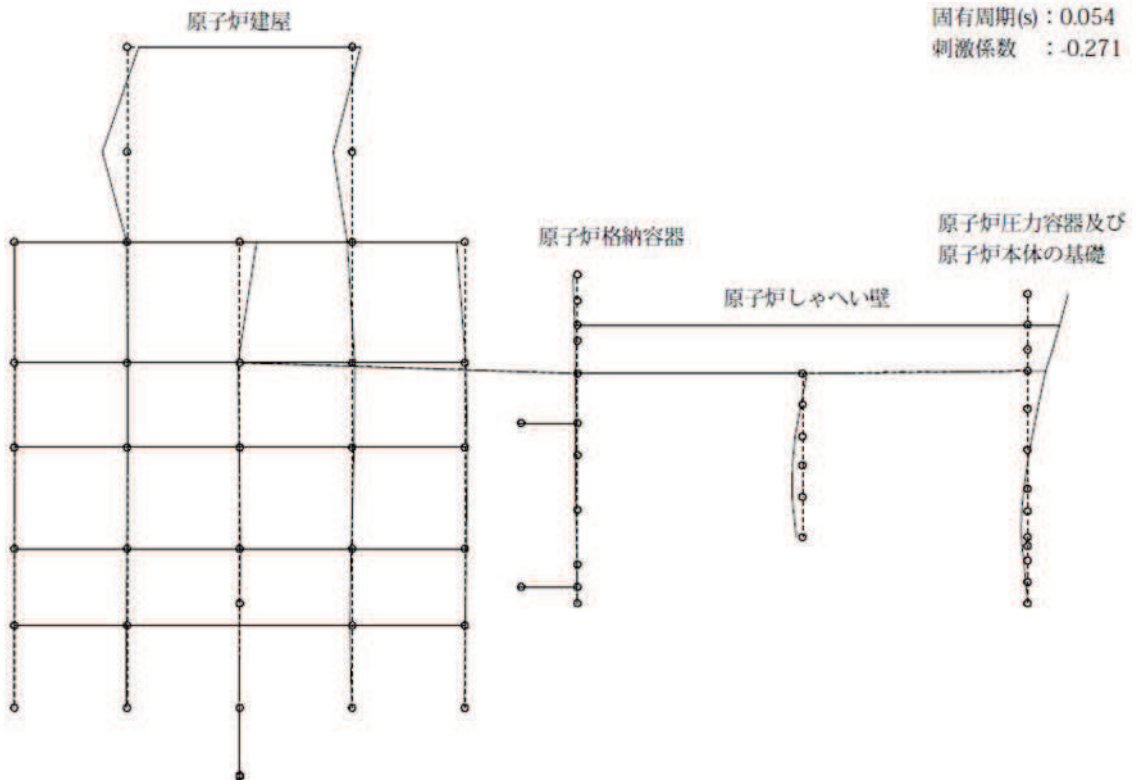


図 4-7(1) 18次振動モード(NS方向)(18/20)

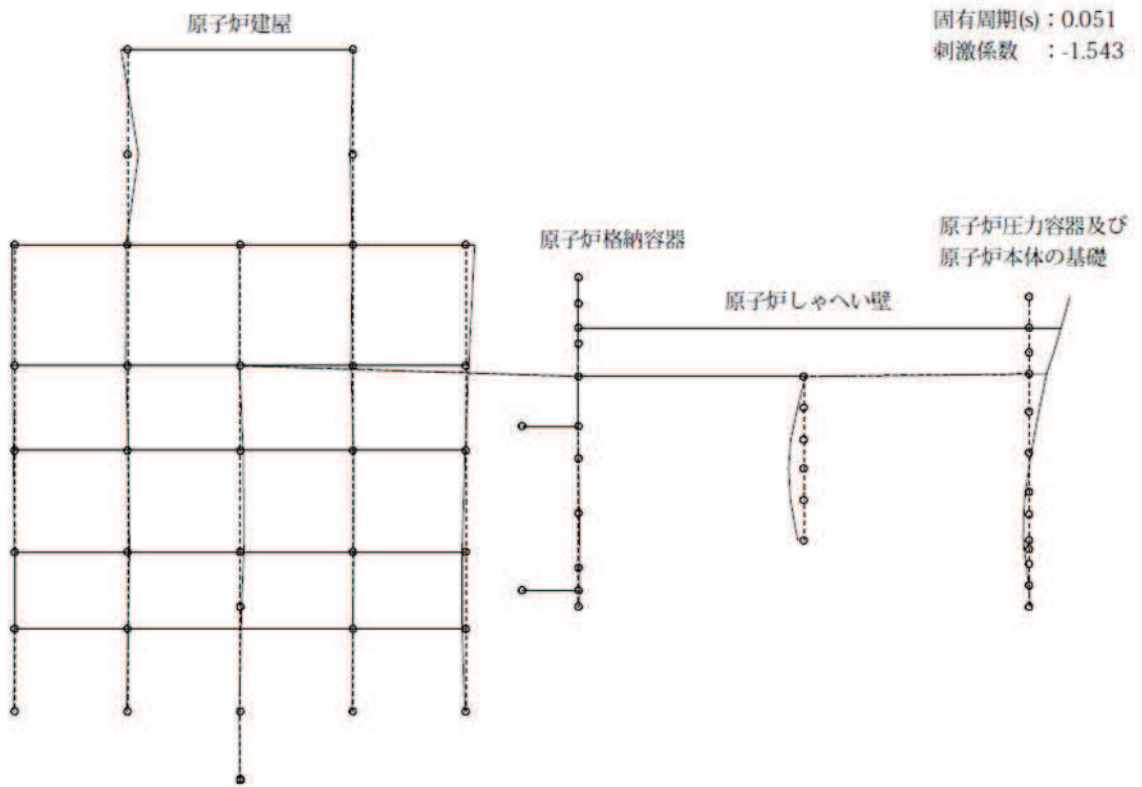


図 4-7(1) 19 次振動モード (NS 方向) (19/20)

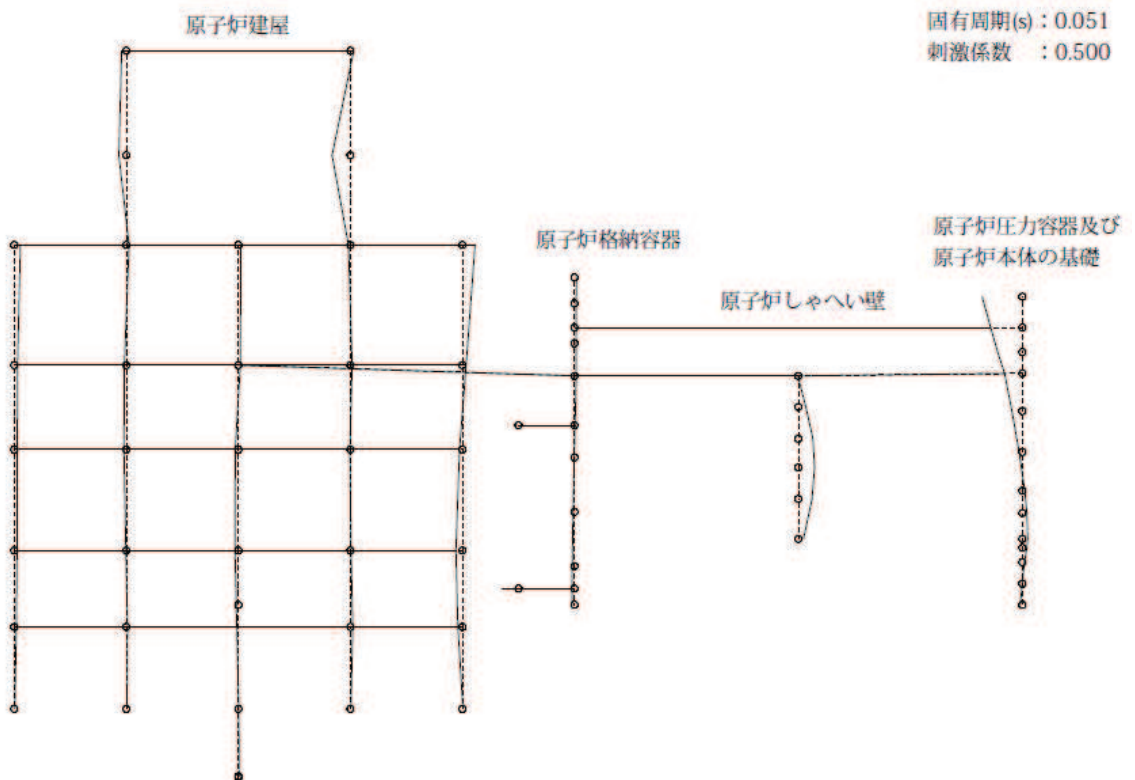


図 4-7(1) 20 次振動モード (NS 方向) (20/20)

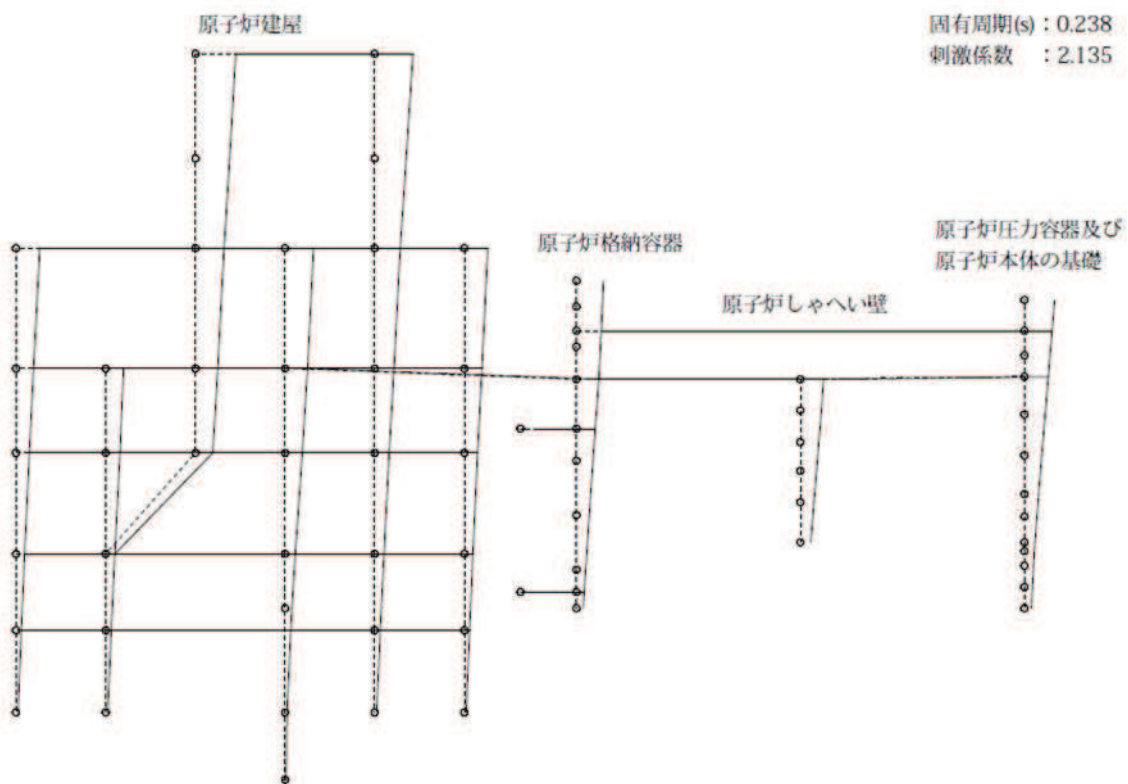


図 4-7(2) 1次振動モード(EW方向)(1/20)

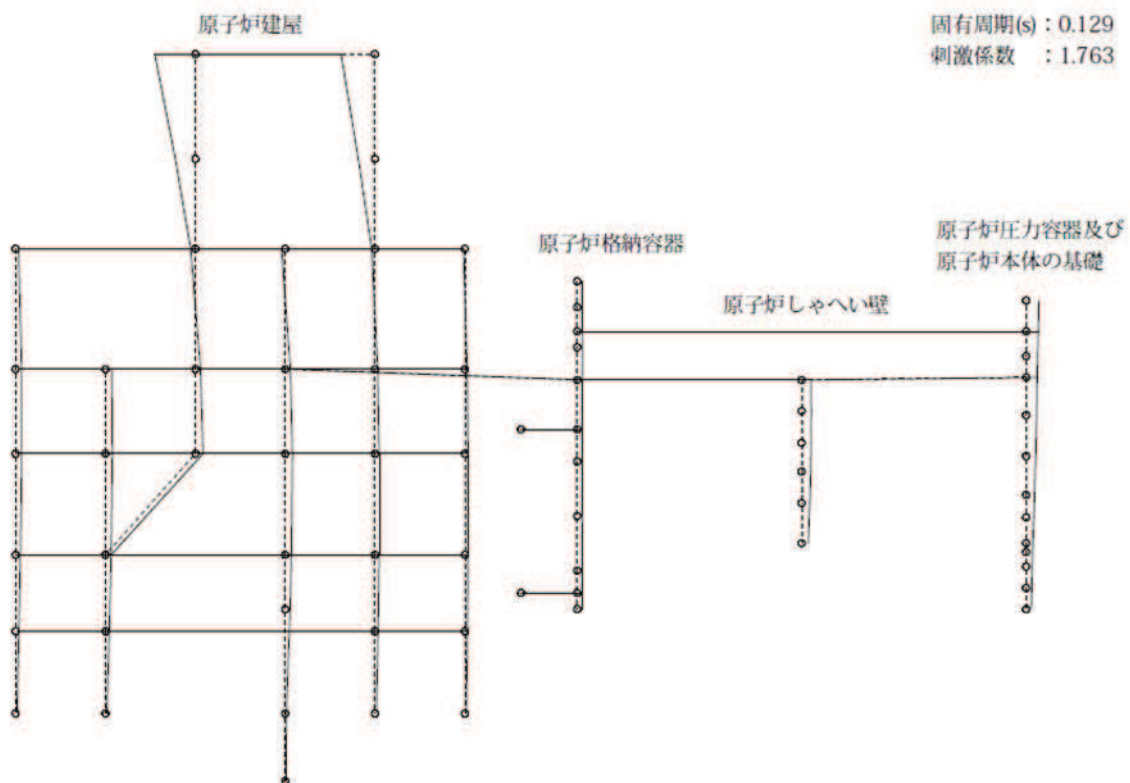


図 4-7(2) 2次振動モード(EW方向)(2/20)

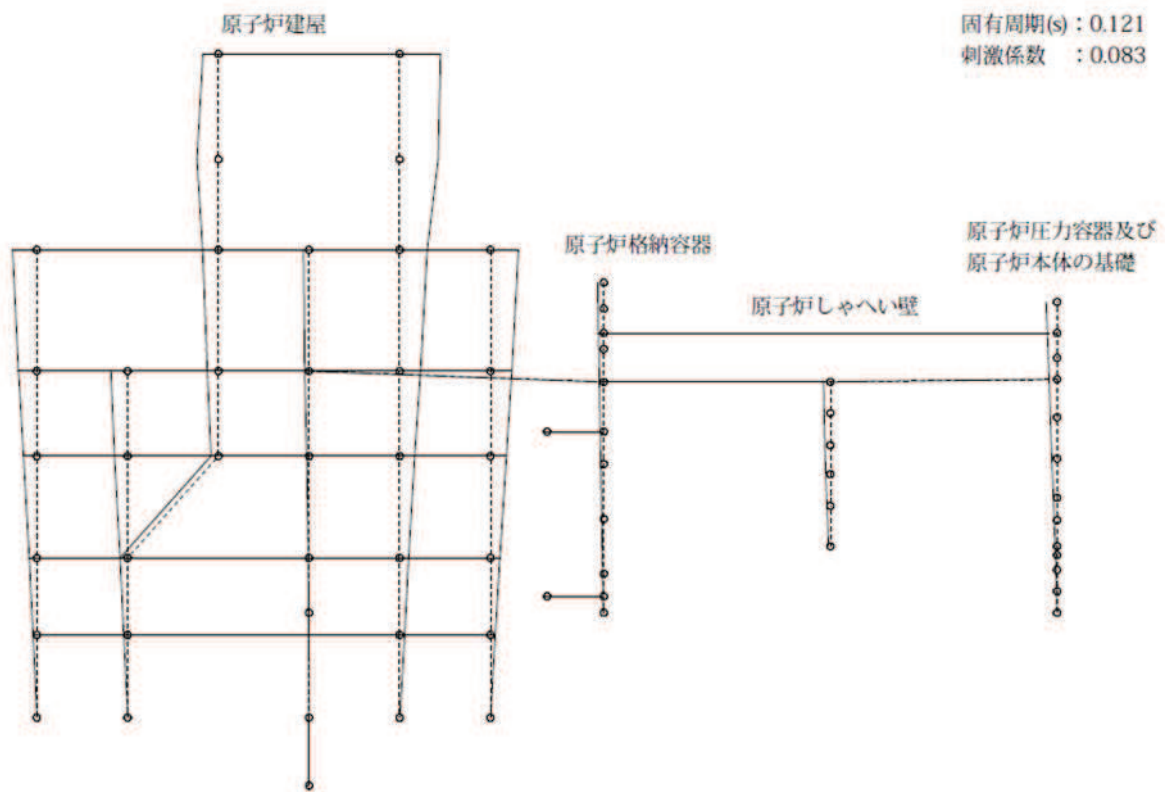


図 4-7(2) 3次振動モード(EW方向)(3/20)

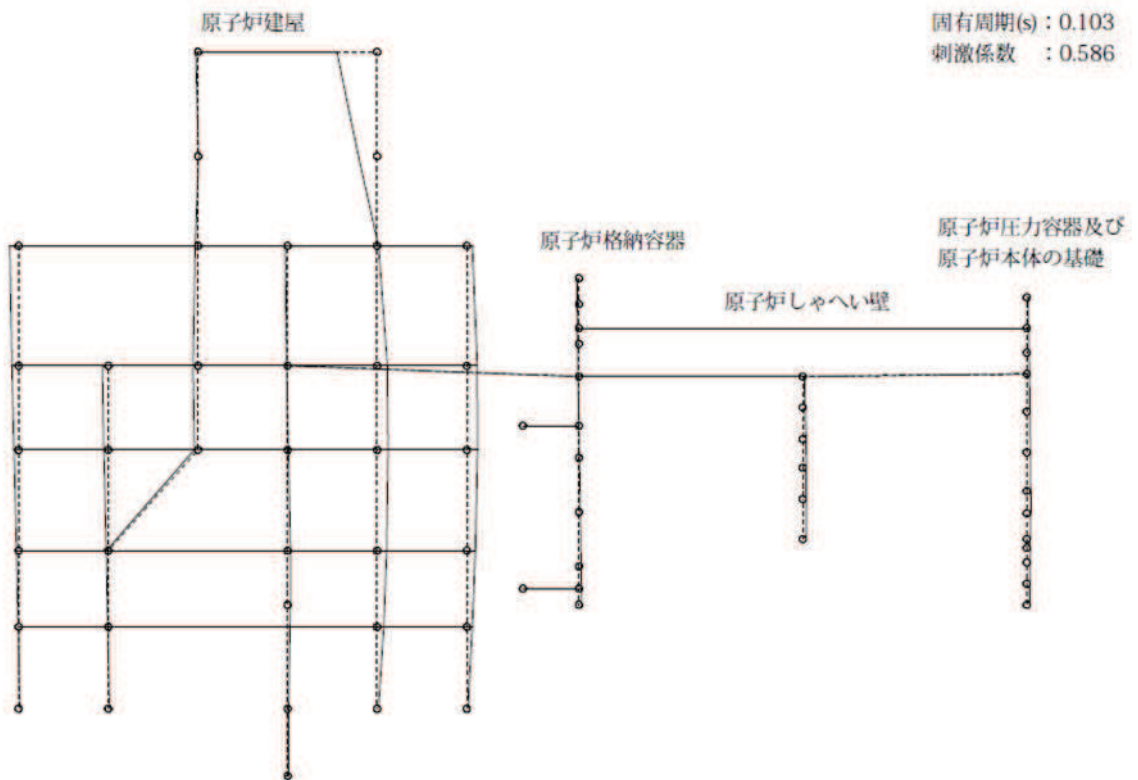


図 4-7(2) 4次振動モード(EW方向)(4/20)

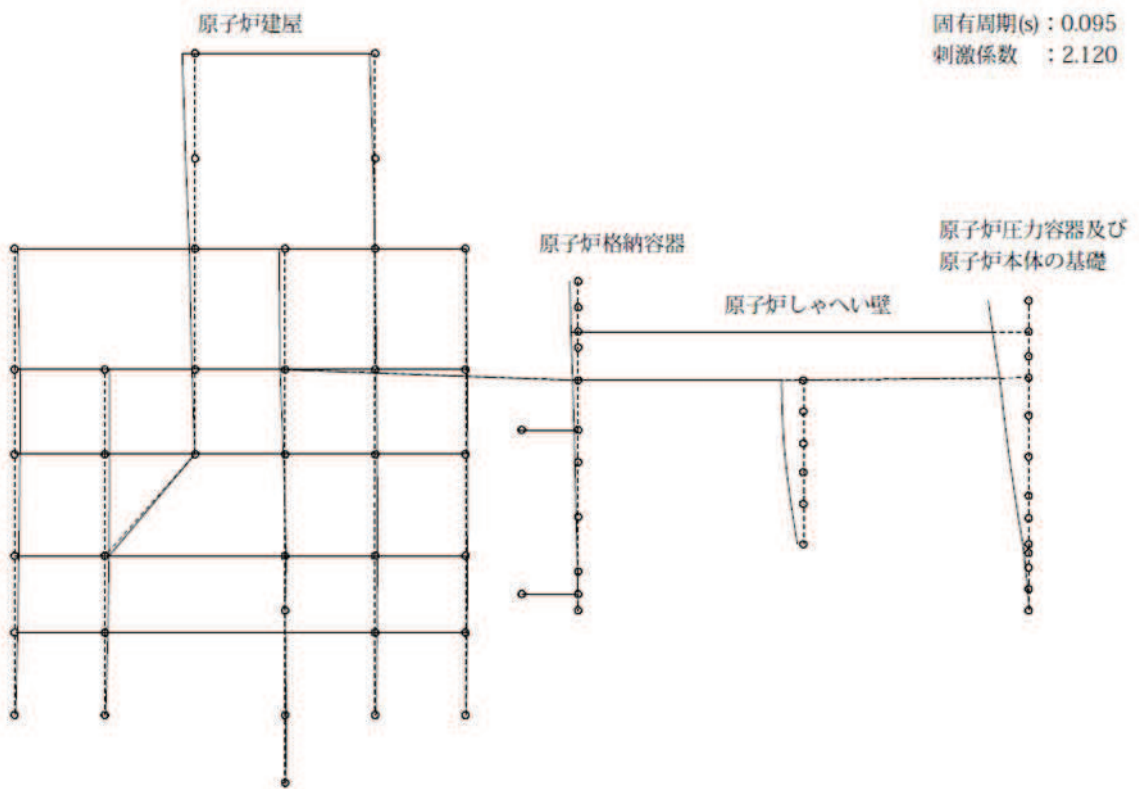


図 4-7(2) 5次振動モード(EW方向)(5/20)

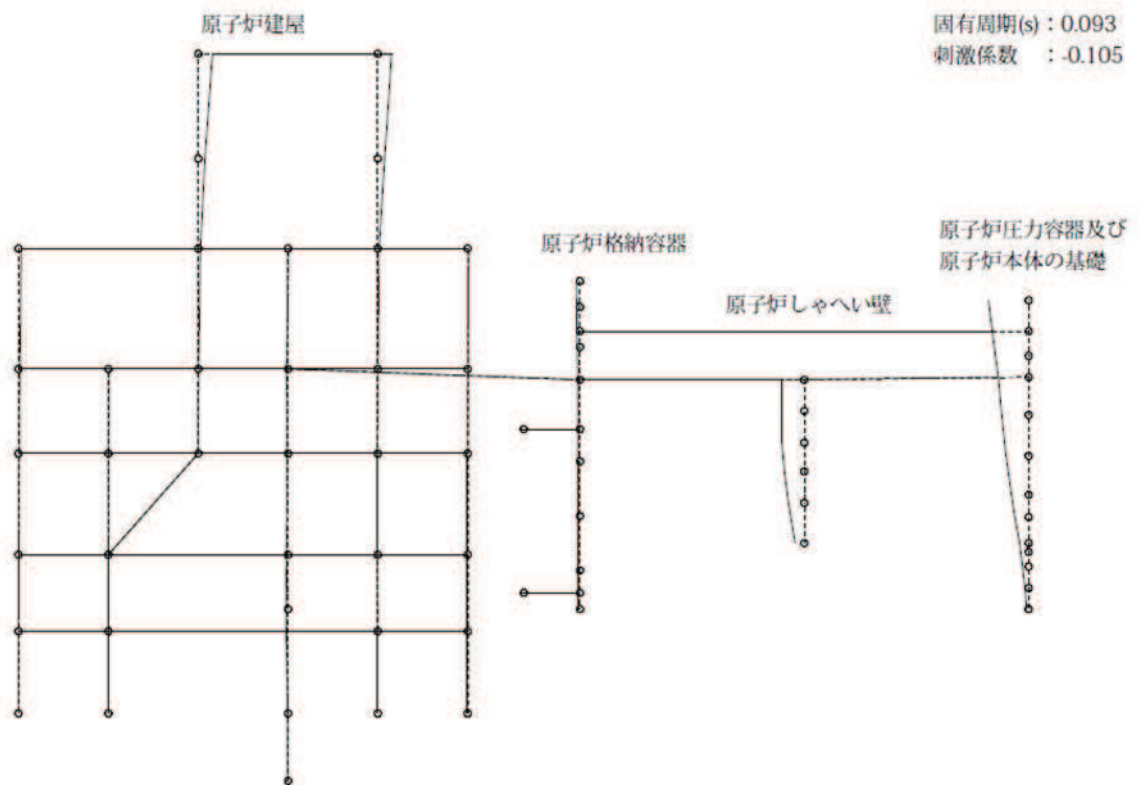


図 4-7(2) 6次振動モード(EW方向)(6/20)

