

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-19-0600-7_改0
提出年月日	2021年4月15日

補足-600-7 機器・配管系の耐震設計における
剛柔判定を行う固有周期について

目 次

1. 剛柔判定を行う固有周期の考え方.....	1
2. 剛柔判定を行う固有周期と地震力の算定法.....	2
3. 実機に対する適用性.....	3
4. 剛柔判定及び打切り振動数に係る検討.....	10

1. 剛柔判定を行う固有周期の考え方

機器・配管系の耐震設計では、基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d に対して動的解析を行い水平及び鉛直方向の動的地震力を定める。その機器・配管系が柔構造と判断される場合には、動的解析により地震力を算定し、剛構造と判断される場合には、機器・配管系の設置床面の最大応答加速度の 1.2 倍の加速度を震度 (1.2ZPA) とした静的解析により地震力を算定する。

ここで、剛柔判定の固有周期と動的解析の適用範囲の概要を図 1 に示す。剛柔判定の固有周期は、地震動による応答増幅が大きくなる建物・構築物の卓越周期から十分離隔した位置に設定し、動的解析の適用要否の決定に用いている。なお、この考え方は、J E A G 4 6 0 1 - 1970 に示されている。

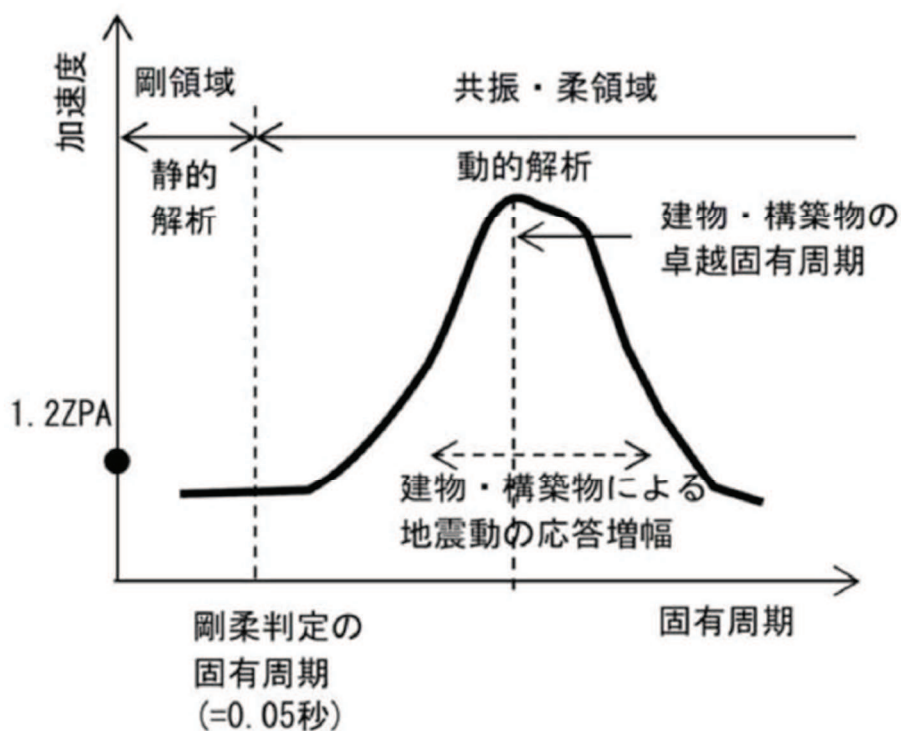


図 1 剛柔判定の固有周期と動的解析の適用範囲 (概略図)

2. 剛柔判定を行う固有周期と地震力の算定法

J E A G 4 6 0 1 -1987 の抜粋を図 2 に示す。機器・配管系の剛柔判定については、J E A G 4 6 0 1 -1987 に例示されているとおり、機器・配管系の 1 次固有周期が 0.05 秒以下の場合には剛構造、0.05 秒を超える場合には柔構造とする。この方針は、既工認と同じである。

機器・配管系の耐震設計では、剛柔判定の固有周期 0.05 秒を超える場合は地震応答を動的解析により行い、0.05 秒以下の地震応答は動的解析を行うのに代えて静的解析を行う。

6.4.3 動的地震力の概要

機器・配管系の耐震設計に用いる動的地震力は、重要性の高い As クラス機器の地震力を基本に定めるものである。本項では、その概要を示し、地震力算定の詳細は「6.5 地震応答解析」に述べることとする。

(1) As 及び A クラス機器

A クラス機器に関しては、基準地震動 S_1 に対し動的解析（地盤—建屋—機器連成の解析あるいは据付位置における設計用床応答スペクトルを用いた解析等）により算定される水平地震力を適用する。A クラス機器の中で特に重要な As クラス機器に関しては、さらに基準地震動 S_2 に対し動的解析によって得られる水平地震力をも適用する。ただし、その機器が剛構造と判断される場合（例えば機器の 1 次固有振動数が 20Hz 以上、あるいは、設計用床応答スペクトルの卓越する領域より高い固有振動数を有する場合）には、その機器の据付位置における建物の応答加速度を基に定まる震度により地震力を算定する。なお、As、A クラスの機器については鉛直地震力をも考慮し、基準地震動の最大加速度を 1/2 とした鉛直震度（高さ方向については一定とする）より求まる鉛直地震力を水平地震力と同時に不利な方向で組合せる。

図 2 J E A G 4 6 0 1 -1987 (抜粋)

3. 実機に対する適用性

J E A G 4 6 0 1 -1987 の記載は、水平方向の動的解析への適用として剛柔判定の固有周期 0.05 秒の考え方を示したものである。新規基準においては、鉛直方向についても水平方向と同様に動的な扱いとするため、鉛直方向も含め剛柔判定の固有周期 0.05 秒が地震力算定に適用可能であることを検討した。本検討に際して参照した J E A G 4 6 0 1 -1970 の抜粋を図 3 に示す。J E A G 4 6 0 1 -1970 には建物・構築物の卓越固有周期の $1/2$ を剛柔判定の固有周期とするとの考え方が示されており、原子力発電所の建物・構築物の卓越周期は一般に、0.1~0.5 秒(2~10Hz)であることを考慮して、0.05 秒を剛柔判定の固有周期とすれば十分であると記載されている。

女川原子力発電所第 2 号機の原子炉建屋地震応答解析モデルに基づく、水平方向及び鉛直方向における固有周期を表 1 及び表 2 並びに図 4~図 6 に示す。建屋の卓越固有周期は水平方向は 0.2 秒以上、鉛直方向は 0.1 秒以上であり、剛柔判定の固有周期 0.05 秒は、原子炉建屋の卓越固有周期に対して十分な離隔（卓越固有周期の $1/2$ 以下）をもって設定されている。

加速度応答スペクトルを図 7 に、変位応答スペクトルを図 8 に示す。加速度応答スペクトルでは 0.05 秒未満で一定の加速度値を有するが、変位応答スペクトルにおいては固有周期 0.05 秒で概ね収斂している。

上記の検討結果より、既工認と同じ剛柔判定の固有周期 0.05 秒は、建屋の卓越固有周期に対して十分な離隔をもっており、女川原子力発電所第 2 号機の水平及び鉛直方向の地震力算定に適用可能であることを確認した。

原子力発電所の場合について一般的にみると、地盤の卓越振動数、構築物の固有振動数をあわせ考えて、2～10 Hz が取付け点の卓越振動数域すなわち床応答曲線が持ち上る領域と考えられる。したがって動特性がまったく不明な場合には一応これより共振領域としては1～20 Hz を考えれば一応十分であろう。

そこで固有振動数の評価に当たって重要なことは、対象となっている機械系が固有振動数解析を必要とする範囲にあるか否かを判定することである。明らかに20 Hz よりはるかに高い固有振動数を有すると推定される対象につき、多くの計算を行なう必要はない。その推定は在来の経験であってもよし、対象物あるいはそれと類似な機器についての試験の結果であってもよい。この試験もたとえば簡単に木槌でたたいてみるといったことであってよいのである。ときには、これによって支持金具の不完全さなどを見出すことができる。

図3 J E A G 4 6 0 1 -1970 (抜粋)

表1 原子炉建屋地震応答解析モデルの固有値解析結果 (水平方向)

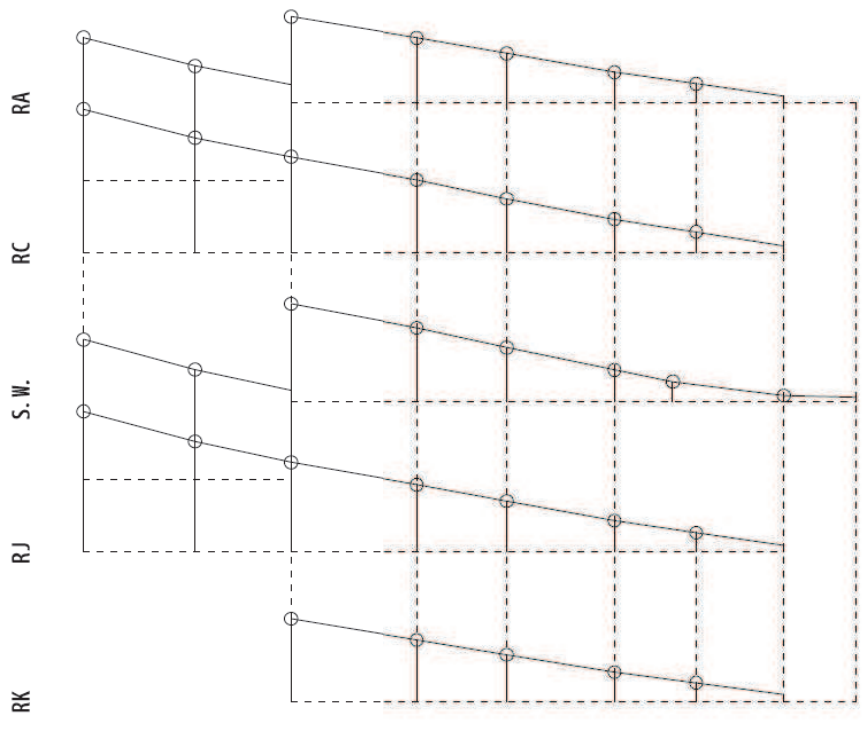
次数	NS 方向		EW 方向	
	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)
1次	0.237	4.21	0.230	4.36
2次	0.123	8.12	0.125	8.01

表2 原子炉建屋地震応答解析モデルの固有値解析結果 (鉛直方向)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)
2次※	0.100	9.96

※：屋根トラス部が卓越するモード除く

固有周期 0.237 s
固有振動数 4.21 Hz
刺激係数 2.203



固有周期 0.123 s
固有振動数 8.12 Hz
刺激係数 2.718

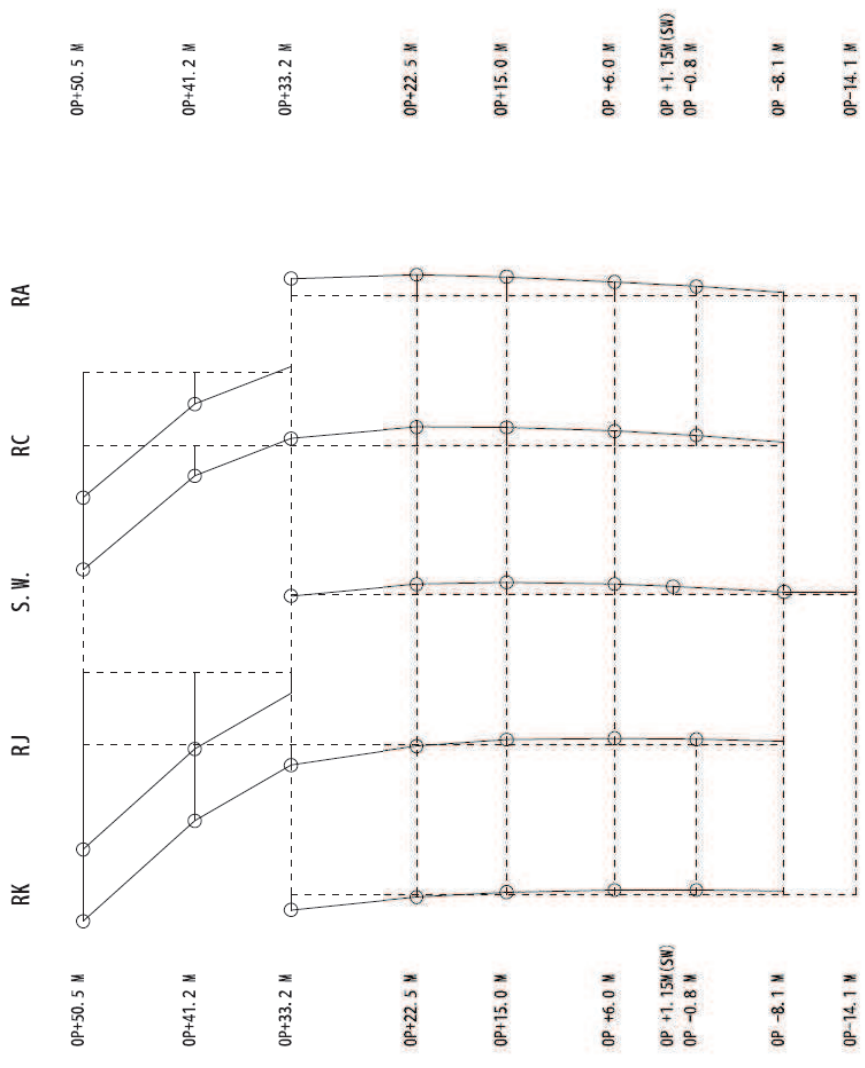
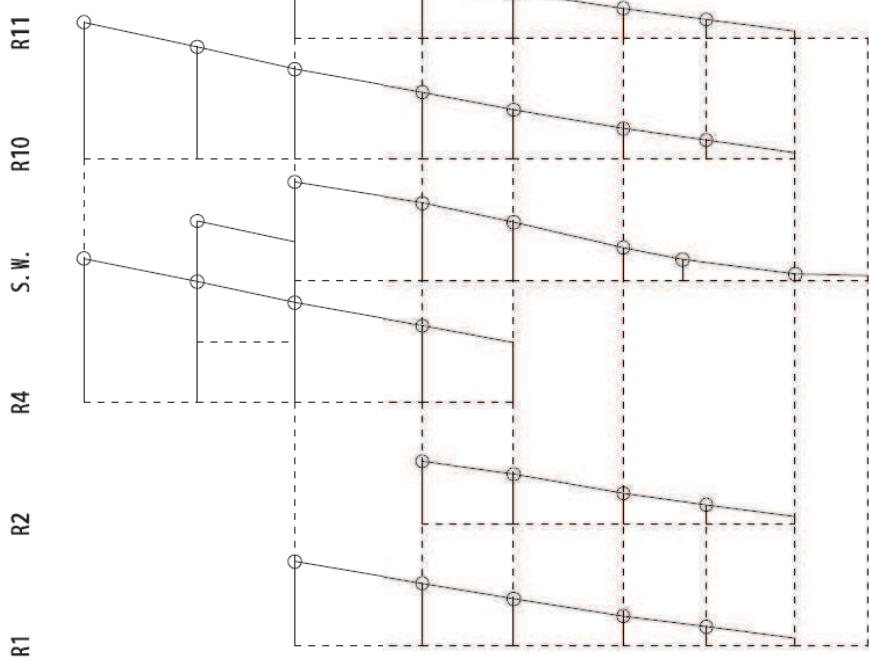


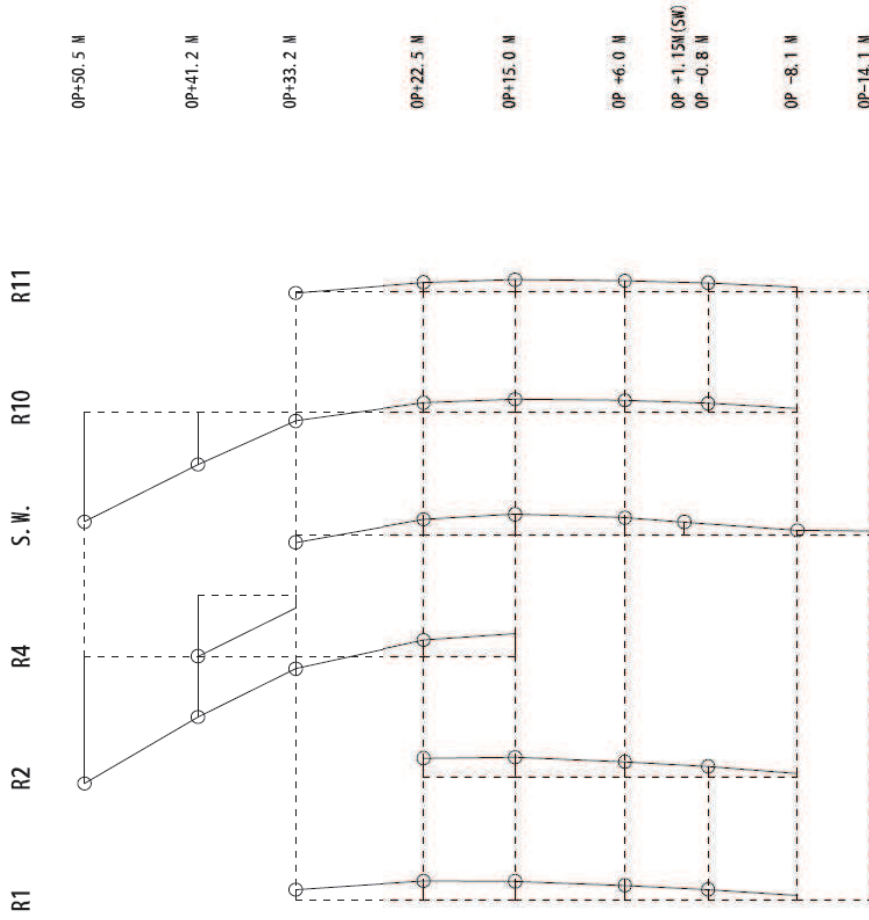
図 4 刺激関数図 (NS 方向)

固有周期 0.230 s
固有振動数 4.36 Hz
刺激係数 2.179



1次モード

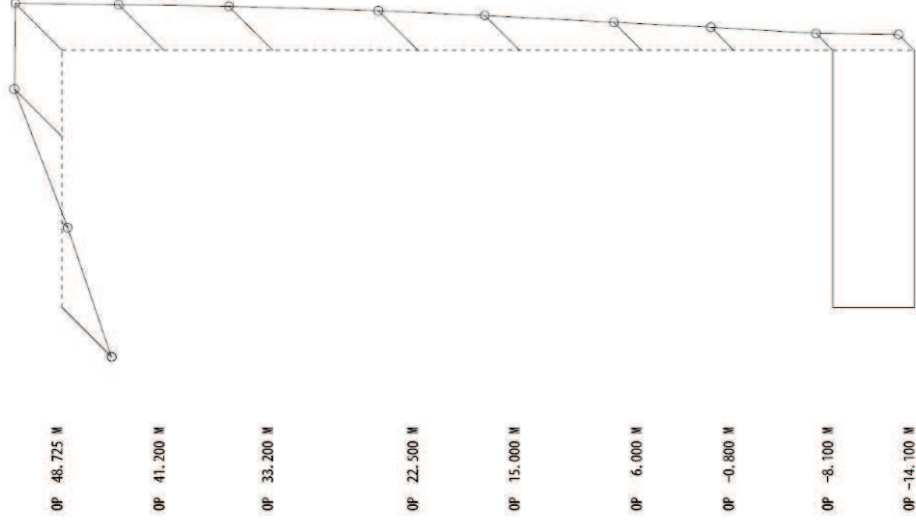
固有周期 0.125 s
固有振動数 8.01 Hz
刺激係数 1.925



2次モード

図5 刺激関数図 (EW 方向)

固有周期 0.100 s
 固有振動数 9.96 Hz
 刺激係数 1.586



2次モード

図6 刺激関数図 (鉛直方向)

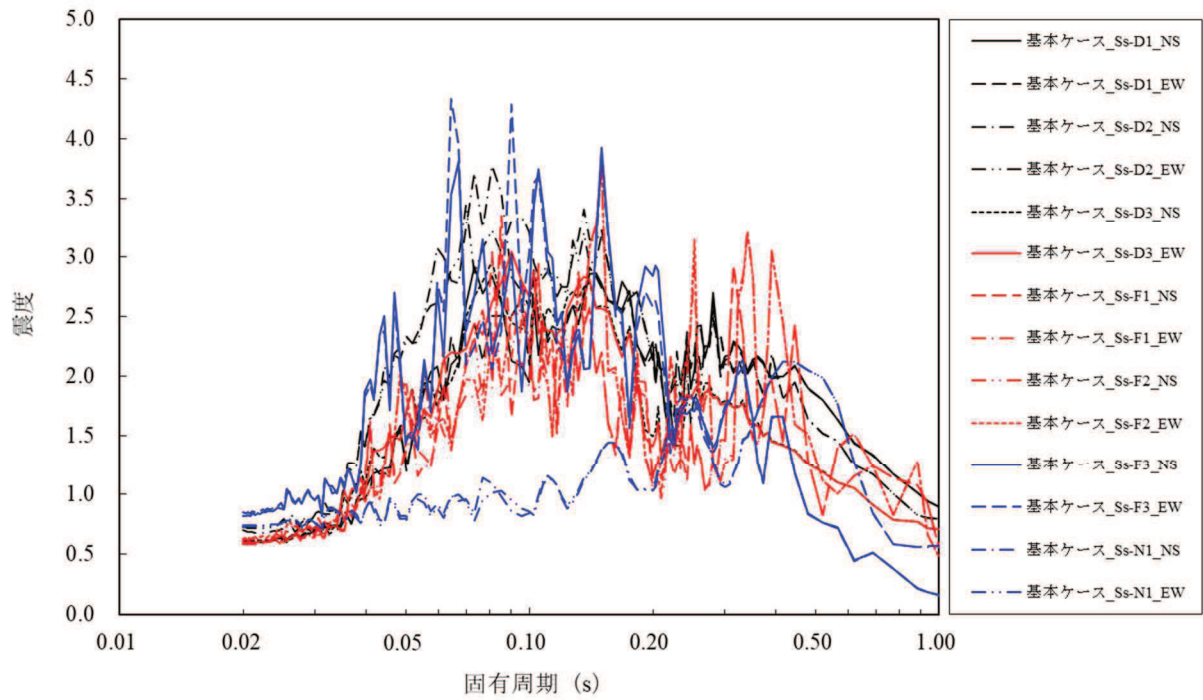


図 7-1 原子炉建屋 (O.P. -8.100m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



図 7-2 原子炉建屋 (O.P. -8.100m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)

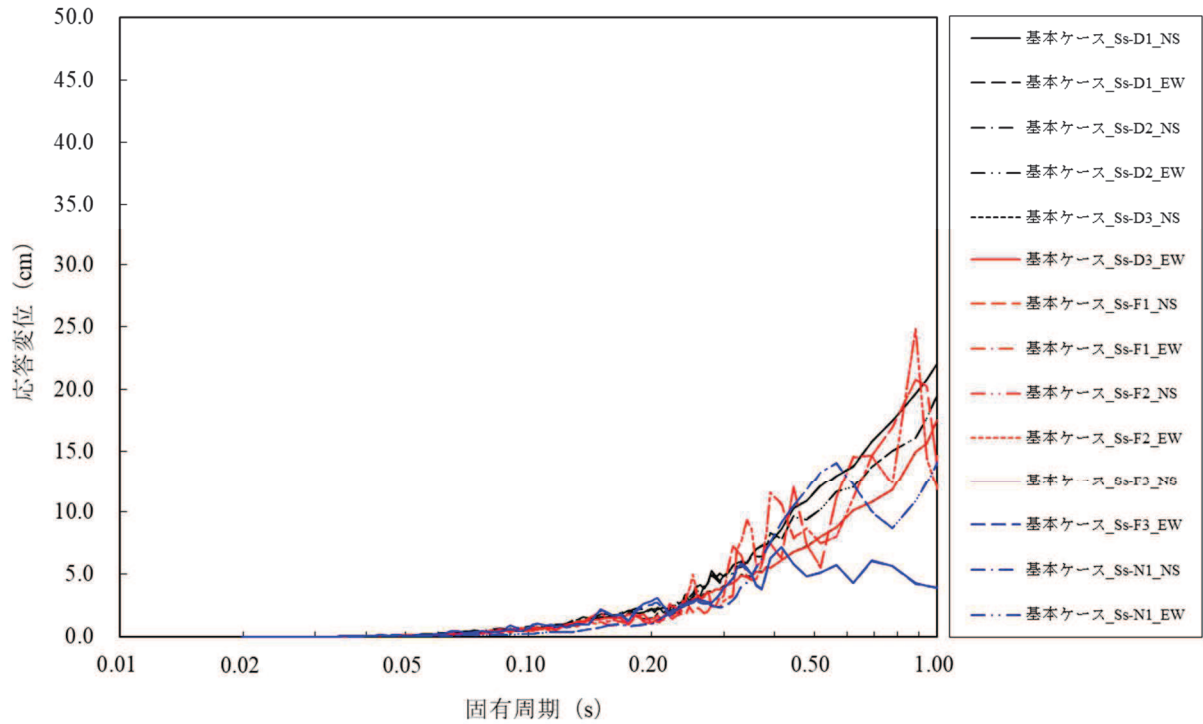


図 8-1 原子炉建屋 (O.P. -8.100m) の変位応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)

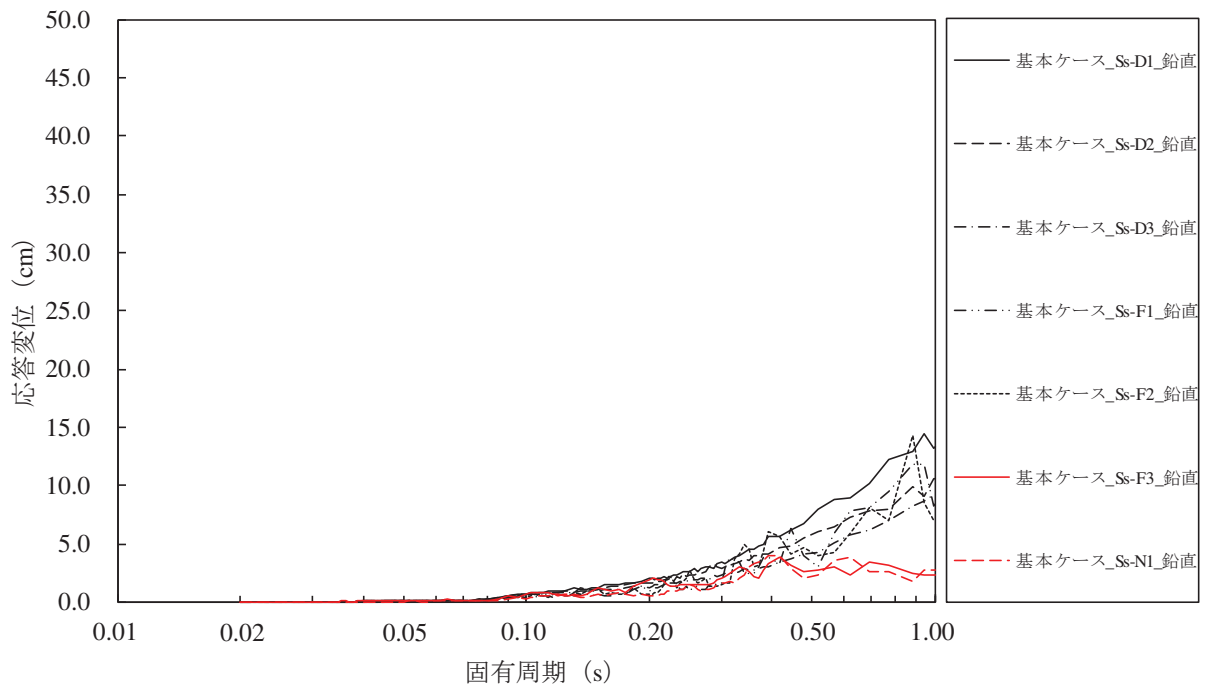


図 8-2 原子炉建屋 (O.P. -8.100m) の変位応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)

4. 剛柔判定及び打切り振動数に係る検討

(1) 剛柔判断の閾値を 0.05 秒とすることに関する知見

地震動の高振動数領域においては地震力が短い周期で交番することから地震による変位やエネルギーが小さくなる傾向があり、設備の損傷の観点からは影響は小さいと考えられることから、0.05 秒を剛柔判断の閾値としている。この地震動の高振動数領域が設備の損傷に与える影響は小さいとの考え方は、米国における地震時の点検・再起動等においても取り入れられている。

地震動の 0.1 秒以下の高振動数領域が設備の損傷に与える影響は小さいと考えられている知見を以下に記載する。

- a. J E A G 4 6 0 1 -1987 版で機器が剛構造と判断される場合の例示として、1 次固有振数が 20Hz 以上、あるいは、設計用床応答スペクトルの卓越する領域より高い振動数を有する場合を掲示している。また、J E A G 4 6 0 1 -1970 では、一般的なものとして、2~10Hz が取付け点の卓越振動数域と考えられ、共振領域としては 1~20Hz を考えれば十分であろうとしている。

J E A G 4 6 0 1 -1987 における剛柔判断の固有振動数 20Hz 以上の考え方は、水平方向の動的解析への適用として示したものであるが、鉛直方向においても J E A G 4 6 0 1 -1970 の考え方にに基づき、原子炉建屋の卓越固有周期が剛柔判断の固有周期 0.05 秒に対して、十分な離隔を有することを確認している。また、構造強度の評価に直接かかわる変位応答スペクトルにおける 0.1 秒での応答について概ね収斂していることを確認している。

- b. 過去に、観測された地震動が 0.1 秒以下の周期領域のみで設計時の想定を超えた原子力発電所では被害の発生が無い。

【周期 0.1 秒以下で設計時の想定を超える地震動が観測された原子力発電所】

女川原子力発電所（2005 年宮城県沖地震，平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地震）

米国 Perry 原子力発電所（1986 年 Leroy 地震）※

米国 Summer 原子力発電所（1978 年小規模地震多数）※

※出典：EPRI 1988.7 A Criterion for Determining Exceedance of the Operating Basis Earthquake

- c. 気象庁の震度階：近地地震などでは短周期成分が多く含まれており、日本では経験的に地振動と破壊の状態との関係を震度で示している。気象庁震度階の元となっている計測震度では、周期 0.1 秒よりも短周期側の地震動成分をフィルタでカットしている。

- d. 米国の規格： 地震後の対応に関する米国の規格：Nuclear Plant Response to an Earthquake (ANSI/ANS-2.23-2002) では、観測された地震が設計用の地震動を超えたか否かの判定 (OBE Exceedance Criteria) で、応答スペクトルで 0.1 秒以下の周期帯について考慮外としている。本規格では、CAV (Cumulative Absolute Velocity) という指標を導入して観測された地震動の有効性 (構造物の破壊に対する影響度) を判定している。

原波形と 0.1 秒のフィルタを掛けた波形について各々 CAV を算出し、その比を地震による影響の程度を示す震度 (米国では修正メルカリ震度を使用している) に対してプロットすると、破損が生じるといわれる修正メルカリ震度 VII 程度以上で安定し、0.1 秒のフィルタを掛けた波形が破損との関係をより良く表している。

- e. 米国電力研究所の調査※： 10Hz を超える振動数領域における高加速度振動による設備の影響について調査を行い、一部の設備を除き影響は無視できると結論付けている。

固有振動数が低い設備は高振動数領域の加速度には影響を受けず、また、固有振動数が高い設備についても、高振動数領域における加速度では変位や応力が小さくなるため、高振動数領域で SSE (Safety Shutdown Earthquake) を超える地震動に見舞われた米国内の発電所 (上記 b. の発電所) において、設備に影響が無かったことも紹介されている。

※出典： EPRI 2006.12 Program on Criterion Technology Innovation: The Effects of High-Frequency Ground Motion on Structures, Components, and Equipment in Nuclear Power Plants

- f. 建築構造学大系振動理論： 振動理論 (大崎著) によると、速度応答スペクトルに関して系に与える最大のエネルギーと密接な関係があると述べられている。最大相対変位に角振動数を乗じたものが速度応答スペクトルとなるため、単位質量あたりの最大エネルギーは、速度応答スペクトルで表すことができる。よって、速度応答スペクトルは構造物に対して固有周期に応じて与える一種のエネルギースペクトルであると解釈することが出来る。

なお、b. ~d. についての情報は、一般社団法人日本原子力技術協会 (現一般社団法人原子力安全推進協会) 地震後の機器健全性評価ガイドライン (平成 24 年 3 月) にまとめて記述されている。

<http://www.gengikyo.jp/archive/pdf/JANTI-SANE-G1.pdf>

(2) 変位応答スペクトルを踏まえた剛柔判定の検討

女川原子力発電所第2号機の原子炉压力容器（O.P. 28.600m）における基準地震動 S_s による加速度応答スペクトルを図9に示す。また、同様に変位応答スペクトルを図10に示す。

加速度応答スペクトルでは0.05秒未満で一定の加速度値を有するが、構造強度の評価に直接かかわる変位応答スペクトル*の卓越周期に対し、剛柔判定の固有周期0.05秒は、十分な離隔をもって設定されていることが分かる。

*： 機器・配管系の動的解析に適用されるスペクトルモーダル解析（J E A G 4 6 0 1 -1987 P565, 567）では、加速度応答スペクトルから各モードに対応する応答変位を求め、この応答変位に剛性を乗じて部材力（曲げモーメント、せん断力等）を算出している。

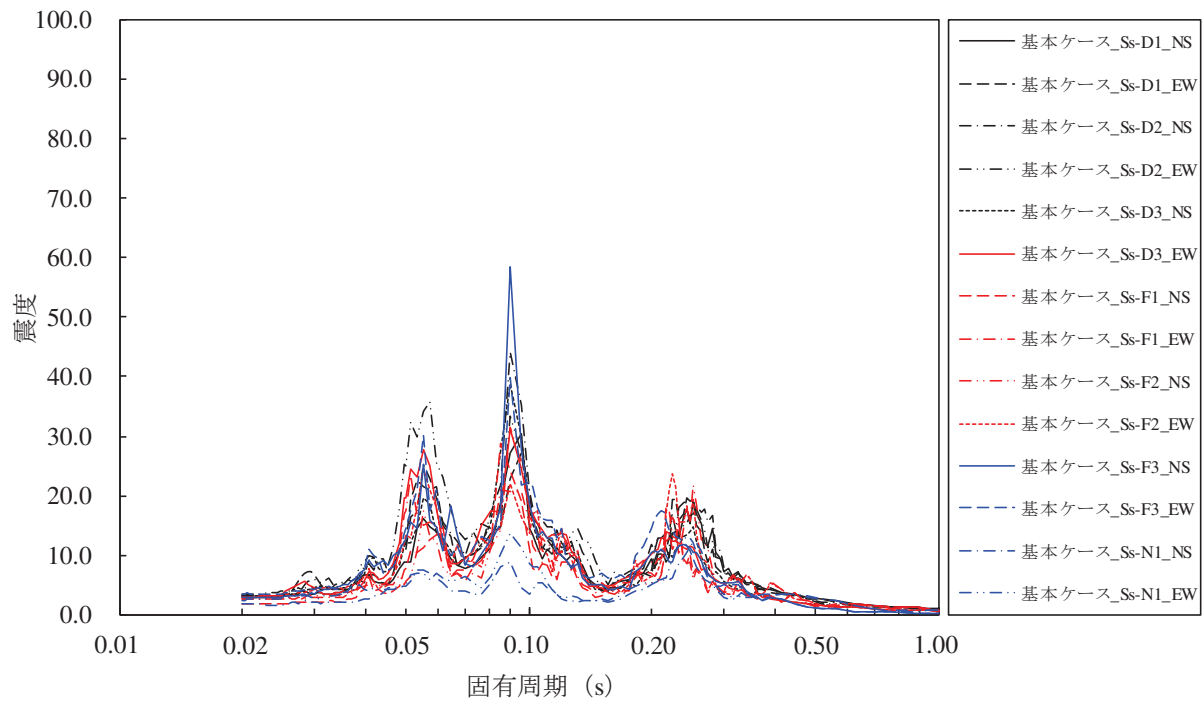


図 9-1 原子炉压力容器 (O.P. 28.600m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%)

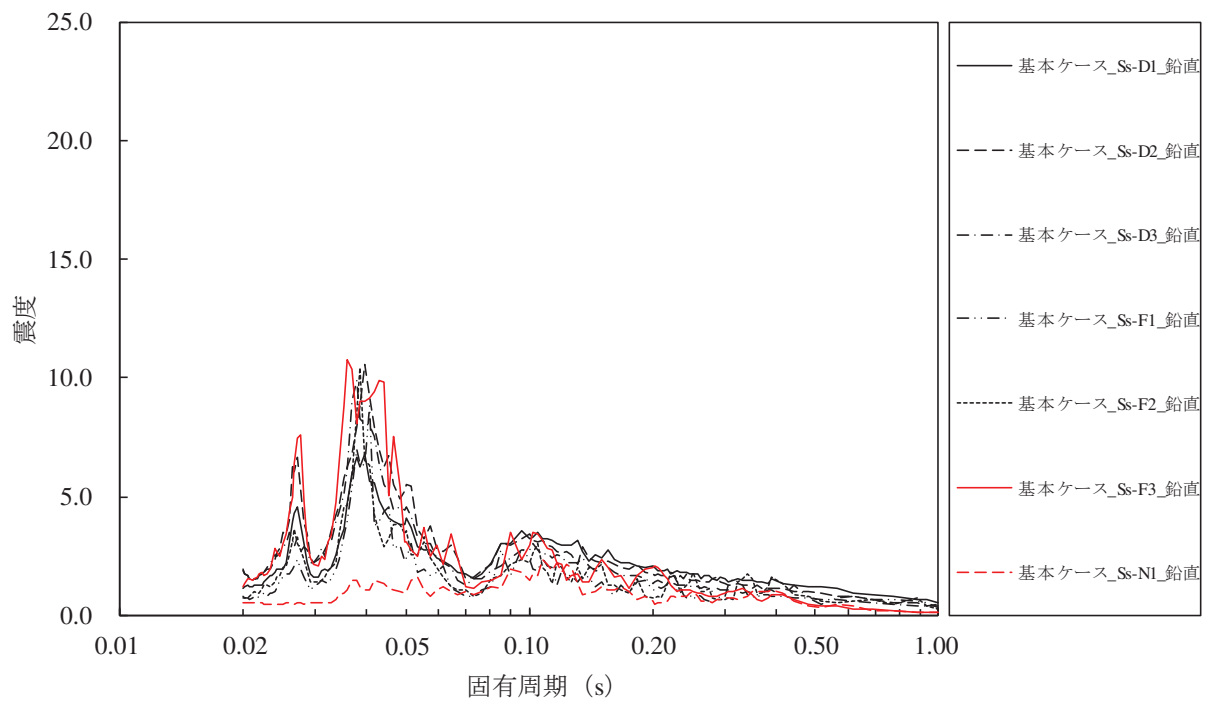


図 9-2 原子炉压力容器 (O.P. 28.600m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%)

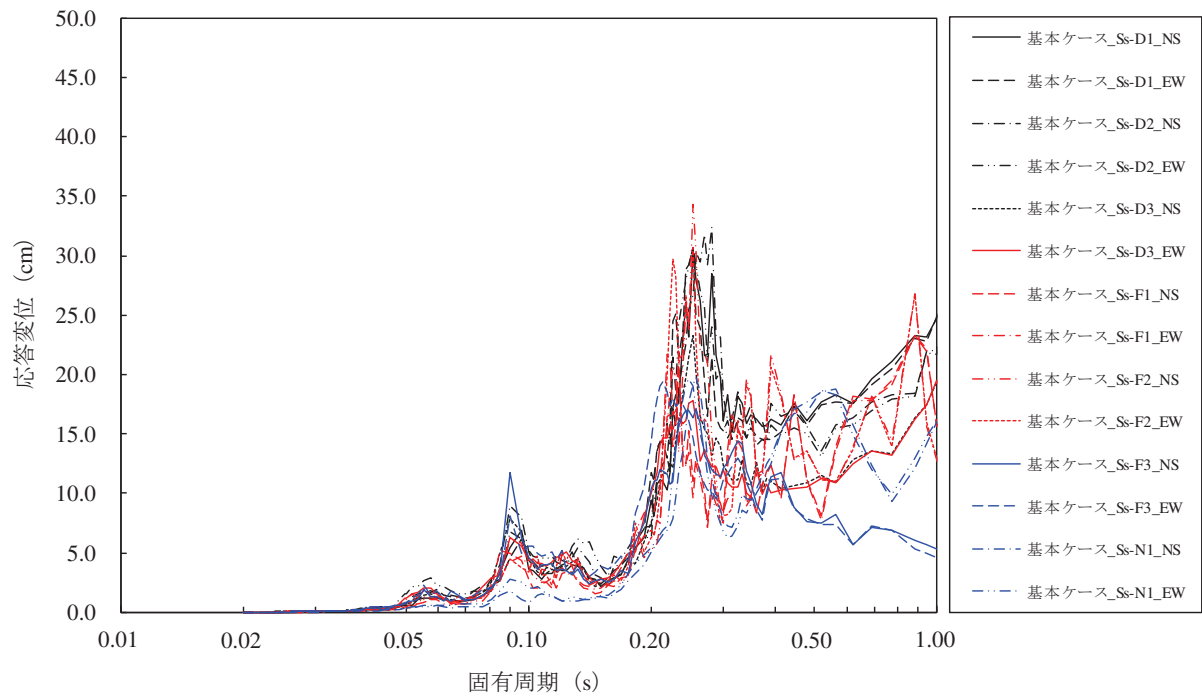


図 10-1 原子炉压力容器 (O.P. 28.600m) の変位応答ペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%)

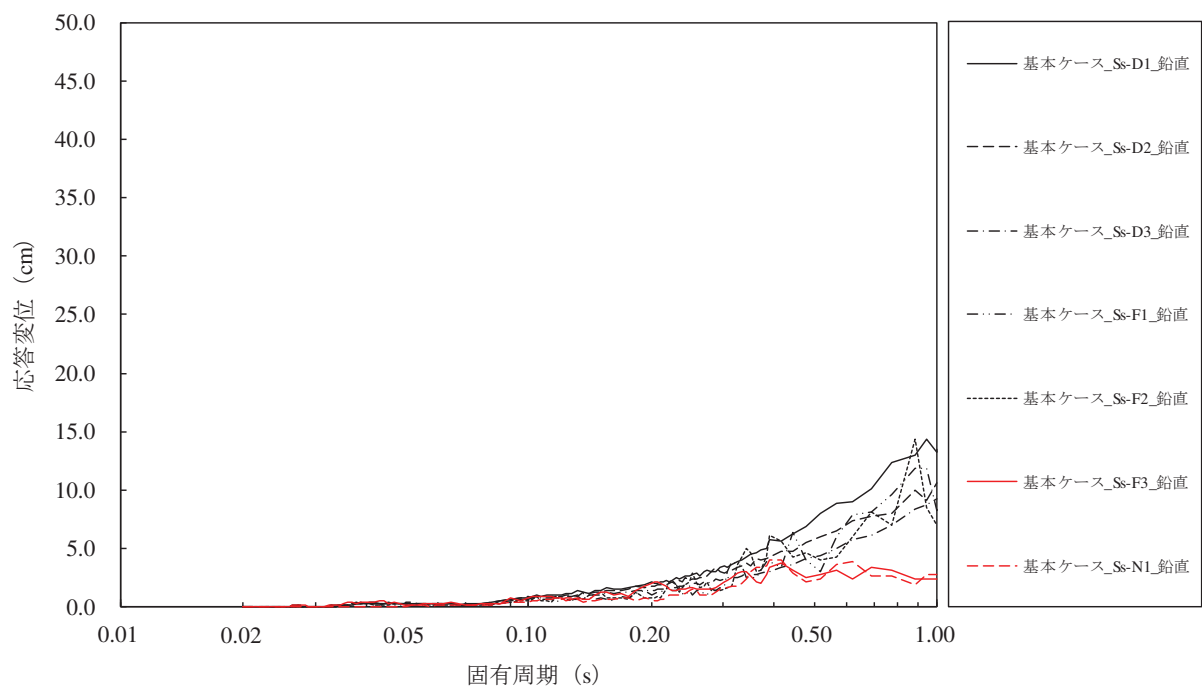


図 10-2 原子炉压力容器 (O.P. 28.600m) の変位応答ペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%)

(3) 動的解析法の妥当性確認

本項では現行の動的解析法が、構造強度設計を行う上で妥当であること、すなわち、変位応答スペクトルをベースに設定した剛柔判定の固有周期が耐震設計を行う上で妥当性を有していることを確認する。なお、弁の動的機能維持評価に適用する加速度値の算定方法については、「補足-600-14-2 弁の動的機能維持評価について」に示す。

a. 検討対象設備

検討対象設備は、20Hz 近傍に卓越する応答に対する検討を行う観点から 20Hz 近傍に卓越する応答を有する設計用床応答曲線を適用する設備を選定する。また、設計用床応答曲線を 20Hz までを使用していることを踏まえて、1 次固有振動数が 20Hz 近傍に有する設備を選定する。

(a) 20Hz 近傍に卓越する応答を有する設計用床応答曲線を適用する設備

耐震評価対象設備が最も多い原子炉建屋及び原子炉压力容器等の大型機器類を代表として、以下の地震応答について確認した。加速度応答スペクトルを添付図 1~4、最大応答加速度 (1.2ZPA) を添付表 1, 2 に示す。

- ・原子炉建屋
- ・原子炉压力容器
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉しゃへい壁
- ・原子炉本体の基礎

添付図 1~4 より、水平及び鉛直方向ともに高振動数領域 (50Hz) へ向かうにつれて加速度値は低下傾向にあるものの、20Hz 近傍で応答が卓越している質点が複数あることが分かる。

そこで、各加速度応答スペクトルの結果から、20Hz 近傍で最も加速度値が大きい原子炉压力容器 O.P. 28.600 (水平方向) 及び原子炉しゃへい壁 O.P. 21.550 (鉛直方向) の設計用床応答曲線を適用するもののうち、一次応力の裕度が最も小さい残留熱除去系配管 (モデル No. RHR-004, No. RHR-005) を対象として検討する。

なお、原子炉压力容器 (水平方向) 及び原子炉しゃへい壁 (鉛直方向) の設計用床応答曲線を適用し耐震評価を実施する設備を表 3 に示す。

表3 原子炉圧力容器等の設計用床応答曲線を適用する設備 (1/4)

設備名称 (モデル No.)	評価に適用する設計用 床応答曲線の作成位置	一次固有周期 (s)
主蒸気系配管 (MS-001)		
主蒸気系配管 (MS-002)		
主蒸気系配管 (MS-003)		
主蒸気系配管 (MS-004)		
原子炉再循環系配管 (PLR-001)		
原子炉再循環系配管 (PLR-002)		
復水給水系配管 (FDW-001)		
残留熱除去系配管 (RHR-001)		
残留熱除去系配管 (RHR-002)		
残留熱除去系配管 (RHR-003)		
残留熱除去系配管 (RHR-004)		
残留熱除去系配管 (RHR-005)		
高圧炉心スプレイ系配管 (HPCS-001)		
低圧炉心スプレイ系配管 (LPCS-001)		
原子炉冷却材浄化系配管 (CUW-001)		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3 原子炉圧力容器等の設計用床応答曲線を適用する設備 (2/4)

設備名称 (モデル No.)	評価に適用する設計用 床応答曲線の作成位置	一次固有周期 (s)
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-004-2)		
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-005-2)		
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-006-2)		
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-2)		
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-003-3)		
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3)		
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-017-3)		
放射性ドレン移送系配管 (RD-001)		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3 原子炉圧力容器等の設計用床応答曲線を適用する設備 (3/4)

設備名称 (モデル No.)	評価に適用する設計用 床応答曲線の作成位置	一次固有周期 (s)
放射性ドレン移送系配管 (RD-002)		
ほう酸水注入系配管 (SLC-003)		
ほう酸水注入系配管 (SLC-004)		
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN-01A)		
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN-02A)		
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN-03A)		
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN-04A)		
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN-05A)		
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN-06A)		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3 原子炉圧力容器等の設計用床応答曲線を適用する設備 (4/4)

設備名称 (モデル No.)	評価に適用する設計用 床応答曲線の作成位置	一次固有周期 (s)
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN1014)		
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN1033)		
高圧窒素ガス供給系配管 (HPIN2033)		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(b) 1次固有振動数が20Hz近傍に有する設備

20Hz近傍に1次固有振動数を有する設備を選定する。20Hz近傍に1次固有振動数を有する配管系として、1次として□(Hz)、2次として□(Hz)の振動モードを有する制御棒駆動水圧系配管(モデルNo. CRD-007-3)を選定する。なお、CRD-007-3は原子炉格納容器内に設置された配管系であり、原子炉本体の基礎 O.P. 4.950~7.040 と制御棒駆動機構ハウジング O.P. 3.258 の設計用床応答を適用する設備となっている。

b. 確認方法

図11に検討における地震応答解析で考慮する固有振動数領域を示す。本検討は、50Hzの領域まで作成した検討用の床応答曲線を適用した地震応答解析結果を用いて行う。

また、従来の耐震設計で適用している20Hzまでの領域を考慮した地震応答解析結果と比較する。

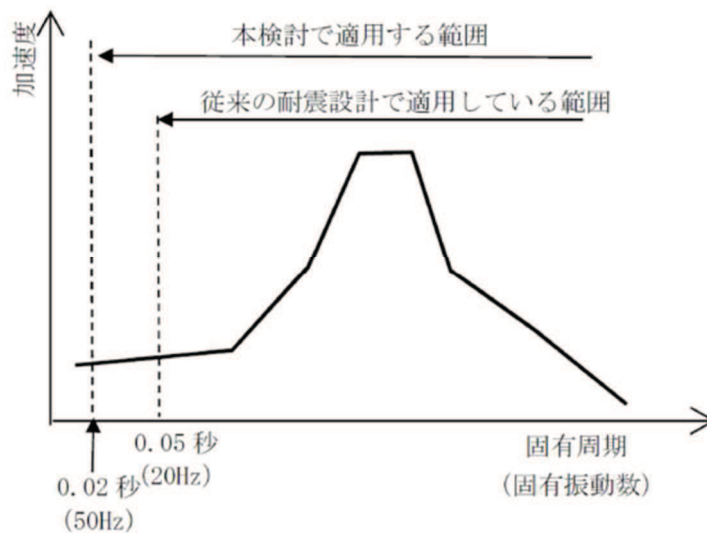


図11 地震応答解析で考慮する固有振動数領域

c. 検討用床応答曲線

地震応答解析に適用する検討用床応答曲線を図12~図13に示す。剛領域の設備応答の影響を確認する観点から、固有周期0.02秒(50Hz)まで作成するとともに、設計用床応答曲線と同様に基本ケースについては周期軸方向に10%拡幅する。また、検討用床応答曲線の固有周期の計算間隔は、表4に示す計算間隔を用いる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

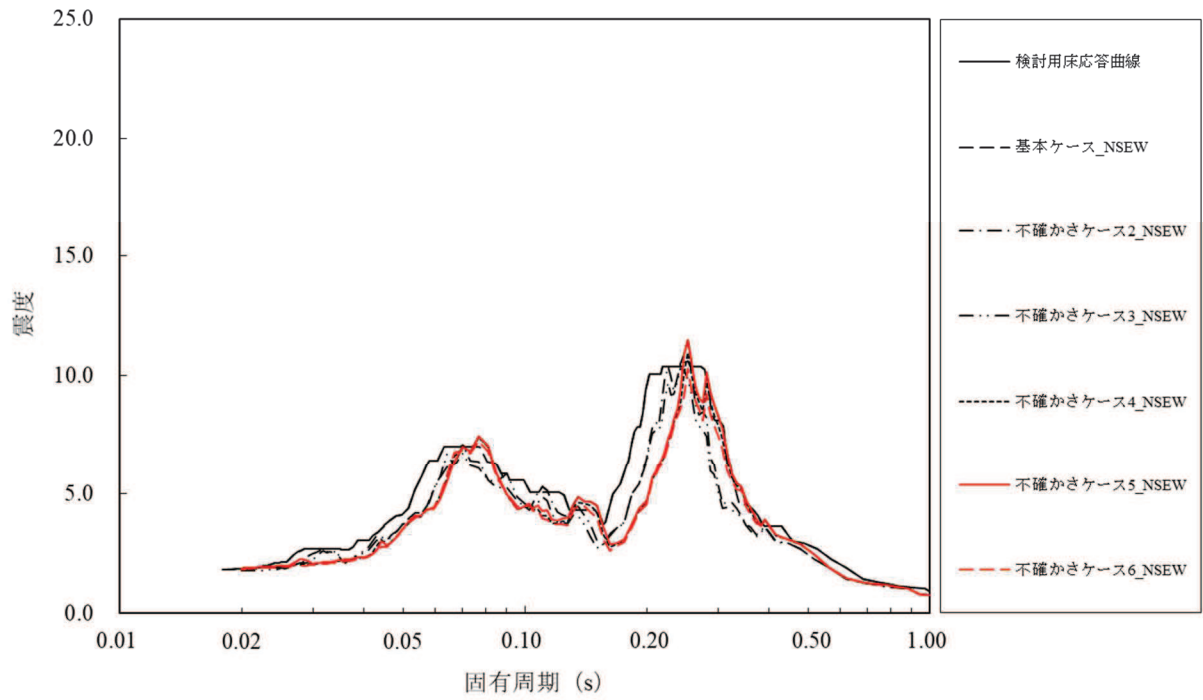


図 12-1 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉建屋（O.P. 22.500m，水平方向，減衰定数 2.5%）