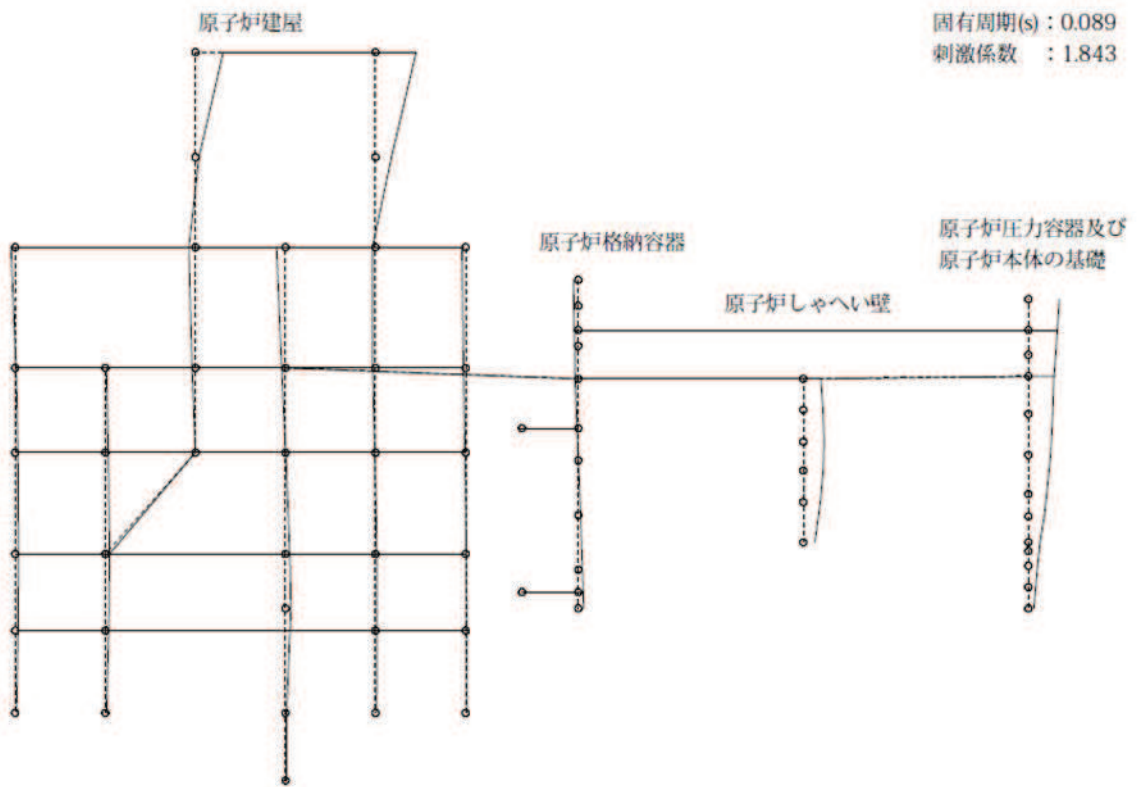


図 4-7(2) 7次振動モード(EW方向)(7/20)

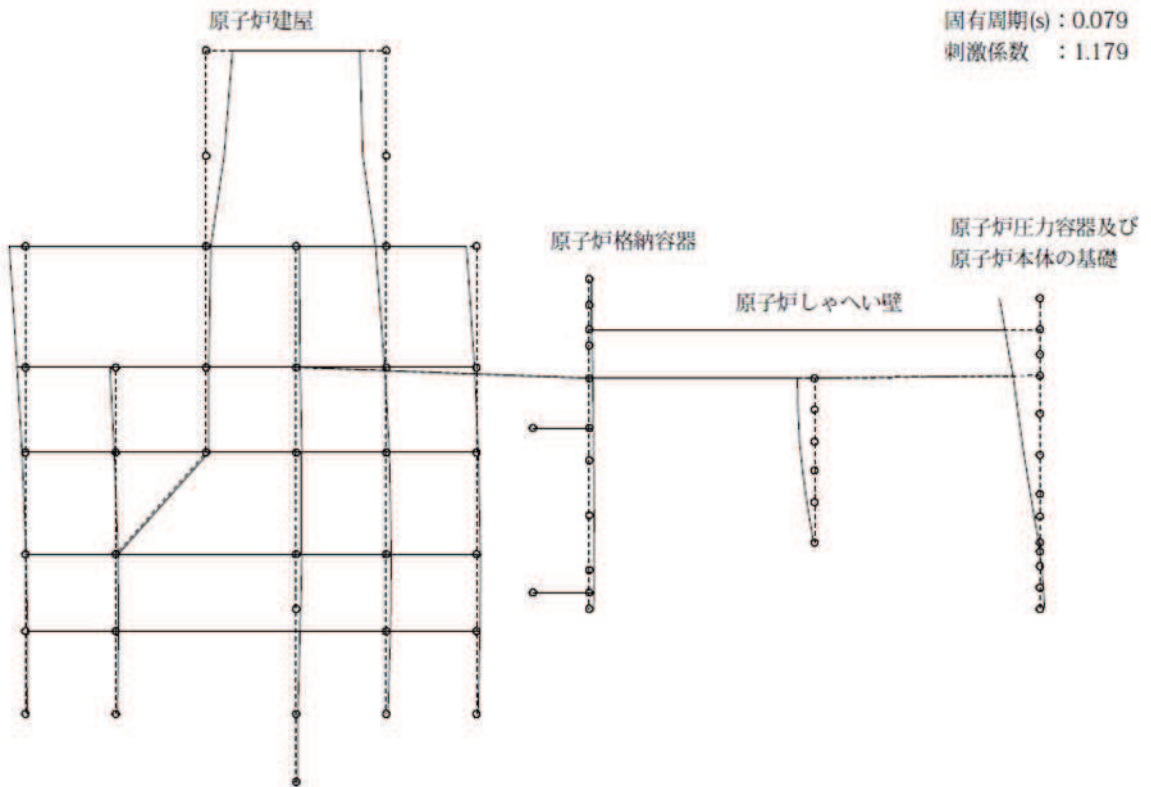


図 4-7(2) 8次振動モード(EW方向)(8/19)

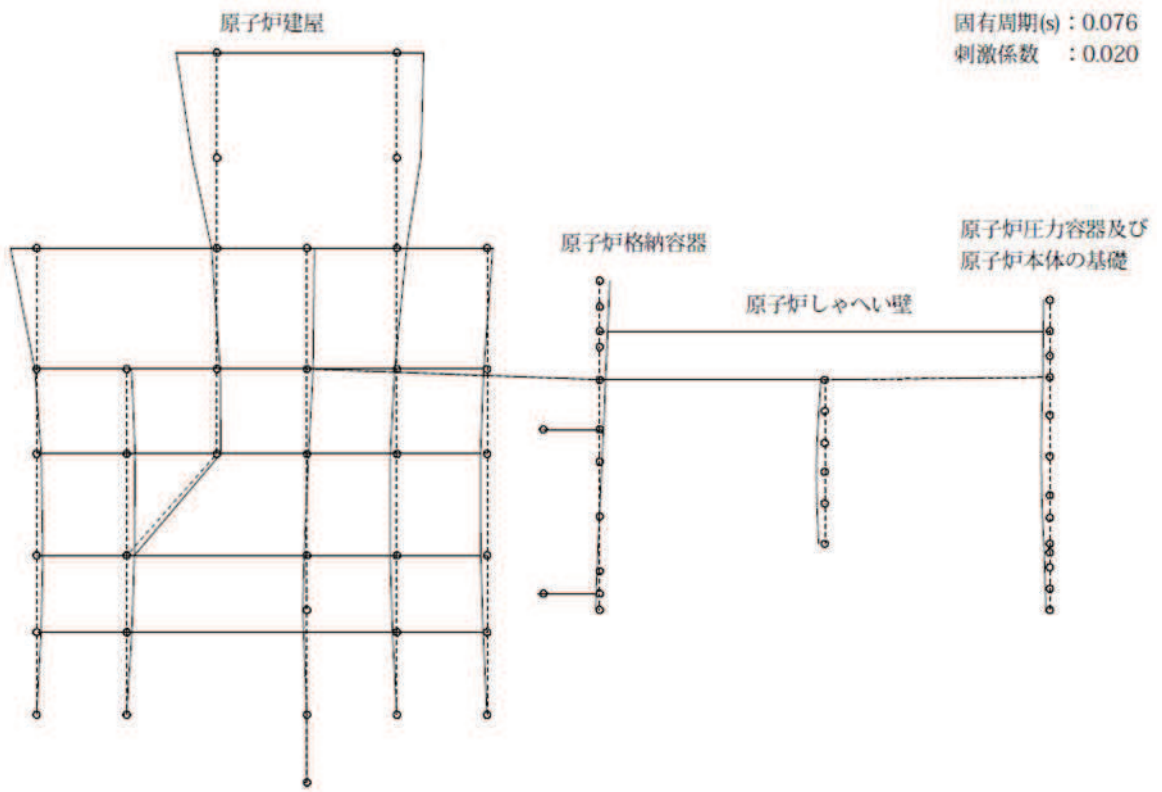


図 4-7(2) 9次振動モード(EW方向)(9/20)

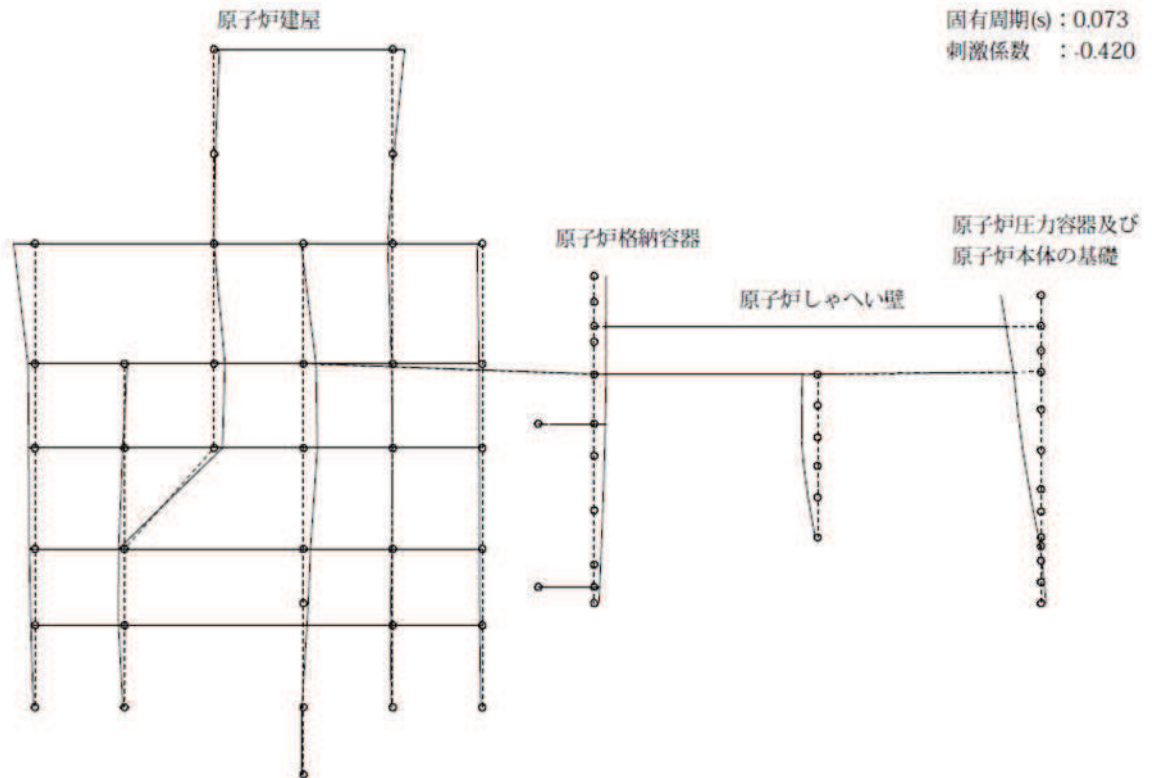


図 4-7(2) 10次振動モード(EW方向)(10/20)

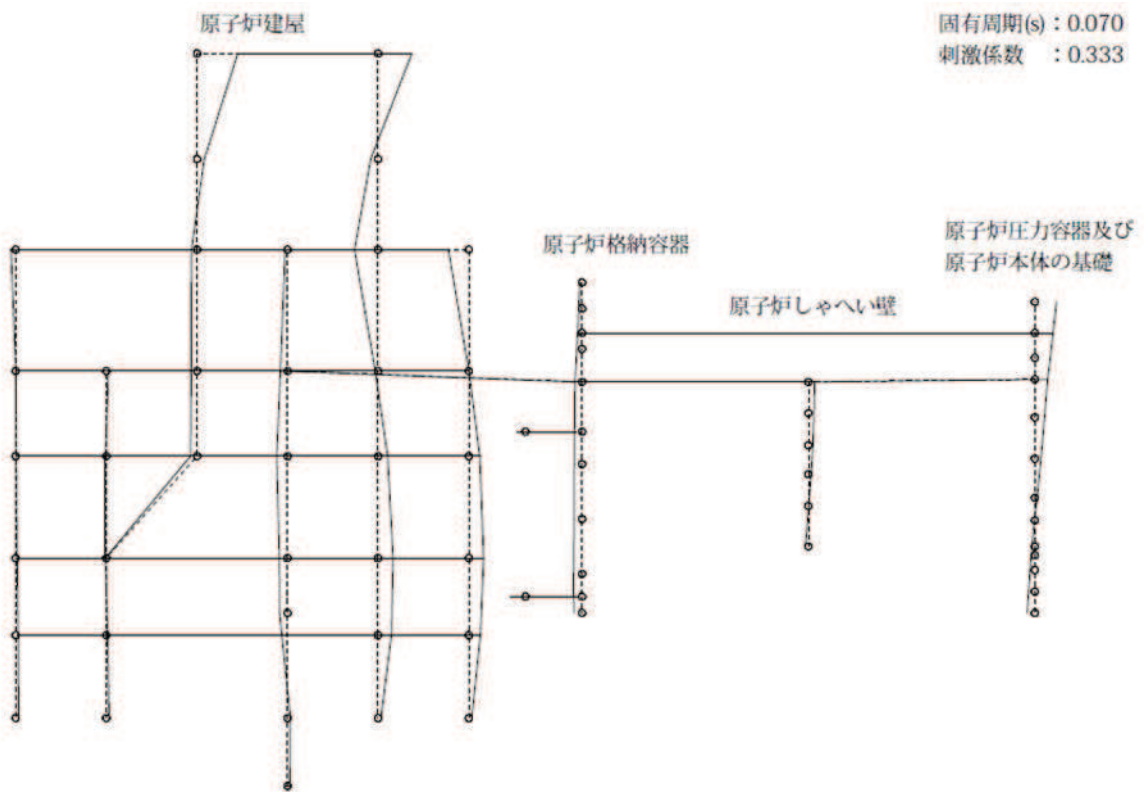


図 4-7(2) 11次振動モード(EW方向)(11/20)

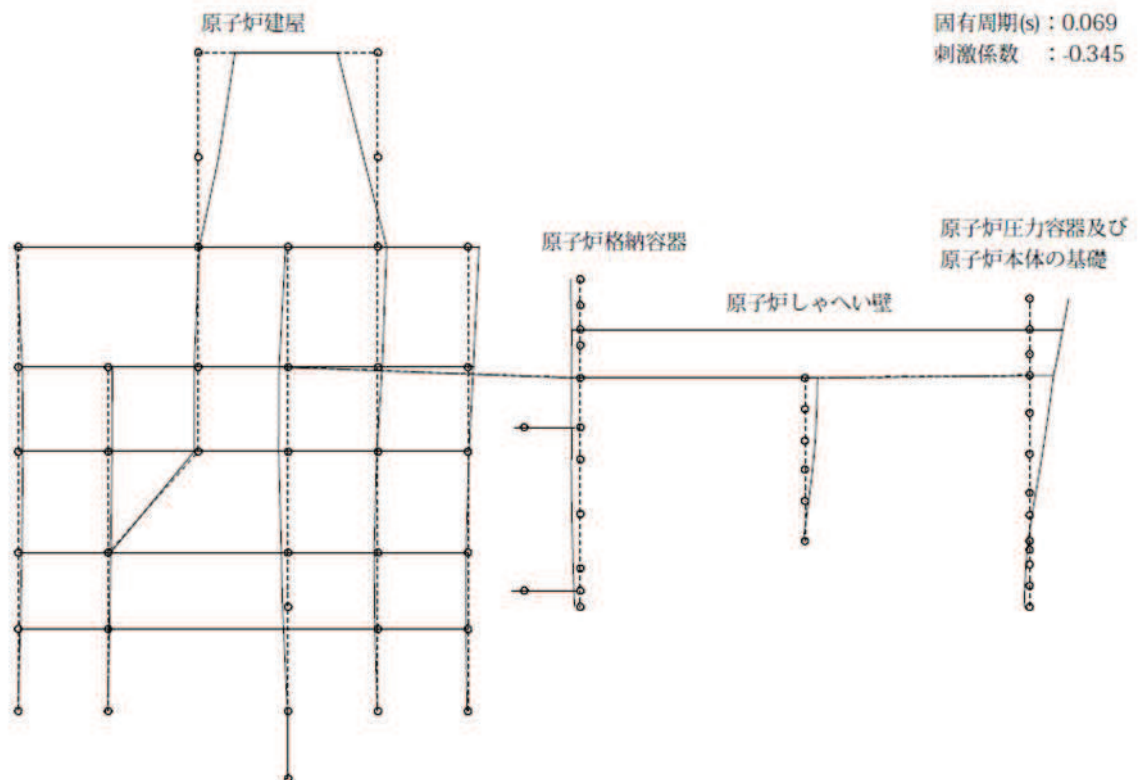


図 4-7(2) 12次振動モード(EW方向)(12/20)

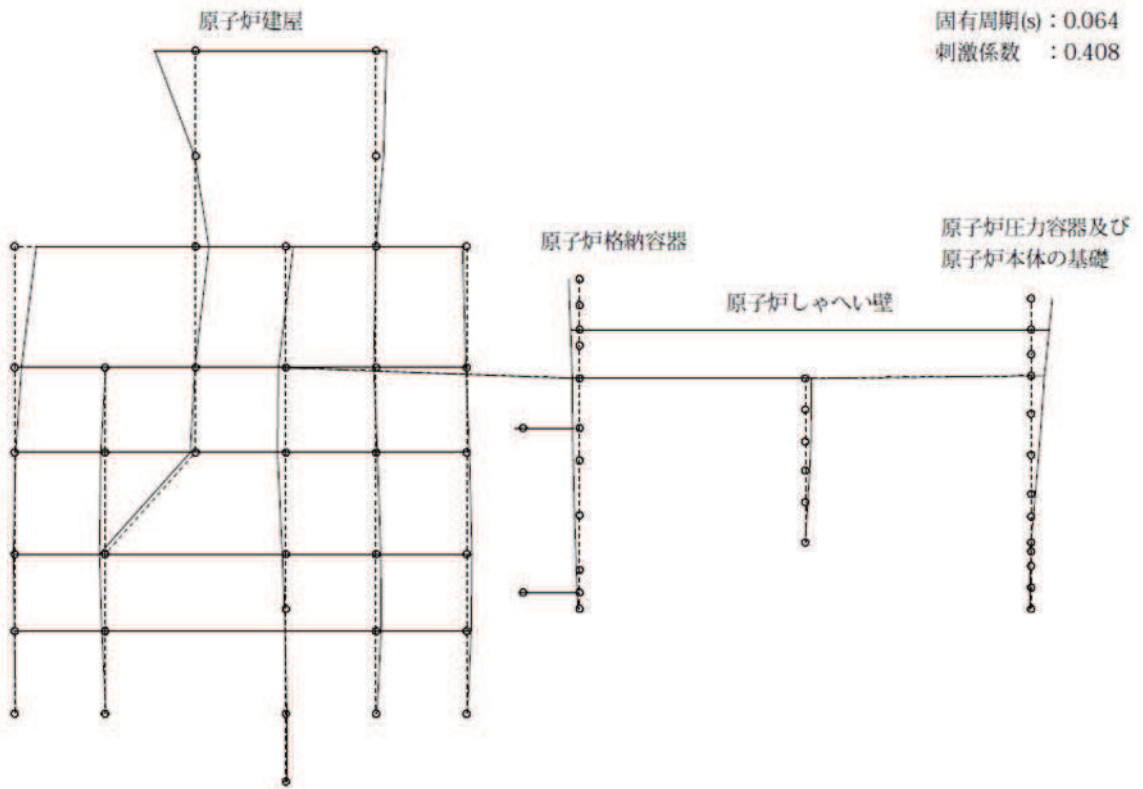


図 4-7(2) 13 次振動モード (EW 方向) (13/20)

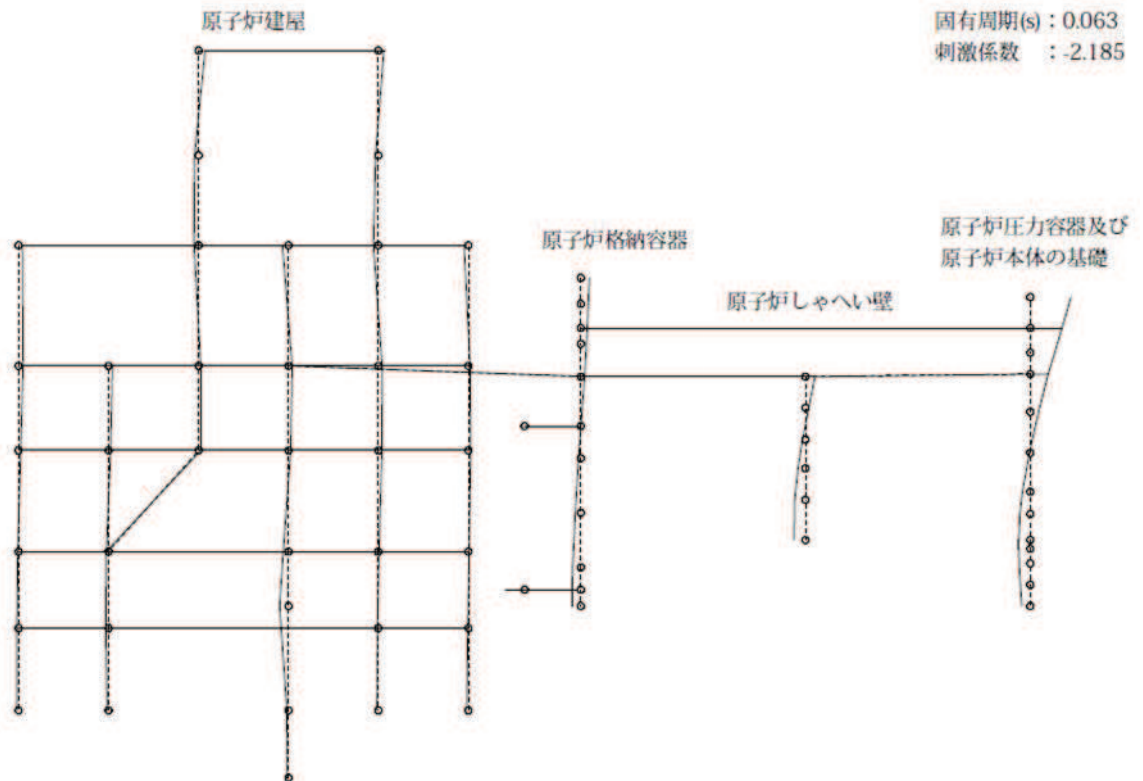


図 4-7(2) 14 次振動モード (EW 方向) (14/20)