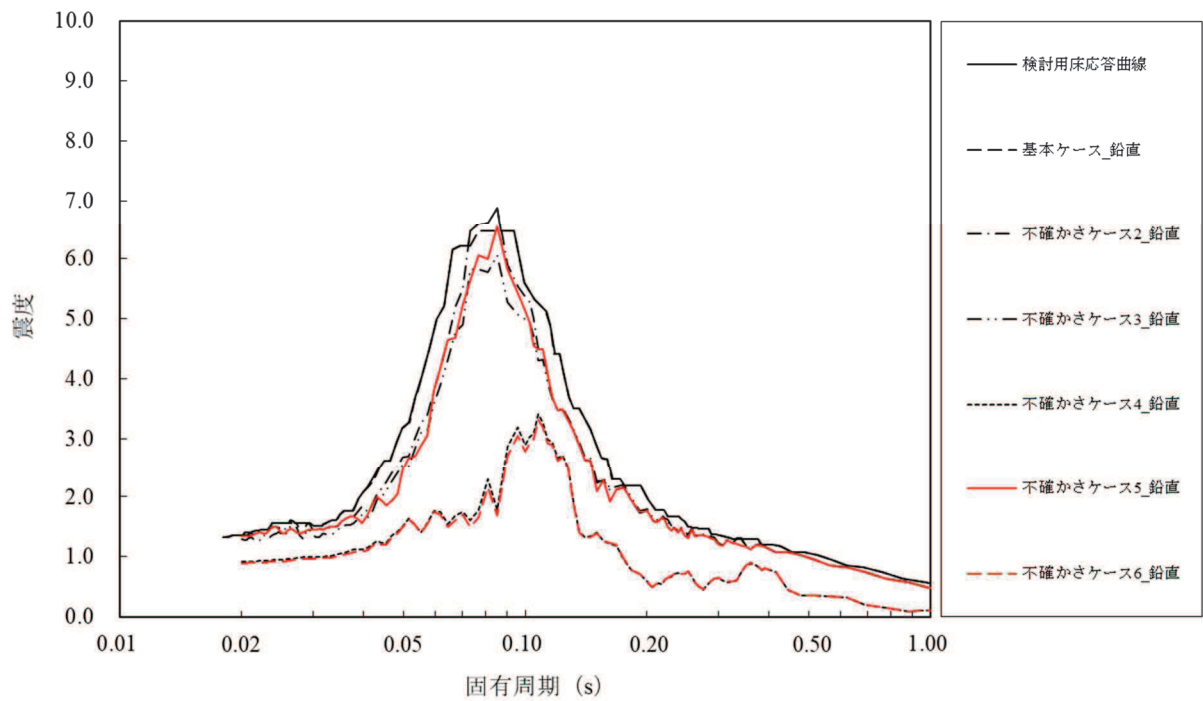


図 12-2 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉建屋（O.P. 22.500m，鉛直方向，減衰定数 2.5%）

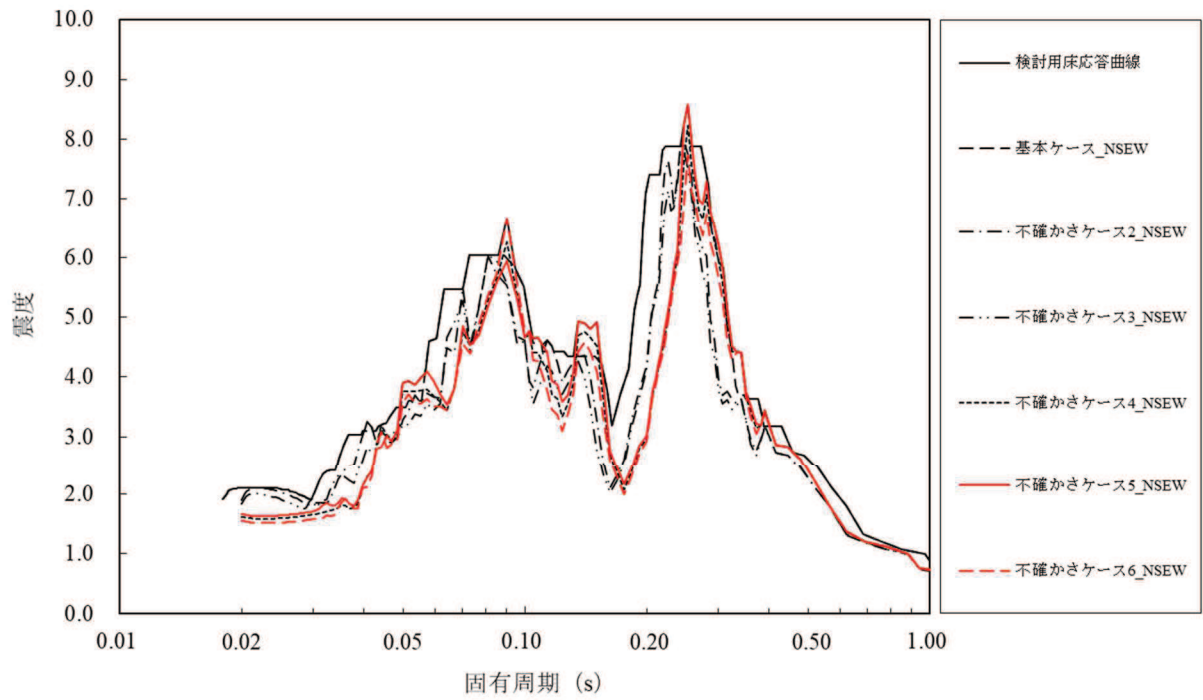


図 12-3 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉建屋（O.P. 15.000m，水平方向，減衰定数 2.5%）

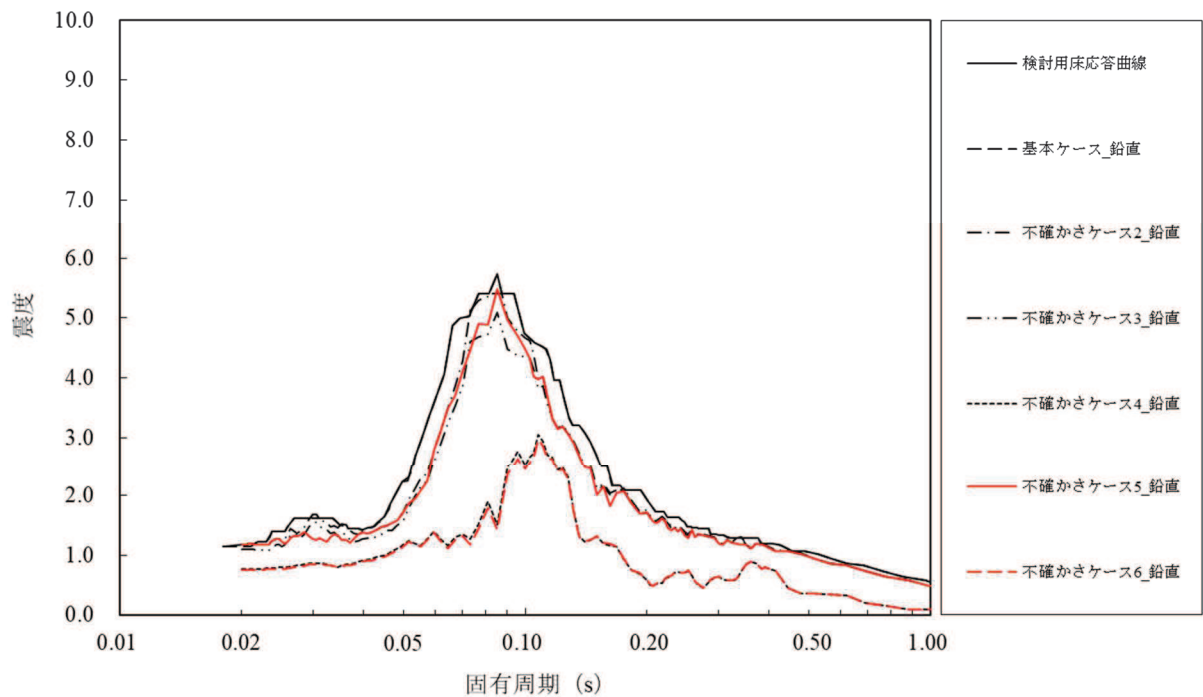


図 12-4 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉建屋（O.P. 15.000m，鉛直方向，減衰定数 2.5%）

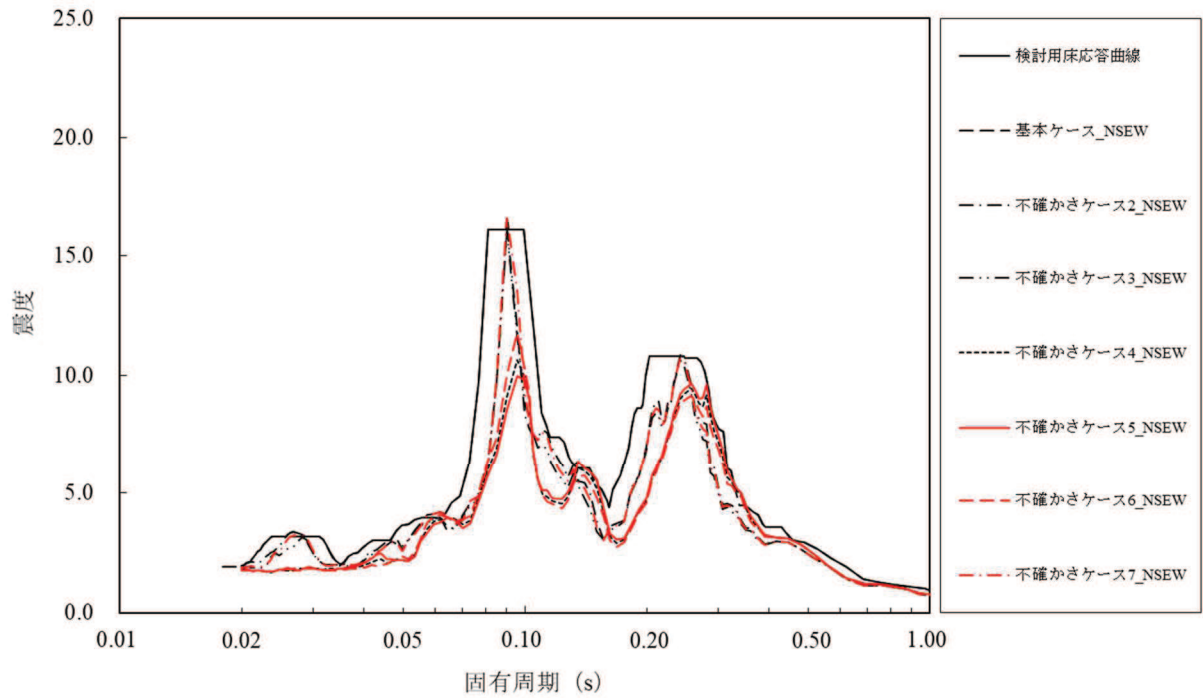


図 12-5 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉しゃへい壁（O.P. 21.550m，水平方向，減衰定数 2.5%）

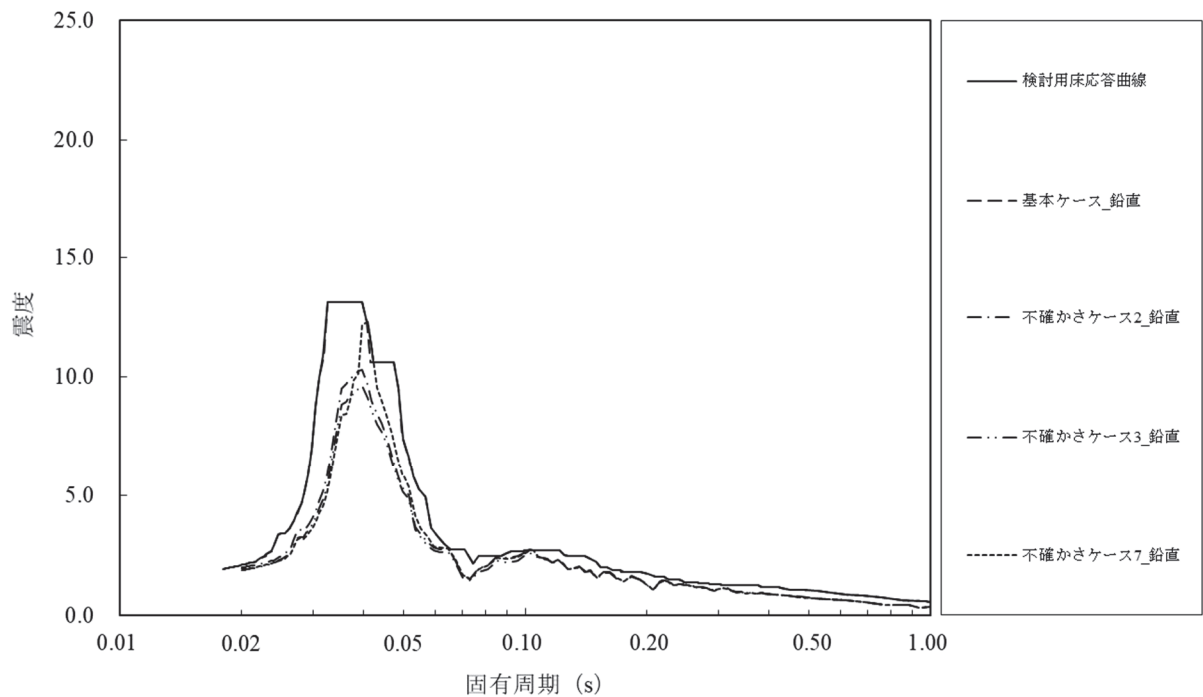


図 12-6 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉しゃへい壁（O.P. 21.550m，鉛直方向，減衰定数 2.5%）

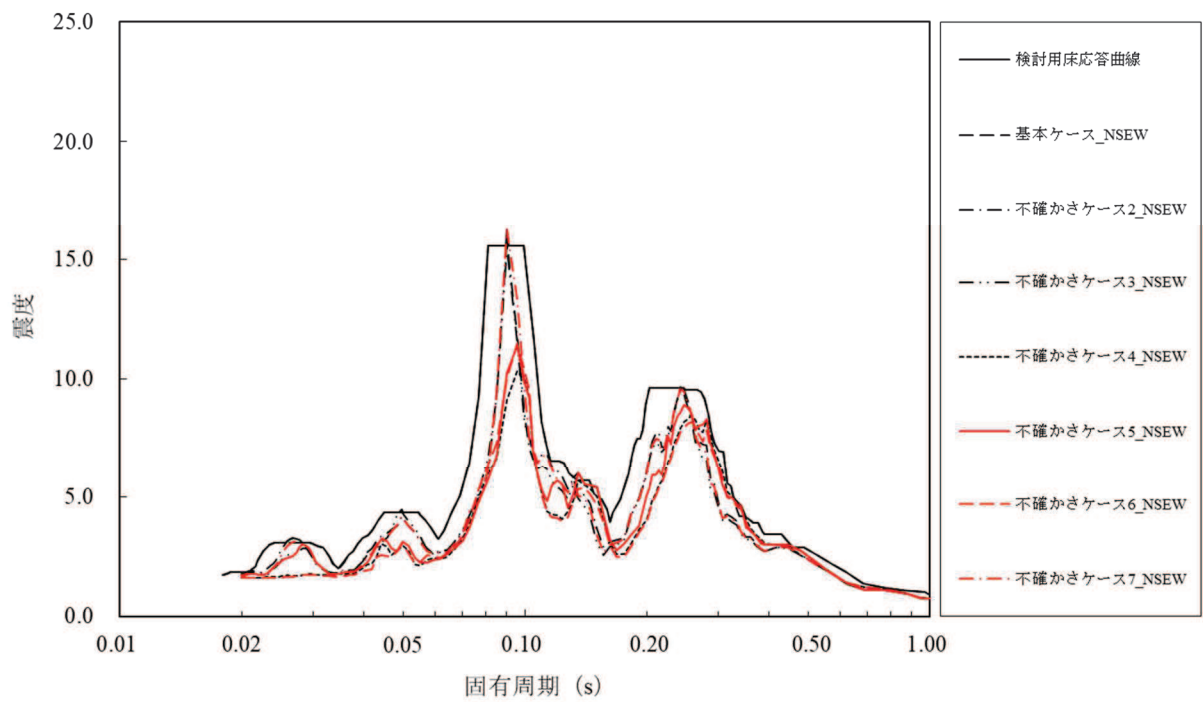


図 12-7 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉しゃへい壁（O.P. 18.790m，水平方向，減衰定数 2.5%）

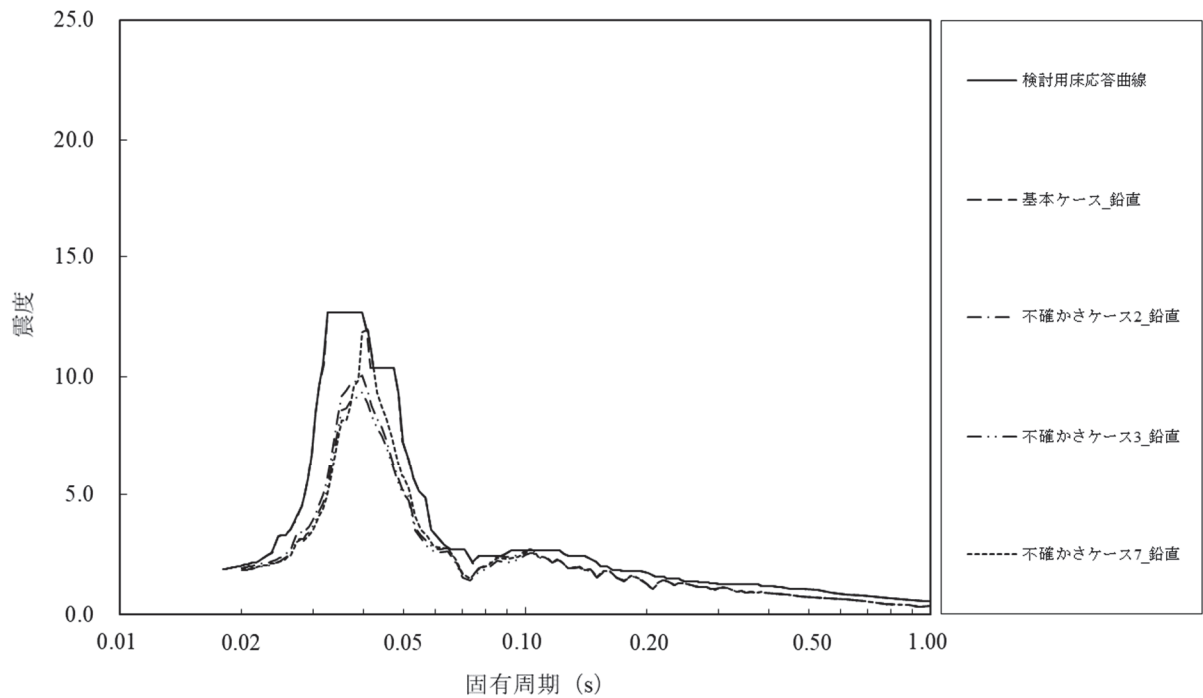


図 12-8 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉しゃへい壁（O.P. 18.790m，鉛直方向，減衰定数 2.5%）

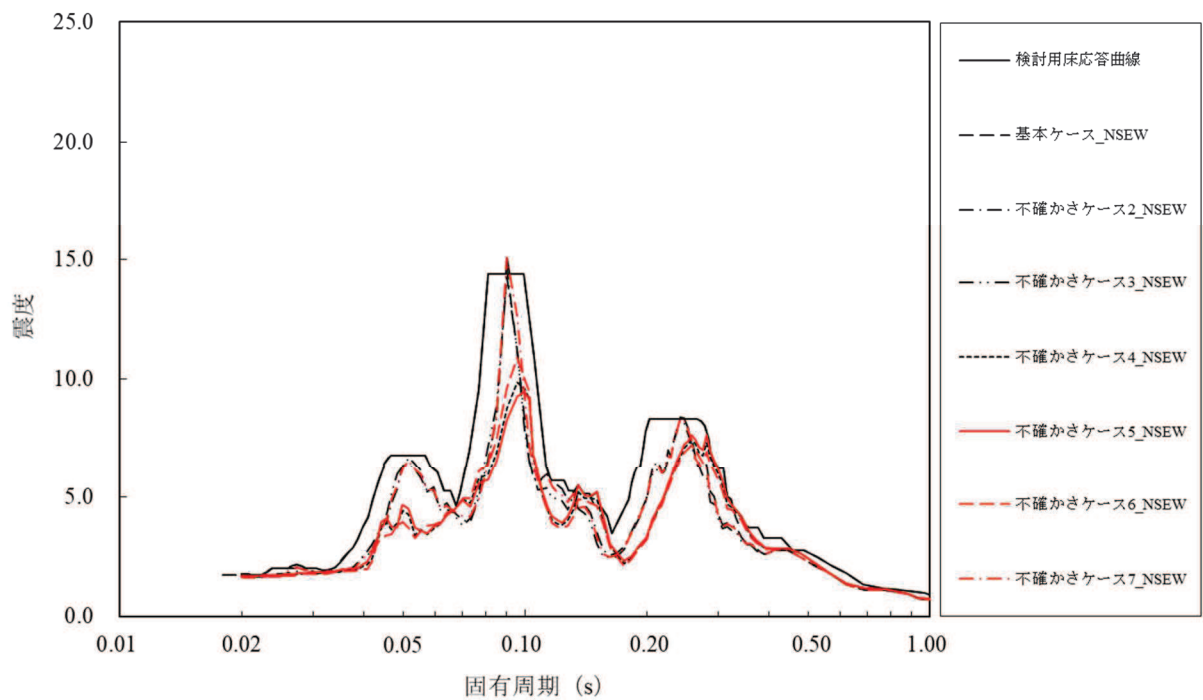


図 12-9 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉しゃへい壁（O.P. 15.950m，水平方向，減衰定数 2.5%）

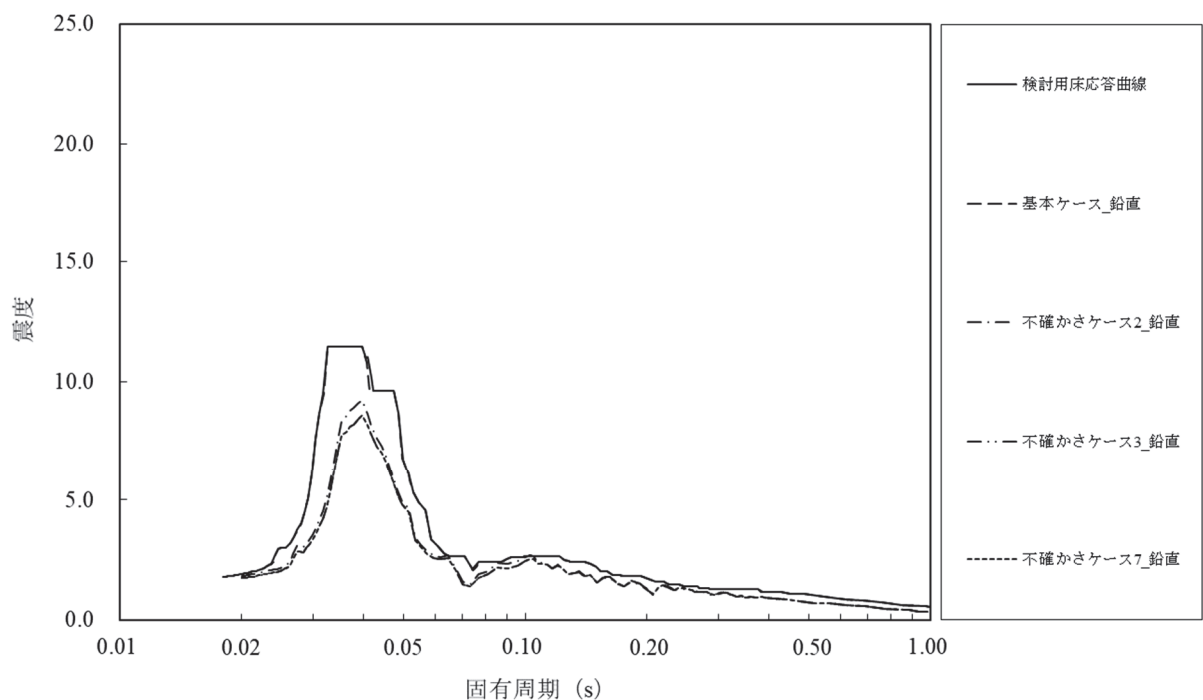


図 12-10 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004）
原子炉しゃへい壁（O.P. 15.950m，鉛直方向，減衰定数 2.5%）

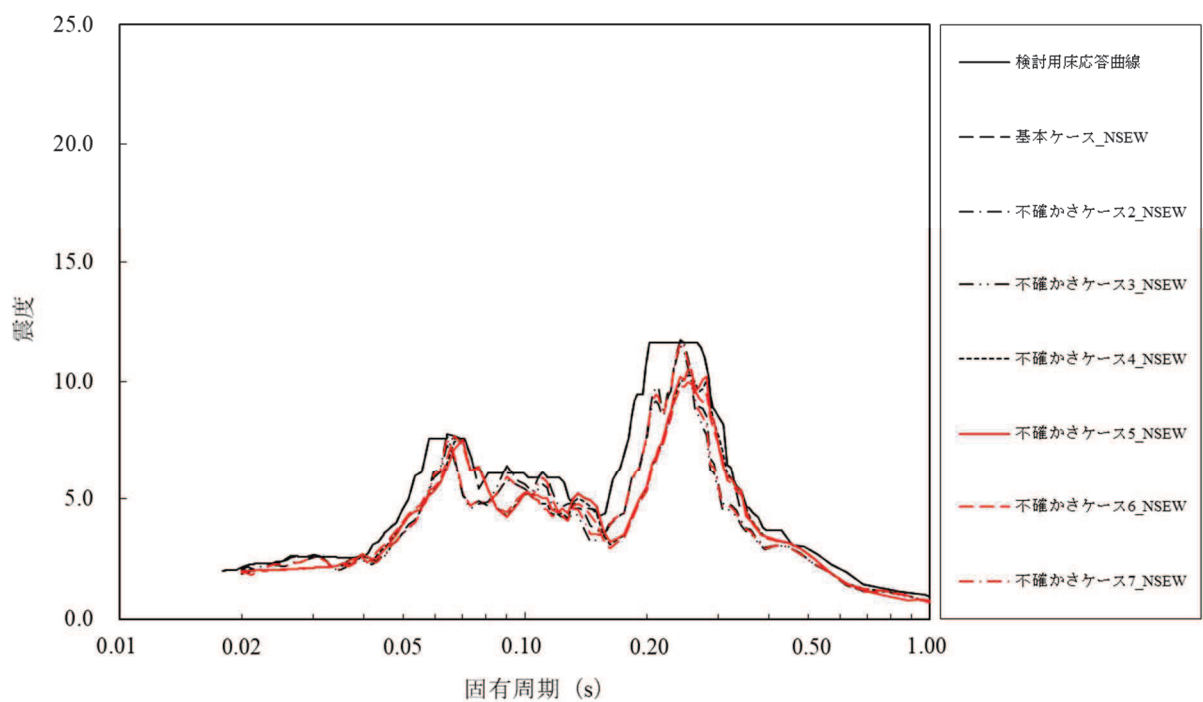


図 12-11 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004，RHR-005）
原子炉格納容器（O.P. 25.858m，水平方向，減衰定数 2.5%）