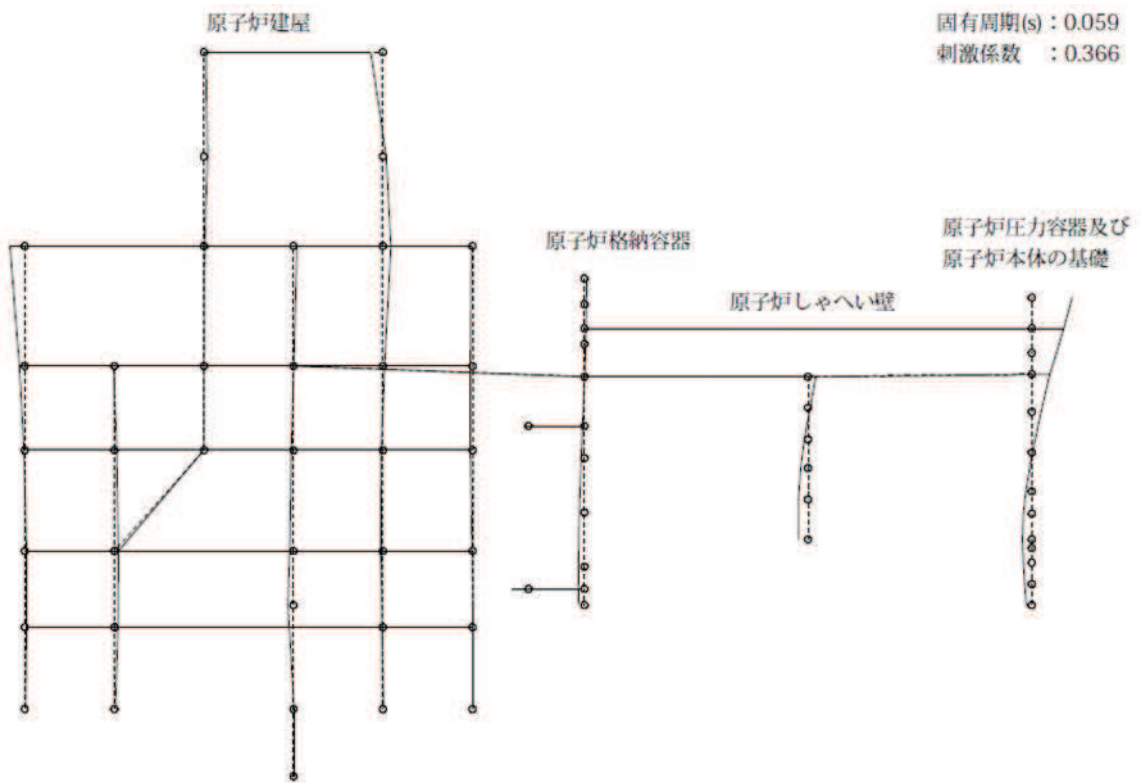


図 4-7(2) 15次振動モード(EW方向)(15/20)

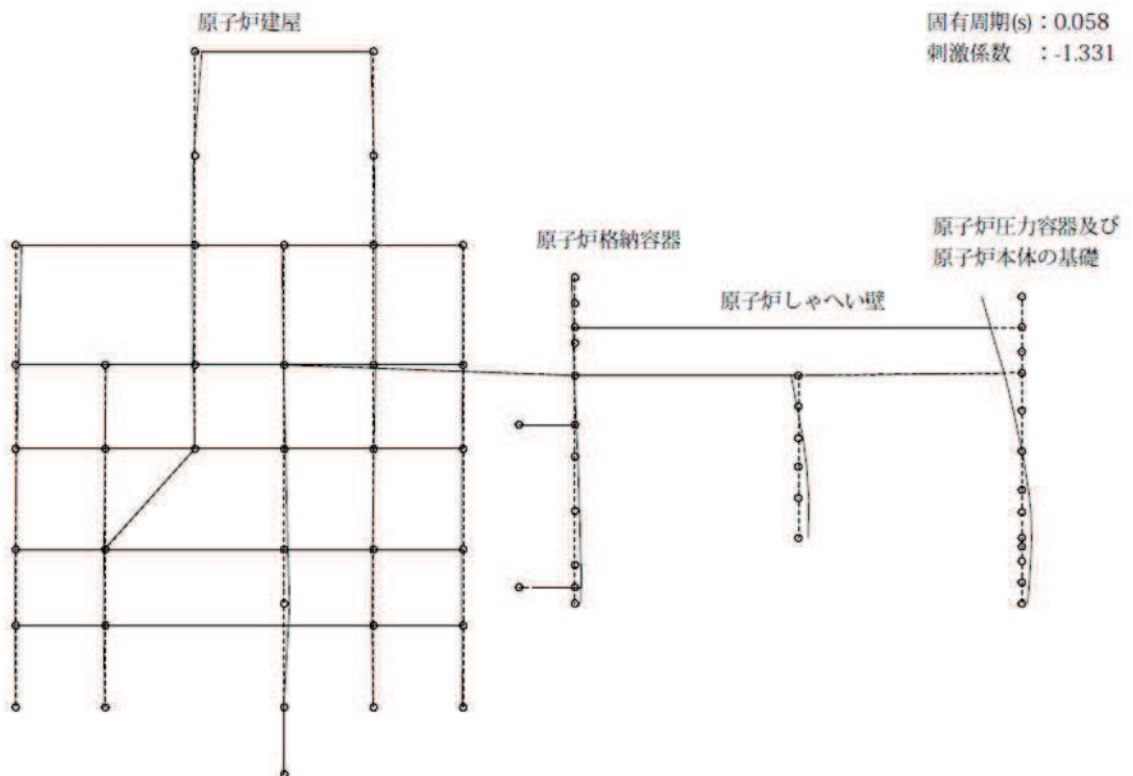


図 4-7(2) 16次振動モード(EW方向)(16/20)

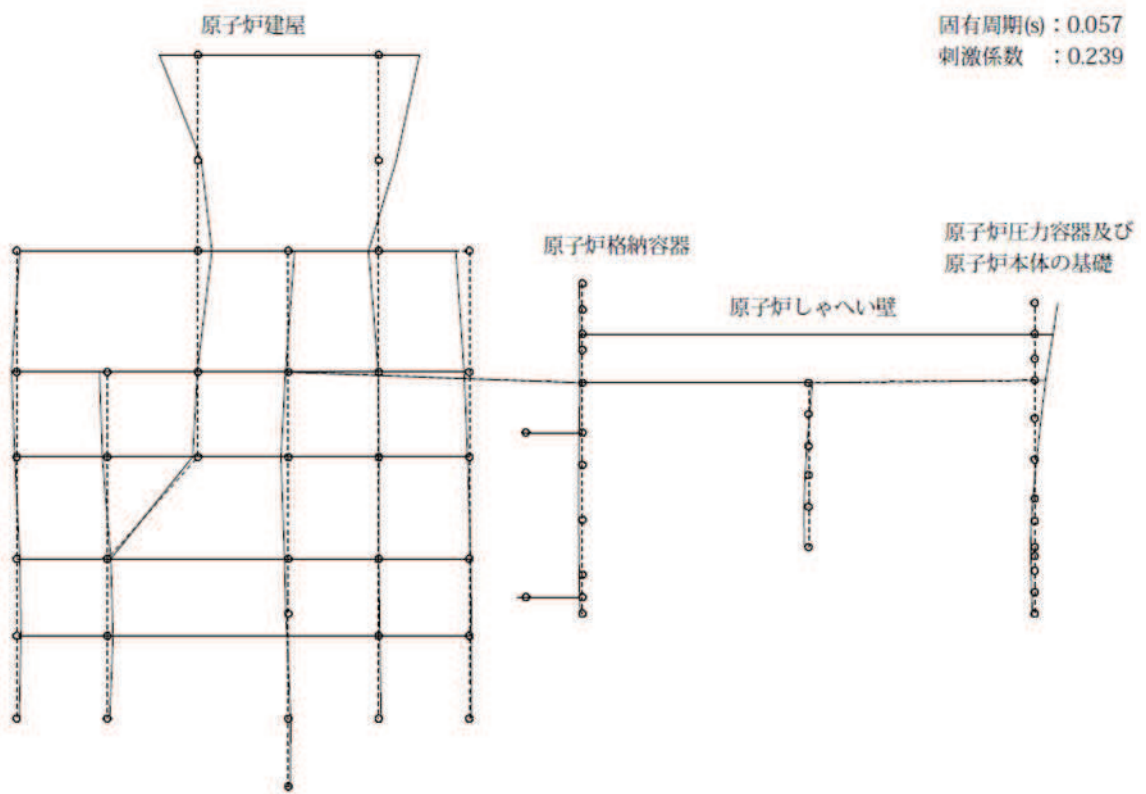


図 4-7(2) 17次振動モード(EW方向)(17/20)

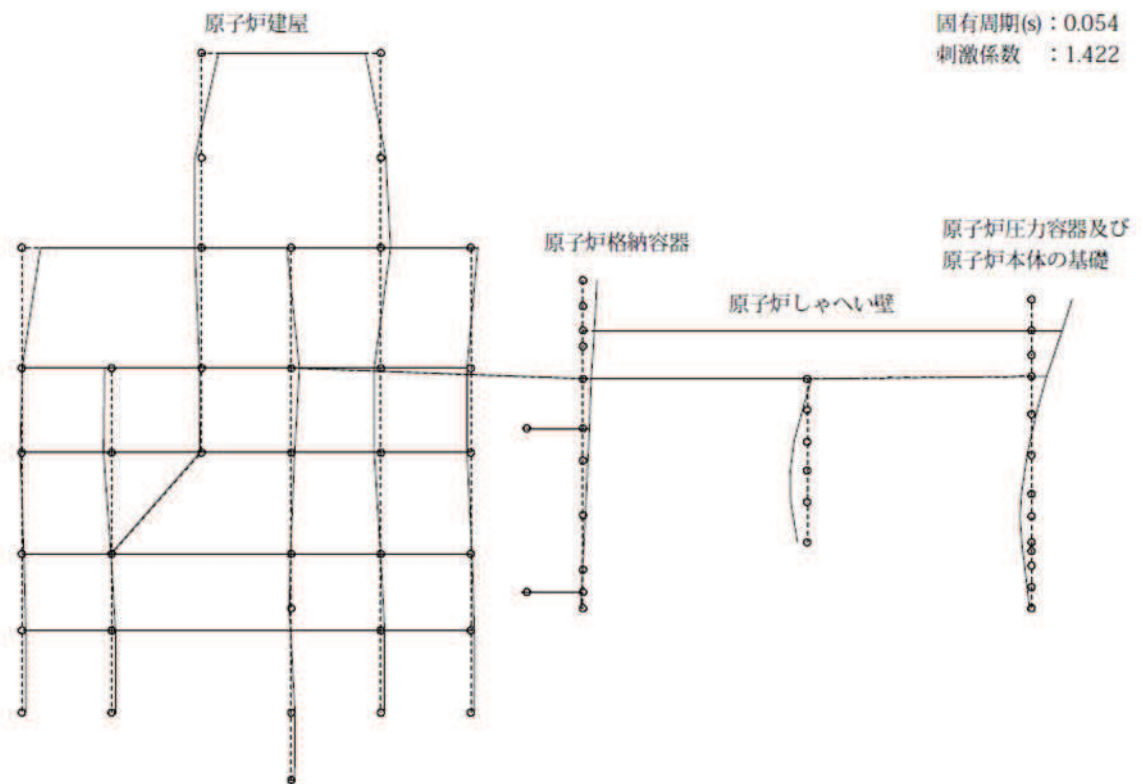


図 4-7(2) 18次振動モード(EW方向)(18/20)

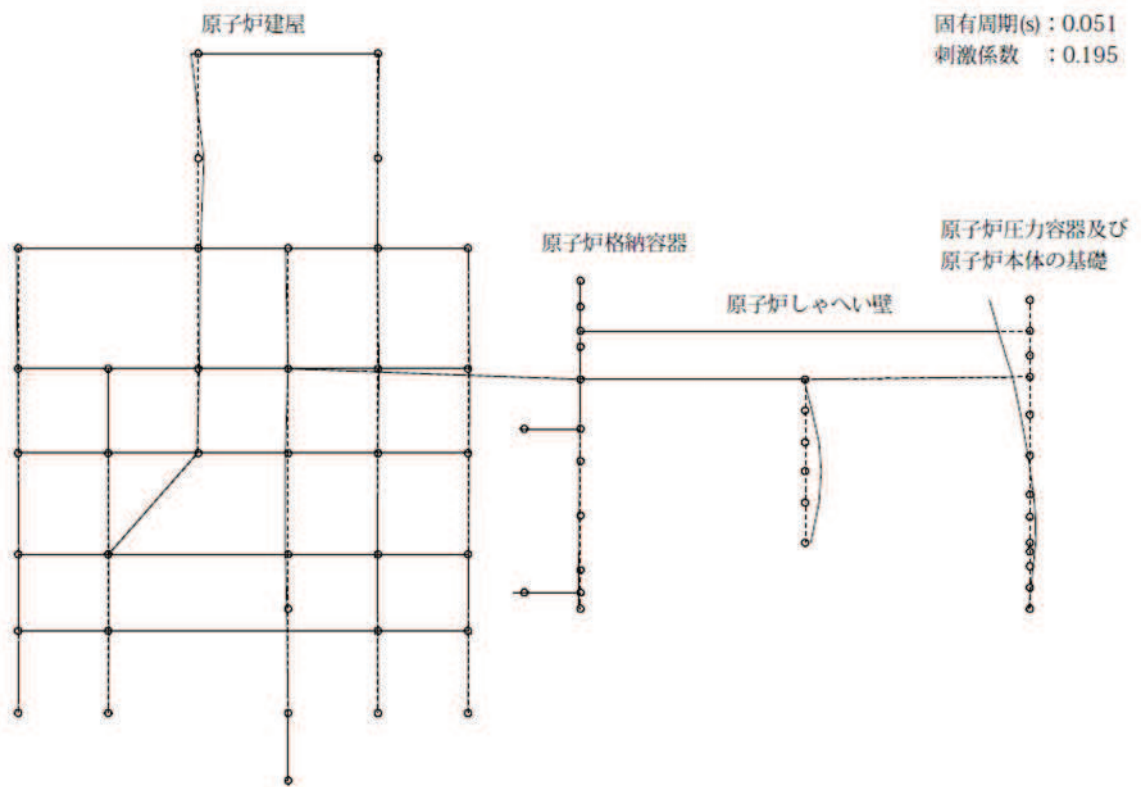


図 4-7(2) 19 次振動モード (EW 方向) (19/20)

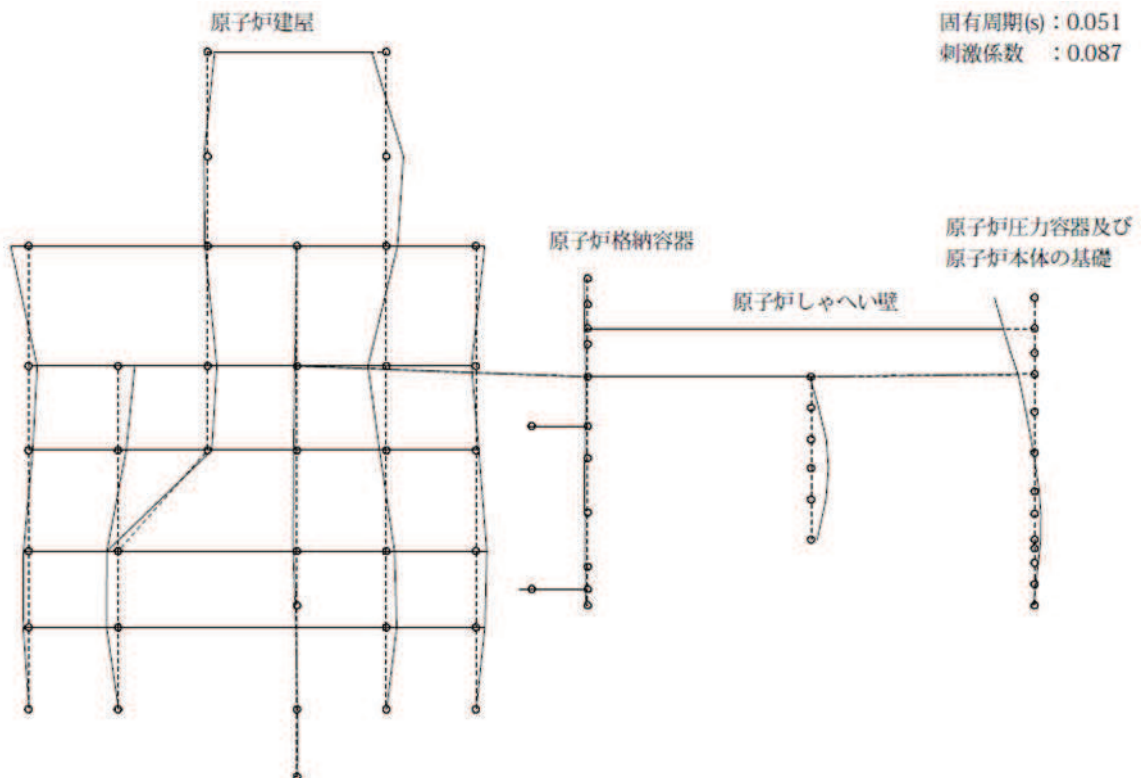


図 4-7(2) 20 次振動モード (EW 方向) (20/20)

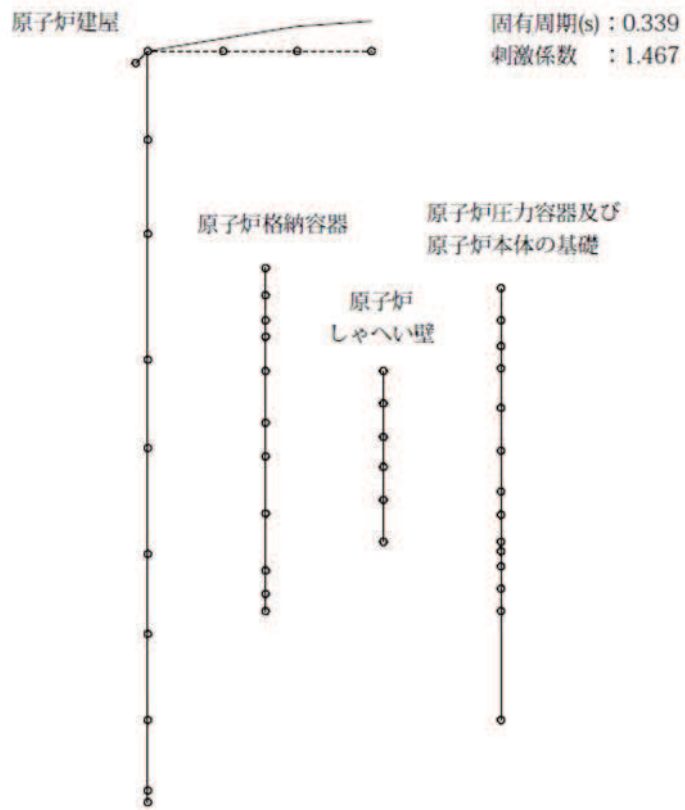


図 4-7(3) 1次振動モード(UD方向)(1/4)

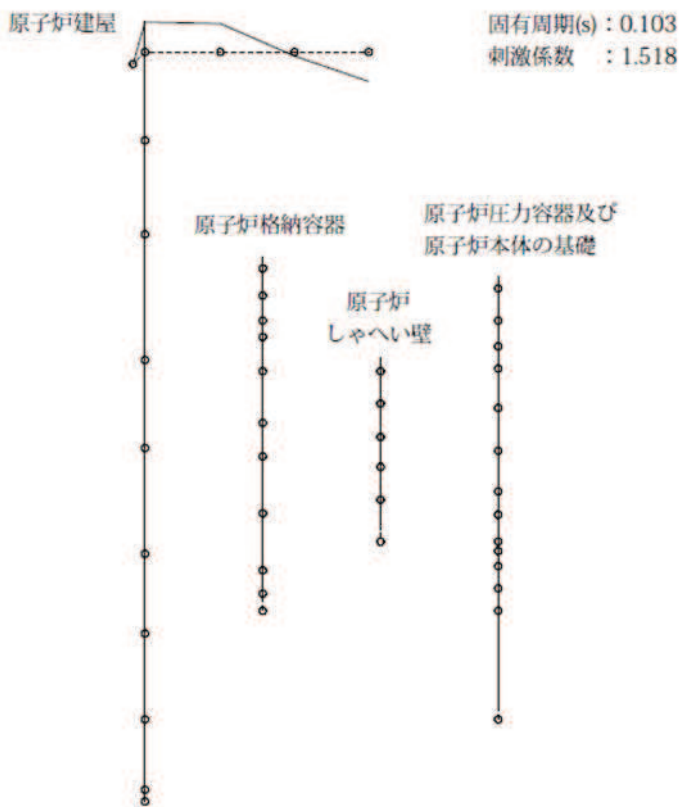


図 4-7(3) 2次振動モード(UD方向)(2/4)

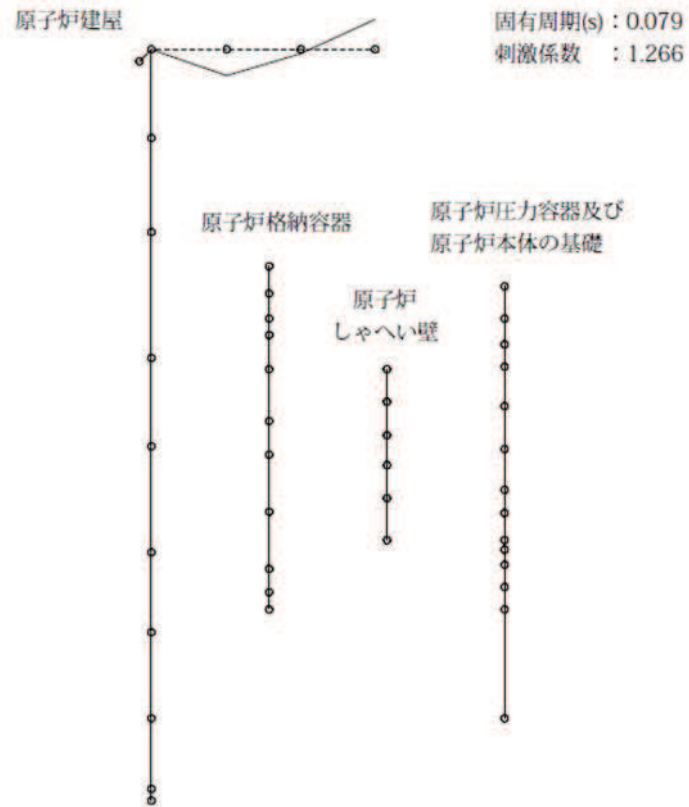


図 4-7 (3) 3次振動モード(UD方向)(3/4)

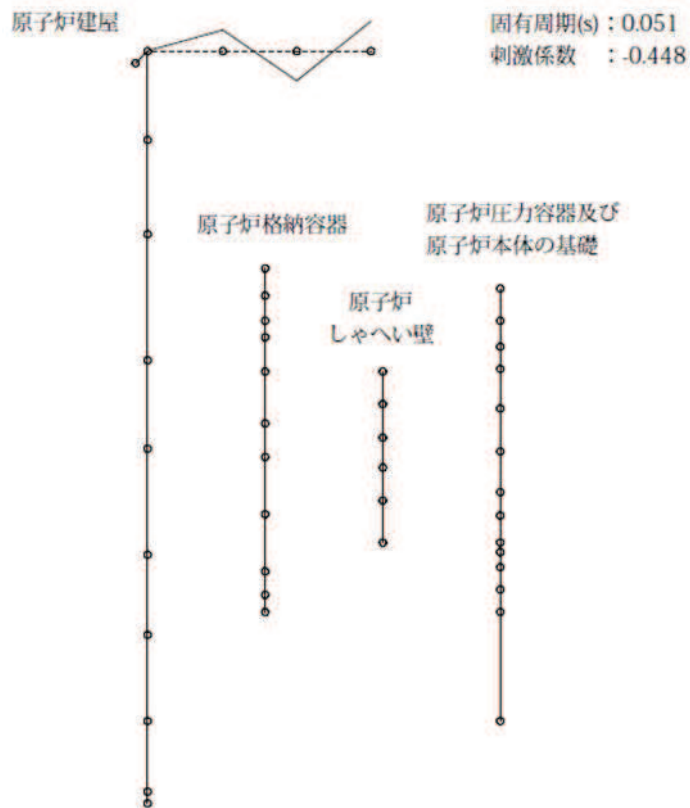


図 4-7 (3) 4次振動モード(EW方向)(4/4)

表 4-8 「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（NS/EW 包絡））（1/4）

構造物	標高 O.P. (m)	せん断力 (kN)		
		① SA 時環境考慮 連成モデル	② 大型機器系の 地震応答解析モデル	応答比率 (①/②)
原子炉压力容器		607	559	1.09
		2.45×10^3	2.22×10^3	1.11
		4.79×10^3	4.40×10^3	1.09
		3.46×10^3	3.69×10^3	0.94
		3.71×10^3	3.90×10^3	0.96
		6.69×10^3	6.74×10^3	1.00
		8.73×10^3	9.30×10^3	0.94
原子炉本体の基礎		1.09×10^4	1.15×10^4	0.95
		3.02×10^4	3.06×10^4	0.99
		3.28×10^4	3.33×10^4	0.99
		3.52×10^4	3.64×10^4	0.97
原子炉しゃへい壁		3.76×10^4	3.93×10^4	0.96
		7.38×10^3	7.41×10^3	1.00
		7.37×10^3	7.84×10^3	0.95
		8.85×10^3	1.02×10^4	0.87
		1.19×10^4	1.35×10^4	0.89
原子炉格納容器		1.70×10^4	1.75×10^4	0.98
		336	312	1.08
		654	609	1.08
		3.74×10^3	3.46×10^3	1.09
		4.44×10^3	4.17×10^3	1.07
		3.13×10^4	3.45×10^4	0.91
		3.25×10^4	3.57×10^4	0.92
		3.34×10^4	3.65×10^4	0.92
		3.49×10^4	3.79×10^4	0.93
3.56×10^4	3.85×10^4	0.93		
	3.69×10^4	3.99×10^4	0.93	

表 4-8 「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 (NS/EW 包絡)）(2/4)

構造物	標高 O.P. (m)	モーメント (kN・mm)		
		① SA 時環境考慮 連成モデル	② 大型機器系の 地震応答解析モデル	応答比率 (①/②)
原子炉压力容器		0	0	-
		1.67×10^6	1.54×10^6	1.09
		6.96×10^6	6.38×10^6	1.10
		1.59×10^7	1.48×10^7	1.08
		2.01×10^7	1.97×10^7	1.03
		3.31×10^7	3.26×10^7	1.02
		5.14×10^7	5.21×10^7	0.99
		6.23×10^7	6.59×10^7	0.95
		8.26×10^7	8.91×10^7	0.93
原子炉本体の基礎		2.01×10^8	2.34×10^8	0.86
		2.21×10^8	2.57×10^8	0.86
		2.57×10^8	2.96×10^8	0.87
		3.19×10^8	3.60×10^8	0.89
		3.87×10^8	4.28×10^8	0.91
原子炉しゃへい壁		0	0	-
		2.04×10^7	2.05×10^7	1.00
		3.74×10^7	4.16×10^7	0.90
		5.91×10^7	6.37×10^7	0.93
		8.46×10^7	9.11×10^7	0.93
		1.25×10^8	1.45×10^8	0.87
原子炉格納容器		0	0	-
		7.75×10^5	7.20×10^5	1.08
		2.17×10^6	2.02×10^6	1.08
		6.97×10^6	6.57×10^6	1.07
		1.98×10^7	1.87×10^7	1.06
		1.49×10^8	1.64×10^8	0.91
		2.41×10^8	2.65×10^8	0.91
		4.02×10^8	4.42×10^8	0.91
		5.71×10^8	6.25×10^8	0.92
		6.42×10^8	7.02×10^8	0.92
6.95×10^8	7.59×10^8	0.92		

表 4-8 「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）

構造物	標高 O.P. (m)	軸力 (kN)		
		① SA 時環境考慮 連成モデル	② 大型機器系の 地震応答解析モデル	応答比率 (①/②)
原子炉压力容器		213	204	1.05
		1.55×10^3	1.49×10^3	1.05
		2.69×10^3	2.58×10^3	1.05
		3.44×10^3	3.30×10^3	1.05
		4.43×10^3	4.25×10^3	1.05
		5.31×10^3	5.10×10^3	1.05
		6.19×10^3	5.96×10^3	1.04
原子炉本体の基礎		1.26×10^4	1.23×10^4	1.03
		3.45×10^4	3.38×10^4	1.03
		3.65×10^4	3.57×10^4	1.03
		3.85×10^4	3.76×10^4	1.03
原子炉しゃへい壁		4.01×10^4	3.92×10^4	1.03
		2.67×10^3	2.64×10^3	1.02
		6.01×10^3	5.92×10^3	1.02
		1.17×10^4	1.16×10^4	1.01
		1.59×10^4	1.57×10^4	1.02
原子炉格納容器		2.02×10^4	1.98×10^4	1.03
		134	143	0.94
		266	285	0.94
		1.03×10^3	1.10×10^3	0.94
		1.45×10^3	1.55×10^3	0.94
		2.79×10^3	2.97×10^3	0.94
		3.79×10^3	4.01×10^3	0.95
		4.51×10^3	4.77×10^3	0.95
		5.76×10^3	6.10×10^3	0.95
6.30×10^3	6.69×10^3	0.95		
	7.53×10^3	7.99×10^3	0.95	

表 4-8 「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 (NS/EW 包絡)）(4/4)

名称	ばね反力 (kN)		
	① SA 時環境考慮連成モデル	② 大型機器系の地震応答解析モデル	応答比率 (①/②)
原子炉圧力容器スタビライザ	8.53×10^3	8.25×10^3	1.04
原子炉格納容器スタビライザ	1.58×10^4	1.58×10^4	1.00
原子炉格納容器シヤラグ	3.19×10^4	3.41×10^4	0.94
ベント管	2.12×10^3	2.06×10^3	1.03
燃料交換ベローズ	1.96×10^3	1.71×10^3	1.15
所員用エアロック	295	304	0.98

表 4-9 最大応答加速度 (1.2ZPA) の比較 (水平方向 (NS/EW 包絡)) (1/2)

構造物	標高 O.P. (m)	最大応答加速度(1.2ZPA)		
		① S A時環境考慮 連成モデル	②大型機器系の 地震応答解析モデル	応答比率 (①/②)
原子炉压力容器		4.34	4.03	1.08
		3.81	3.35	1.14
		3.38	3.04	1.12
		3.00	2.78	1.08
		2.48	2.42	1.03
		2.02	2.07	0.98
		1.93	1.98	0.98
		1.89	1.88	1.01
原子炉本体 の基礎		1.70	1.64	1.04
		1.66	1.60	1.04
		1.53	1.59	0.97
		1.42	1.43	1.00
		1.32	1.38	0.96
原子炉遮蔽壁		2.41	2.33	1.04
		2.08	2.05	1.02
		1.96	1.99	0.99
		1.96	1.89	1.04
		1.88	1.82	1.04
原子炉格納容器		2.75	2.56	1.08
		2.59	2.43	1.07
		2.44	2.30	1.07
		2.33	2.21	1.06
		2.09	2.01	1.04
		1.63	1.64	1.00
		1.41	1.40	1.01
		1.29	1.26	1.03
		1.21	1.30	0.94
		1.27	1.35	0.95
所員用 エアロック		1.72	1.77	0.98
ベント管		2.30	2.20	1.05

表 4-9 最大応答加速度 (1.2ZPA) の比較 (鉛直方向) (2/2)

構造物	標高 O.P. (m)	最大応答加速度(1.2ZPA)		
		① S A時環境考慮 連成モデル	②大型機器系の 地震応答解析モデル	応答比率 (①/②)
原子炉压力容器		1.53	1.44	1.07
		1.53	1.44	1.07
		1.51	1.43	1.06
		1.49	1.41	1.06
		1.43	1.36	1.06
		1.36	1.31	1.04
		1.28	1.26	1.02
		1.24	1.22	1.02
原子炉本体 の基礎		0.98	0.95	1.04
		0.93	0.91	1.03
		0.82	0.83	0.99
		0.73	0.76	0.97
		0.67	0.70	0.96
原子炉遮蔽壁		1.94	1.93	1.01
		1.89	1.89	1.00
		1.78	1.78	1.00
		1.60	1.59	1.01
		1.34	1.33	1.01
原子炉格納容器		1.12	1.18	0.95
		1.11	1.16	0.96
		1.10	1.14	0.97
		1.08	1.13	0.96
		1.04	1.09	0.96
		0.97	1.02	0.96
		0.92	0.97	0.95
		0.84	0.89	0.95
		0.76	0.80	0.95
		0.72	0.75	0.96

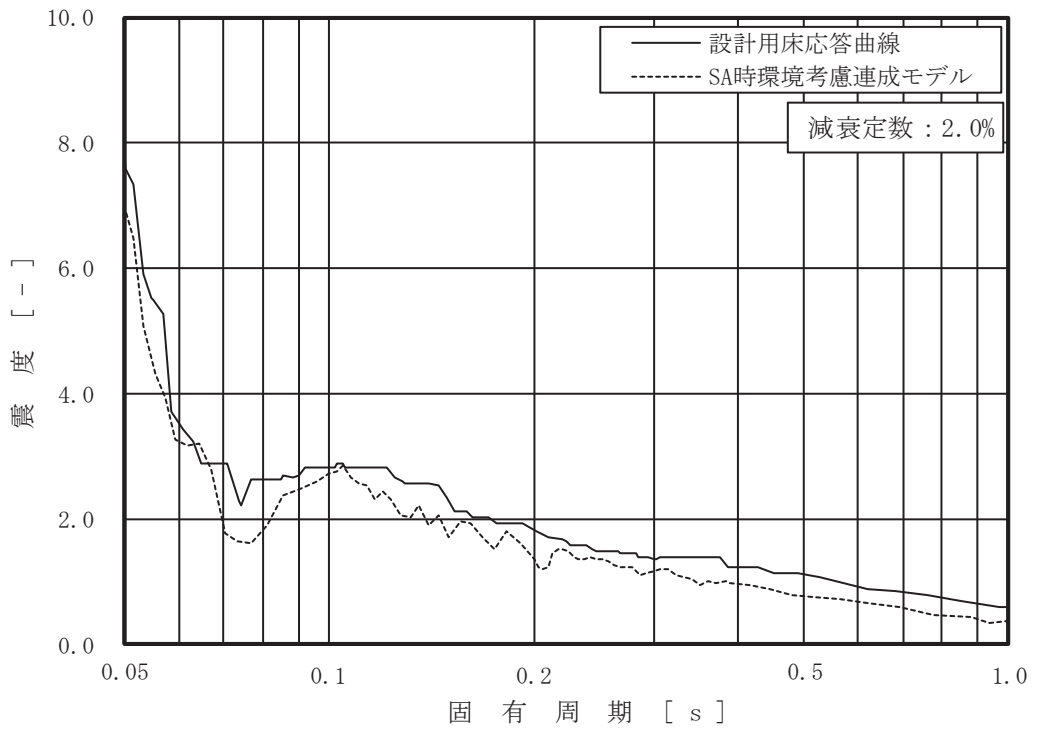
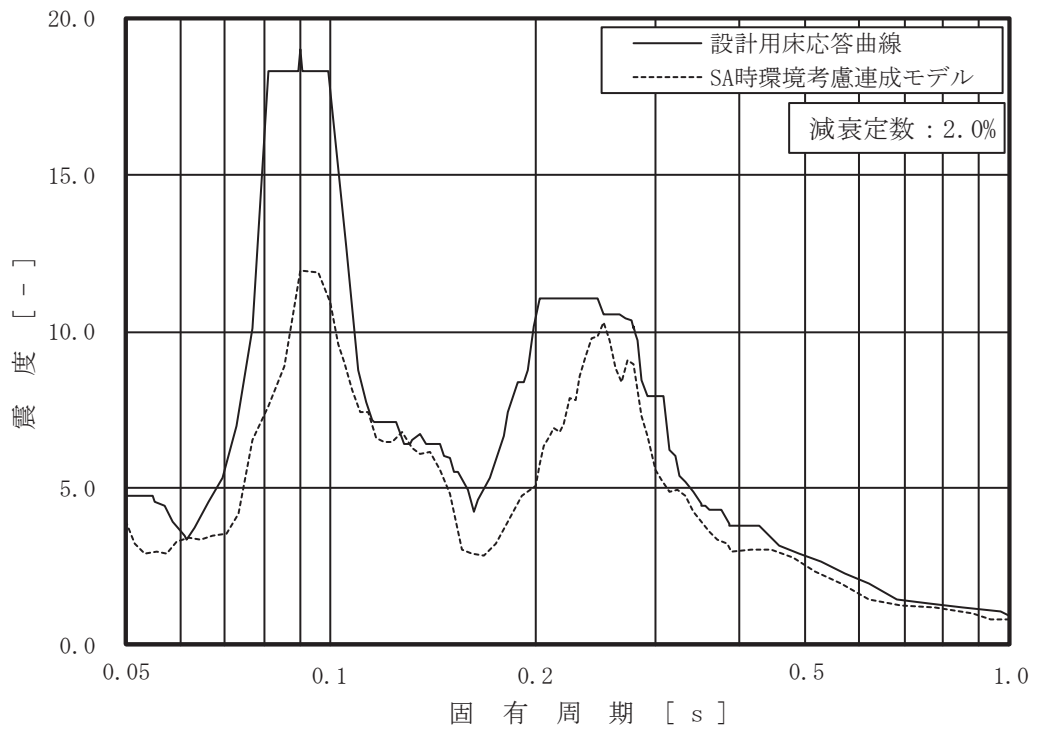


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (1/15)

(原子炉しゃへい壁, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上 : 水平 (NS/EW 包絡), 下 : 鉛直)

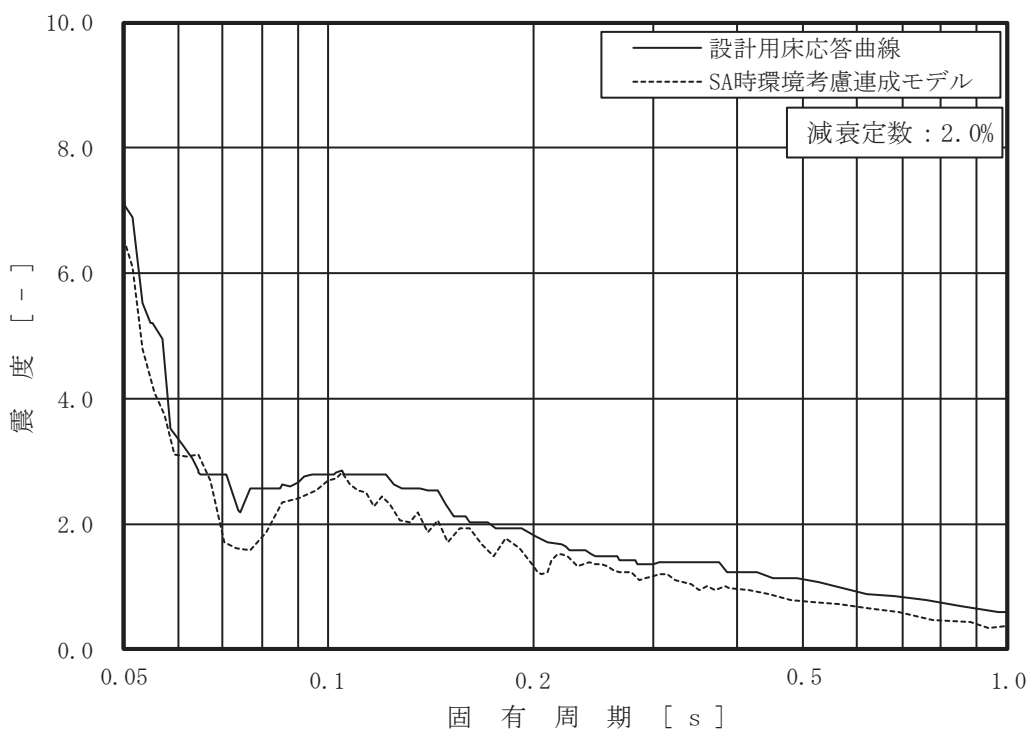
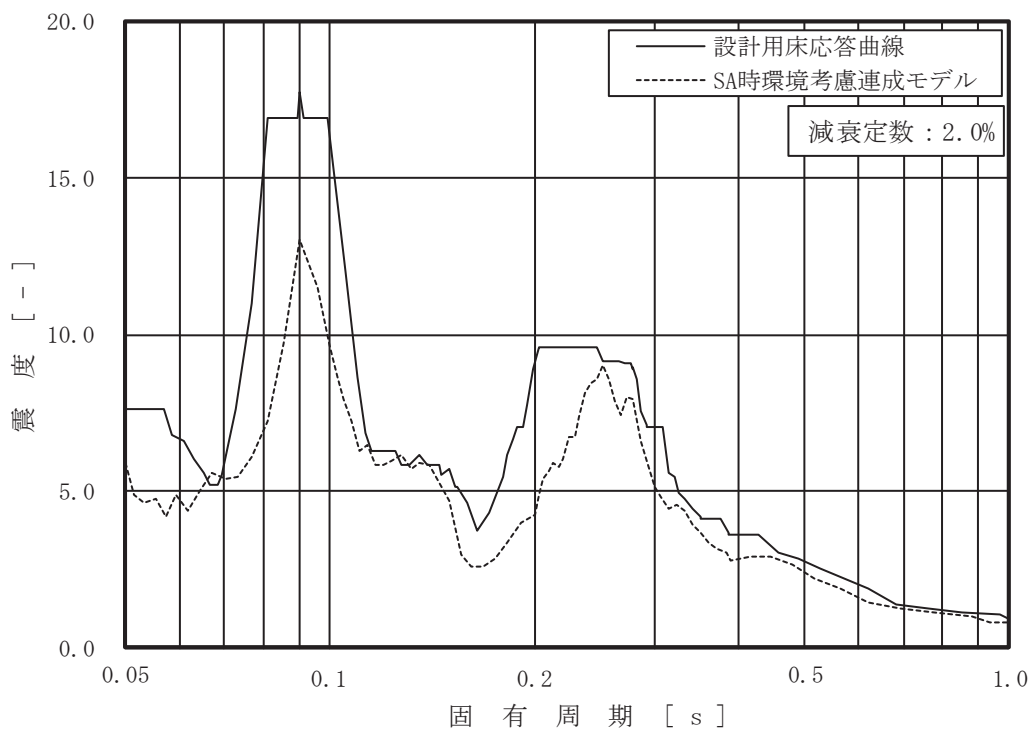


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (2/15)

(原子炉しゃへい壁, O.P. m, 減衰 2.0%, 上 : 水平 (NS/EW 包絡), 下 : 鉛直)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

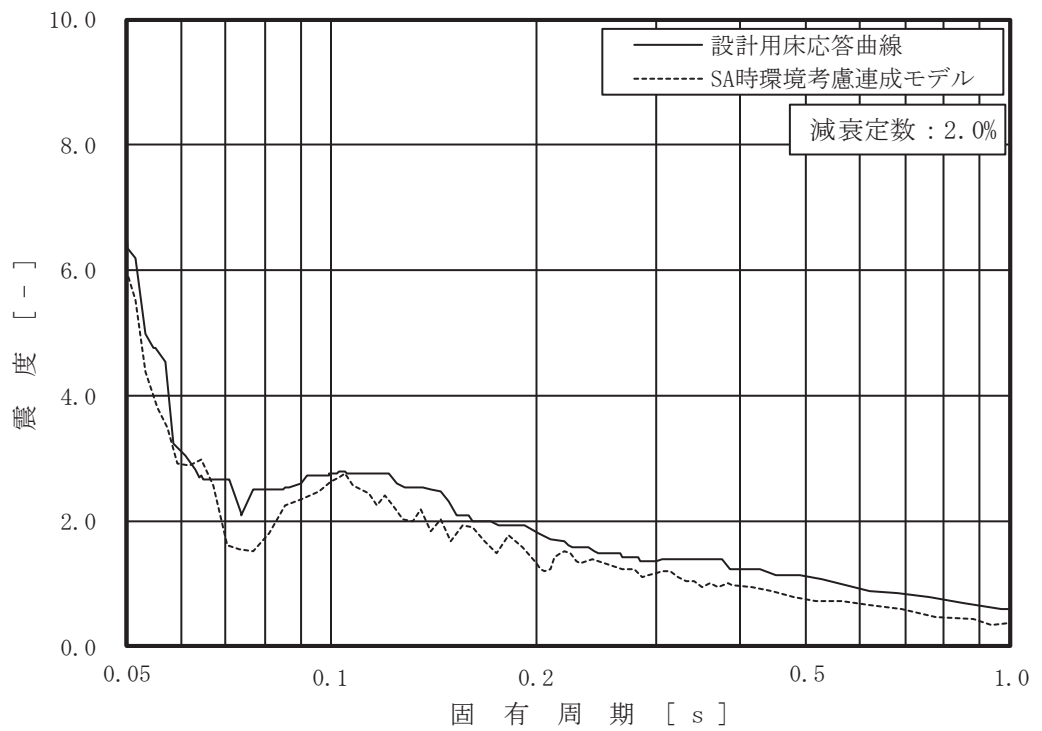
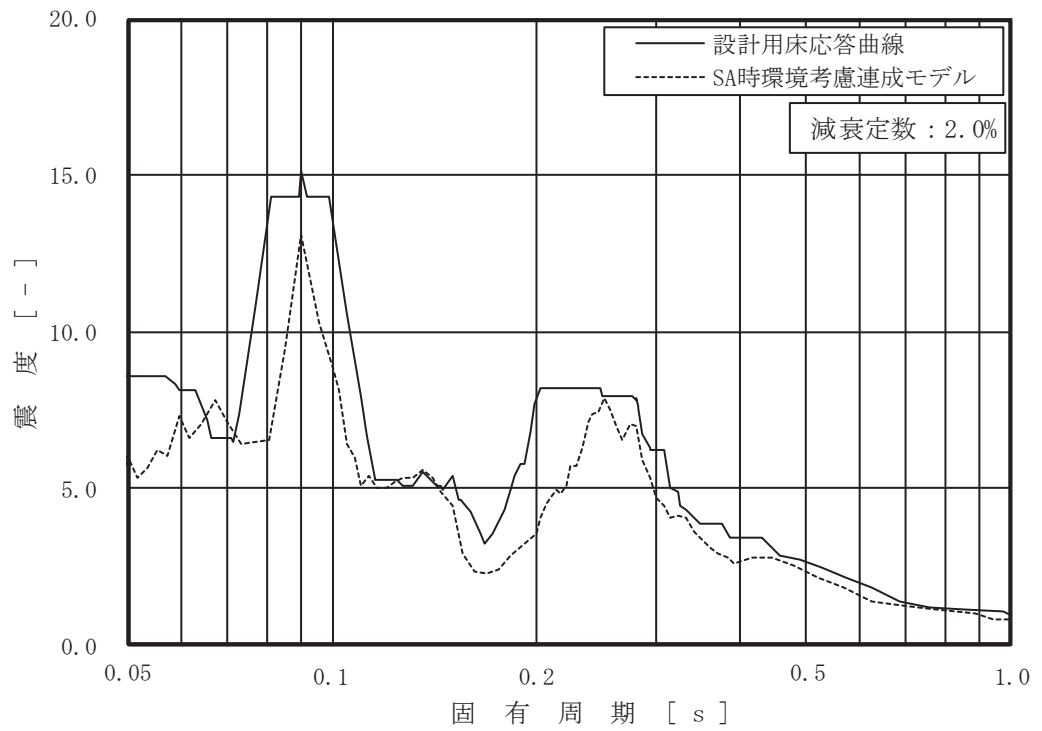


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (3/15)

(原子炉しゃへい壁, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上 : 水平 (NS/EW 包絡), 下 : 鉛直)

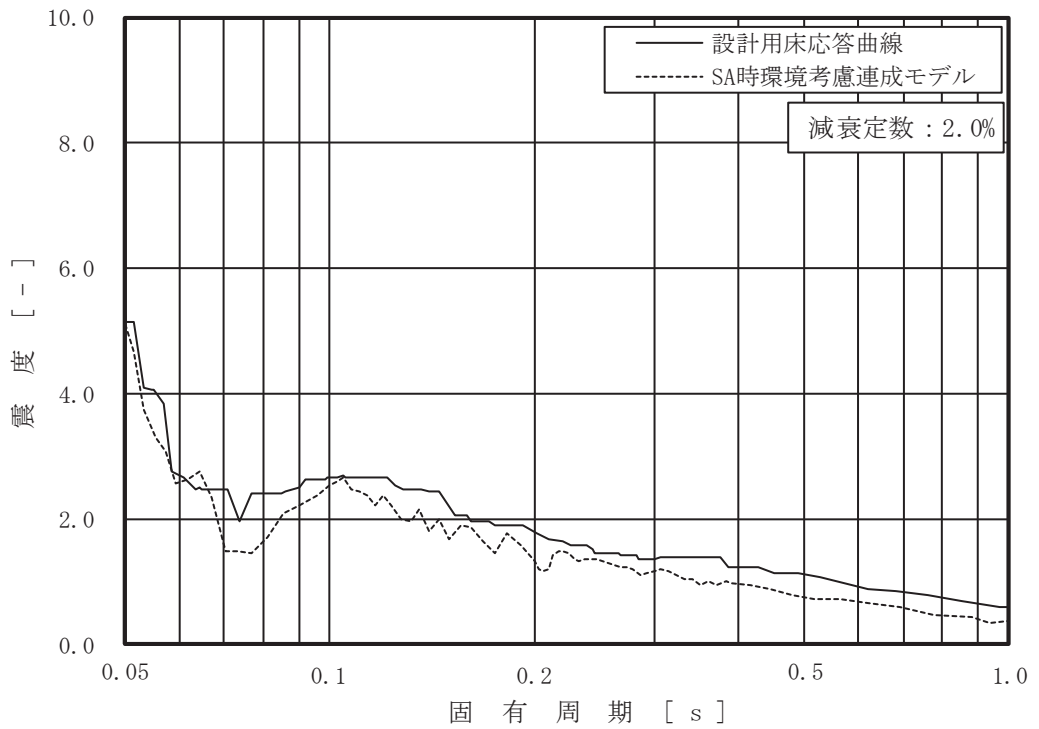
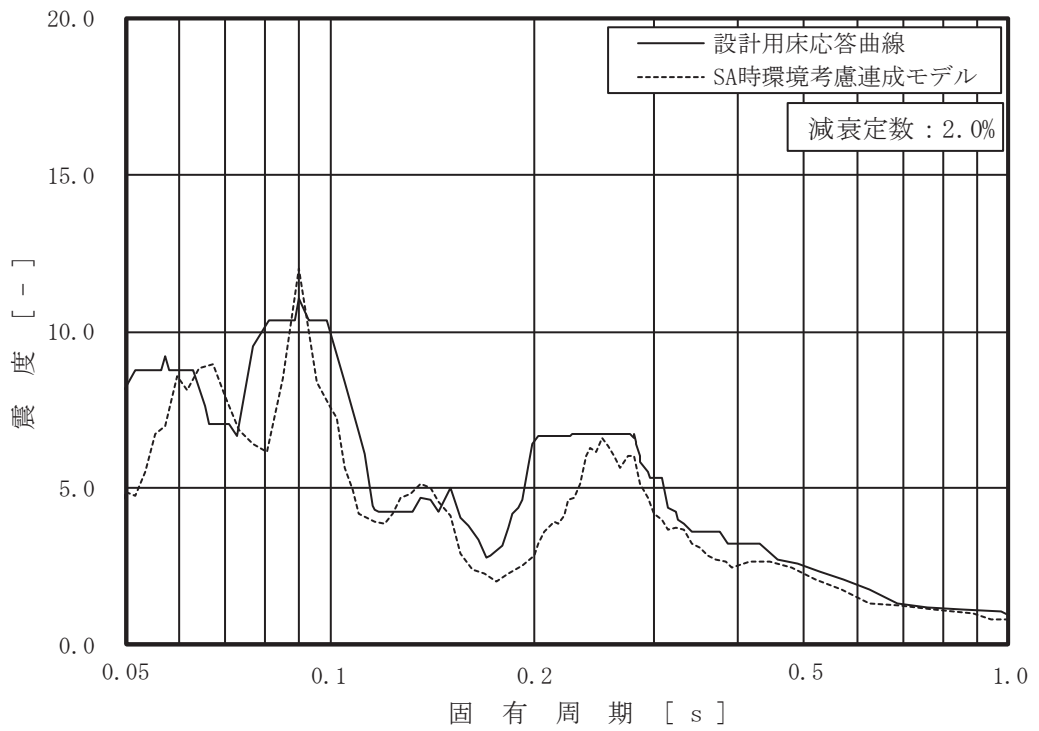