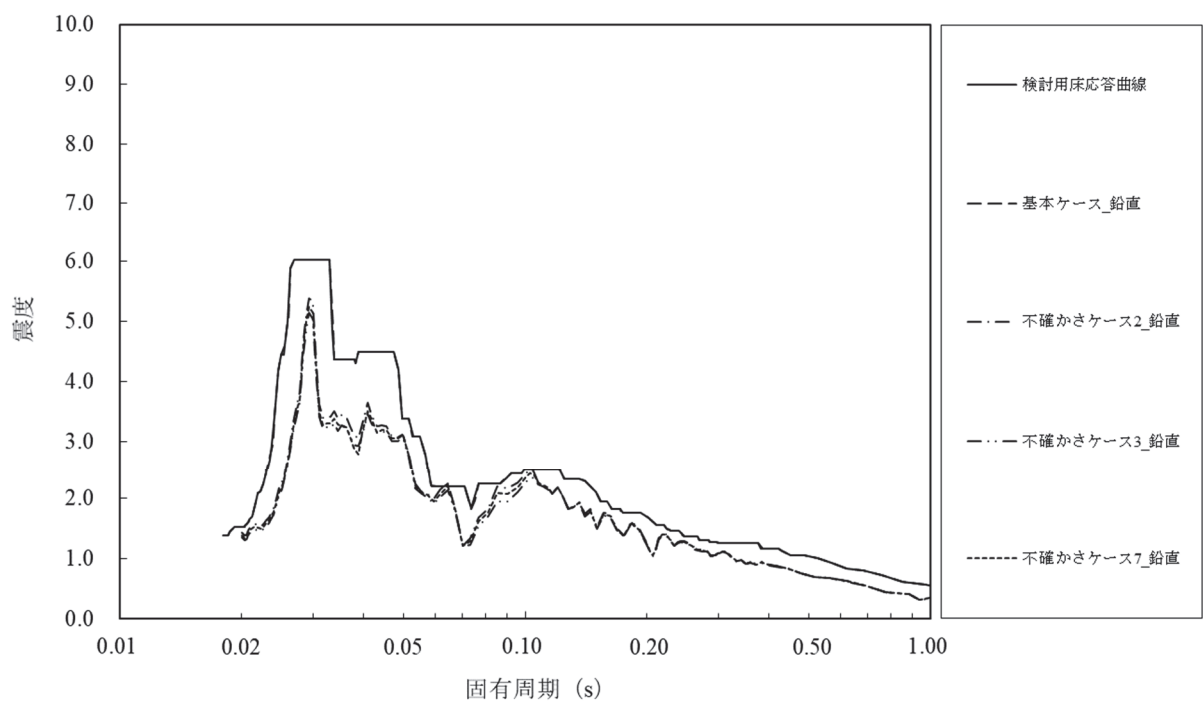


図 12-12 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-004，RHR-005）
原子炉格納容器（O.P. 25.858m，鉛直方向，減衰定数 2.5%）

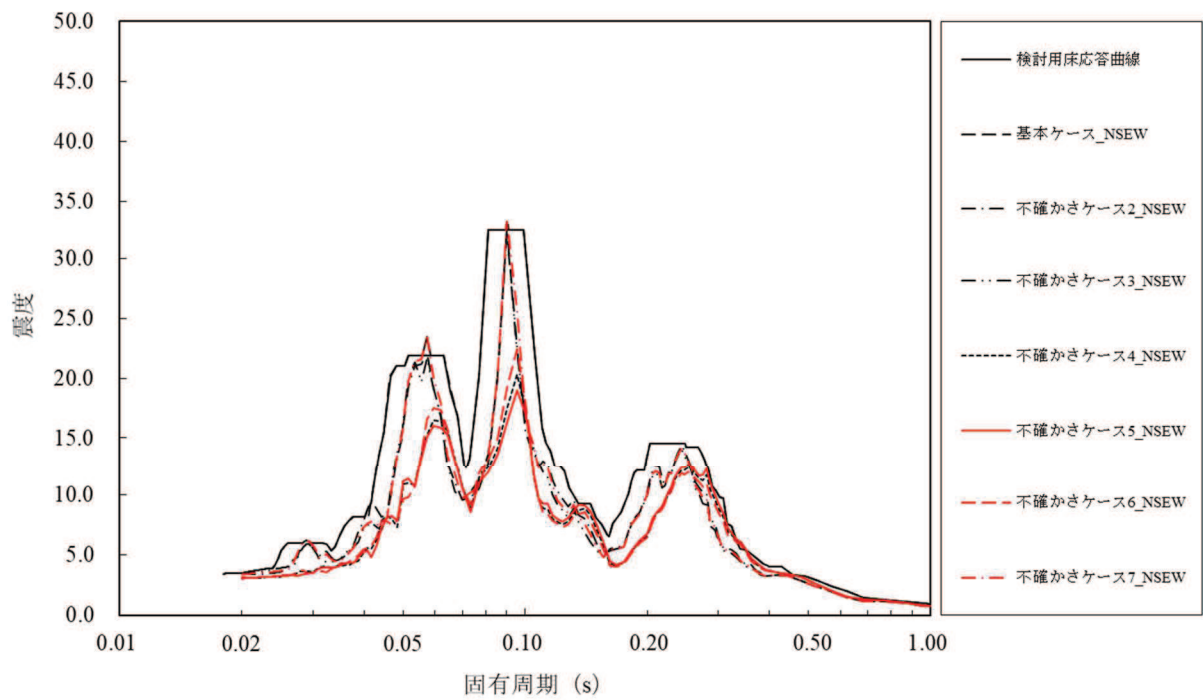


図 12-13 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-005）
原子炉压力容器（O.P. 28.600m，水平方向，減衰定数 2.5%）

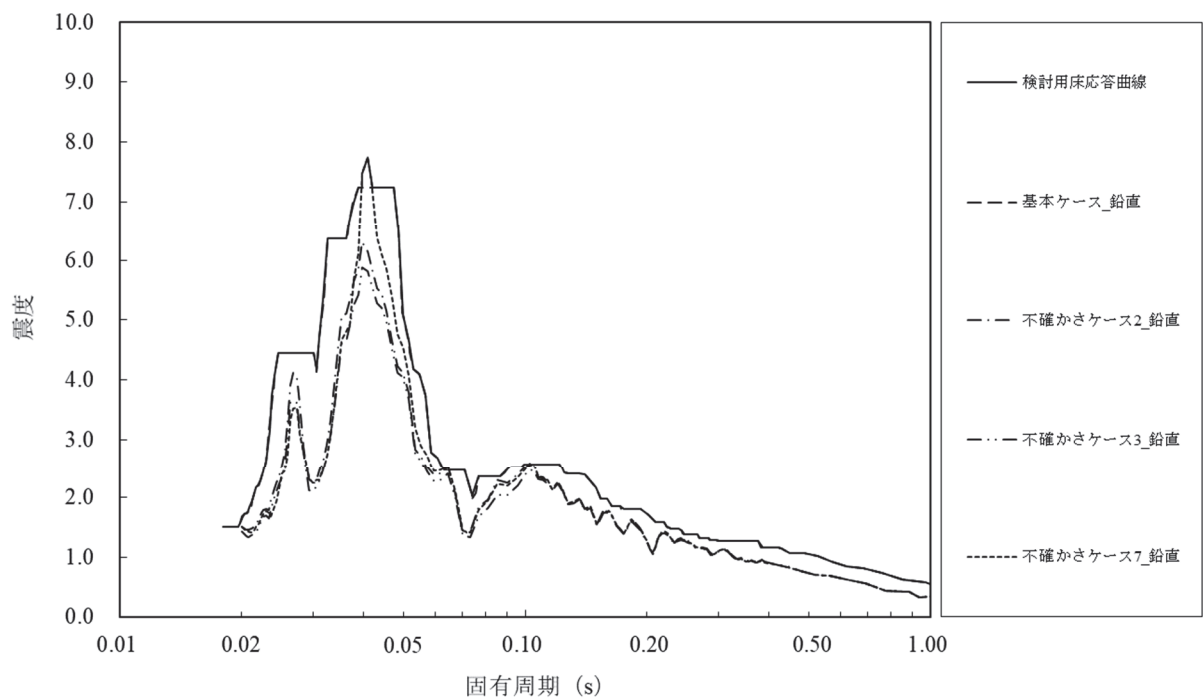


図 12-14 検討用床応答曲線（残留熱除去系配管用，RHR-005）
原子炉压力容器（O.P. 28.600m，鉛直方向，減衰定数 2.5%）

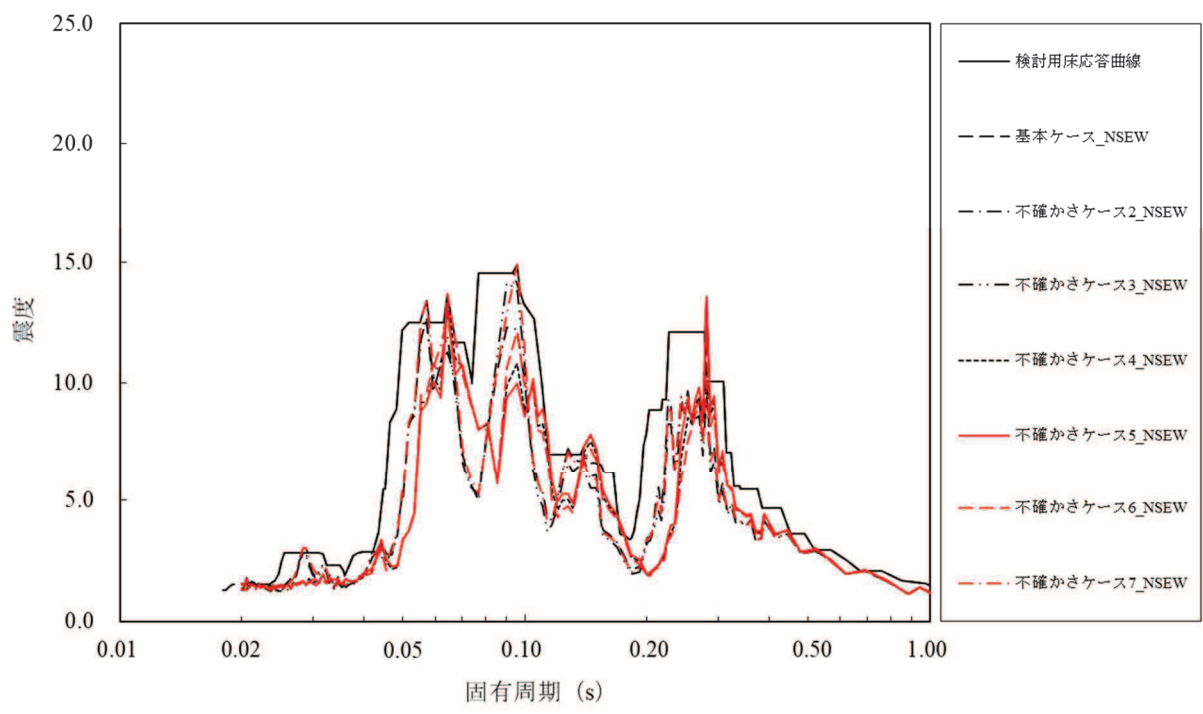


図 13-1 検討用床応答曲線 (制御棒駆動水圧系配管用, CRD-007-3)
 原子炉本体の基礎 (O.P. 7.040m, 水平方向, 減衰定数 0.5%)

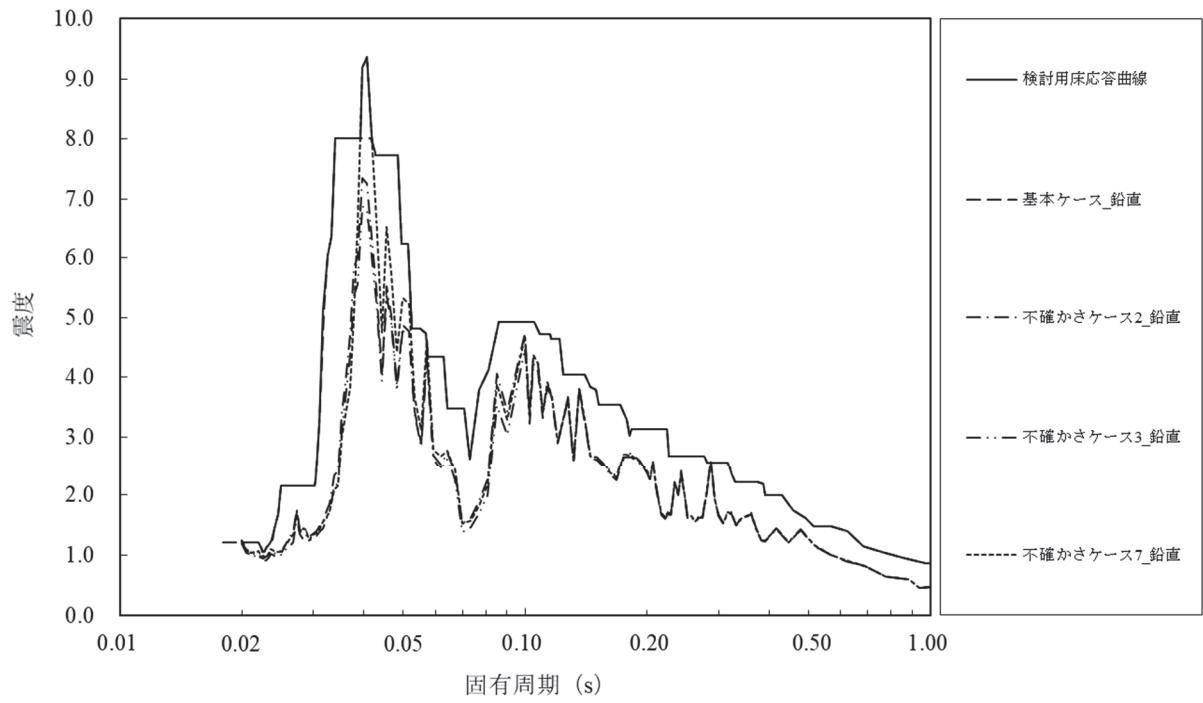


図 13-2 検討用床応答曲線 (制御棒駆動水圧系配管用, CRD-007-3)
 原子炉本体の基礎 (O.P. 7.040m, 鉛直方向, 減衰定数 0.5%)

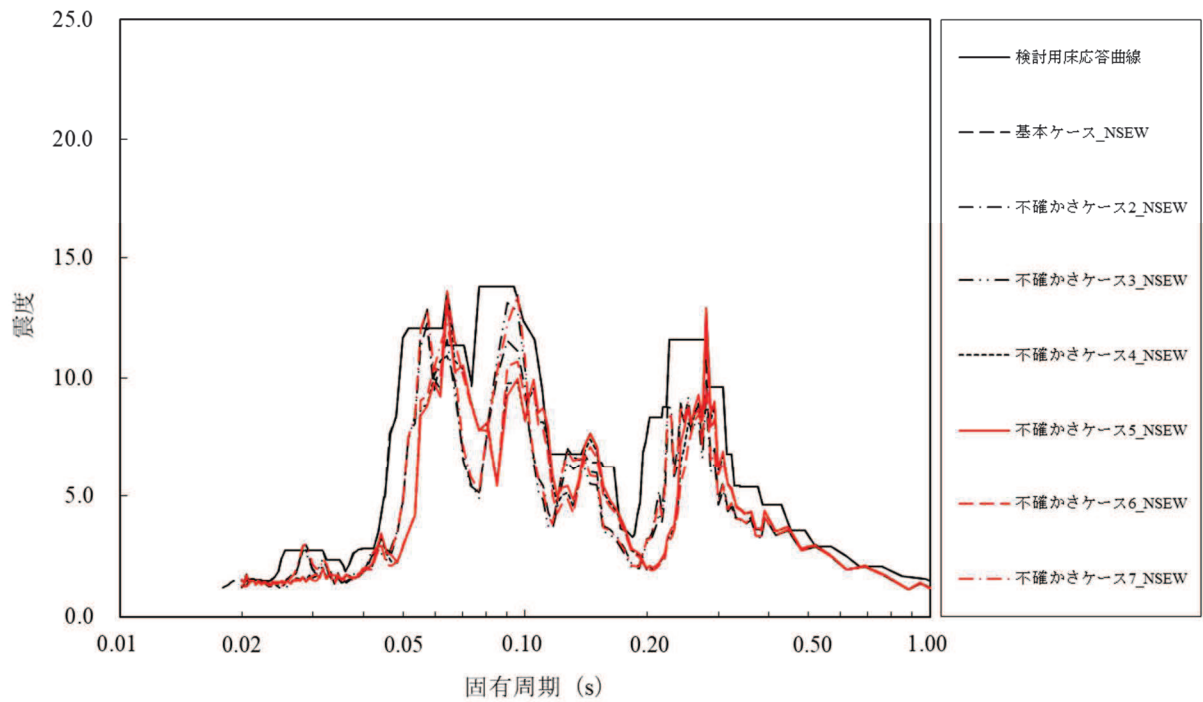


図 13-3 検討用床応答曲線（制御棒駆動水圧系配管用，CRD-007-3）
原子炉本体の基礎（O.P. 6.240m，水平方向，減衰定数 0.5%）

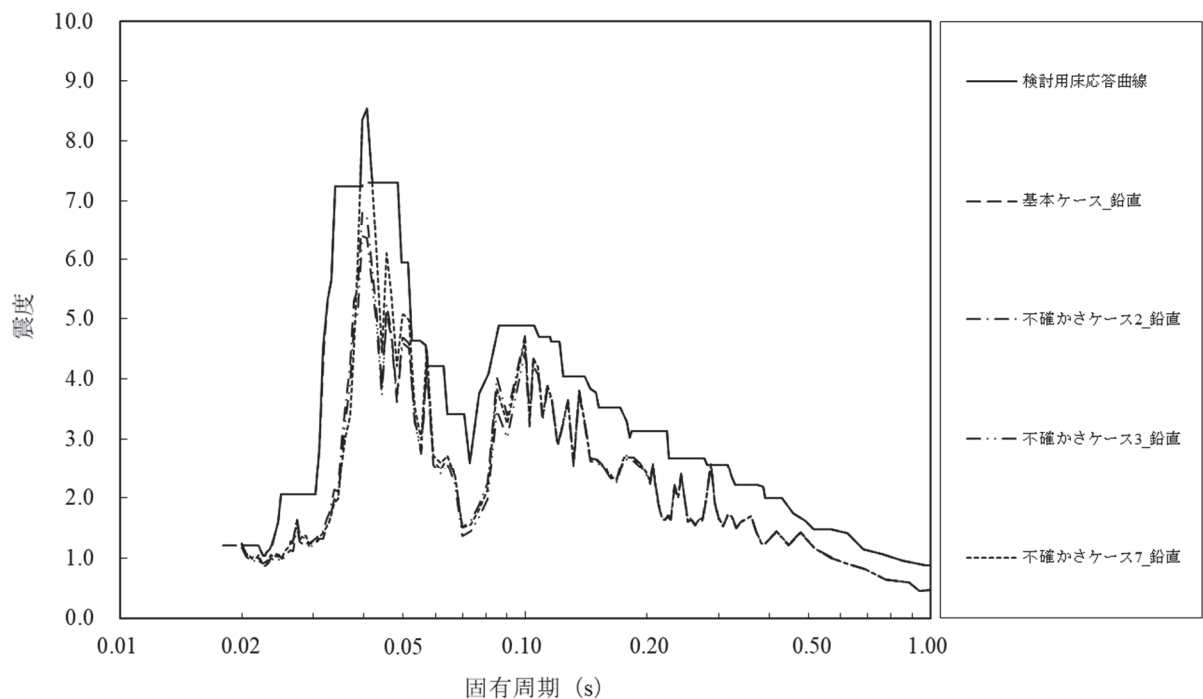


図 13-4 検討用床応答曲線（制御棒駆動水圧系配管用，CRD-007-3）
原子炉本体の基礎（O.P. 6.240m，鉛直方向，減衰定数 0.5%）

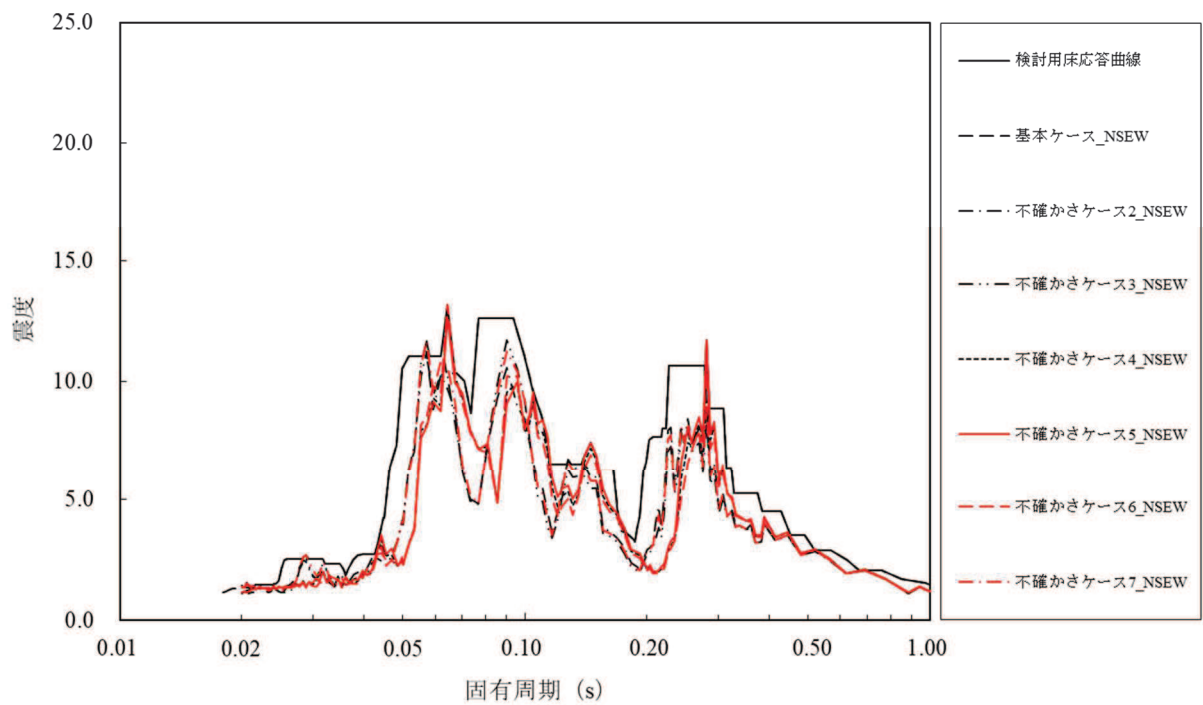


図 13-5 検討用床応答曲線（制御棒駆動水圧系配管用，CRD-007-3）
原子炉本体の基礎（O.P. 4.950m，水平方向，減衰定数 0.5%）

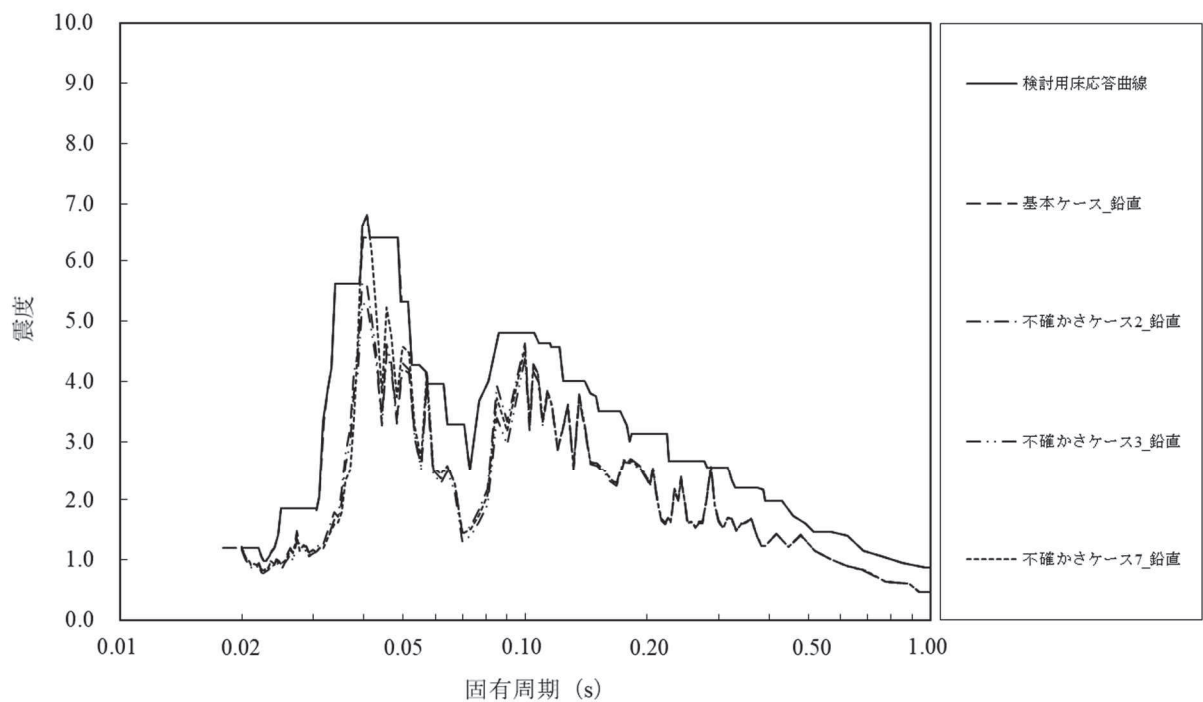


図 13-6 検討用床応答曲線（制御棒駆動水圧系配管用，CRD-007-3）
原子炉本体の基礎（O.P. 4.950m，鉛直方向，減衰定数 0.5%）

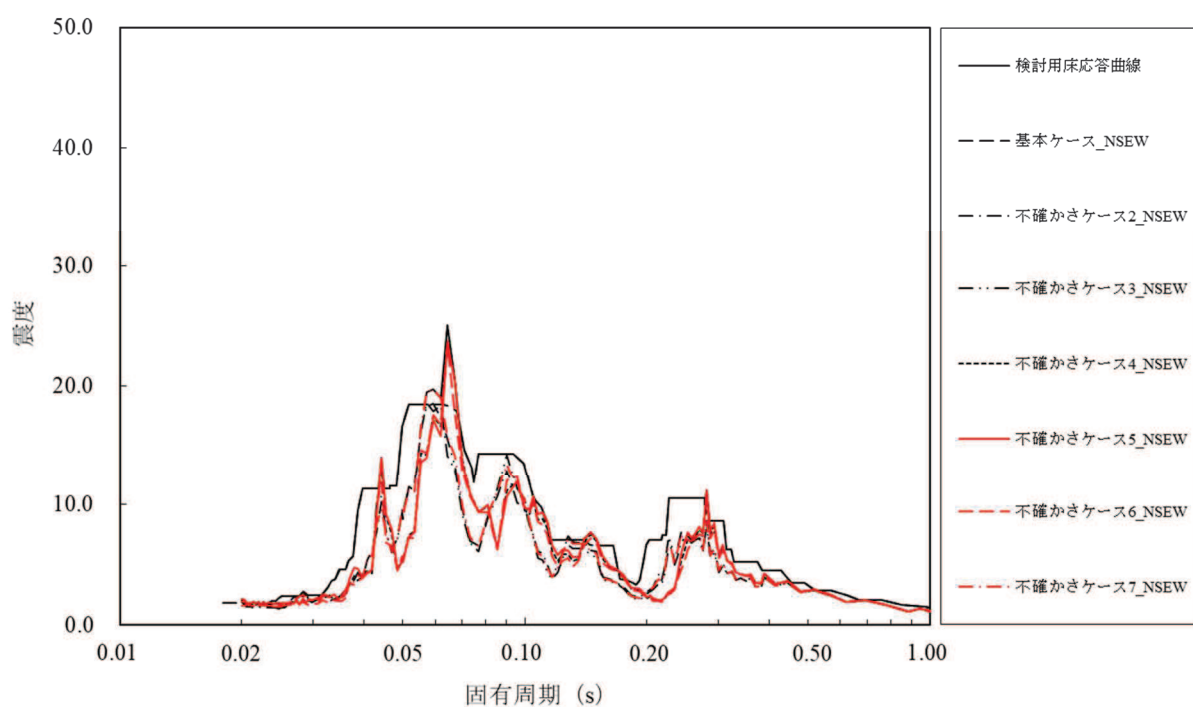


図 13-7 検討用床応答曲線 (制御棒駆動水圧系配管用, CRD-007-3)
 制御棒駆動機構ハウジング (O.P. 3.258m, 水平方向, 減衰定数 0.5%)