図 4-8 床応答スペクトルの比較(4/15)

(原子炉しゃへい壁, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

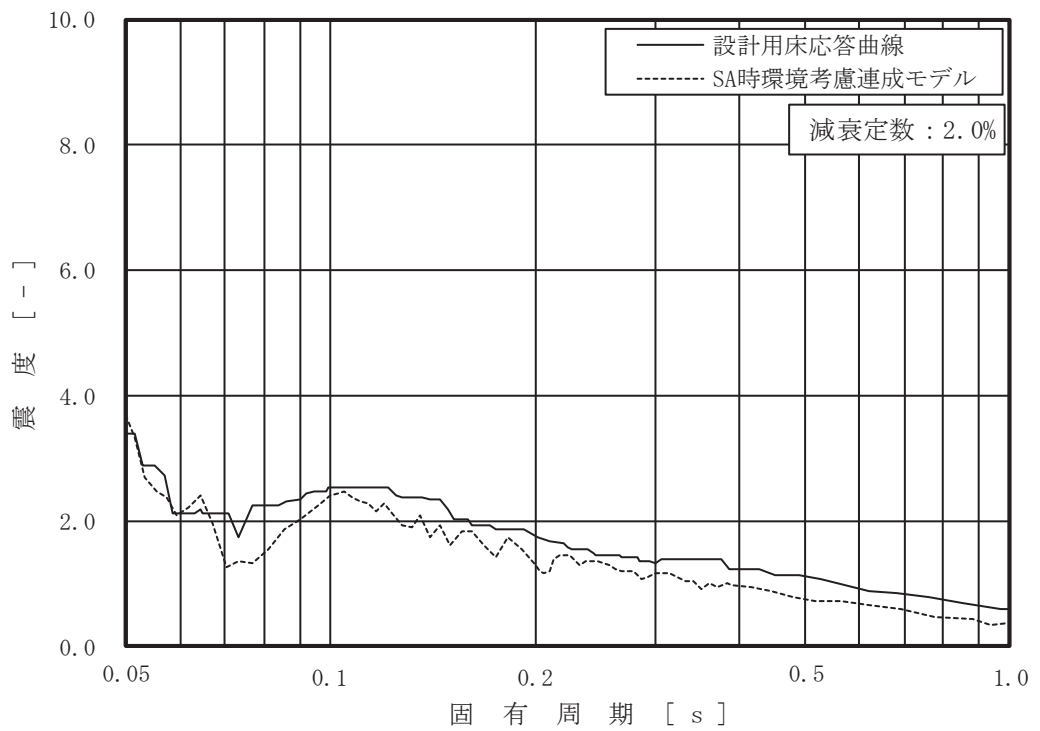
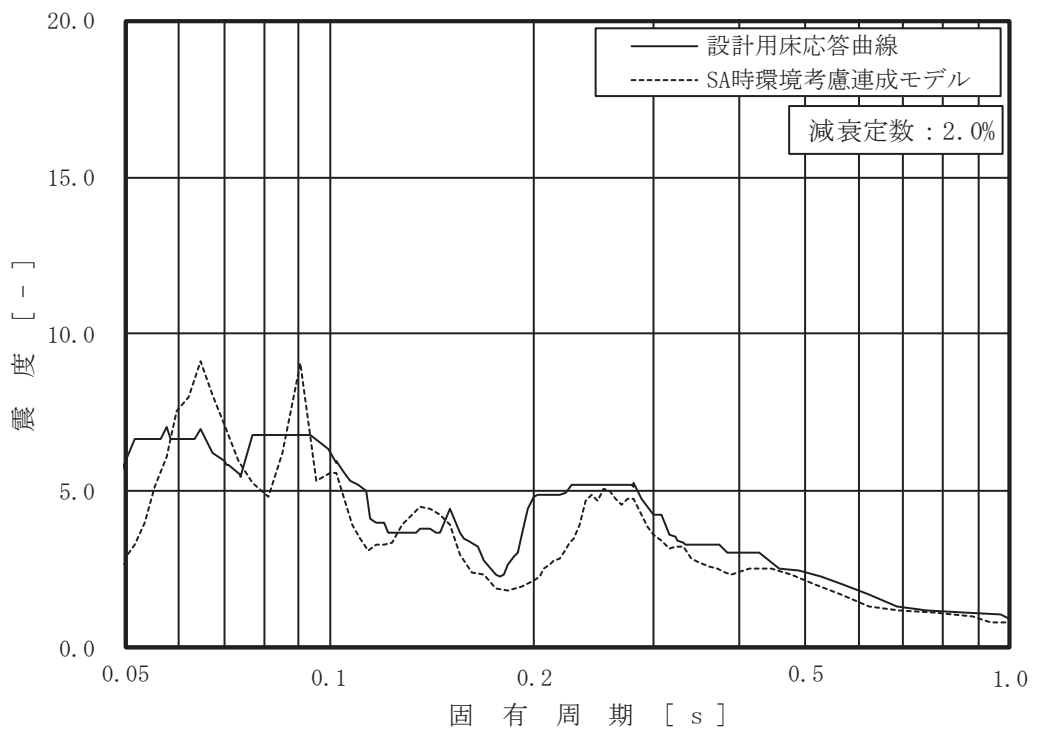


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (5/15)

(原子炉本体の基礎, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

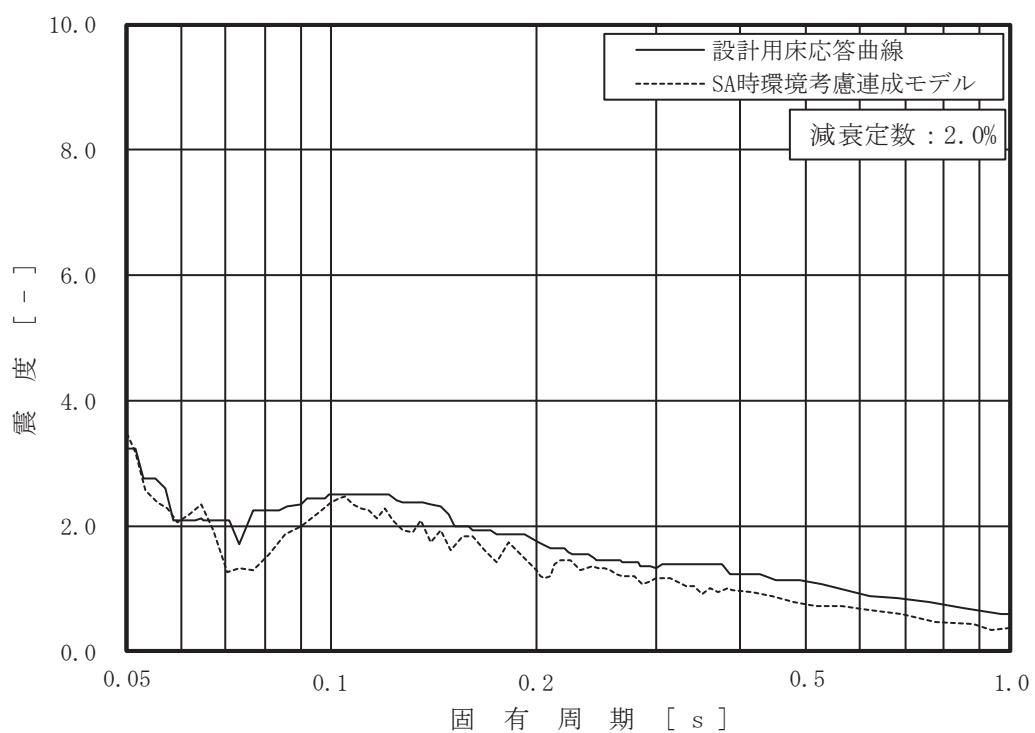
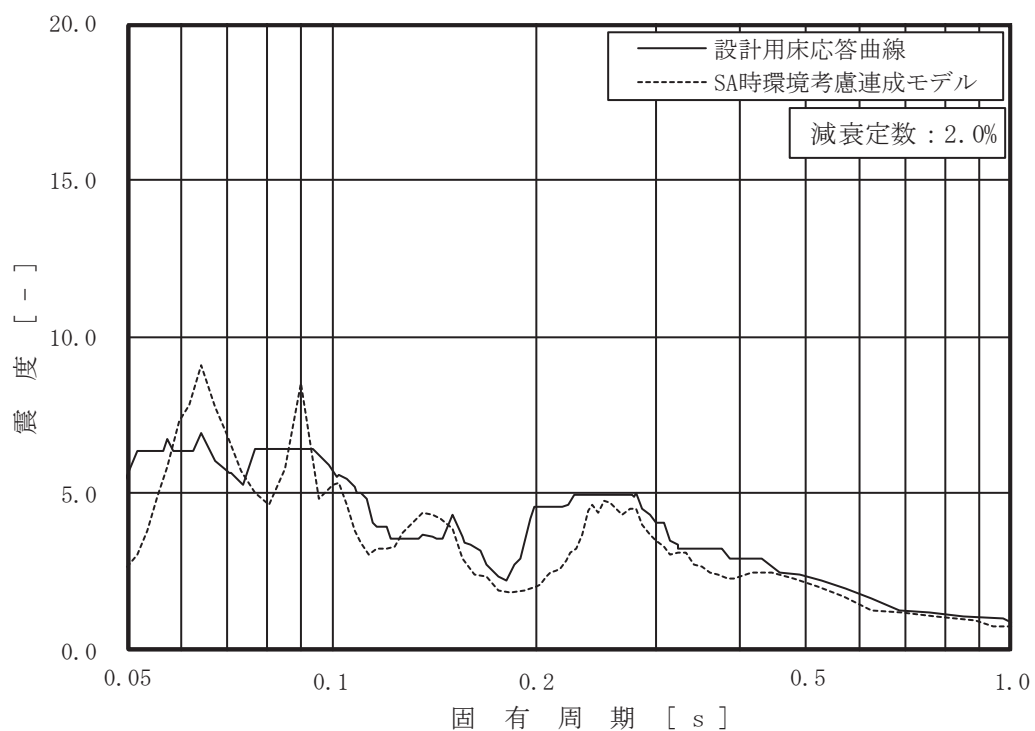


図 4-8 床応答スペクトルの比較(6/15)

(原子炉本体の基礎，0.P. m，減衰 2.0%，上：水平 (NS/EW 包絡)，下：鉛直)

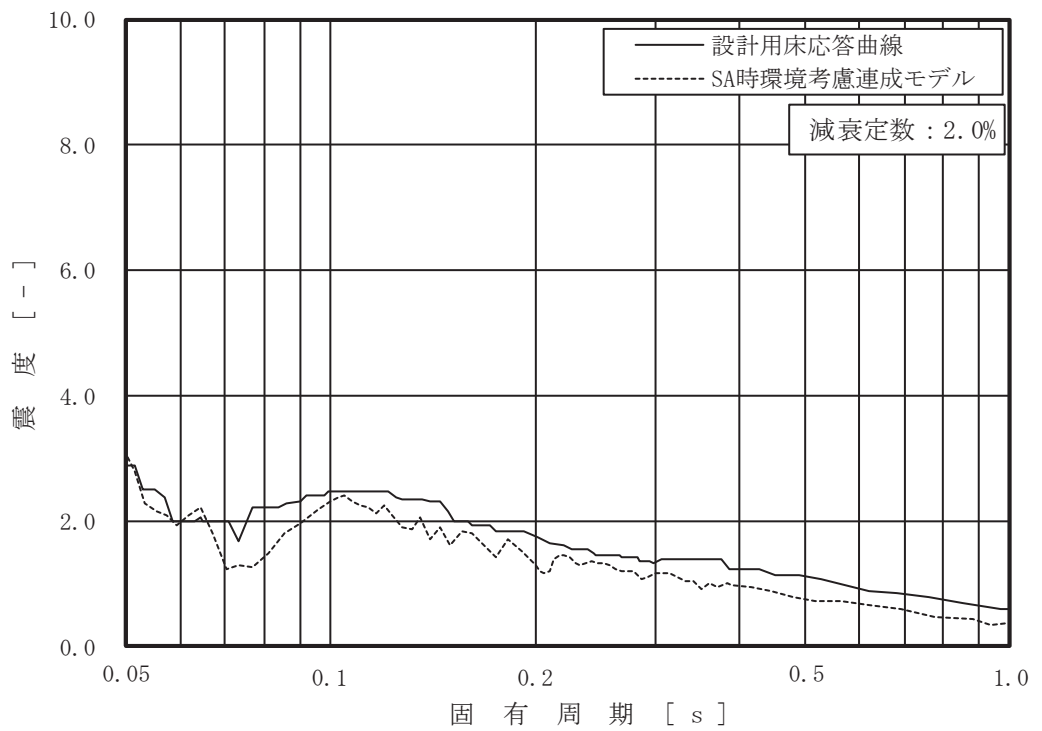
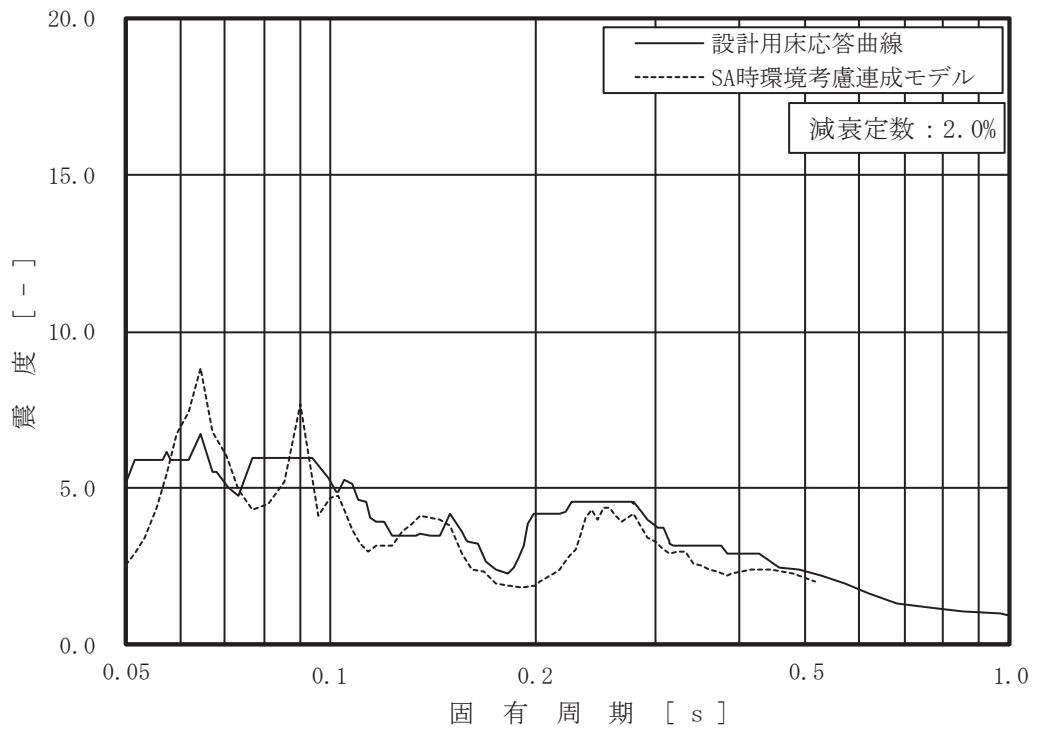


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (7/15)

(原子炉本体の基礎, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

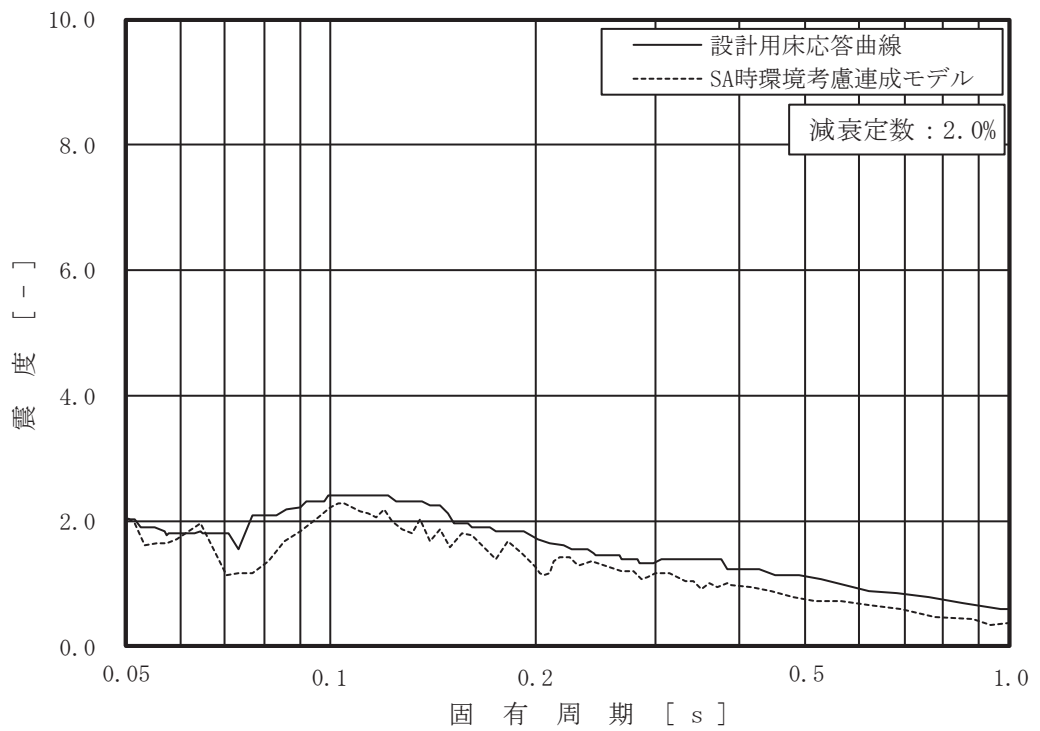
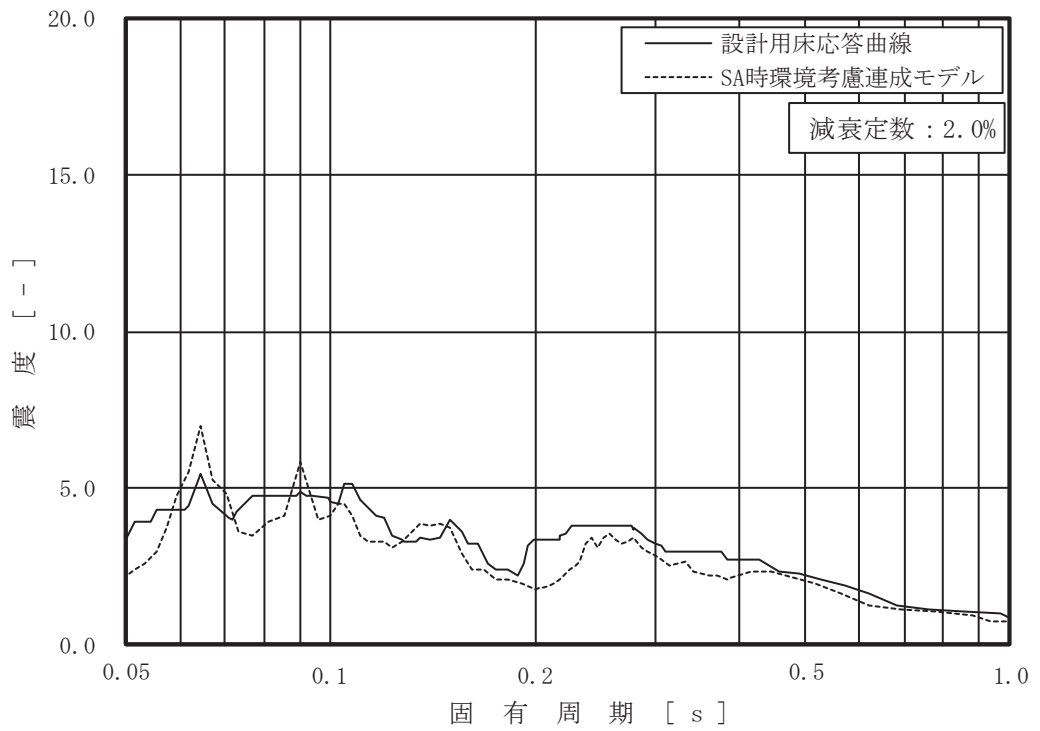


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (8/15)

(原子炉本体の基礎, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上 : 水平 (NS/EW 包絡), 下 : 鉛直)

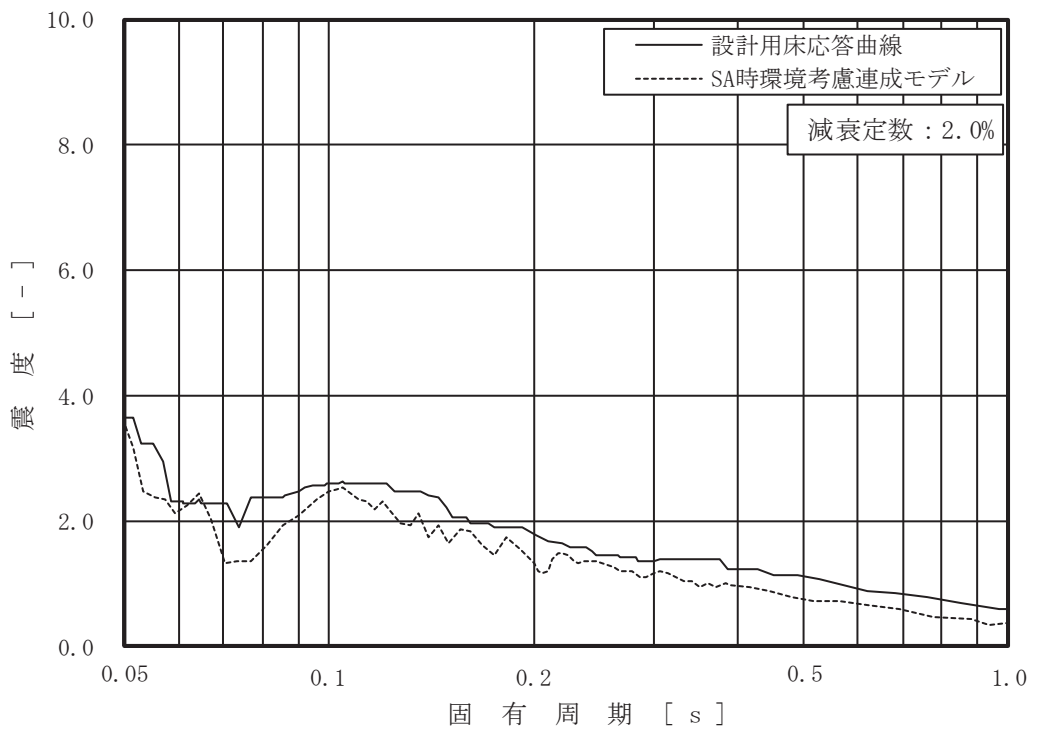
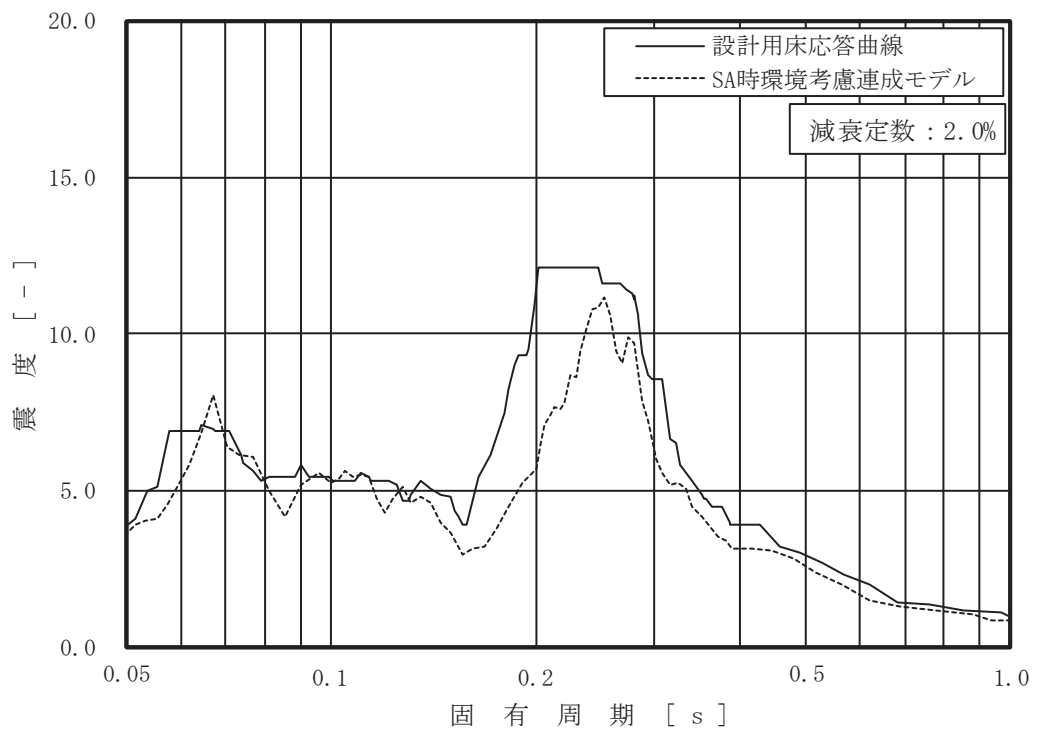