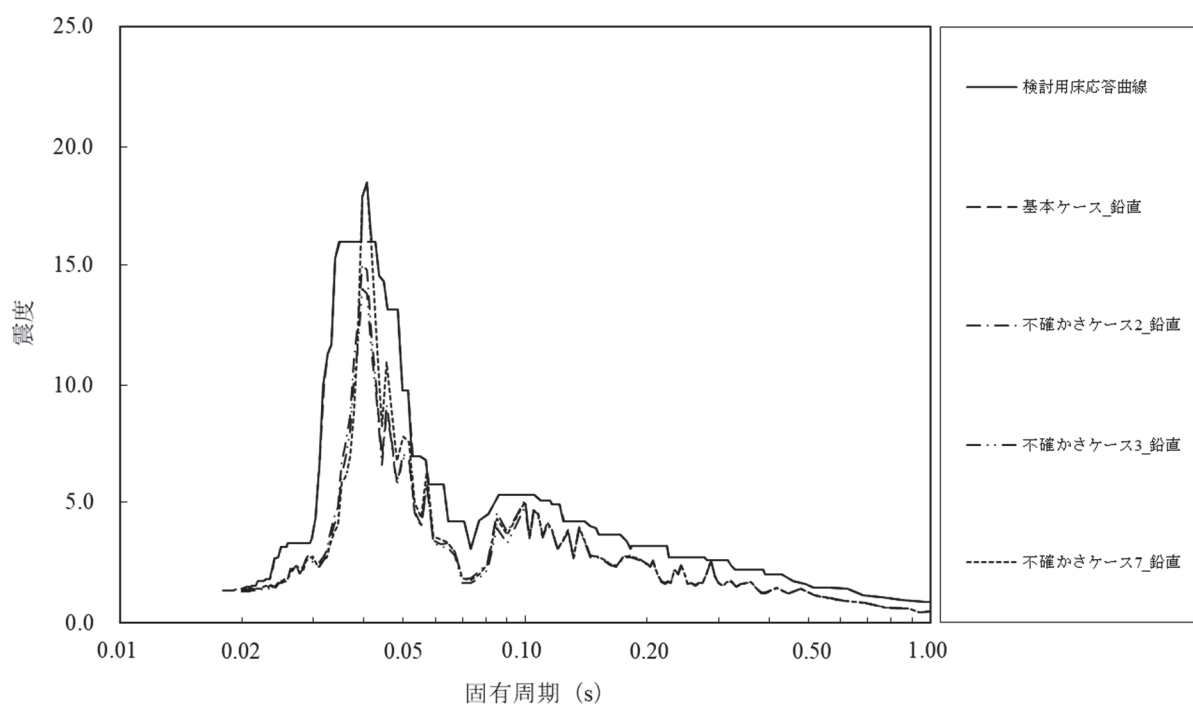


図 13-8 検討用床応答曲線 (制御棒駆動水圧系配管用, CRD-007-3)
 制御棒駆動機構ハウジング (O.P. 3.258m, 鉛直方向, 減衰定数 0.5%)

表 4 固有周期の計算間隔

固有周期 (s)	計算間隔 ($\Delta\omega$: rad/s)
0.02~0.1	4.0
0.1~0.2	1.5
0.2~0.39	0.5
0.39~0.94	1.0
0.94~1.0	0.38

d. 検討対象設備の主要諸元，解析モデル

検討対象設備として残留熱除去系配管及び制御棒駆動水圧系配管の主要仕様，解析モデル図，固有振動数及び刺激係数，主要次数のモード図を示す。

(a) 残留熱除去系配管（RHR-004）

残留熱除去系配管の主要仕様を表5に，解析モデル図を図14に，固有振動数及び刺激係数を表6に，主要次数のモード図を図15に示す。

表5 残留熱除去系配管（RHR-004）の主要仕様

項目	主要仕様
最高使用圧力 (MPa)	8.62
最高使用温度 (℃)	302
外径 (mm)	114.3
厚さ (mm)	11.1
材料	STS410

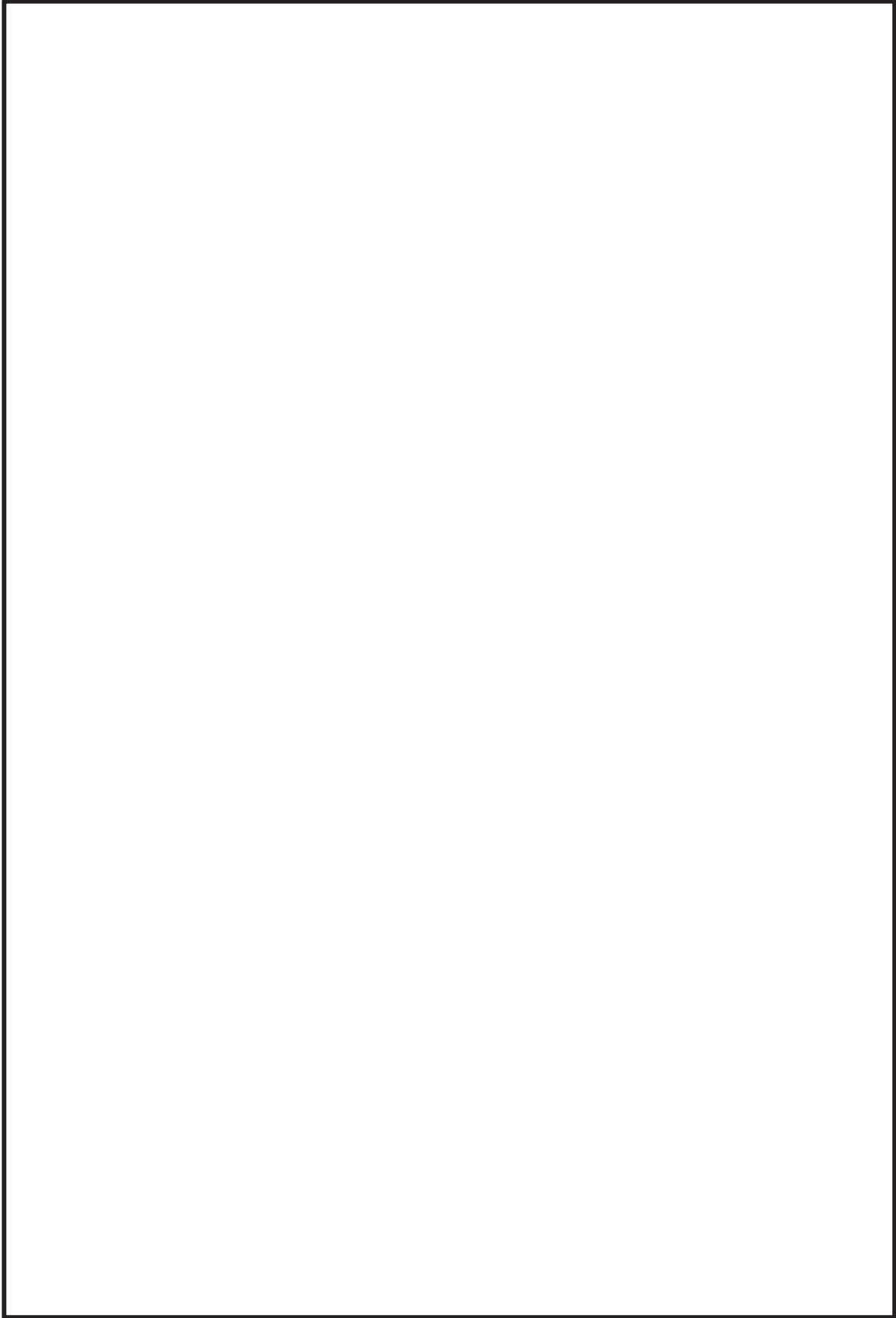


図 14 残留熱除去系配管 (RHR-004) の解析モデル図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6 残留熱除去系配管 (RHR-004) の固有振動数及び刺激係数

モード	固有 振動数 (Hz)	固有 周期 (s)	刺 激 係 数 *			設計震度		
						水平方向		鉛直方向
			X方向	Y方向	Z方向	X方向	Z方向	Y方向

注記* : 刺激係数は, モード質量を正規化し, 固有ベクトルと質量マトリックスの積から算出した値を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

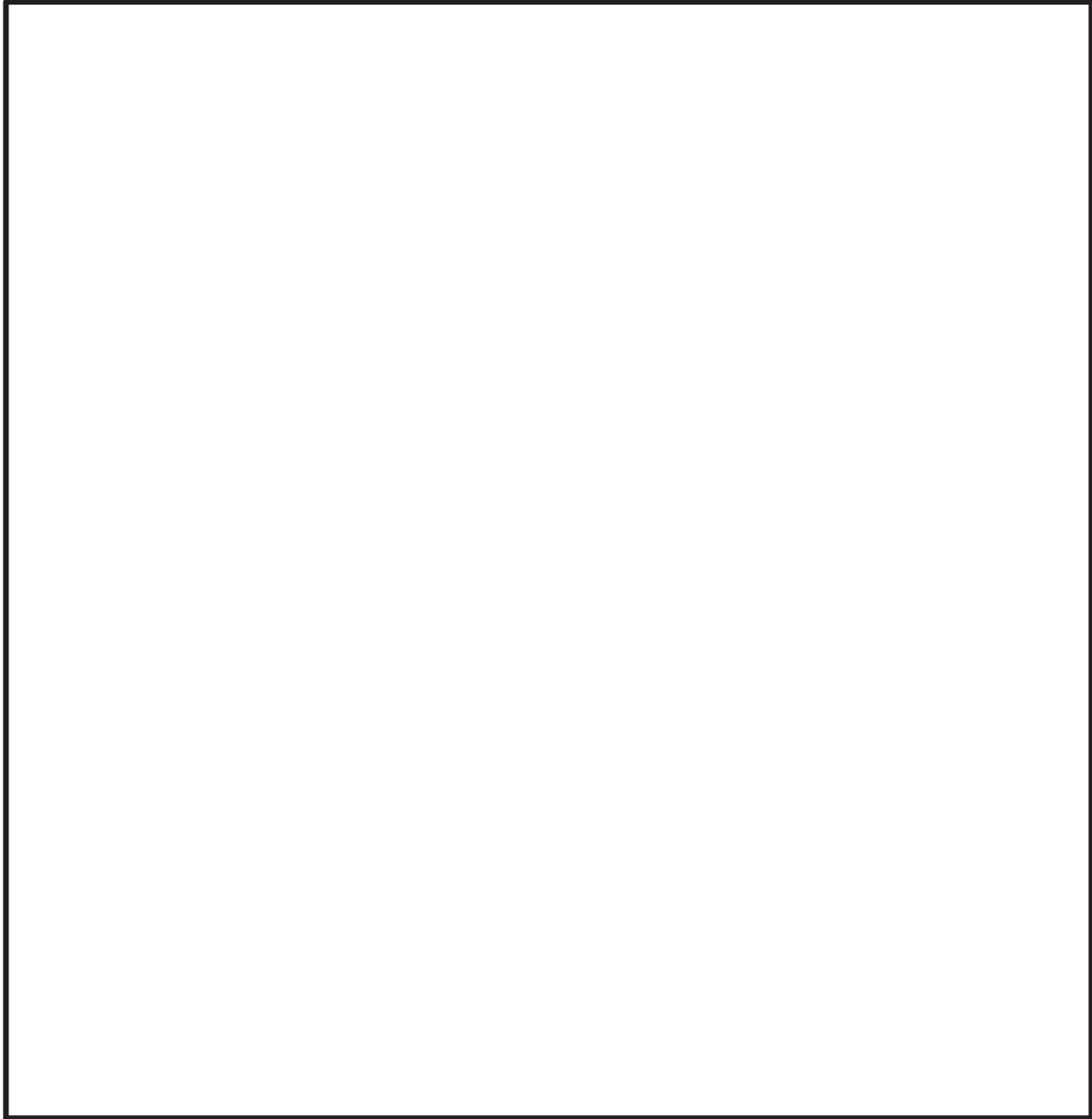


図 15-1 残留熱除去系配管 (RHR-004) のモード図 (1 次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

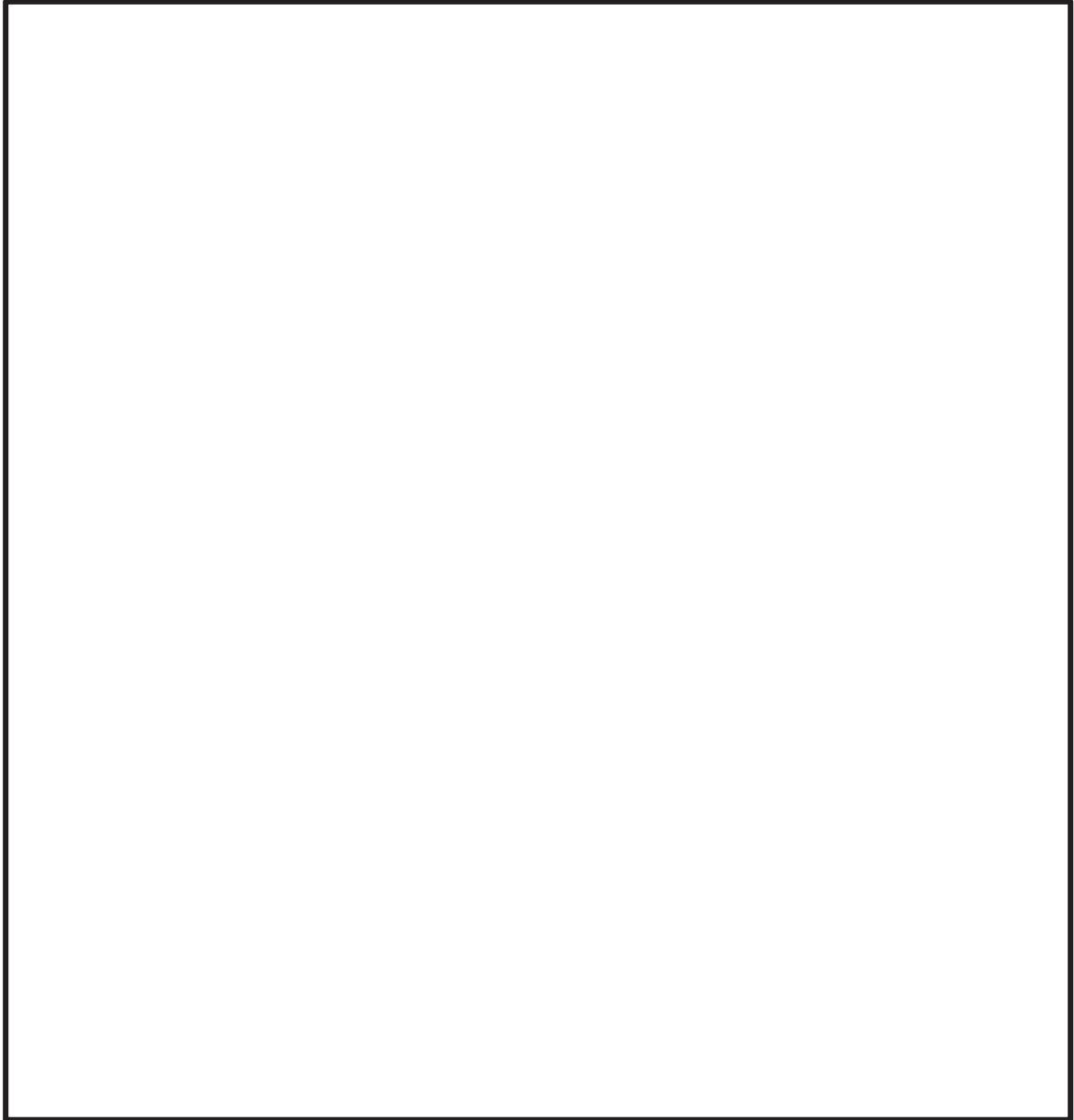


図 15-2 残留熱除去系配管 (RHR-004) のモード図 (2 次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

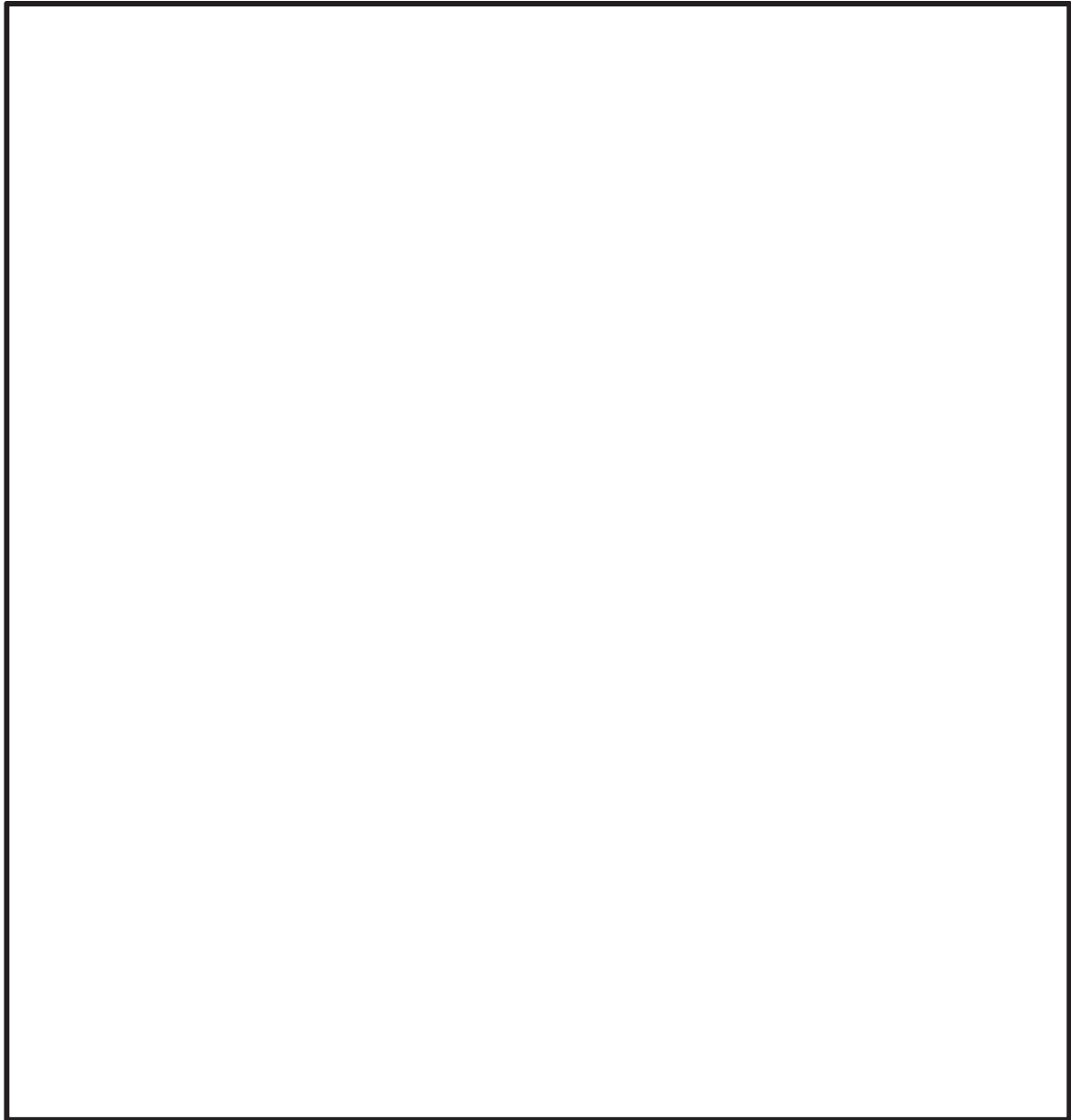


図 15-3 残留熱除去系配管 (RHR-004) のモード図 (3 次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(b) 残留熱除去系配管 (RHR-005)

残留熱除去系配管の主要仕様を表7に、解析モデル図を図16に、固有振動数及び刺激係数を表8に、主要次数のモード図を図17に示す。

表7 残留熱除去系配管 (RHR-005) の主要仕様

項目	主要仕様
最高使用圧力 (MPa)	8.62
最高使用温度 (°C)	302
外径 (mm)	114.3
厚さ (mm)	11.1
材料	STS410

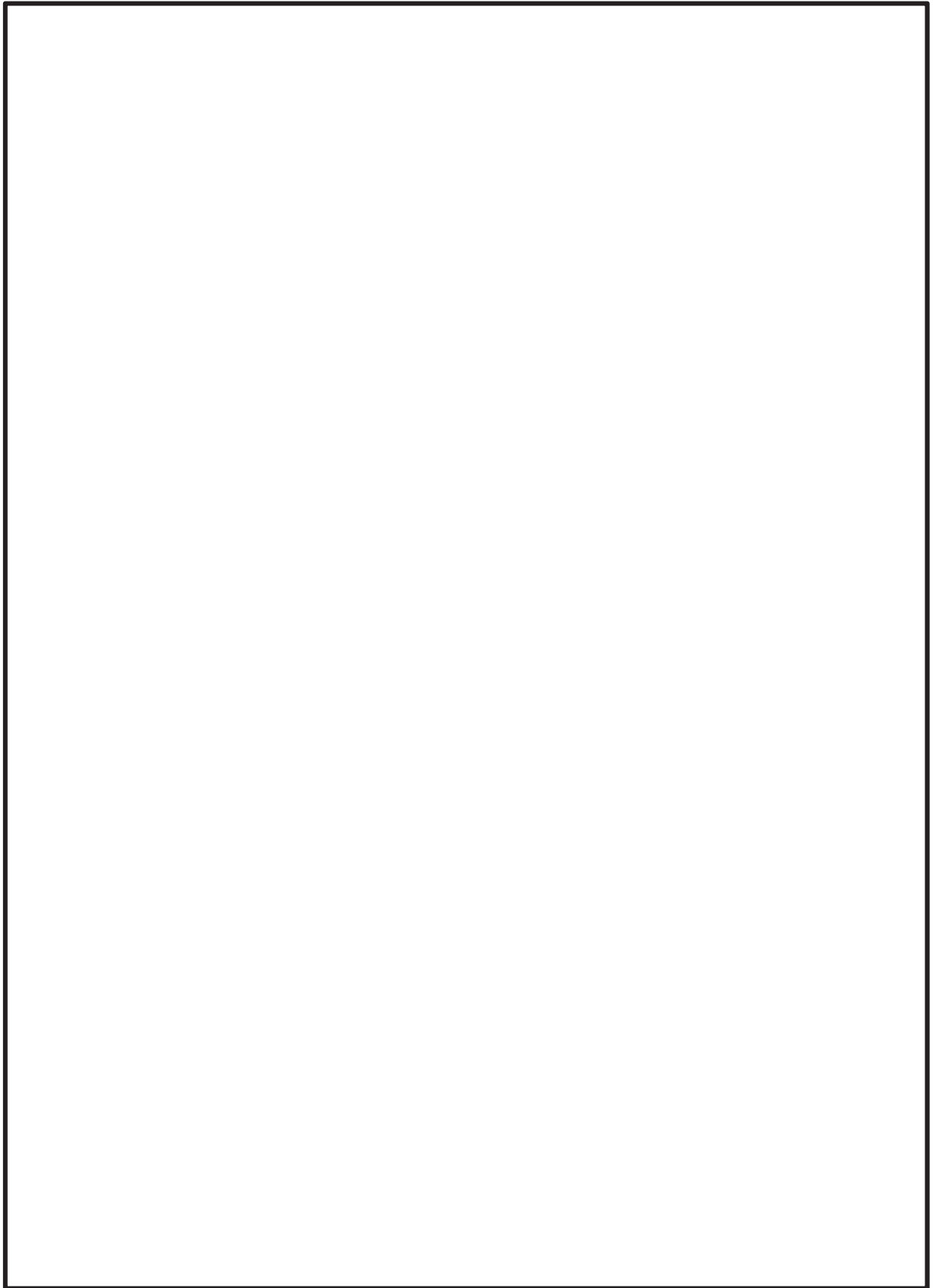


図 16 残留熱除去系配管（RHR-005）の解析モデル図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 8 残留熱除去系配管 (RHR-005) の固有振動数及び刺激係数