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (9/15)

(原子炉格納容器, O.P. m, 減衰 2.0%, 上 : 水平 (NS/EW 包絡), 下 : 鉛直)

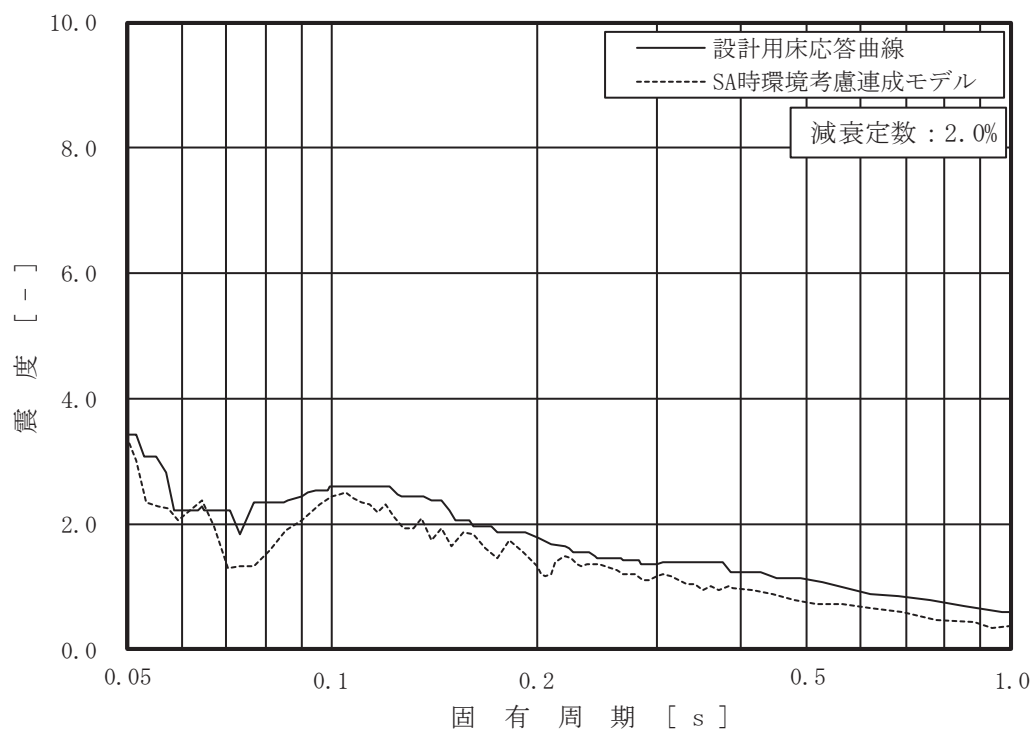
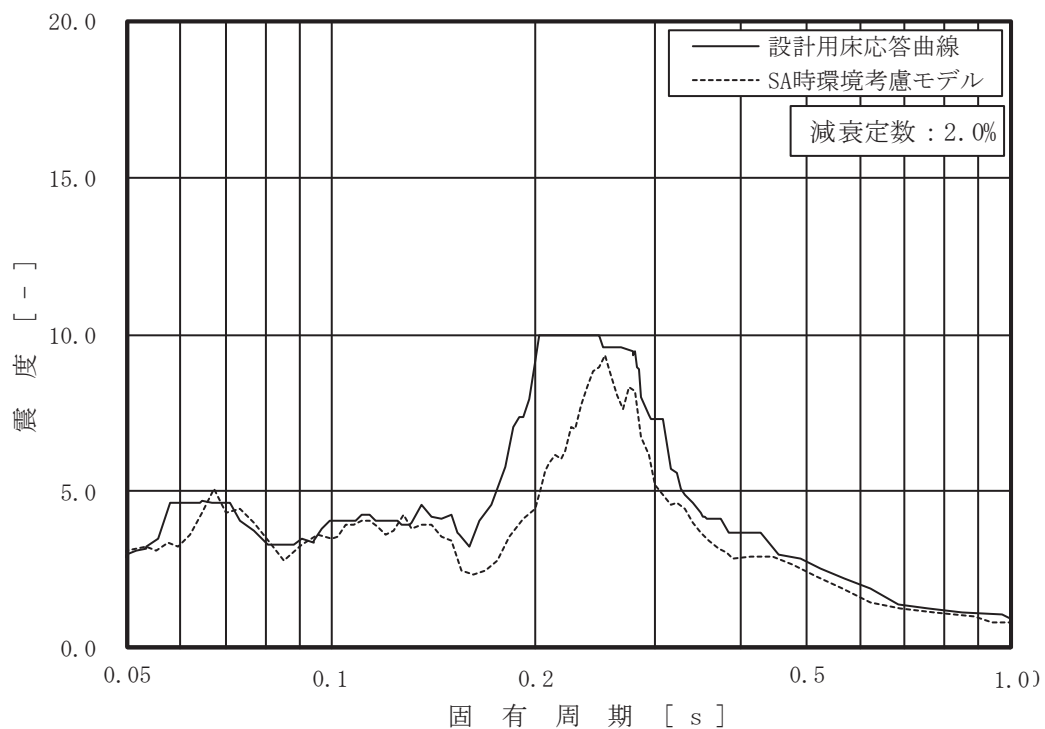


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (10/15)

(原子炉格納容器, O.P. m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

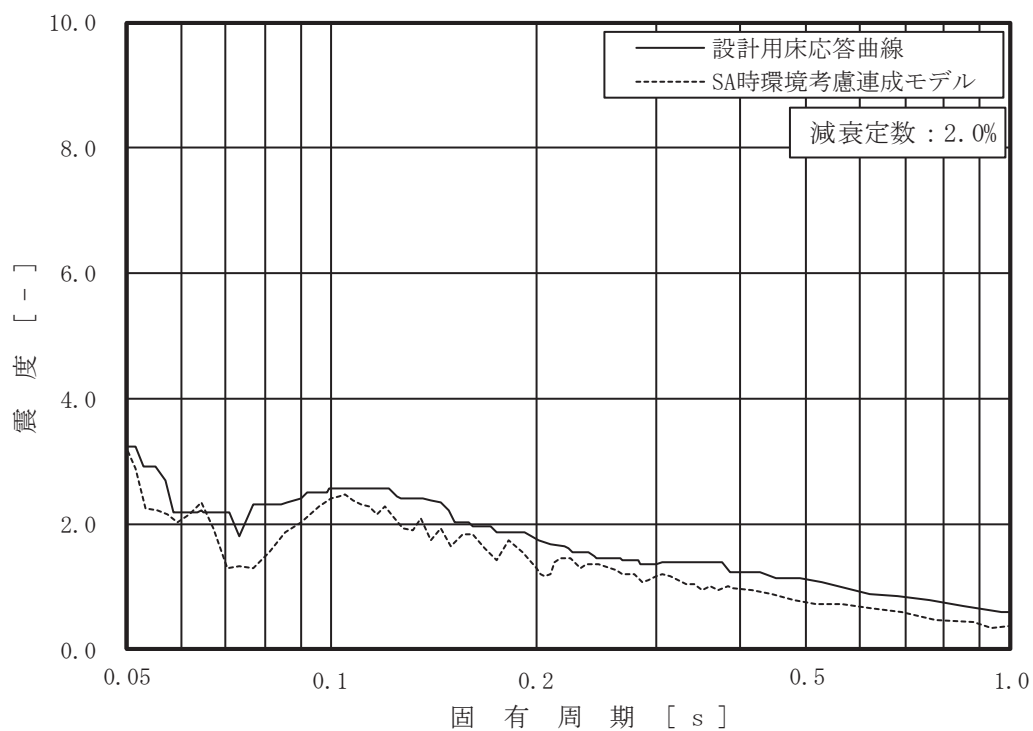
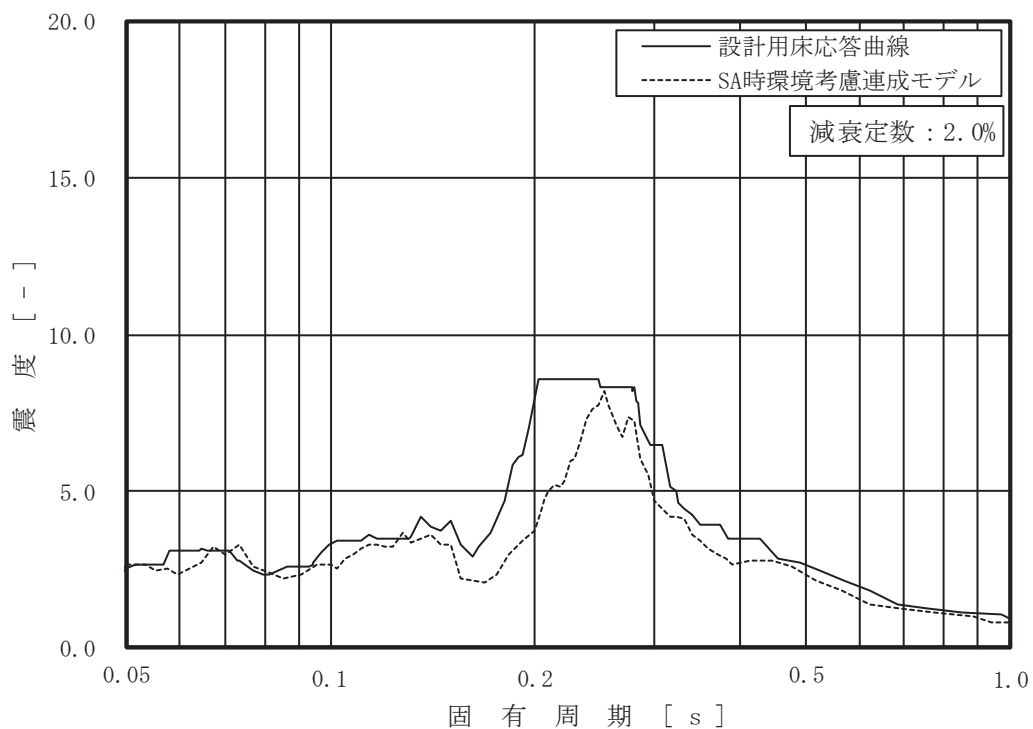


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (11/15)

(原子炉格納容器, O.P. m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

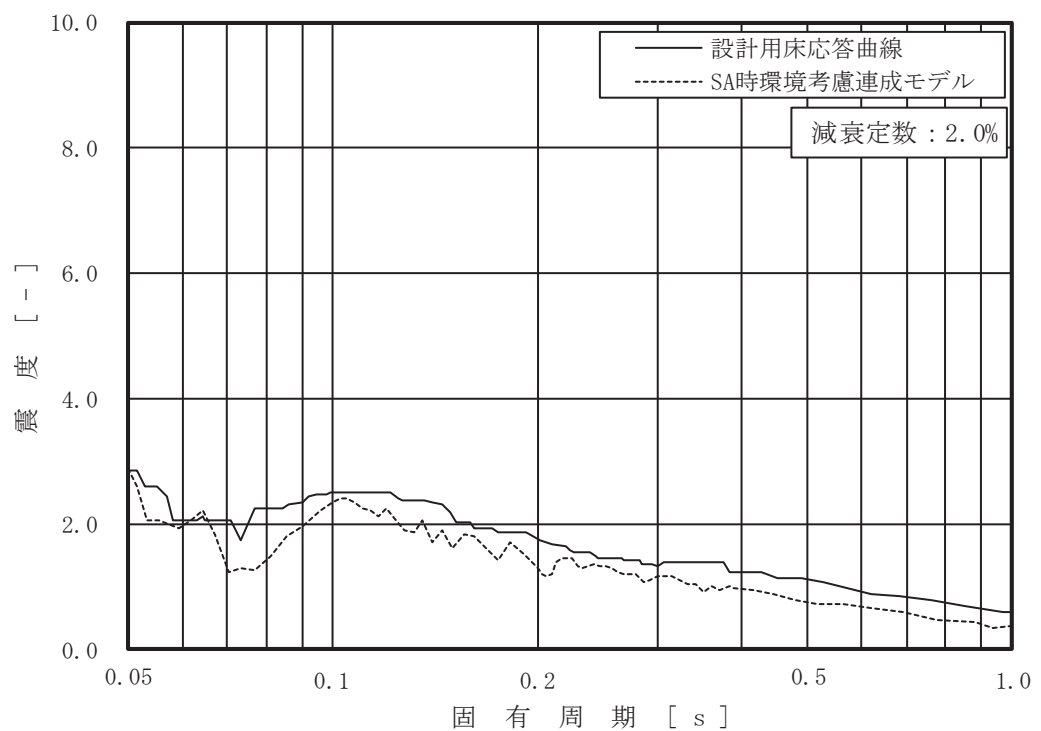
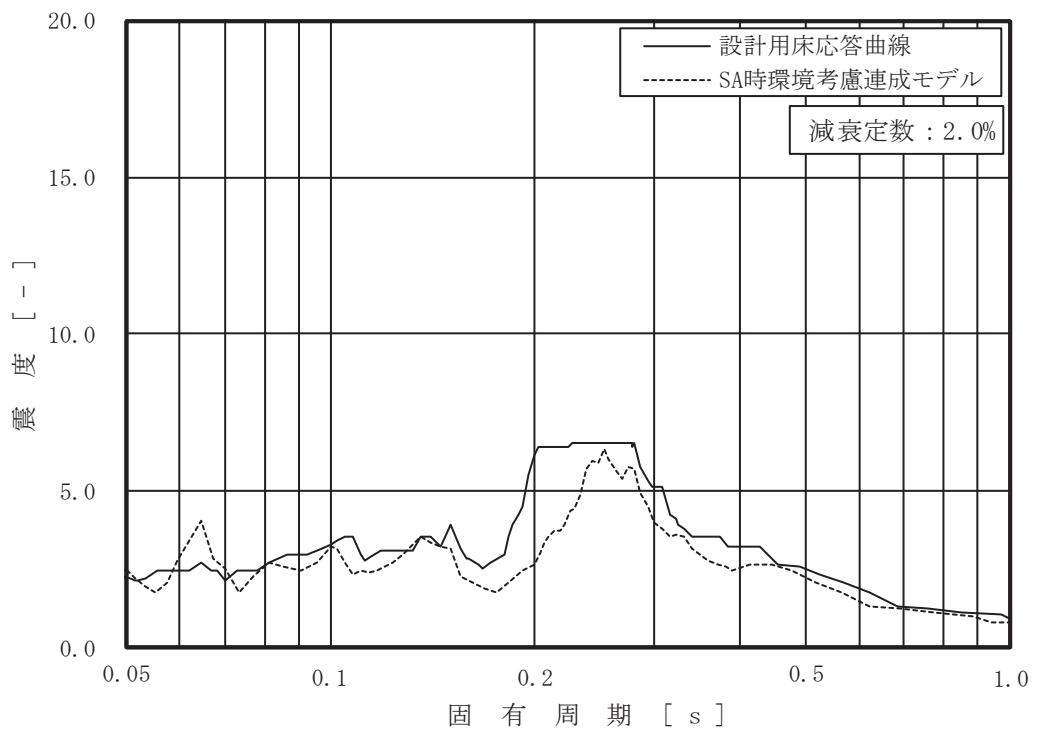


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (12/15)

(原子炉格納容器, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上: 水平 (NS/EW 包絡), 下: 鉛直)

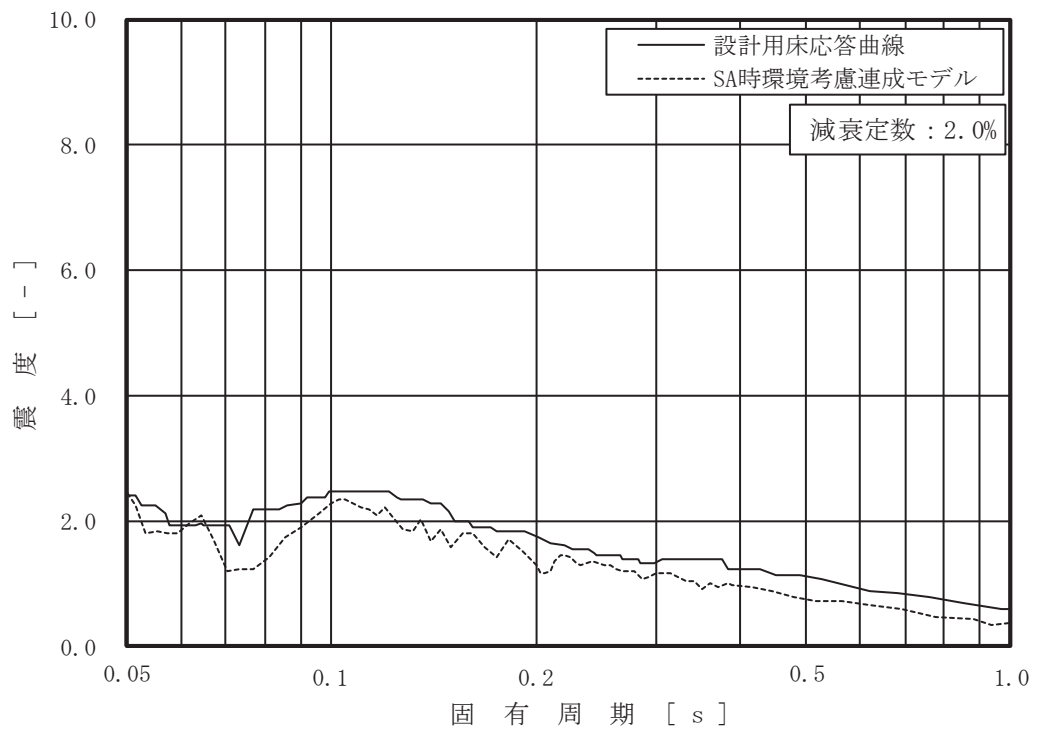
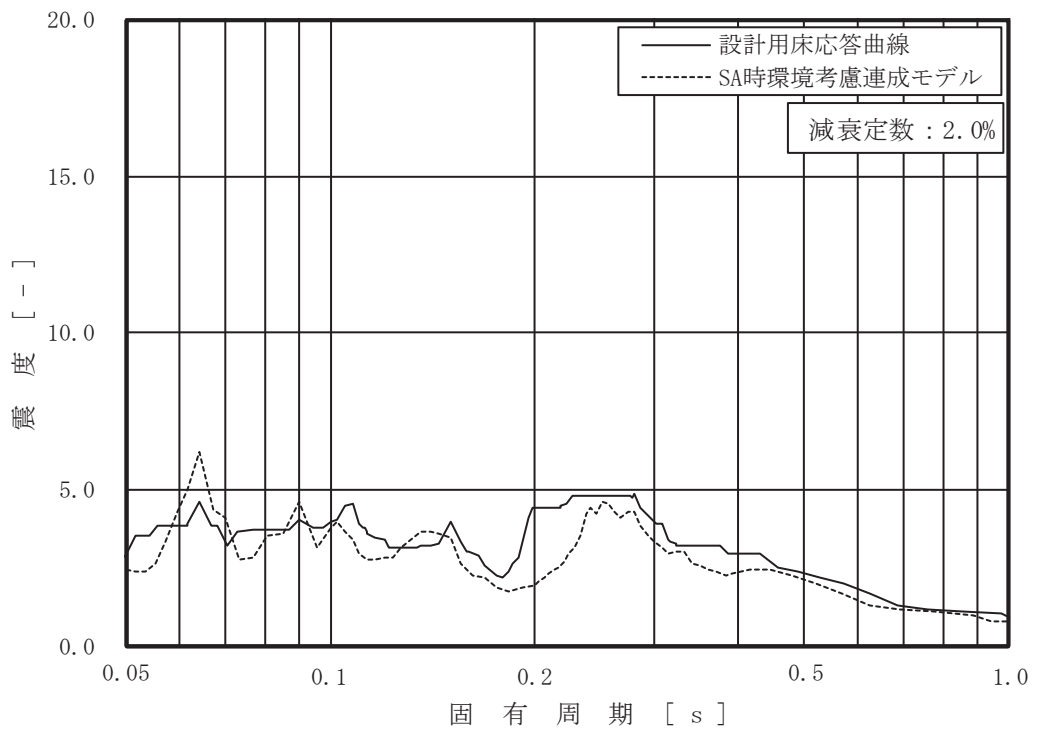


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (13/15)

(原子炉格納容器, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上 : 水平 (NS/EW 包絡), 下 : 鉛直)

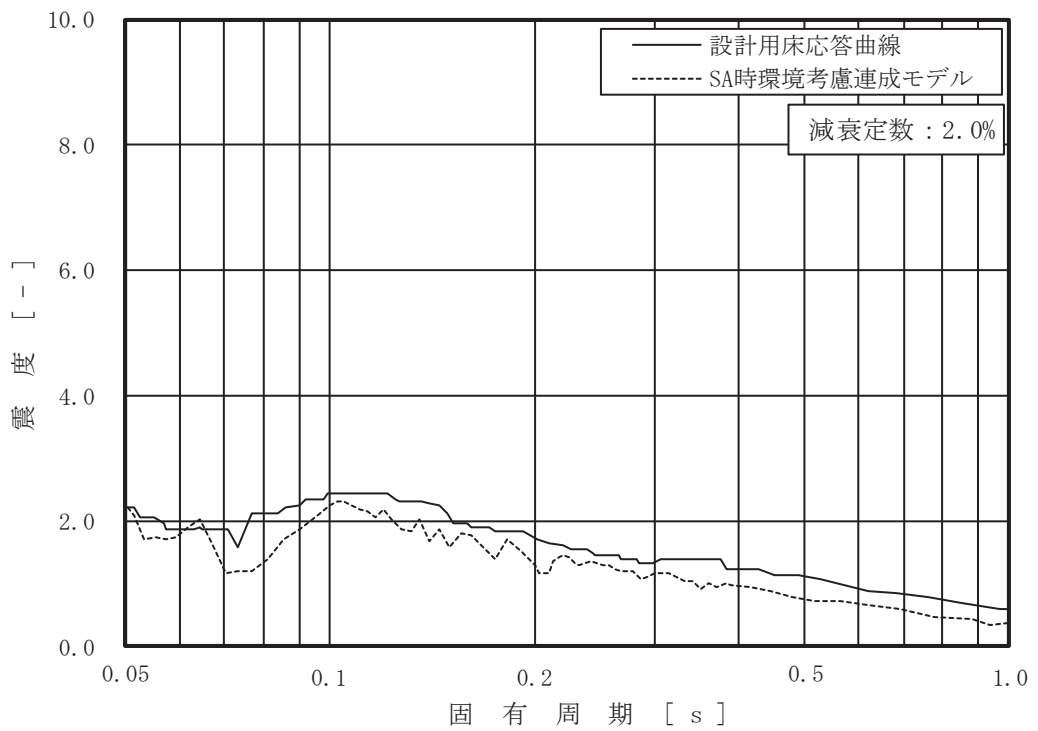
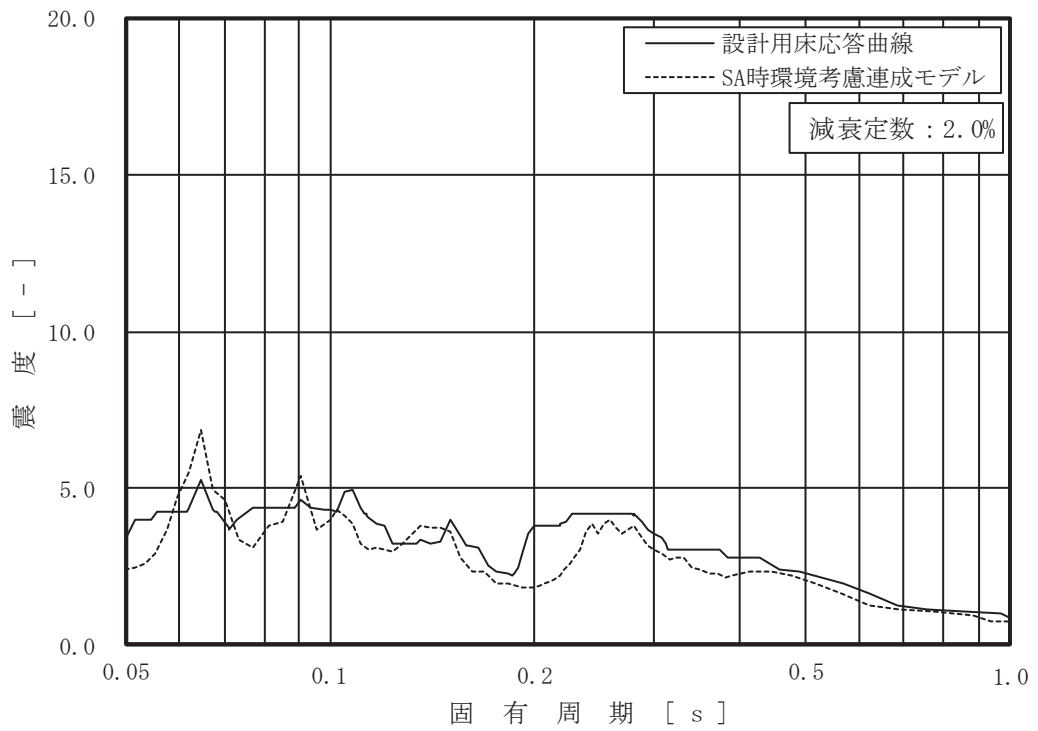