モード	固有 振動数 (Hz)	固有 周期 (s)	刺 激 係 数 *			設 計 震 度		
						水 平 方 向		鉛 直 方 向
			X 方 向	Y 方 向	Z 方 向	X 方 向	Z 方 向	Y 方 向

注記* : 刺激係数は、モード質量を正規化し、固有ベクトルと質量マトリックスの積から算出した値を示す。

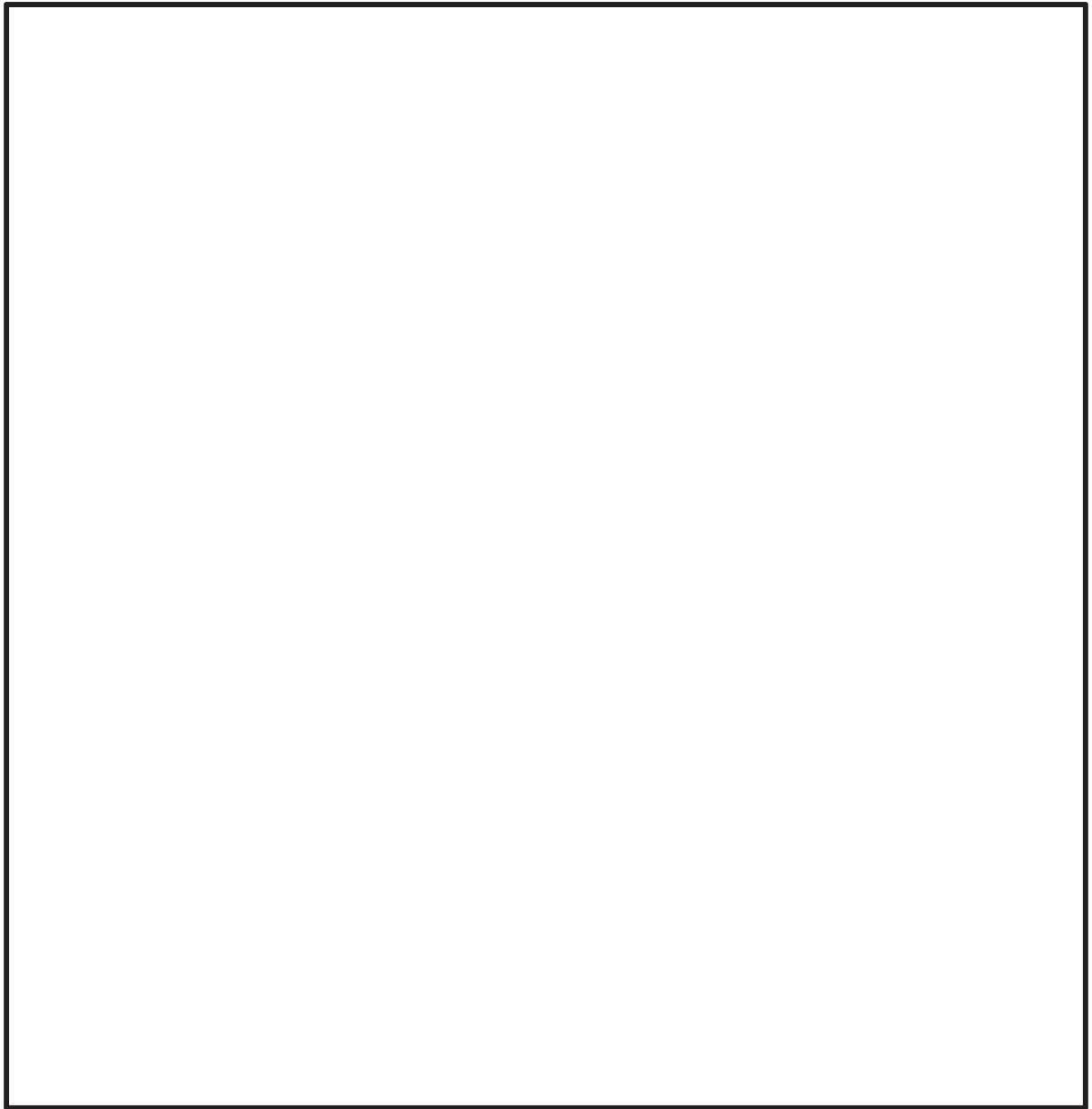


図 17-1 残留熱除去系配管 (RHR-005) のモード図 (1次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

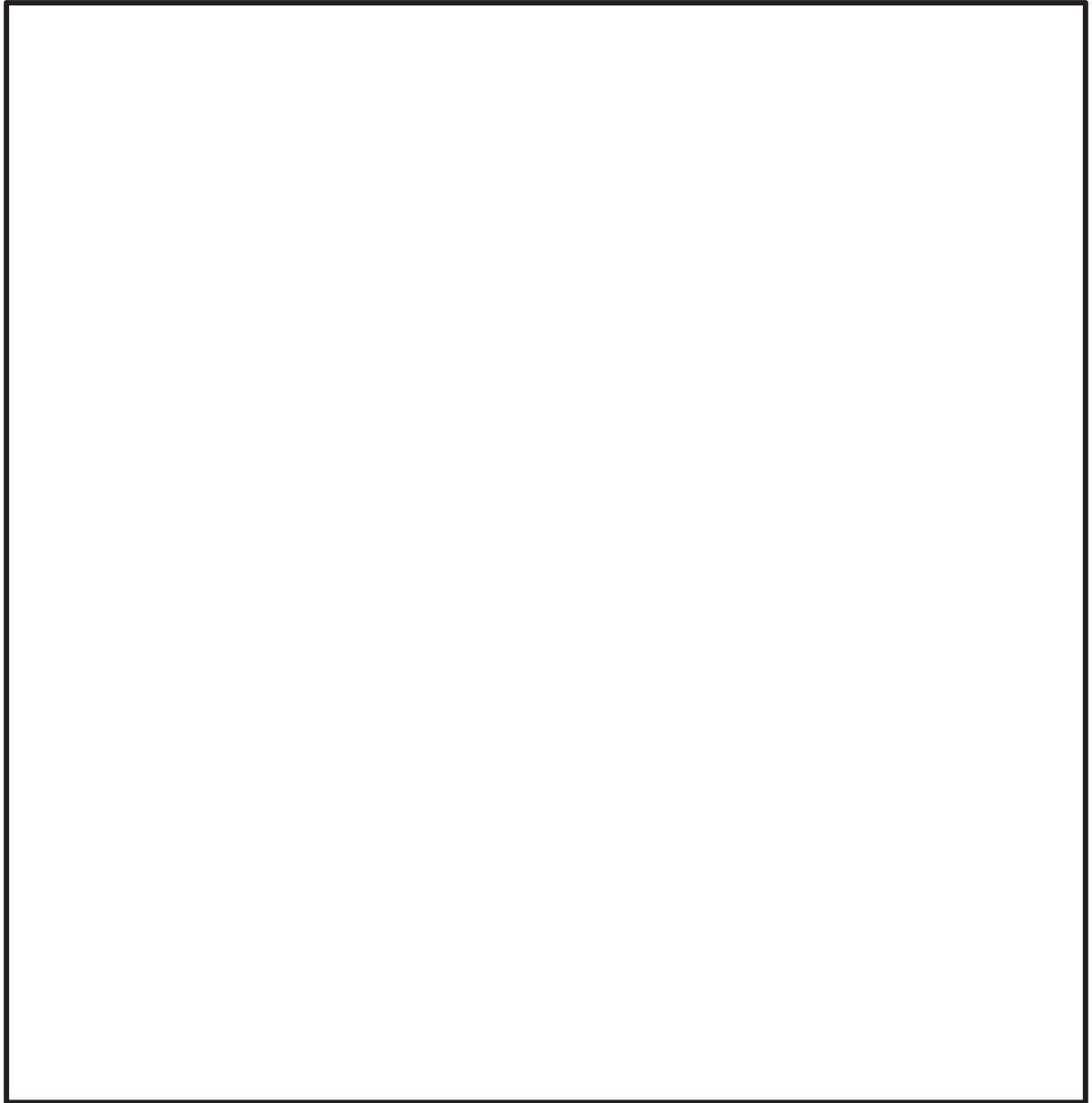


図 17-2 残留熱除去系配管 (RHR-005) のモード図 (2 次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

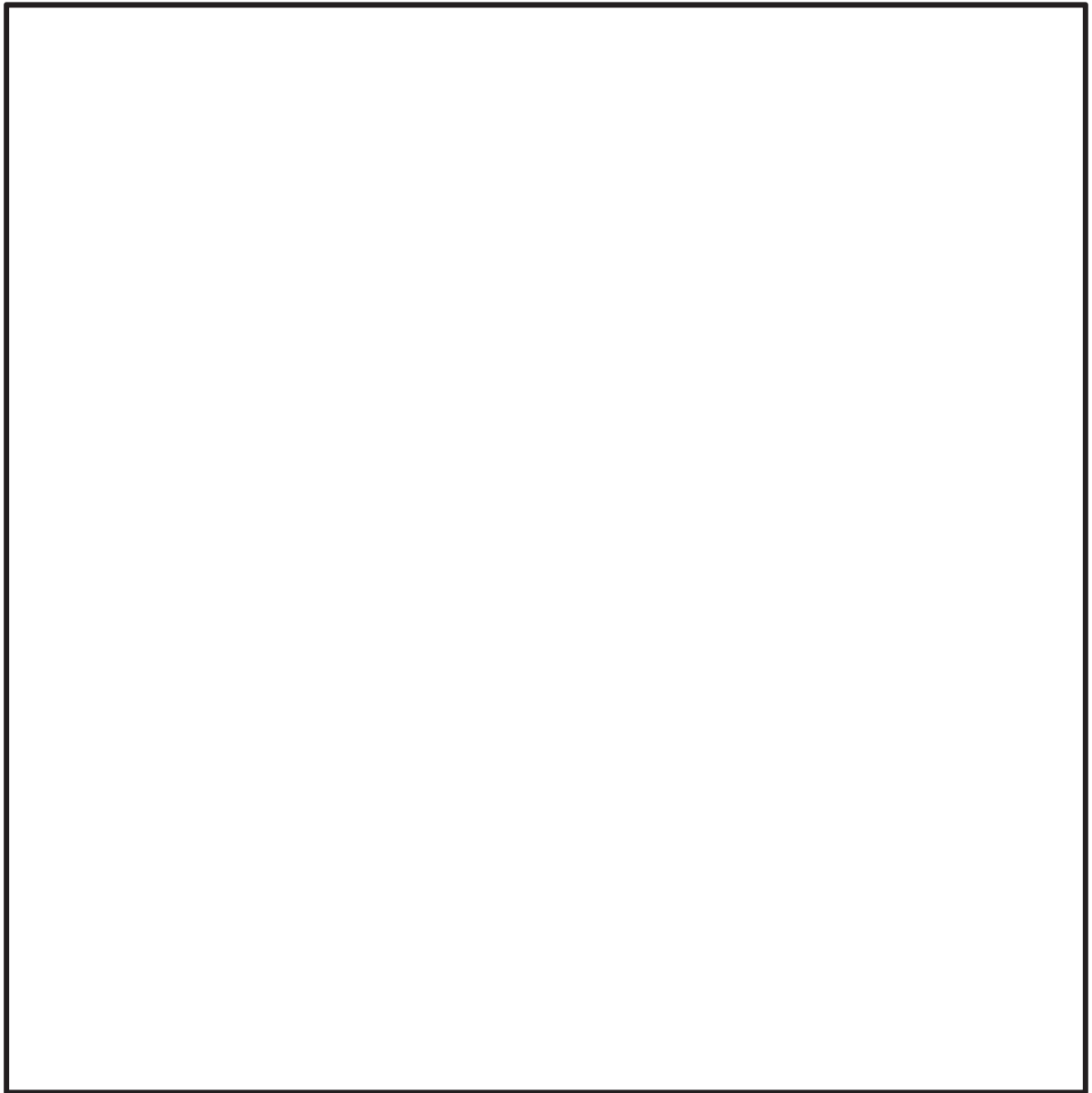


図 17-3 残留熱除去系配管 (RHR-005) のモード図 (3 次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(c) 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3)

制御棒駆動水圧系配管の主要仕様を表9に、解析モデル図を図18に、固有振動数及び刺激係数を表10に、主要次数のモード図を図19に示す。

表 9 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3) の主要仕様

項目	主要仕様
最高使用圧力 (MPa)	13.83
最高使用温度 (°C)	66
外径 (mm)	34.0
厚さ (mm)	4.5
材料	SUS316LTP

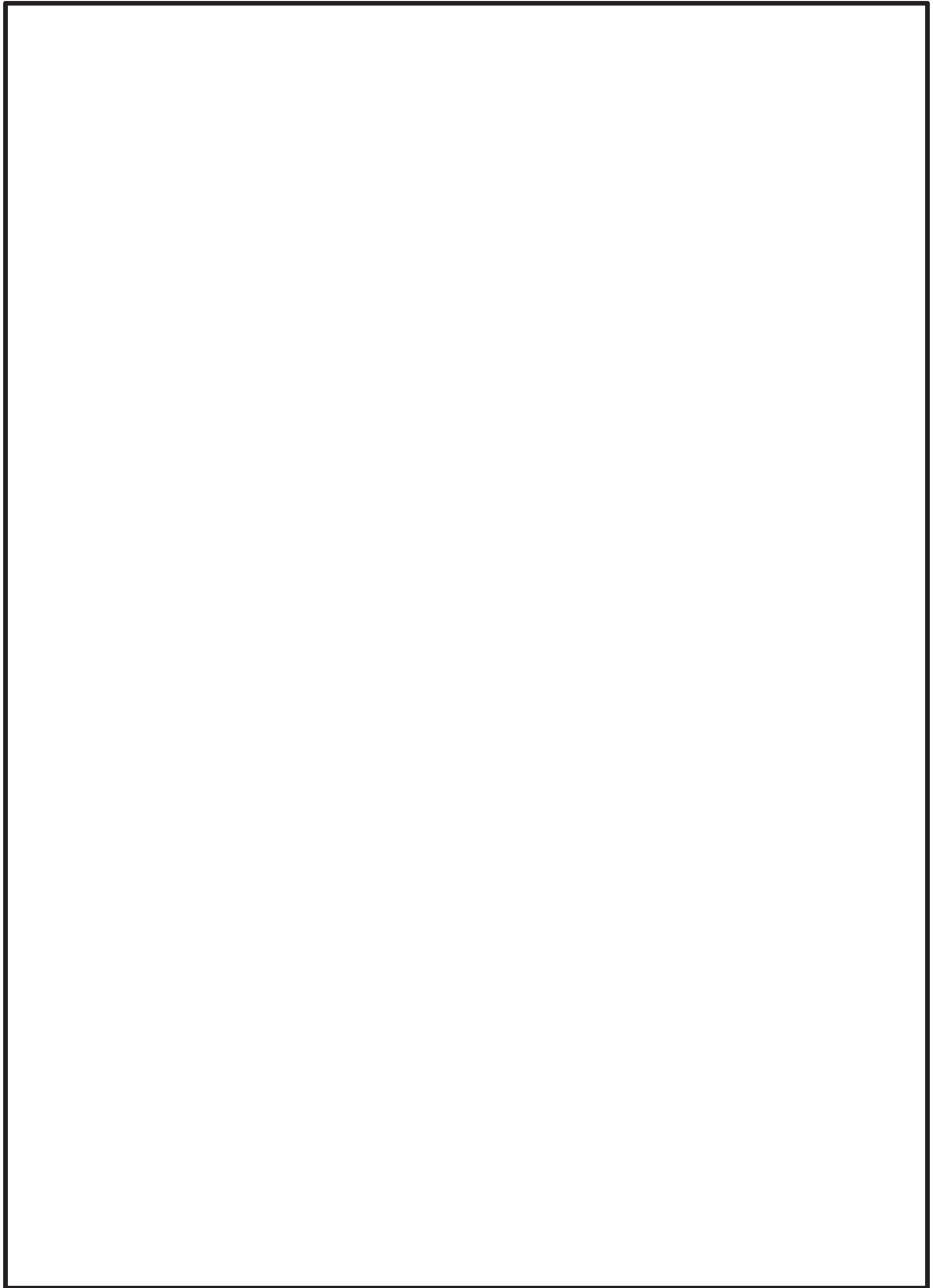


図 18 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3) の解析モデル図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 10 制御棒駆動水圧系配管（CRD-007-3）の固有振動数及び刺激係数

モード	固有 振動数 (Hz)	固有 周期 (s)	刺 激 係 数 *			設 計 震 度		
						水 平 方 向		鉛 直 方 向
			X 方 向	Y 方 向	Z 方 向	X 方 向	Z 方 向	Y 方 向

注記*：刺激係数は、モード質量を正規化し、固有ベクトルと質量マトリックスの積から算出した値を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

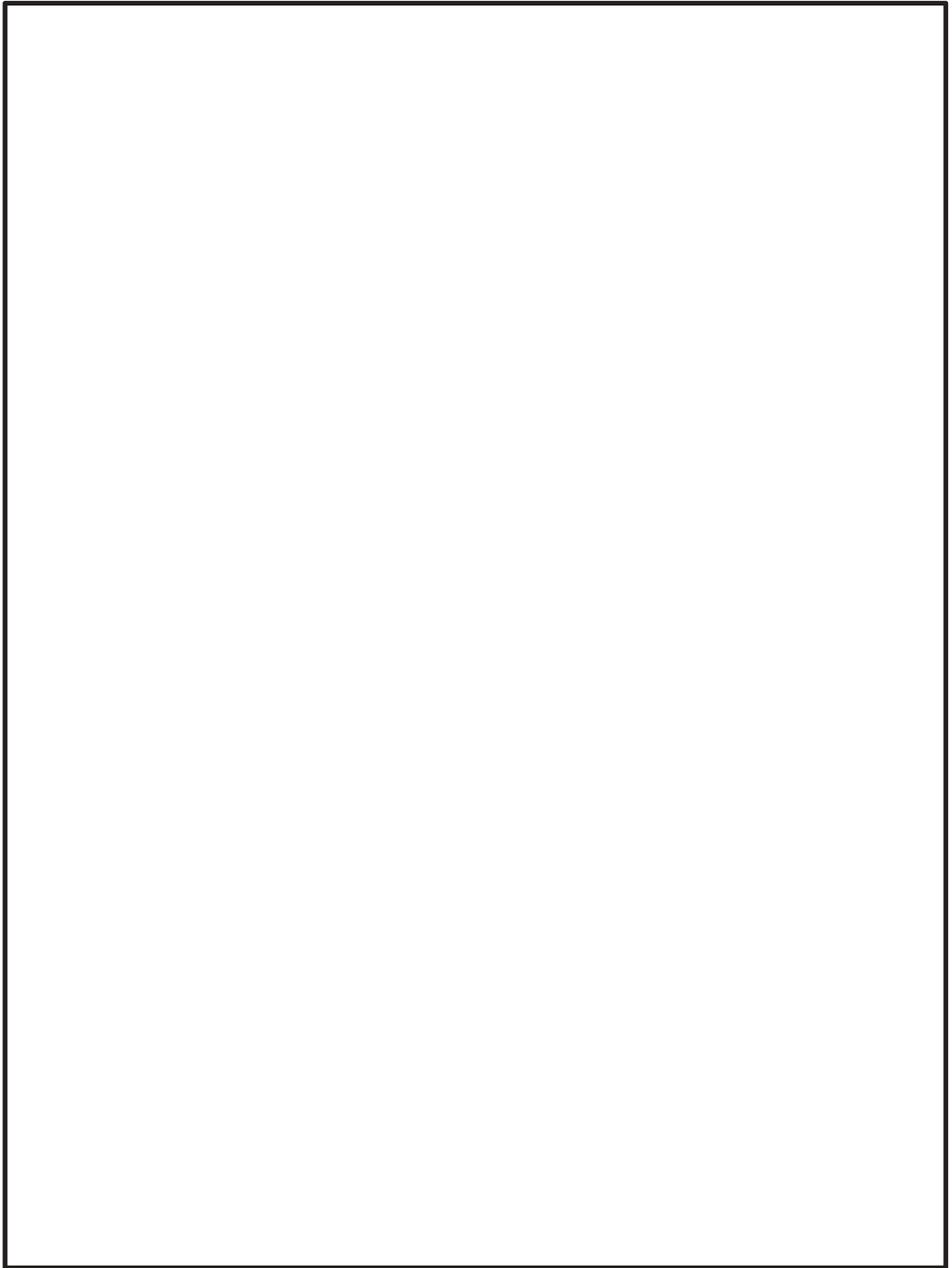


図 19-1 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3) のモード図 (1次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

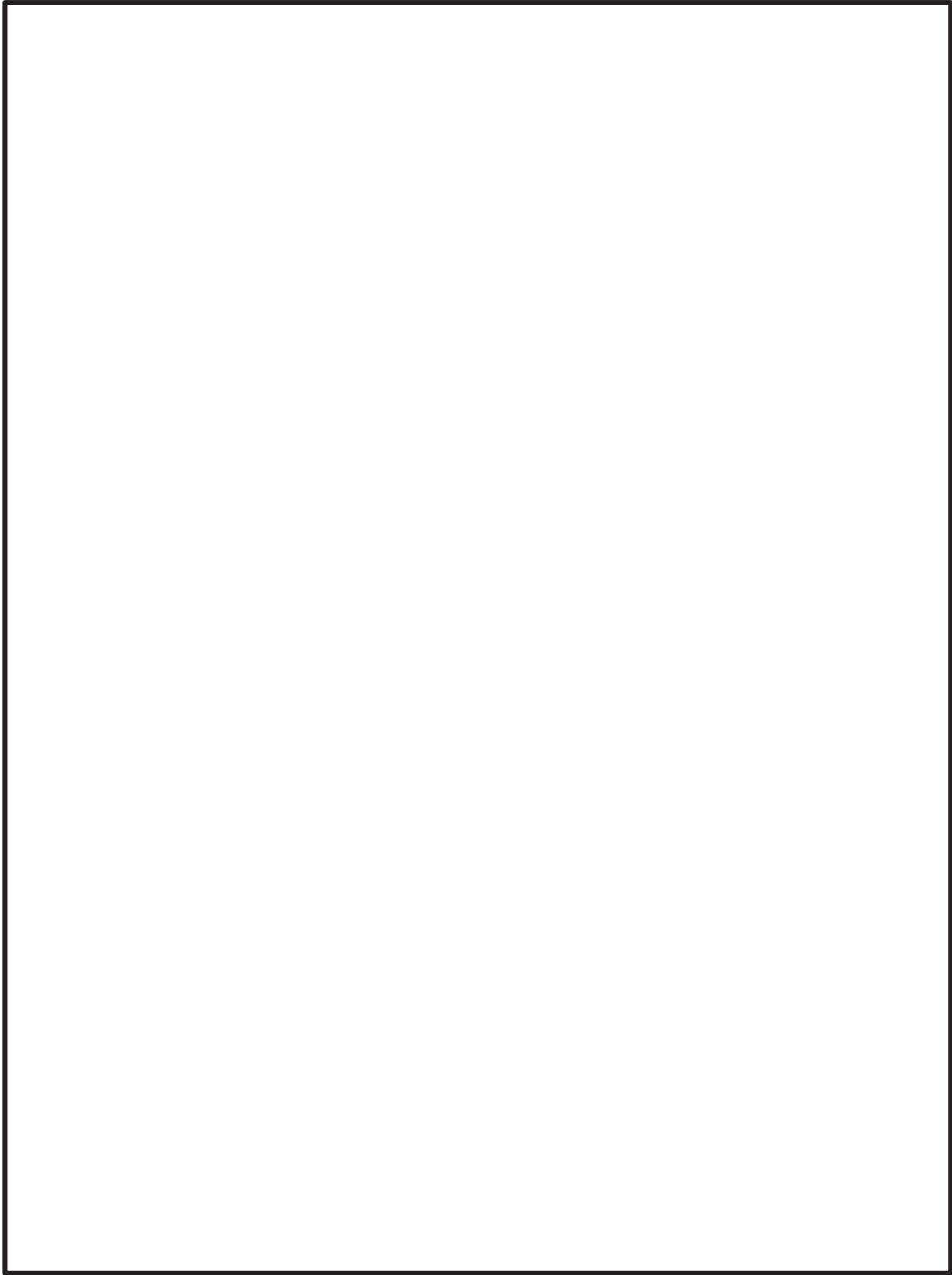


図 19-2 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3) のモード図 (2次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

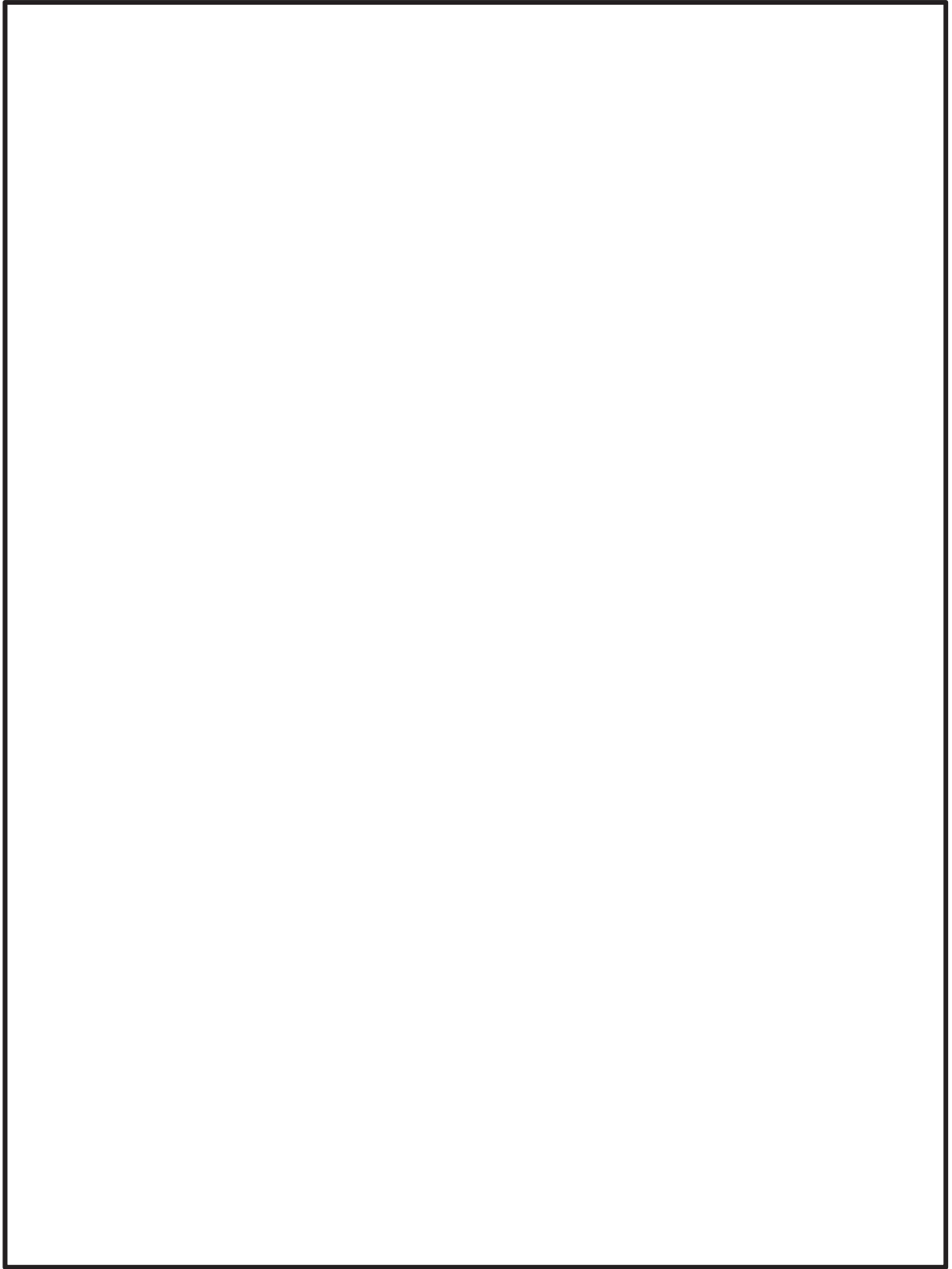


図 19-3 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3) のモード図 (3 次)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

e. 解析結果

設計用床応答曲線を用いた地震応答解析結果，検討用床応答曲線を用いた地震応答解析結果及び静的解析結果を示す。

(a) 残留熱除去系配管 (RHR-004)