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (14/15)

(原子炉格納容器, 0.P. m, 減衰 2.0%, 上 : 水平 (NS/EW 包絡), 下 : 鉛直)

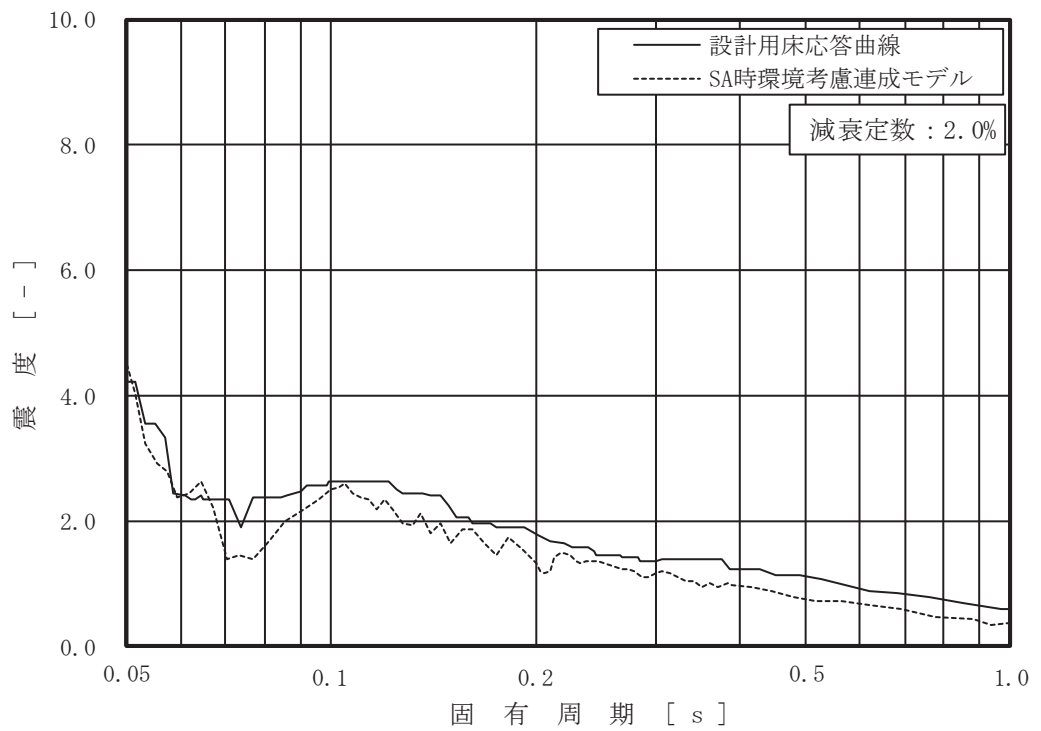
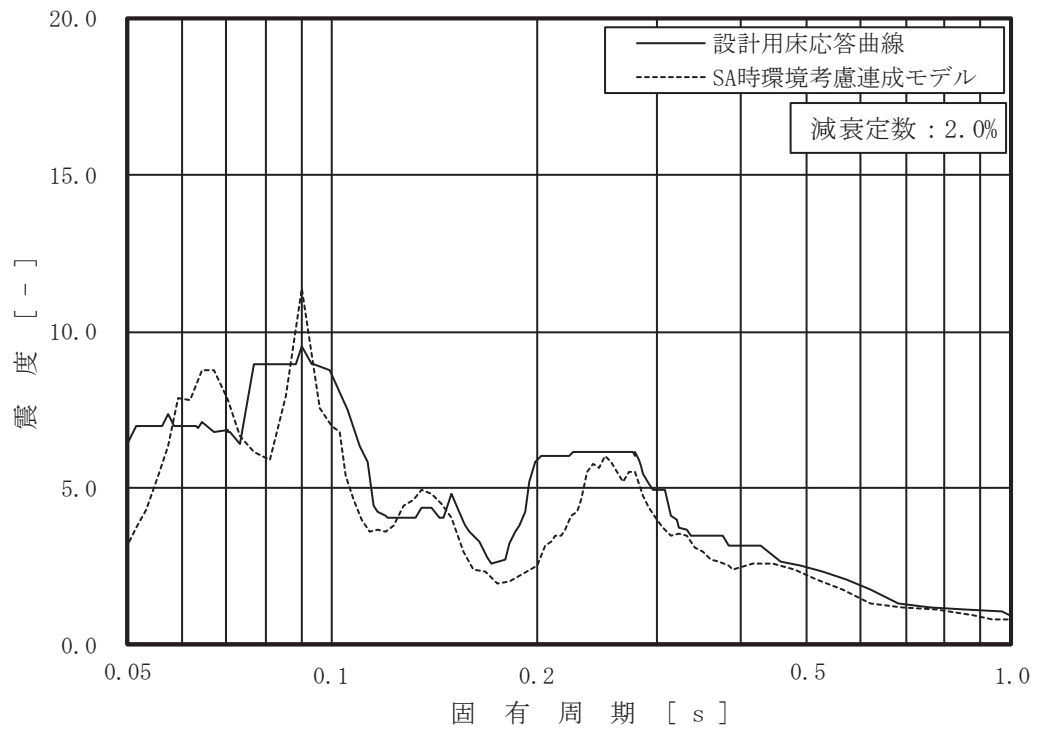


図 4-8 床応答スペクトルの比較 (15/15)

(原子炉压力容器, O.P. m, 減衰 2.0%, 上 : 水平 (NS/EW 包絡), 下 : 鉛直)

(2) 影響確認結果

「4.2.1 検討方針」に示す影響確認フローに従った検討で詳細評価が必要となった機器・配管系の簡易評価結果を表 4-10 に、詳細評価結果を表 4-11 に示す。なお、配管の詳細評価は、評価に用いる各標高（質点）で応力評価結果の裕度が最小となる配管及び疲労累積係数が最大となる配管を代表としている。

簡易評価結果から抽出した 8 設備に対して、影響確認用耐震条件による耐震計算を行い、算出応力が許容応力以下となることを確認した。

表 4-10 「SA 時環境考慮連成モデル」による応答の影響確認結果（簡易評価）

対象設備	評価部位	応力分類	今回工認の耐震評価			SA 時環境考慮連成モデル	確認結果
			計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	応答比率	
原子炉格納容器 シヤラグ	原子炉格納容器シヤラグ取付部	一次＋二次応力	416	393	0.94	1.06	×
		疲労	0.467	1	-		
ドライウエル ベント開口部	ドライウエルベント開口部	一次＋二次応力	460	501	1.08	1.33	×
ダウンカマ	エンドプレート（上側）	一次応力	247	264	1.07	1.33	×
	ベントヘッド（一般部以外）	一次＋二次応力	592	473	0.79	1.33	×
		疲労	0.547	1	-	1.33	×
ベント管	ベント管（一般部以外）	一次＋二次応力	418	393	0.94	1.33	×
		疲労	0.489	1	-		
SA クラス 2 配管 （主蒸気系 (MS-004)）	配管本体	一次＋二次応力	468	386	0.82	1.08	×
		疲労	0.8529	1	-		
SA クラス 2 配管 （ほう酸水注入系 (SLC-003)）	配管本体	一次＋二次応力	211	206	0.97	1.28	×
		疲労	0.0001	1	-		
SA クラス 2 配管 （ほう酸水注入系 (SLC-004)）	配管本体	一次＋二次応力	175	206	1.17	1.32	×
SA クラス 2 配管 （制御棒駆動水圧系 (CRD-005-1)）	配管本体	一次＋二次応力	292	318	1.08	1.28	×
		疲労	0.2729	1	-		

表 4-11 「SA 時環境考慮連成モデル」による応答の影響確認結果（詳細評価）

対象設備	評価部位	応力分類	最大応答 加速度	影響確認用耐震条件を用いた耐震計算 床応答曲線	許容応力 (MPa)		確認結果
					算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	
原子炉格納容器 シヤラダ	原子炉格納容器シ ヤラダ取付部	一次＋二次応力 疲労	水平：－*1 鉛直：0.93	－	400	393	○
					0.396	1	
ドライウエル ベント開口部*1	ドライウエルベ ント開口部	一次＋二次応力	水平：－ 鉛直：0.93	(1%減衰) 原子炉格納容器 0.P. 2.6 m*2	437	501	○
					216	264	
ダウンカマ	エンドプレート (上側)	一次応力	－	(1%減衰) 原子炉格納容器 0.P. 2.6 m*2	516	473	○
					0.2707	1	
ベント管	ベント管 (一般部以外)	一次＋二次応力	－	(1%減衰) 原子炉格納容器 0.P. 2.6 m*2	365	393	○
SA クラス 2 配管 (主蒸気系 (MS-004))	配管本体	一次＋二次応力	水平：1.96 鉛直：1.60	(2%減衰) 原子炉シヤへい壁 0.P. 13.4 m	352	386	○
					185	206	
SA クラス 2 配管 (ほう酸水注入系 (SLC-003))	配管本体	一次＋二次応力	水平：2.11 鉛直：1.60	(2%減衰) 原子炉建屋 0.P. 22.5, 15.0 m 原子炉本体の基礎 0.P. 7.04 m 原子炉シヤへい壁 0.P. 13.4, 10.6 m 原子炉格納容器 0.P. 17.15, 14.295 m	365	393	○
					177	206	
SA クラス 2 配管 (ほう酸水注入系 (SLC-004))	配管本体	一次＋二次応力	水平：1.89 鉛直：1.34	(2%減衰) 原子炉圧力容器 0.P. 9.334 m 原子炉本体の基礎 0.P. 7.04, 6.24, 4.95 m 原子炉シヤへい壁 0.P. 10.6 m	365	393	○
					256	318	
SA クラス 2 配管 (制御棒駆動水圧系 (CRD-005-1))	配管本体	一次＋二次応力	水平：2.05 鉛直：1.34	(2%減衰) 原子炉建屋 0.P. 15.0, 6.0 m 原子炉格納容器 0.P. 14.295, 9.448 m	365	393	○

注記*1：原子炉格納容器のせん断力及び曲げモーメントを考慮。

*2：ベント系設備の反力を考慮しているため、ベント系設備の評価に用いる床応答曲線を記載。

5. まとめ

重大事故等時における熱の影響を考慮し、「SA 時環境考慮モデル」を用いて、基準地振動 $S_s - D 2$ 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、「SA 時環境考慮モデル」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振動 $S_s - D 1 \sim S_s - N 1$ に対する包絡値)に、基準地振動 $S_s - D 2$ に対する「SA 時環境考慮モデル」と「工認モデル」の応答比(「SA 時環境考慮モデル」/「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「SA 時環境考慮モデル」でほぼ同程度に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

原子炉建屋に設置した機器・配管系への重大事故等時の高温による影響評価について、簡易評価の結果から抽出した6設備に対して、影響確認用耐震条件による耐震計算を行い、算出応力が許容応力以下となることを確認した。

また、大型機器系の地震応答解析モデルの応答を用いる機器・配管系への重大事故等時の高温による影響評価について、簡易評価の結果から抽出した8設備に対して、影響確認用耐震条件による耐震計算を行い、算出応力が許容応力以下となることを確認した。

別紙 5 - 1 重大事故等時の環境を考慮した大型機器系の
地震応答解析モデルの設定

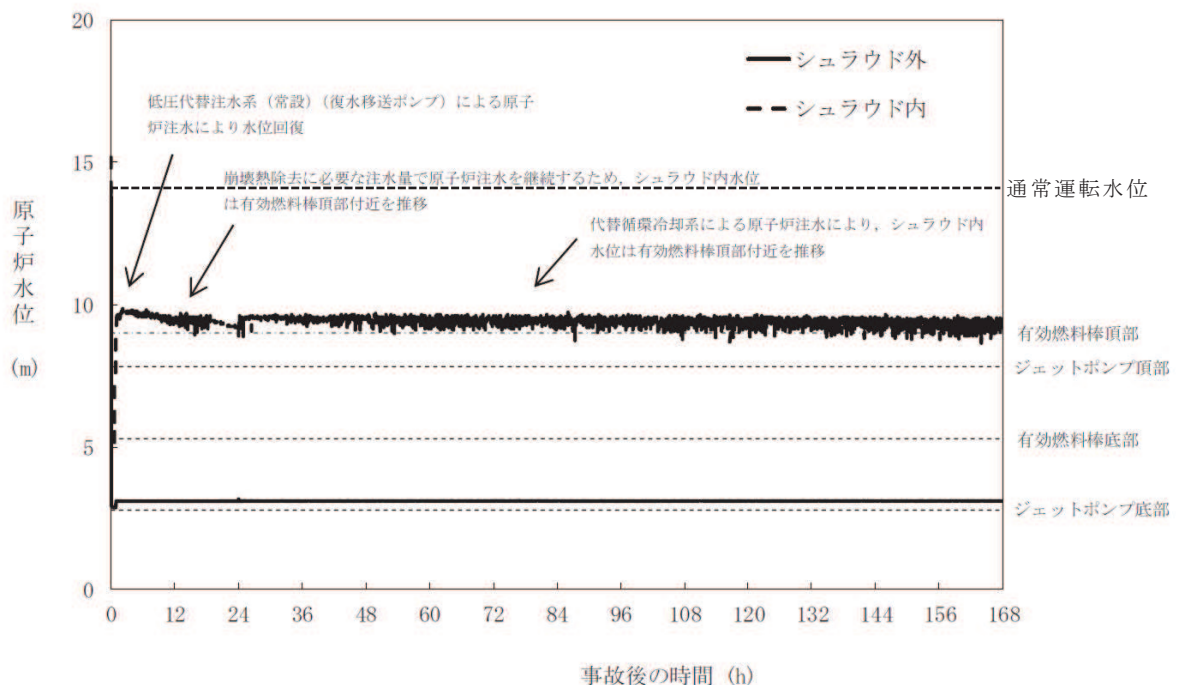
目 次

- (1) 原子炉压力容器の諸元設定の考え方
- (2) 原子炉本体の基礎のスケルトン曲線の設定
- (3) 原子炉しゃへい壁と原子炉本体の基礎の剛性の設定

(1) 原子炉压力容器の条件設定の考え方

重大事故等時の原子炉压力容器の条件設定においては、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「大型機器系の地震応答解析モデル」と同じ条件を適用する。

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）」の原子炉水位の水位を図 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、重大事故等時の原子炉压力容器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。

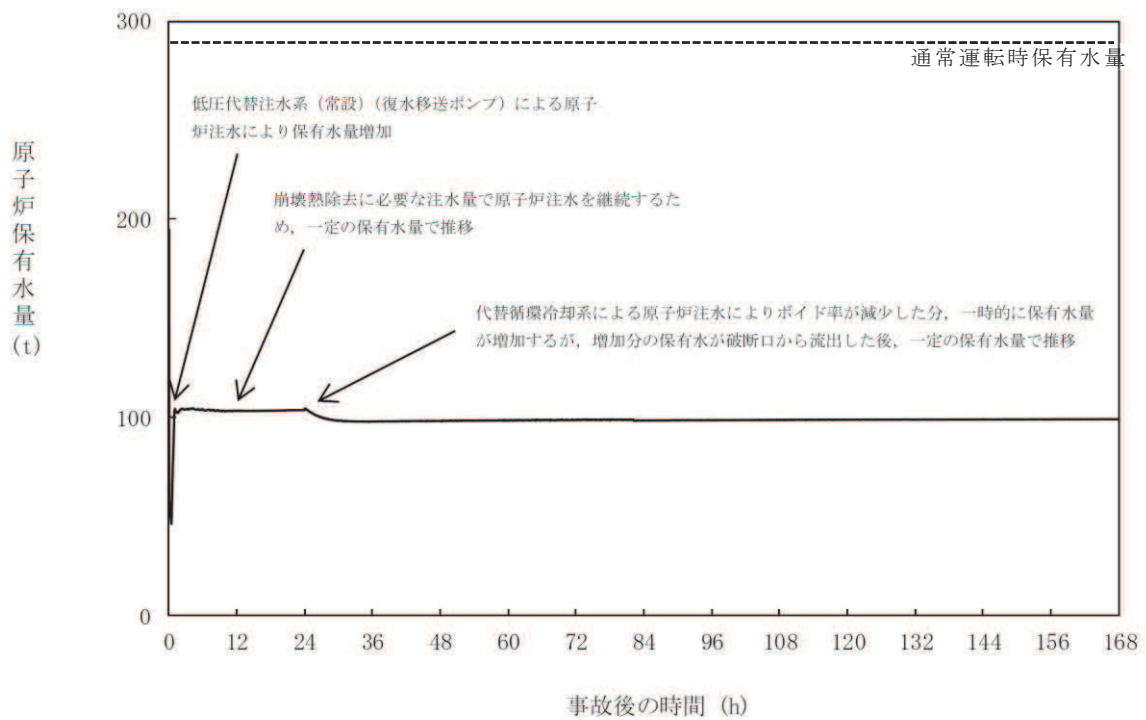


第 3. 1. 2. 5 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

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. 5 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）」の原子炉压力容器内の保有水量は，図 1-2 の通り，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。



第 3. 1. 2. 7 図 原子炉压力容器内保有水量の推移

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）」における原子炉压力容器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. 7 図に加筆

(2) 原子炉本体の基礎のスケルトン曲線の設定

(a) 原子炉本体の基礎のスケルトン曲線の設定方法

原子炉本体の基礎のスケルトン曲線は、補足説明資料「補足 600-8-3 建屋-機器連成解析モデルにおける原子炉本体の基礎の非線形復元力特性等の設定に関する補足説明資料」の「4. RPV ベDESTALのスケルトンカーブの設定方法」と同じ評価式と重大事故等時の熱による剛性低下を考慮したコンクリートの物性値を用いて評価を行い、設定する。剛性低下を考慮したコンクリートの物性値を表 2-1 に、重大事故等時の熱による剛性低下を考慮したスケルトンカーブの設定方法(イメージ)を図 2-1 に示す。剛性低下を考慮したコンクリートの物性値以外のスケルトン曲線の評価に必要な値は、今回工認と同じ値としている。

また、評価に用いるスケルトン曲線は、今回工認に用いたスケルトン曲線の設定と同様に、曲線近似のスケルトンカーブを包絡するように設定した折れ線のスケルトンカーブ(曲線包絡スケルトンカーブ)を設定する。

表 2-1 剛性低下を考慮したコンクリートの物性値

スケルトンカーブ	圧縮強度 σ_B (N/mm ²)	縦弾性係数 E_c (N/mm ²)	せん断弾性係数 G_c (N/mm ²)
今回工認	32.3	2.65×10^4	1.14×10^4
重大事故等時の熱による剛性低下を考慮	32.3	1.80×10^4	7.71×10^3

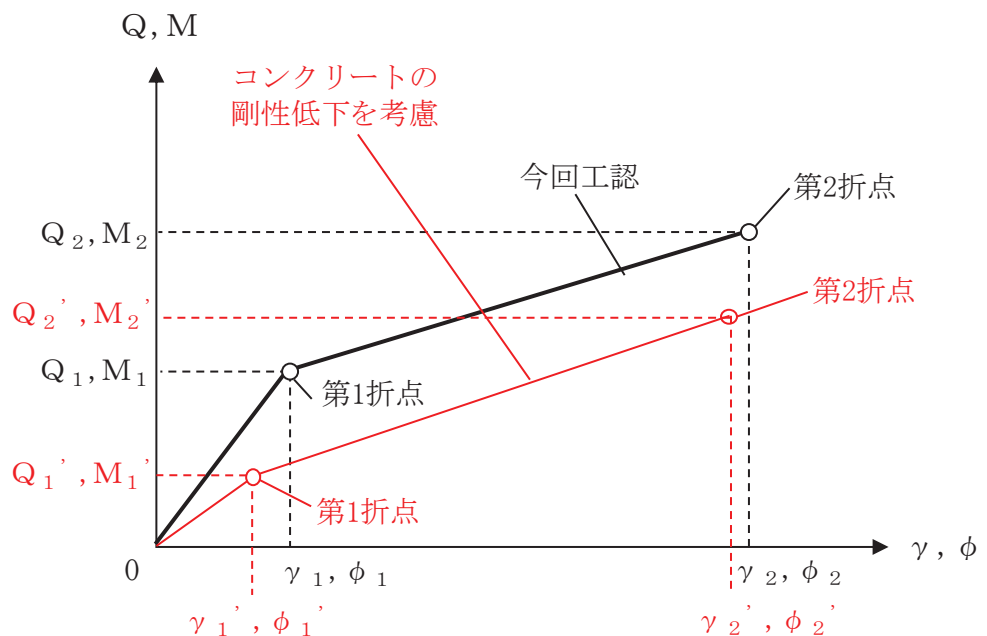


図 2-1 重大事故等時の熱による剛性低下を考慮したスケルトンカーブの設定方法(イメージ)

(b) 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 2-2 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 2-2 に示す。

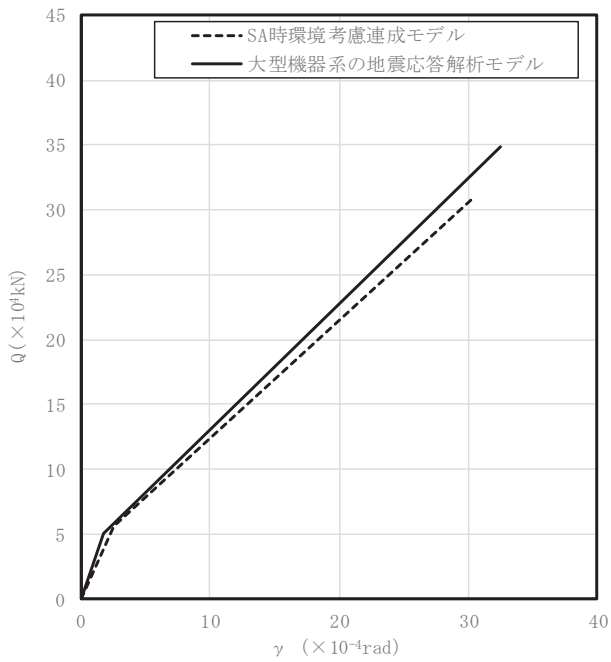
表 2-2(1/2) せん断力のスケルトン曲線 (NS 方向)

質点番号	要素番号	Q_1 ($\times 10^4 \text{kN}$)	γ_1 ($\times 10^{-4} \text{rad}$)	Q_2 ($\times 10^4 \text{kN}$)	γ_2 ($\times 10^{-4} \text{rad}$)
7	6	5.604	2.586	30.74	30.25
6					
5	5	3.167	2.698	21.48	26.82
	4	5.896	2.632	26.27	30.69
4	3	5.983	2.671	26.27	30.69
3					

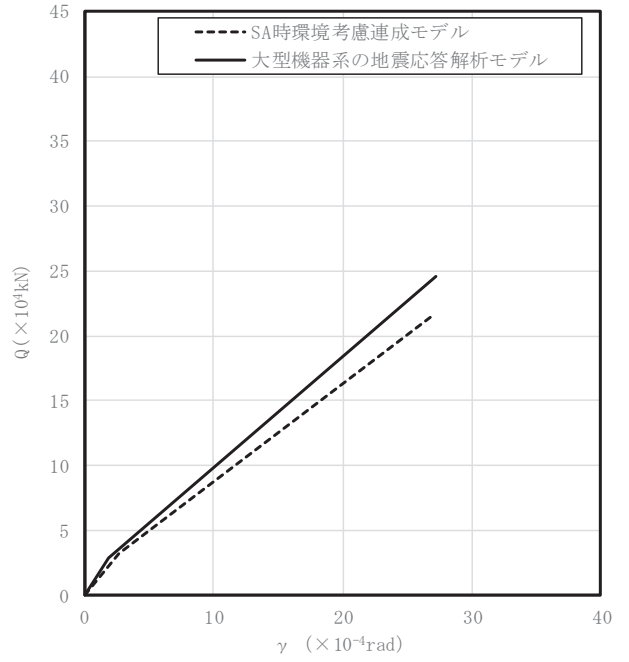
表 2-2(2/2) せん断力のスケルトン曲線 (EW 方向)

質点番号	要素番号	Q_1 ($\times 10^4 \text{kN}$)	γ_1 ($\times 10^{-4} \text{rad}$)	Q_2 ($\times 10^4 \text{kN}$)	γ_2 ($\times 10^{-4} \text{rad}$)
7	6	5.604	2.586	30.74	30.25
6					
5	5	5.965	2.698	34.20	29.50
	4	5.896	2.632	26.27	30.69
4	3	5.547	2.671	24.59	30.68
3					

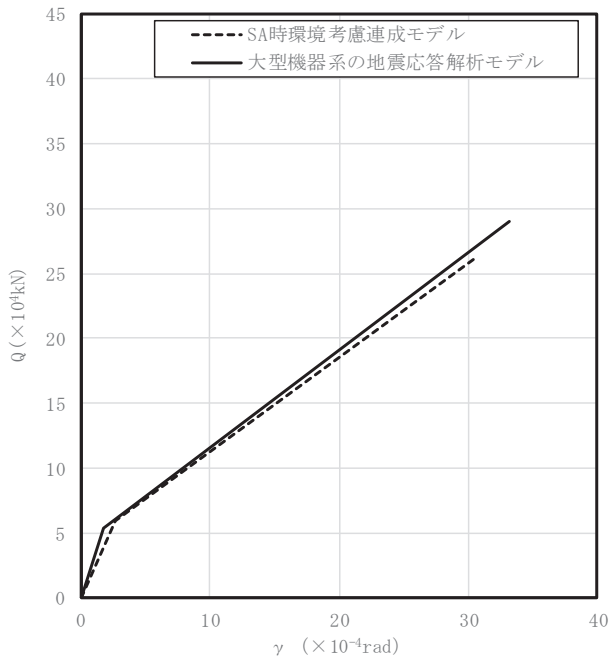
6



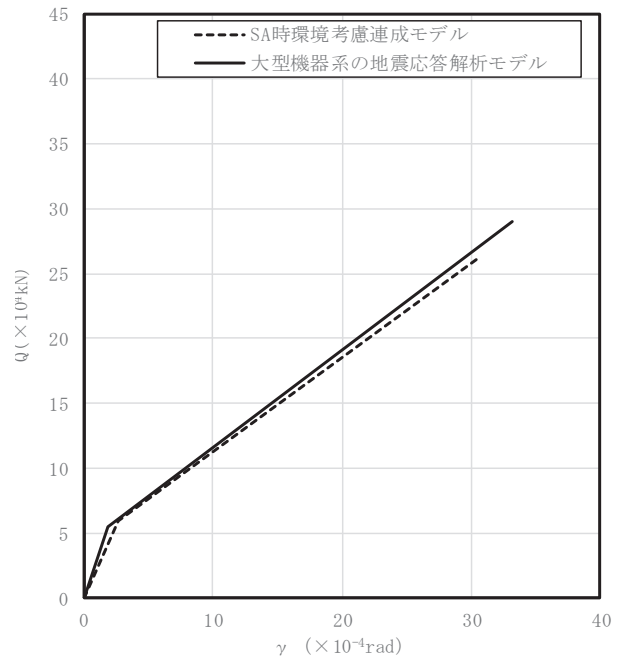
5



4



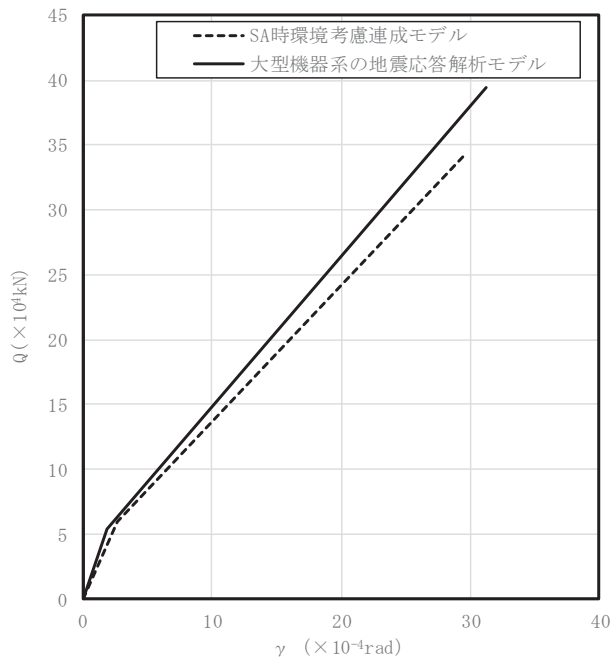
3



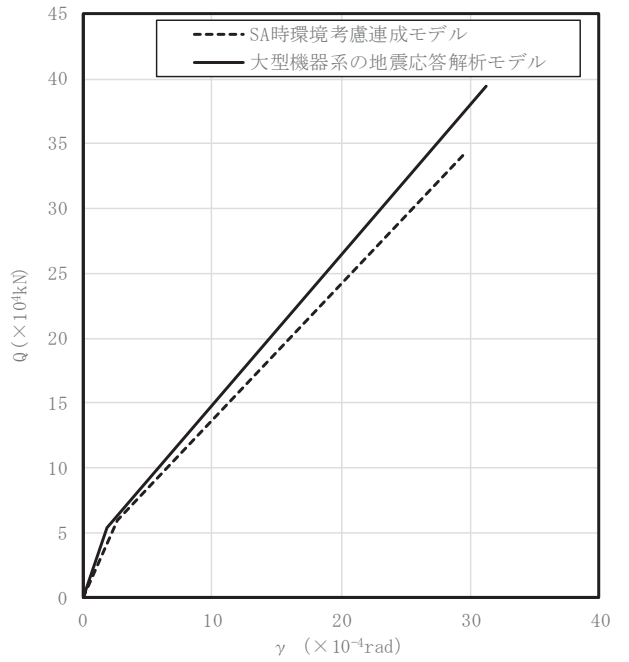
注記* : 各図上に記載の要素番号は表 2-2 に対応

図 2-2 (1/2) せん断力のスケルトン曲線 (NS 方向)

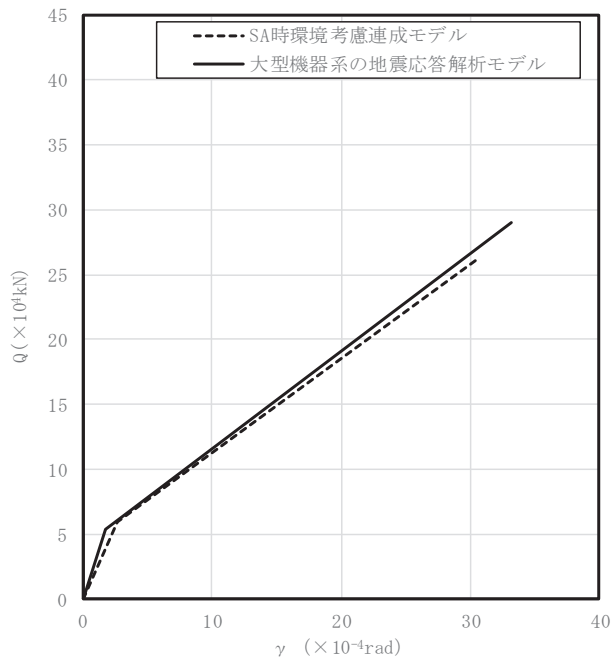
6



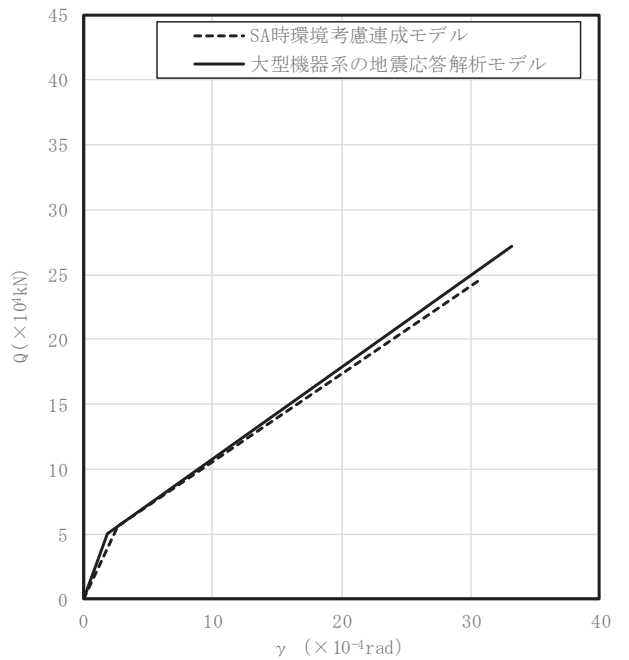
5



4



3



注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-1 に対応

図 2-2 (2/2) せん断力のスケルトン曲線 (EW 方向)

(c) 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 2-3 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 2-3 に示す。

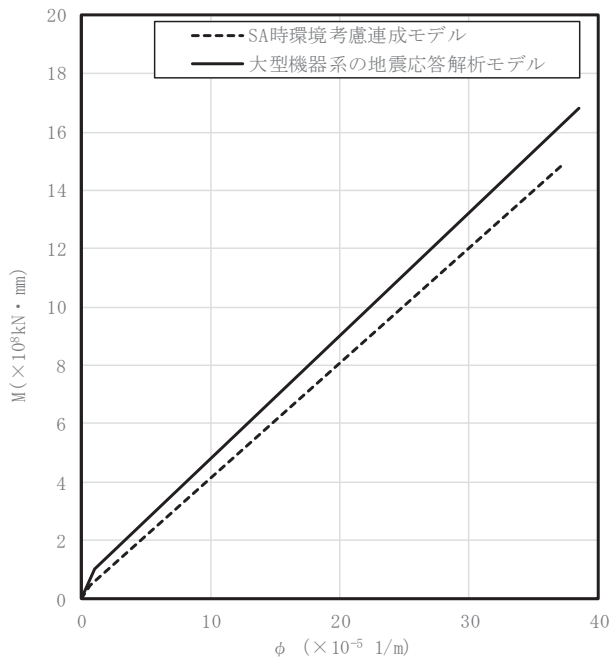
表 2-3(1/2) 曲げモーメントのスケルトン曲線 (NS 方向)

質点番号	要素番号	M_1 ($\times 10^8$ kN \cdot mm)	ϕ_1 ($\times 10^{-5}$ 1/m)	M_2 ($\times 10^8$ kN \cdot mm)	ϕ_2 ($\times 10^{-5}$ 1/m)
7	6	0.4716	0.6093	14.84	37.12
6					
5	5	0.6369	0.8536	14.13	37.1
	4	1.795	2.298	14.67	37.02
4	3	1.780	2.383	14.11	37.15
3					

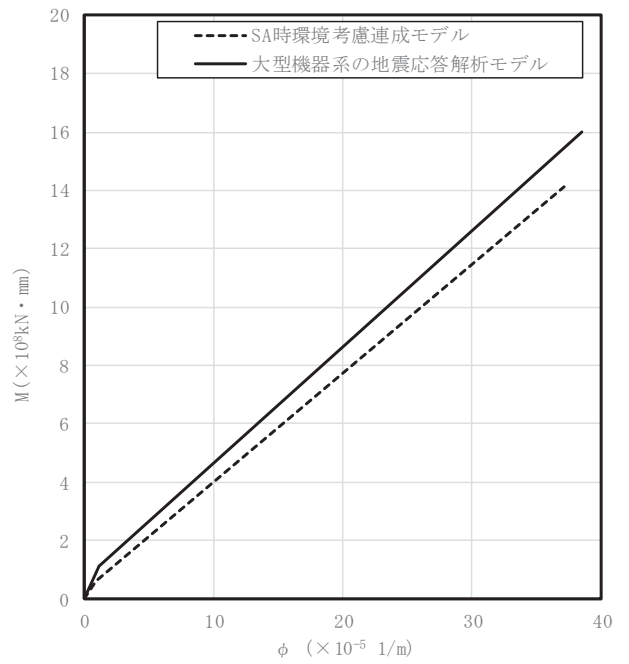
表 2-3(2/2) 曲げモーメントのスケルトン曲線 (EW 方向)

質点番号	要素番号	M_1 ($\times 10^8$ kN \cdot mm)	ϕ_1 ($\times 10^{-5}$ 1/m)	M_2 ($\times 10^8$ kN \cdot mm)	ϕ_2 ($\times 10^{-5}$ 1/m)
7	6	0.4716	0.6093	14.84	37.12
6					
5	5	0.4127	0.8536	9.366	37.60
	4	1.795	2.298	14.67	37.02
4	3	1.814	2.384	14.36	37.14
3					

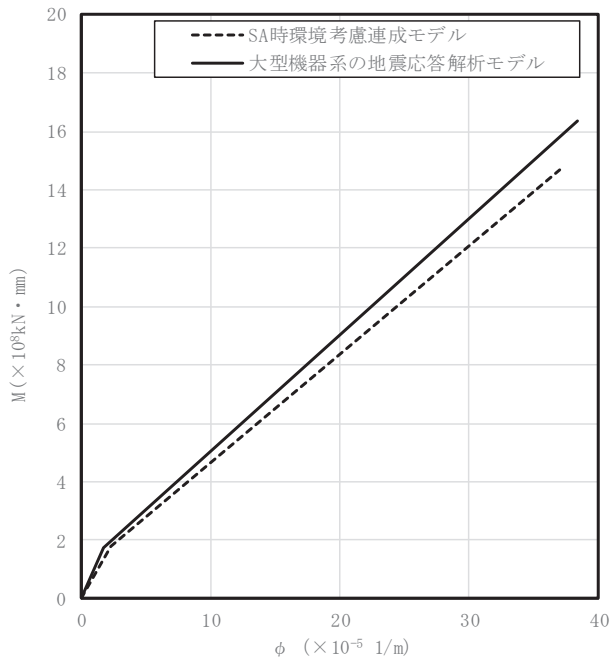
6



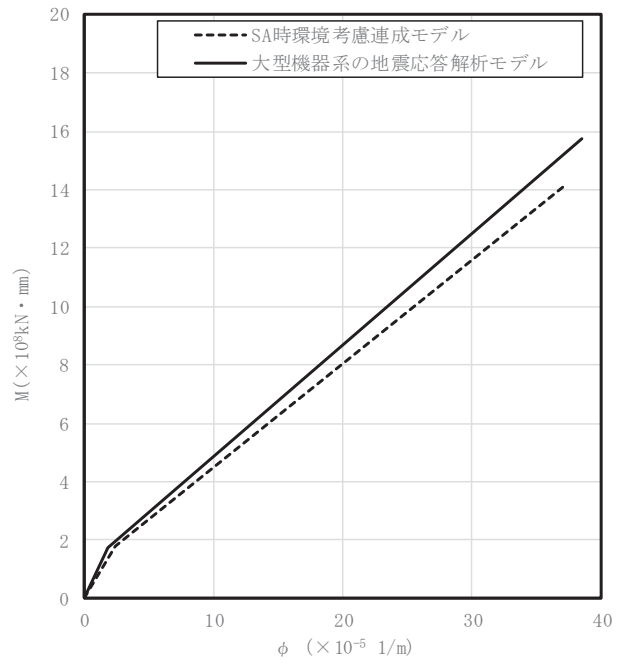
5



4



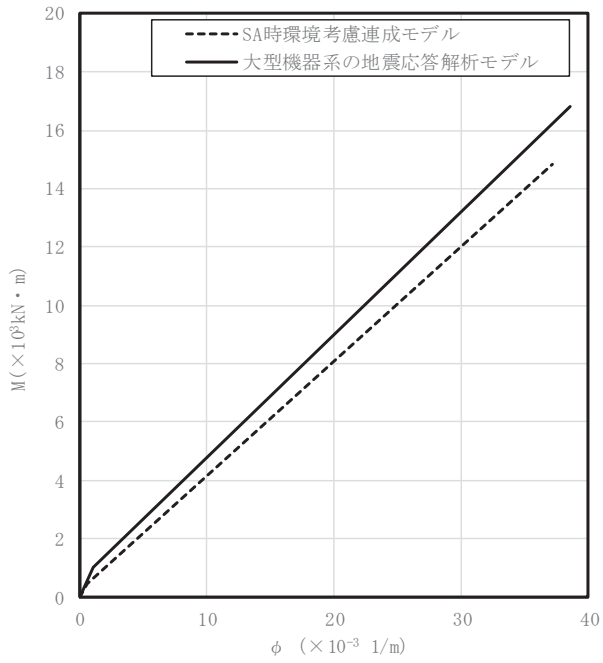
3



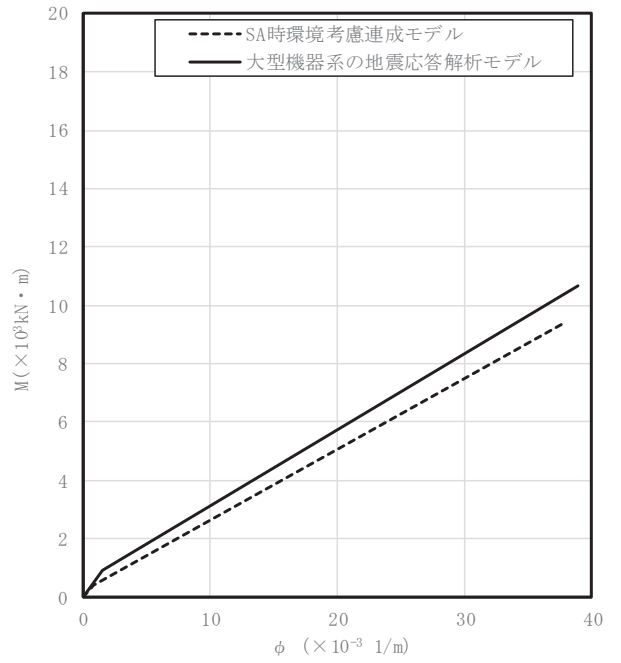
注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-2 に対応

図 2-3(1/2) 曲げモーメントのスケルトン曲線 (NS 方向)

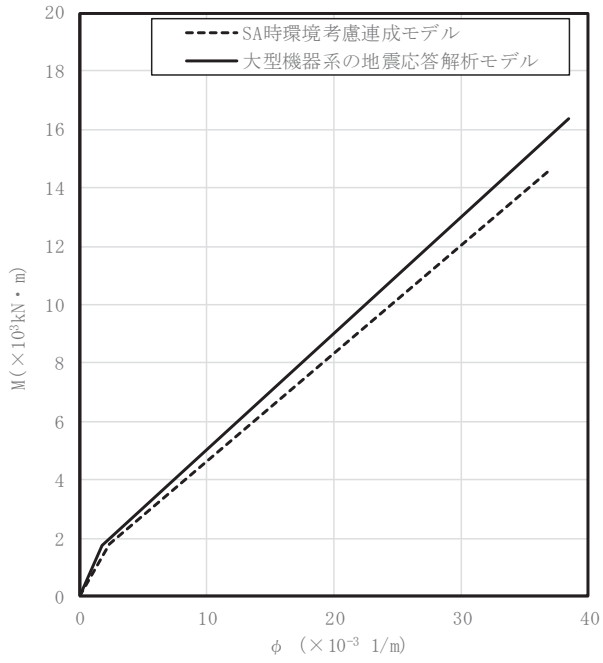
6



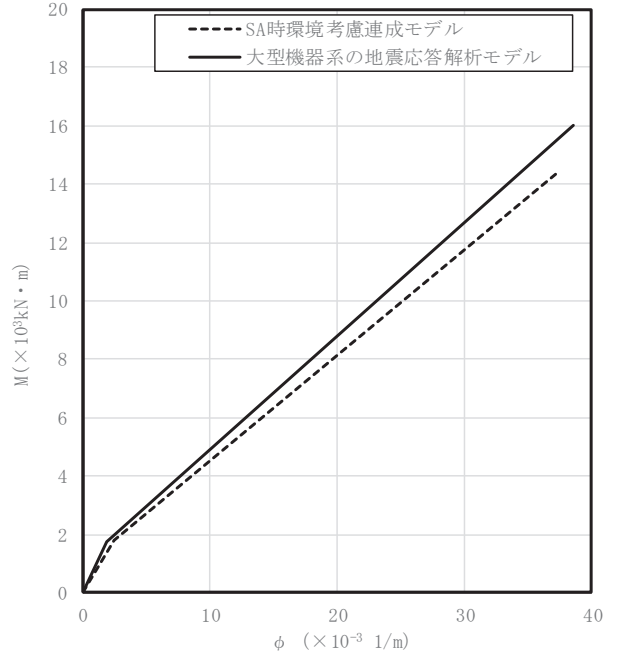
5



4



3



注記* : 各図上に記載の要素番号は表 3-2 に対応

図 2-3(2/2) 曲げモーメントのスケルトン曲線 (EW 方向)

(3) 原子炉しゃへい壁と原子炉本体の基礎の剛性の設定

建設時及び今回工認の大型機器系の地震応答解析モデルにおける原子炉しゃへい壁と原子炉本体の基礎における剛性の扱いを表 3-1 に、原子炉しゃへい壁と原子炉本体の基礎の構造図を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

原子炉しゃへい壁は、原子炉压力容器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、原子炉压力容器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。地震応答解析における原子炉しゃへい壁の剛性は、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ないこととして、鋼板を考慮している。

原子炉本体の基礎は、耐震重要度分類 S クラスである原子炉压力容器の間接支持構造物であり、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。地震応答解析における原子炉本体の基礎の剛性は、鋼板とコンクリートをともに考慮している。

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、建設時及び今回工認と同様に、原子炉しゃへい壁は鋼板の剛性のみを考慮し、原子炉本体の基礎はコンクリートと鋼板の剛性を考慮している。

表 3-1 地震応答解析における原子炉しゃへい壁と原子炉本体の基礎の剛性

	原子炉しゃへい壁	原子炉本体の基礎
剛性の考慮	鋼板	鋼板とコンクリート

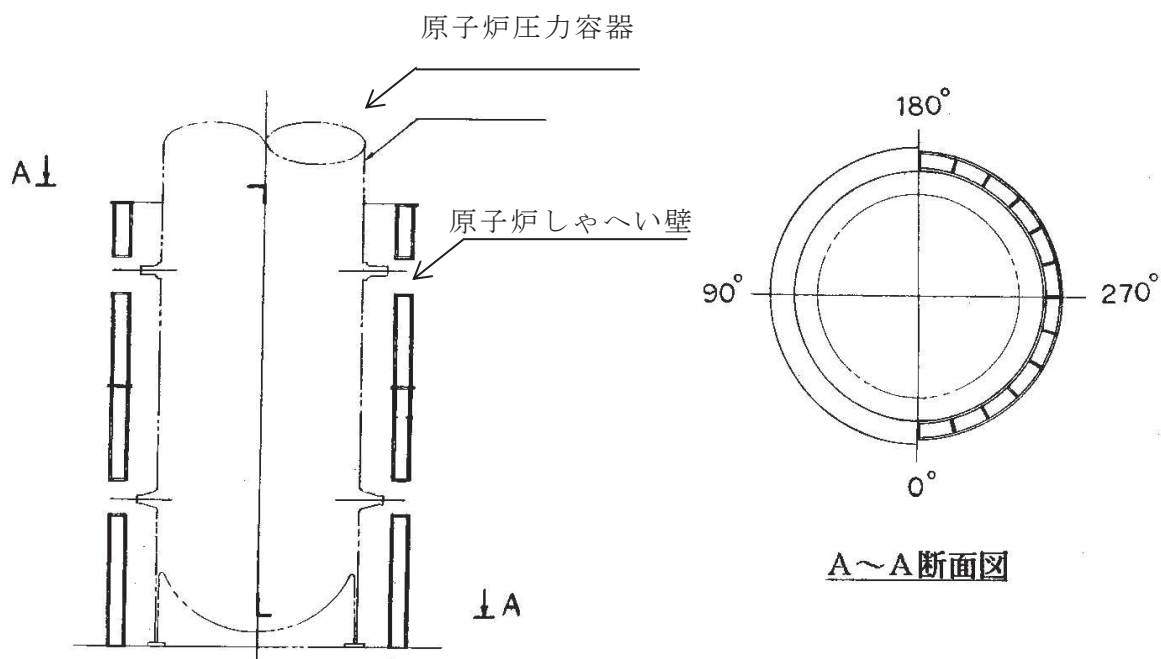


図 3-1 原子炉しゃへい壁の構造図