評価結果を表 11 に示すとともに，最大応力発生部位を図 20 に示す。現行の手法である設計用床応答曲線を用いた 20Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果 141MPa に対して，検討用床応答曲線を用いて 50Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果は 142MPa であり，応力値は増加したものの，その増加は僅かであることが確認された。

表 11 残留熱除去系配管 (RHR-004) の評価結果

		一次応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
現行の手法による評価結果	20Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果 (設計用床応答曲線)	141	366
	静的解析 (1.2ZPA)	73	
	包絡値	141	
妥当性検討用	50Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果 (検討用床応答曲線)	142	366

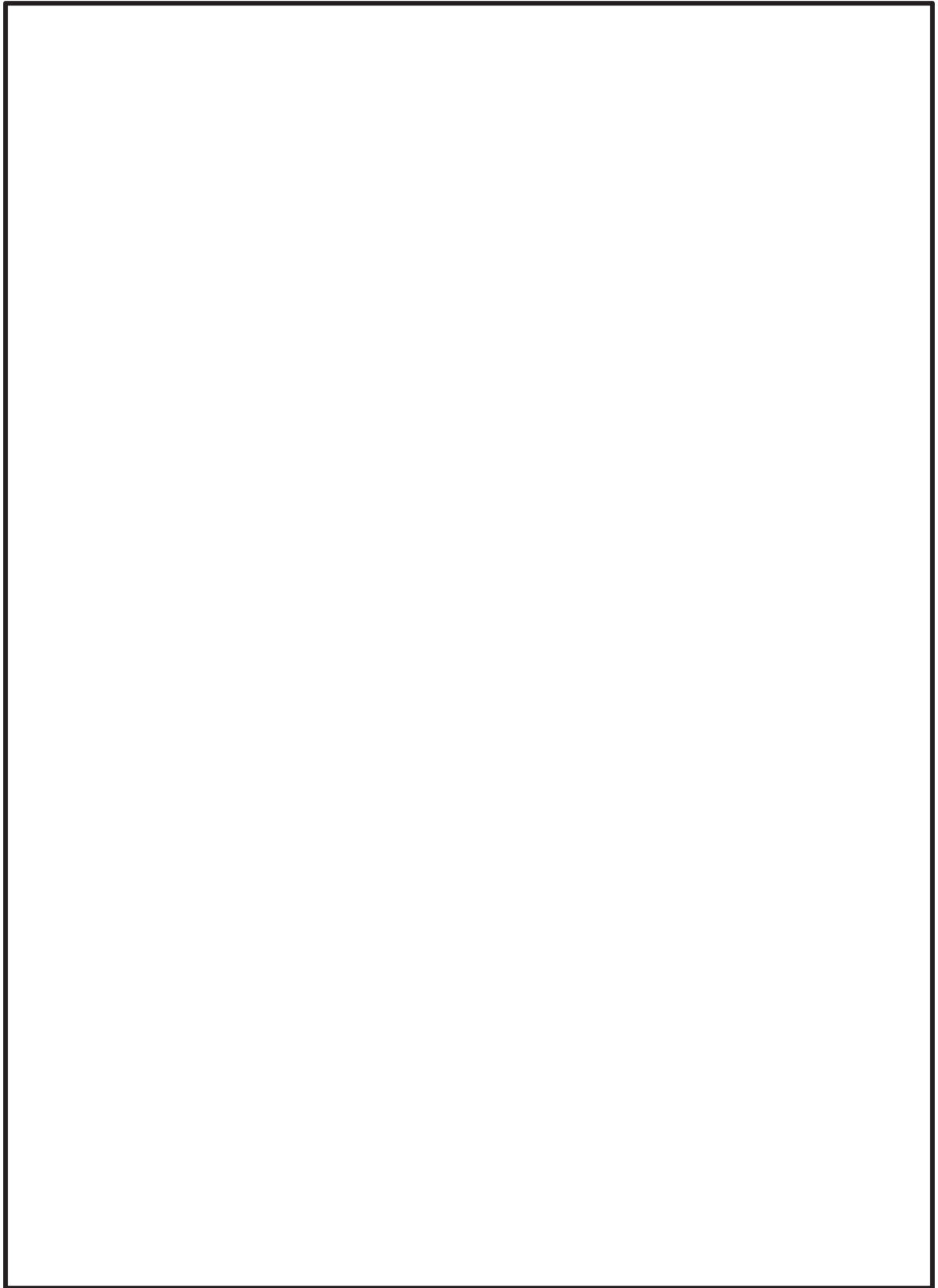


図 20 残留熱除去系配管 (RHR-004) の最大応力発生部位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(b) 残留熱除去系配管 (RHR-005)

評価結果を表 12 に示すとともに、最大応力発生部位を図 21 に示す。現行の手法である設計用床応答曲線を用いた 20Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果 197MPa に対して、検討用床応答曲線を用いて 50Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果は 206MPa であり、応力値は増加したものの、その増加は僅かであることが確認された。

表 12 残留熱除去系配管 (RHR-005) の評価結果

		一次応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
現行の手法による評価結果	20Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果 (設計用床応答曲線)	197	366
	静的解析 (1.2ZPA)	97	
	包絡値	197	
妥当性検討用	50Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果 (検討用床応答曲線)	206	366

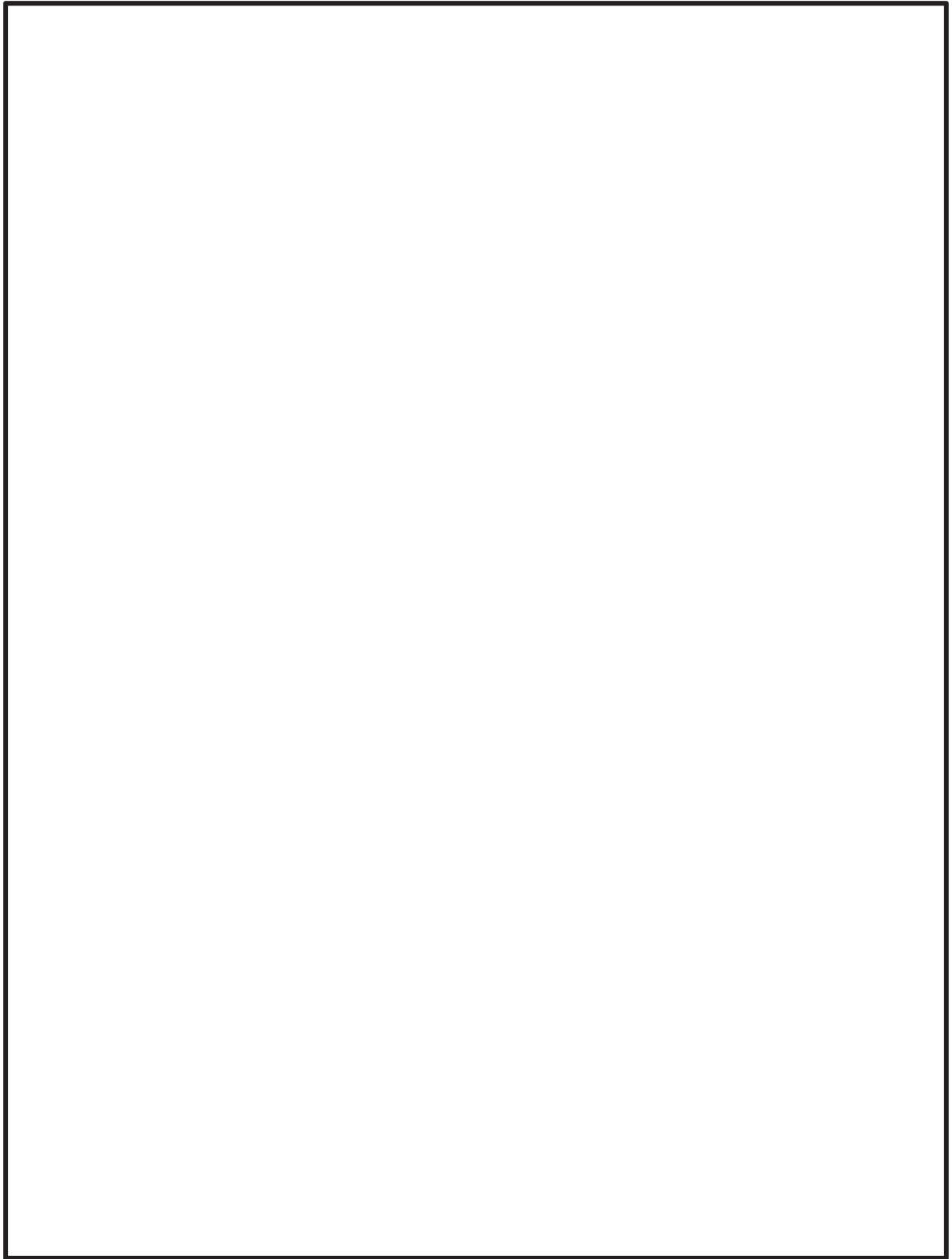


図 21 残留熱除去系配管 (RHR-005) の最大応力発生部位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(c) 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3)

評価結果を表 13 に示すとともに、最大応力発生部位を図 22 に示す。現行の手法である設計用床応答曲線を用いた 20Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果 179MPa に対して、検討用床応答曲線を用いて 50Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果は 187MPa であり、応力値は増加したものの、その増加は僅かであることが確認された。

表 13 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3) の評価結果

		一次応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
現行の手法による評価結果	20Hz までの領域を考慮した 地震応答解析結果 (設計用床応答曲線)	179	413
	静的解析 (1.2ZPA)	51	
	包絡値	179	
妥当性検討用	50Hz までの領域を考慮した 地震応答解析結果 (検討用床応答曲線)	187	413

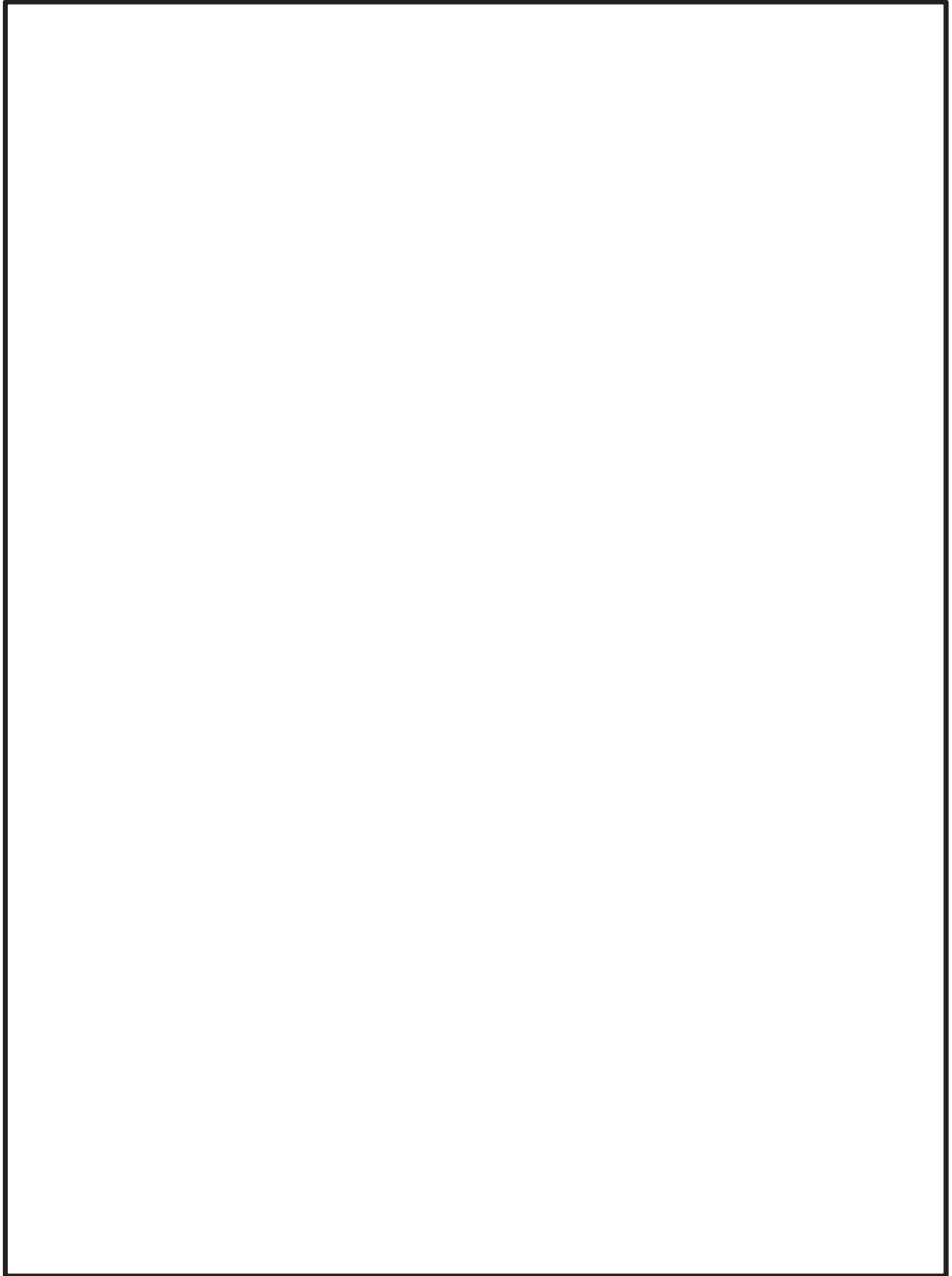


図 22 制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3) の最大応力発生部位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上のとおり、残留熱除去系配管及び制御棒駆動水圧系配管ともに現行の手法による評価結果に対して、妥当性検討として実施した 50Hz までの領域を考慮した地震応答解析結果による応力値の増加は僅か、若しくは同等であることを確認した。

応力値の増加が僅かである理由としては、図 10 の変位応答スペクトルで示したように、高振動数側では応答変位が小さく、機器に発生する応力への寄与は、低振動数側と比較しても相対的に小さくなるため、20Hz 未満の振動数領域での応力が支配的となり、20Hz 以上の振動数領域を考慮しても有意な応力の上昇が現れなかったものと考えられる。

(4) まとめ

現行手法の妥当性検討として、20Hz 近傍に卓越する応答を有する床応答スペクトルを適用する残留熱除去系配管及び 20Hz 近傍に 1 次固有振動数を有する制御棒駆動水圧系配管を対象に地震応答解析を実施した（表 14 参照）。

表 14 妥当性検討に用いた対象設備

対象設備	選定理由
残留熱除去系配管 (RHR-004)	鉛直方向で 20Hz 近傍の加速度が最も大きい原子炉しゃへい壁の設計用床応答曲線を適用し評価する設備のうち、一次応力の裕度が最も小さい設備として選定した。
残留熱除去系配管 (RHR-005)	水平方向で 20Hz 近傍の加速度が最も大きい原子炉压力容器の設計用床応答曲線を適用し評価する設備のうち、一次応力の裕度が最も小さい設備として選定した。
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3)	20Hz 近傍に 1 次固有振動数を有する設備として選定した。1次固有振動数 <input type="text"/> (Hz), 2次固有振動数 <input type="text"/> (Hz) であり、現行手法では 1 次固有振動数のみ考慮される。

解析結果のまとめを表 15 に示す。

残留熱除去系配管 (RHR-004) は、現行手法による発生応力に対して、妥当性検討による発生応力の増加が確認されたものの、増分は僅かであった。これは、1～9 次の固有振動数 (20Hz 未満) での応答の配管に発生する応力への寄与が、10 次以降の固有振動数での応答に対して相対的に大きいことによるものと考えられる。

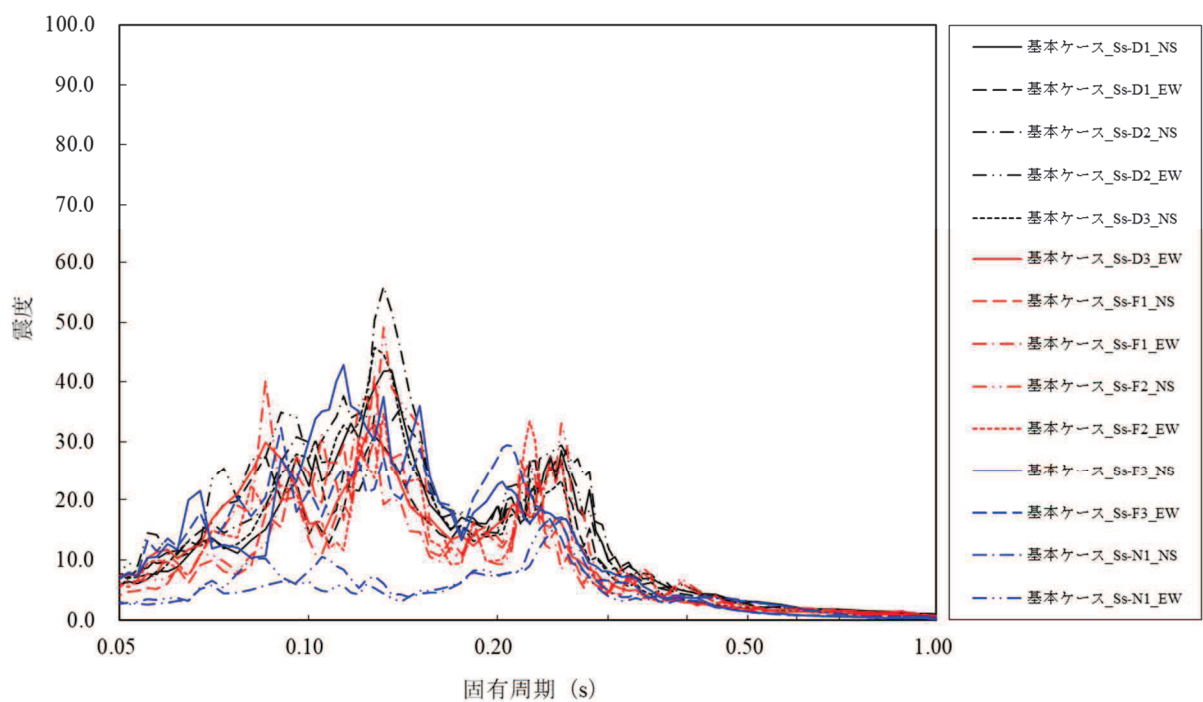
残留熱除去系配管 (RHR-005) は、現行手法による発生応力に対して、妥当性検討による発生応力の増加が確認されたものの、増分は僅かであった。これは、1～2 次の固有振動数 (20Hz 未満) での応答の配管に発生する応力への寄与が、3 次以降の固有振動数での応答に対して相対的に大きいことによるものと考えられる。

制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3) は、現行手法による発生応力に対して、妥当性検討による発生応力の増加が確認されたものの、増分は僅かであった。これは、1 次の固有振動数 (20Hz 未満) での応答の配管に発生する応力への寄与が、2 次以降の固有振動数での応答に対して相対的に大きいことによるものと考えられる。

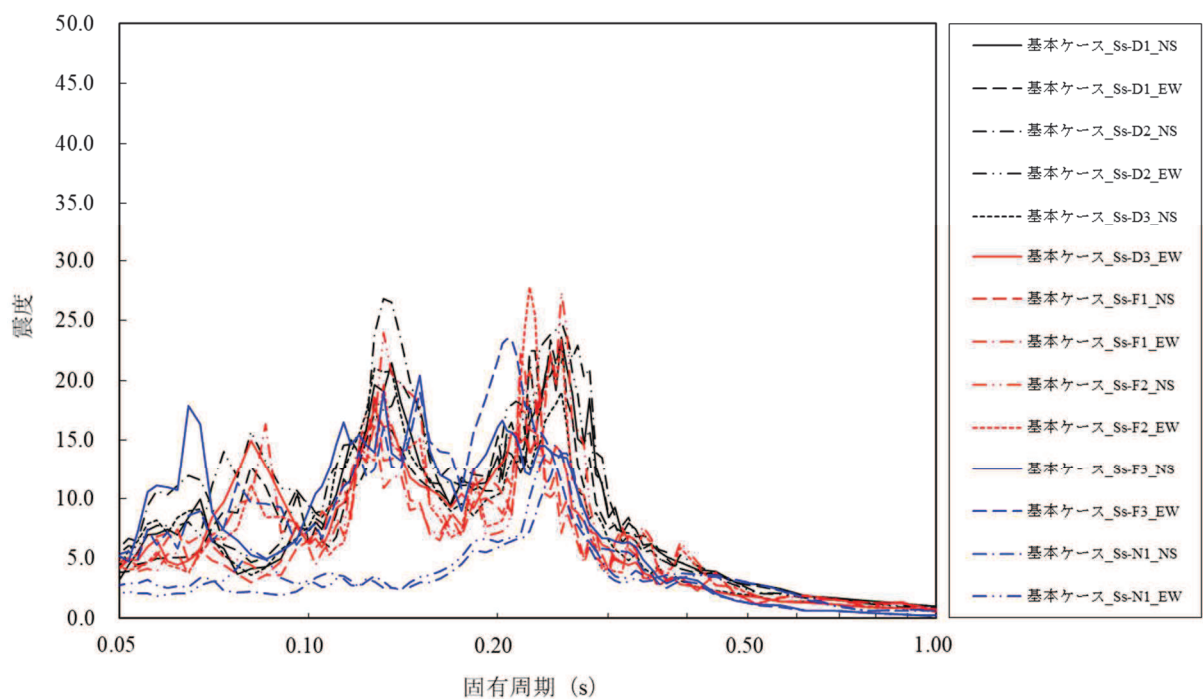
以上のとおり，剛柔判定の固有周期を 20Hz とし，現行手法で解析を実施することは，耐震設計を行う上で妥当であると考ええる。

表 15 現行手法及び妥当性検討の評価結果まとめ

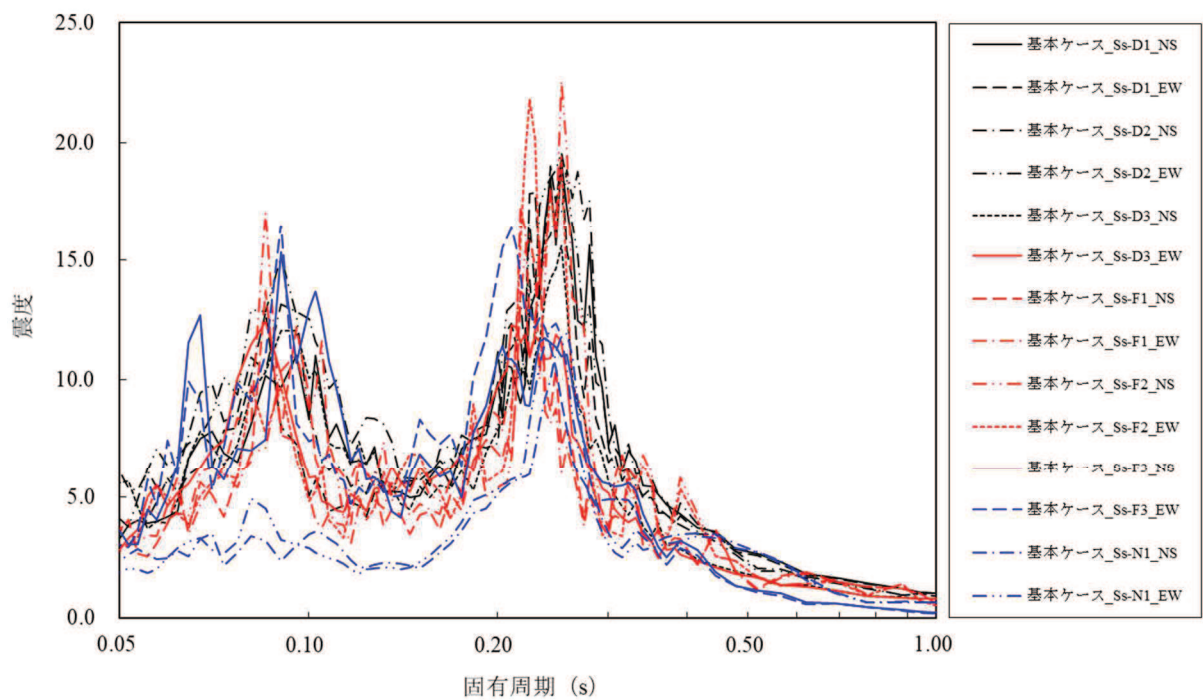
対象設備	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)
	現行手法	妥当性検討	
残留熱除去系配管 (RHR-004)	141 〔動的解析：141〕 〔静的解析：73〕	142	366
残留熱除去系配管 (RHR-005)	197 〔動的解析：197〕 〔静的解析：97〕	206	366
制御棒駆動水圧系配管 (CRD-007-3)	179 〔動的解析：179〕 〔静的解析：51〕	187	413



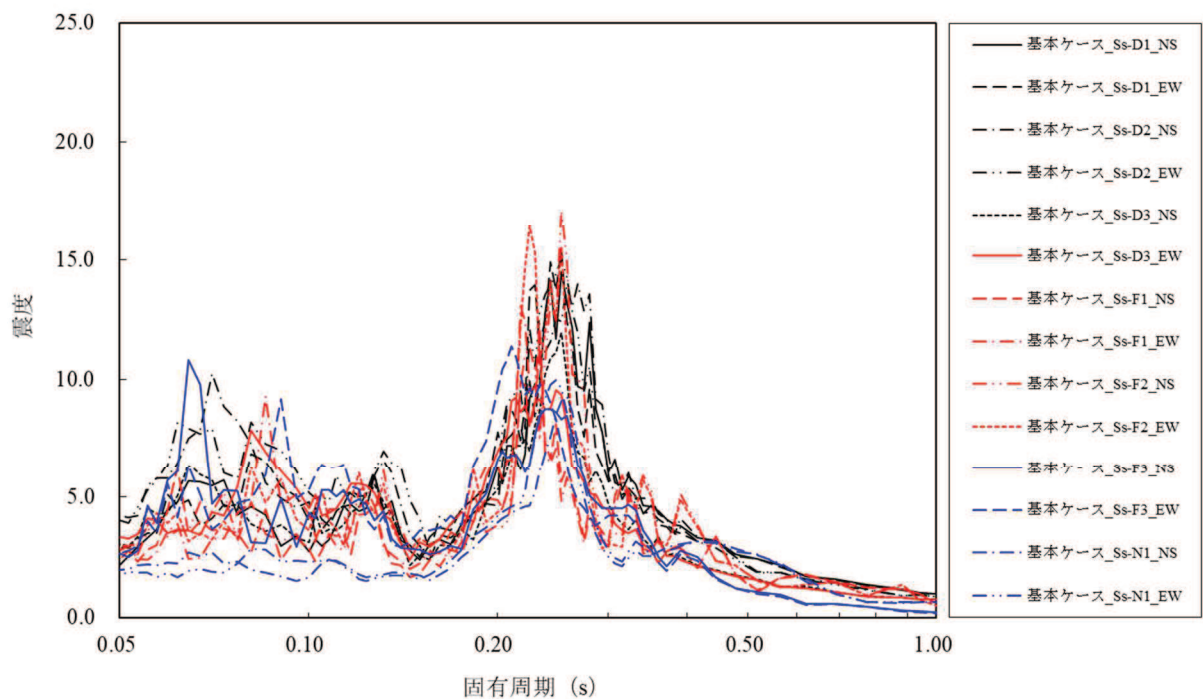
添付図 1-1 原子炉建屋 (O.P. 50.500m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



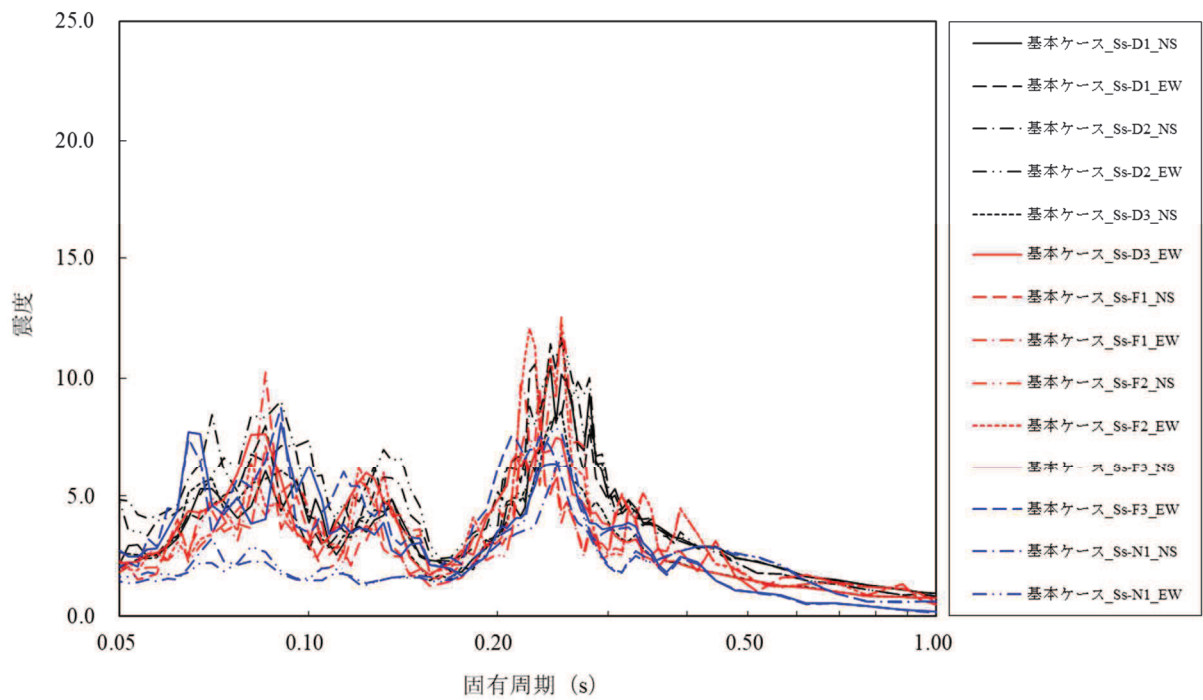
添付図 1-2 原子炉建屋 (O.P. 41.200m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



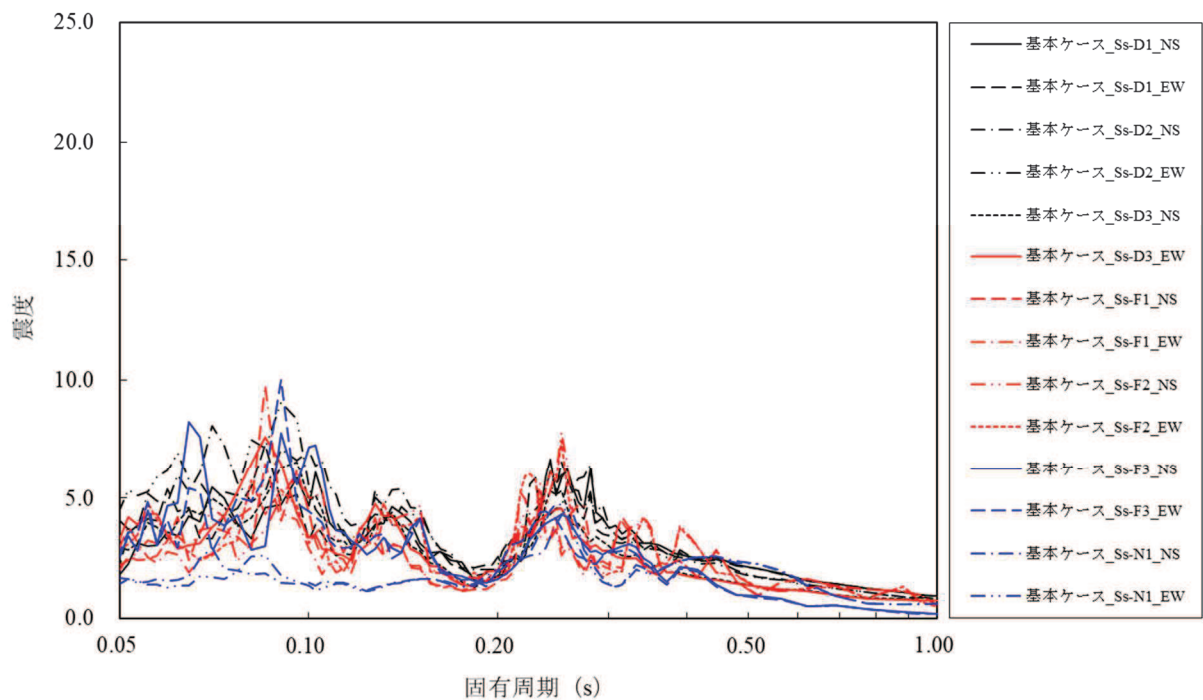
添付図 1-3 原子炉建屋 (O.P. 33.200m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



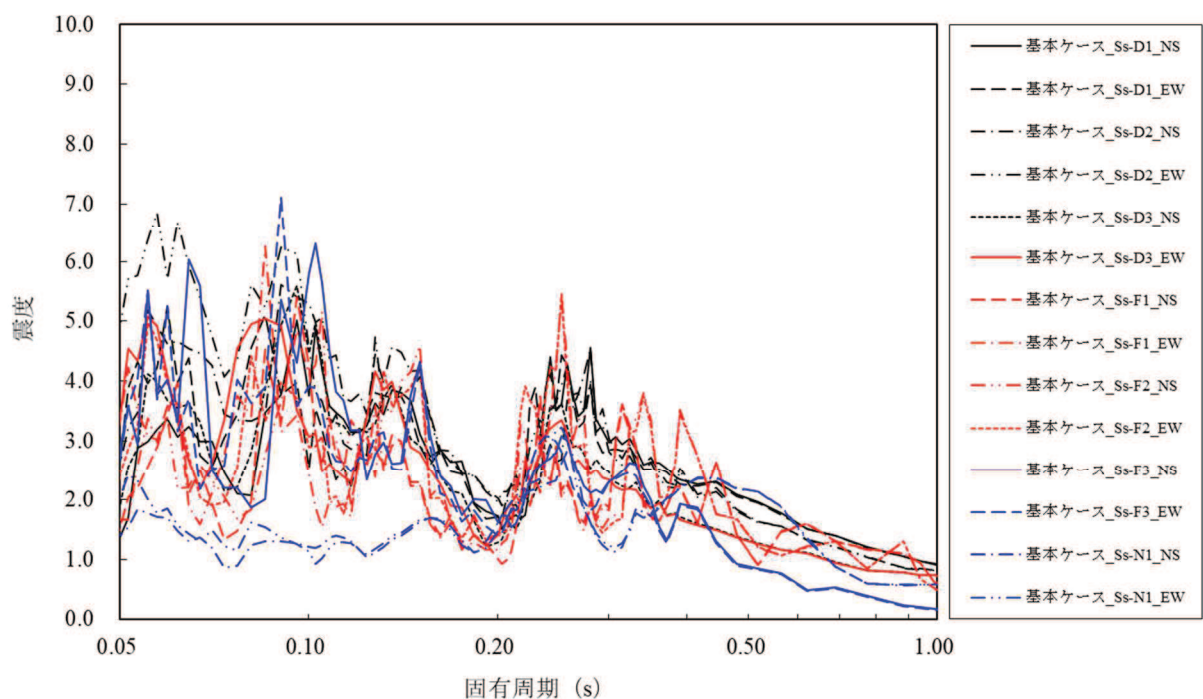
添付図 1-4 原子炉建屋 (O.P. 22.500m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



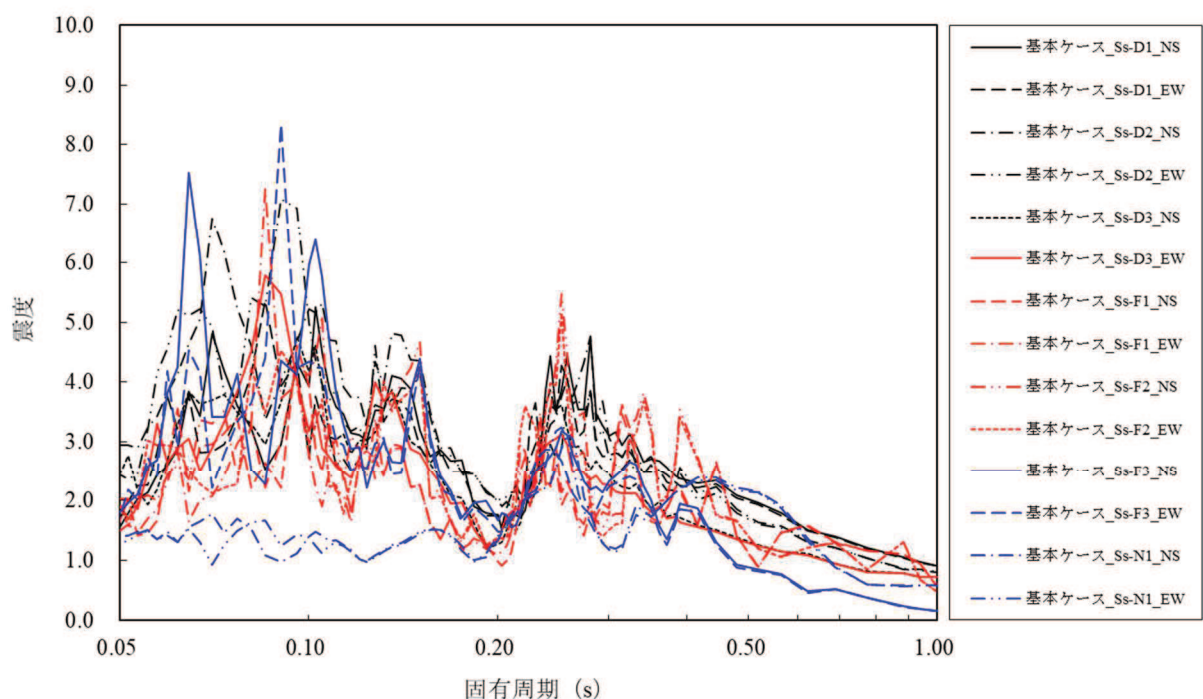
添付図 1-5 原子炉建屋 (O.P. 15.000m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



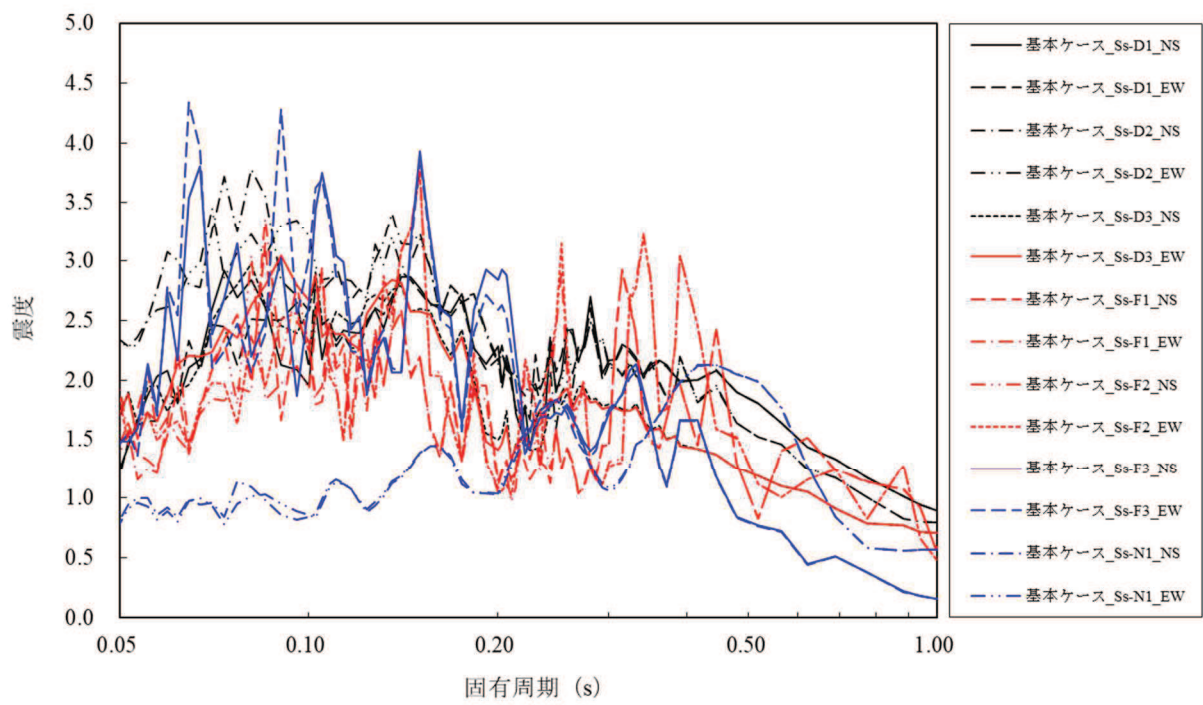
添付図 1-6 原子炉建屋 (O.P. 6.000m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



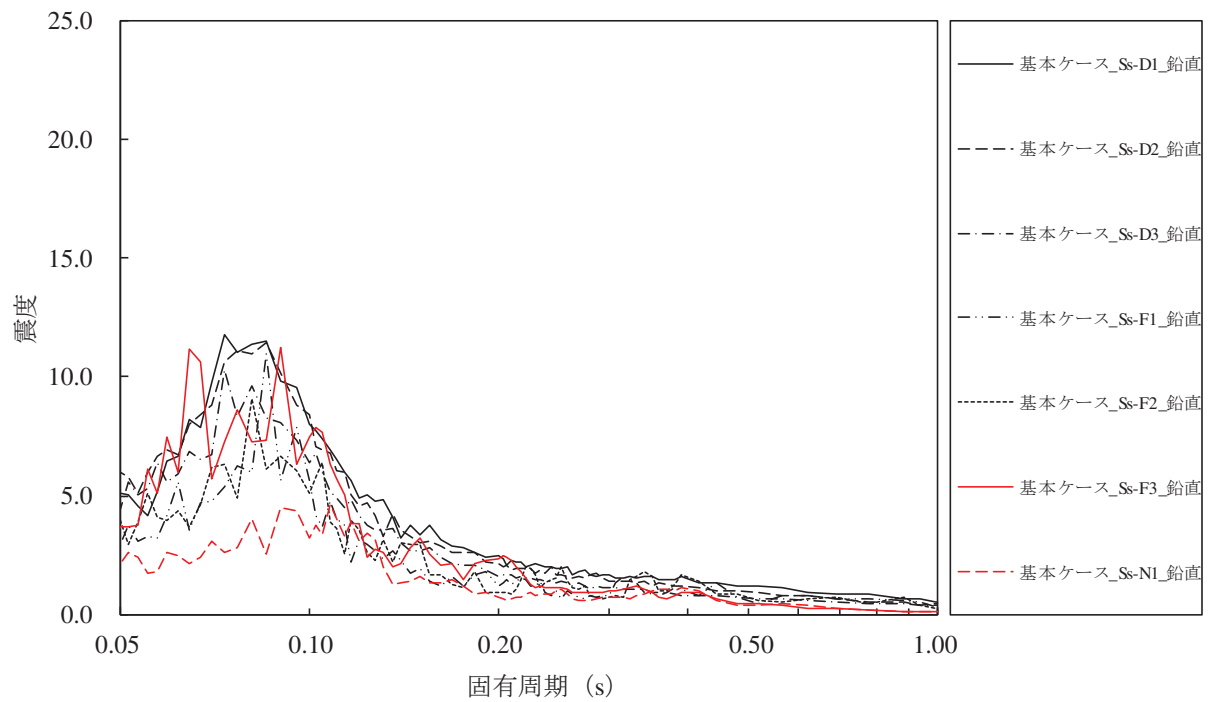
添付図 1-7 原子炉建屋 (O.P. 1.150m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



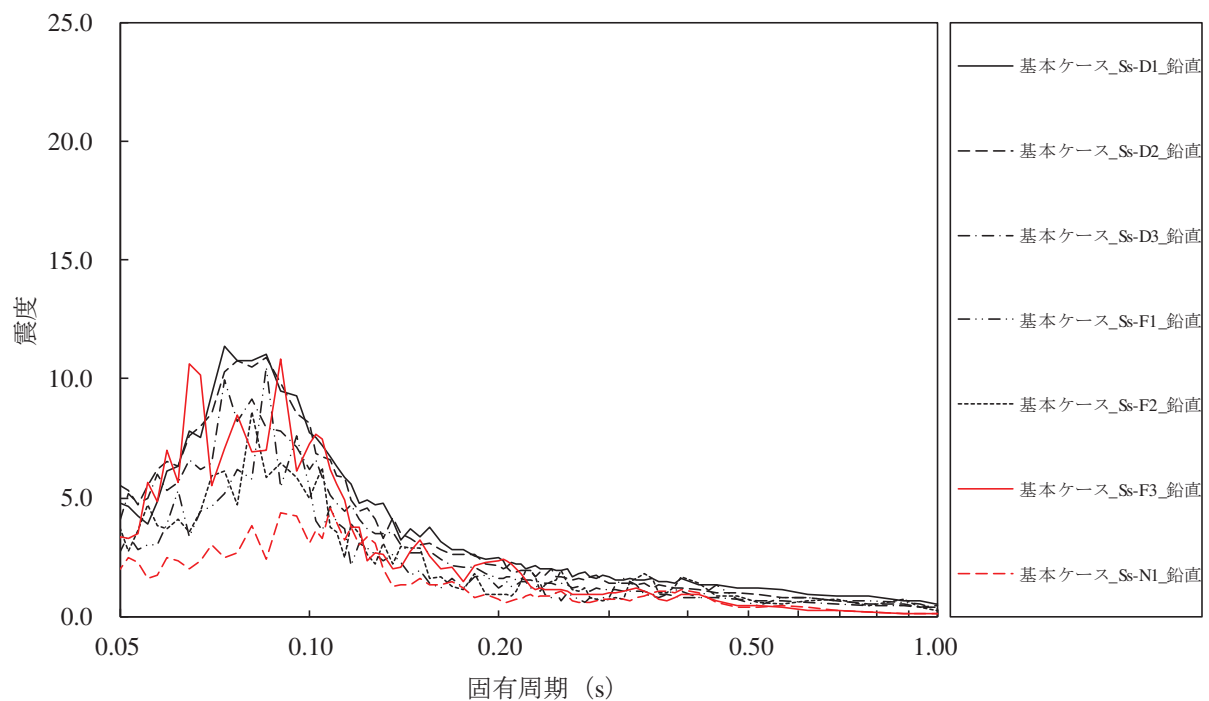
添付図 1-8 原子炉建屋 (O.P. -0.800m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



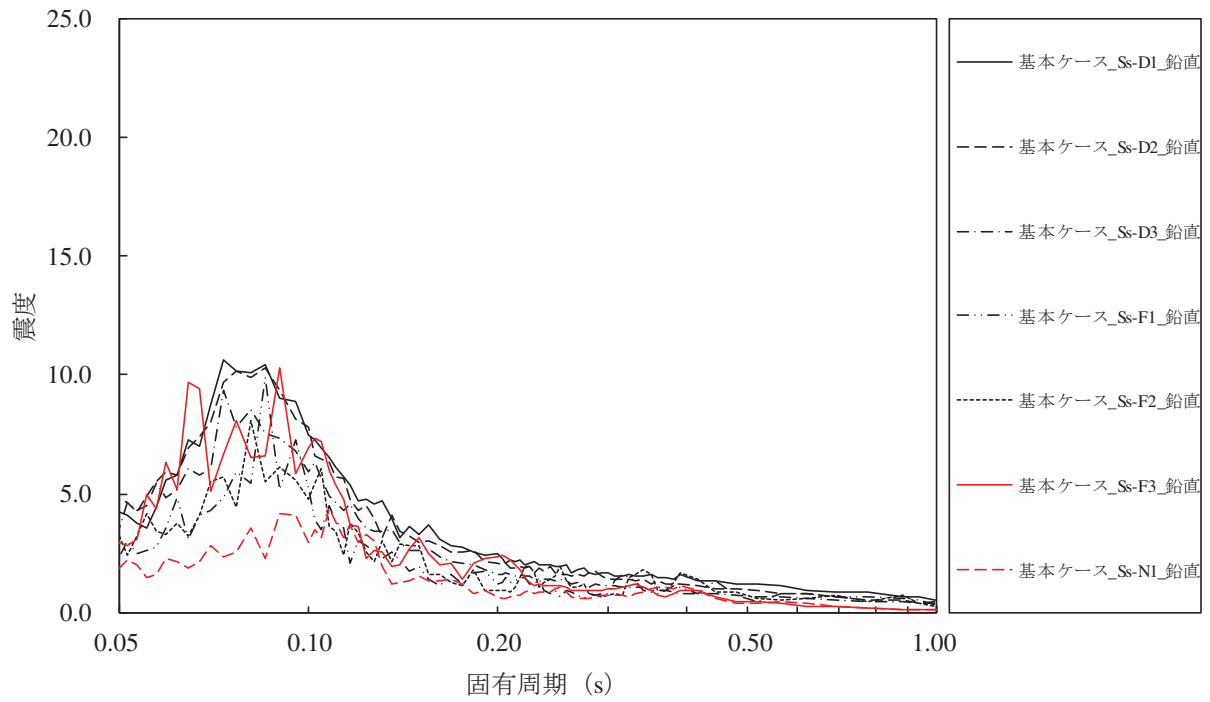
添付図 1-9 原子炉建屋 (O.P. -8.100m) の加速度応答スペクトル
 (水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



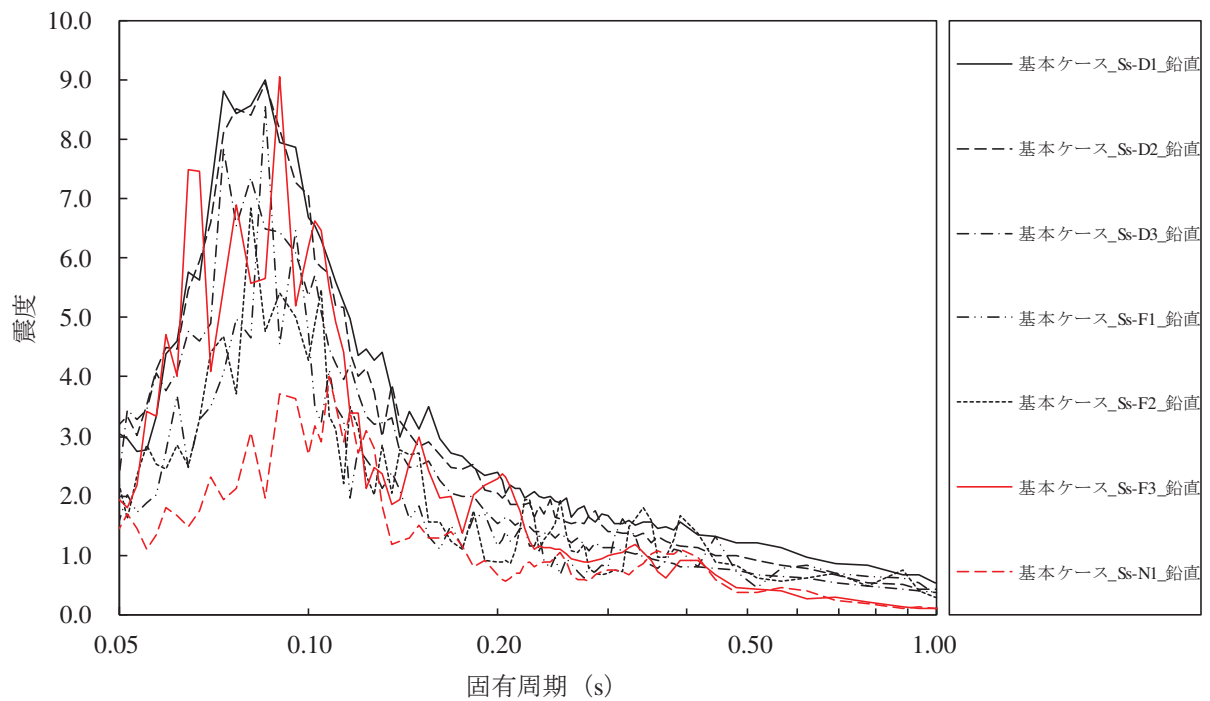
添付図 2-1 原子炉建屋 (O.P. 48.725m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



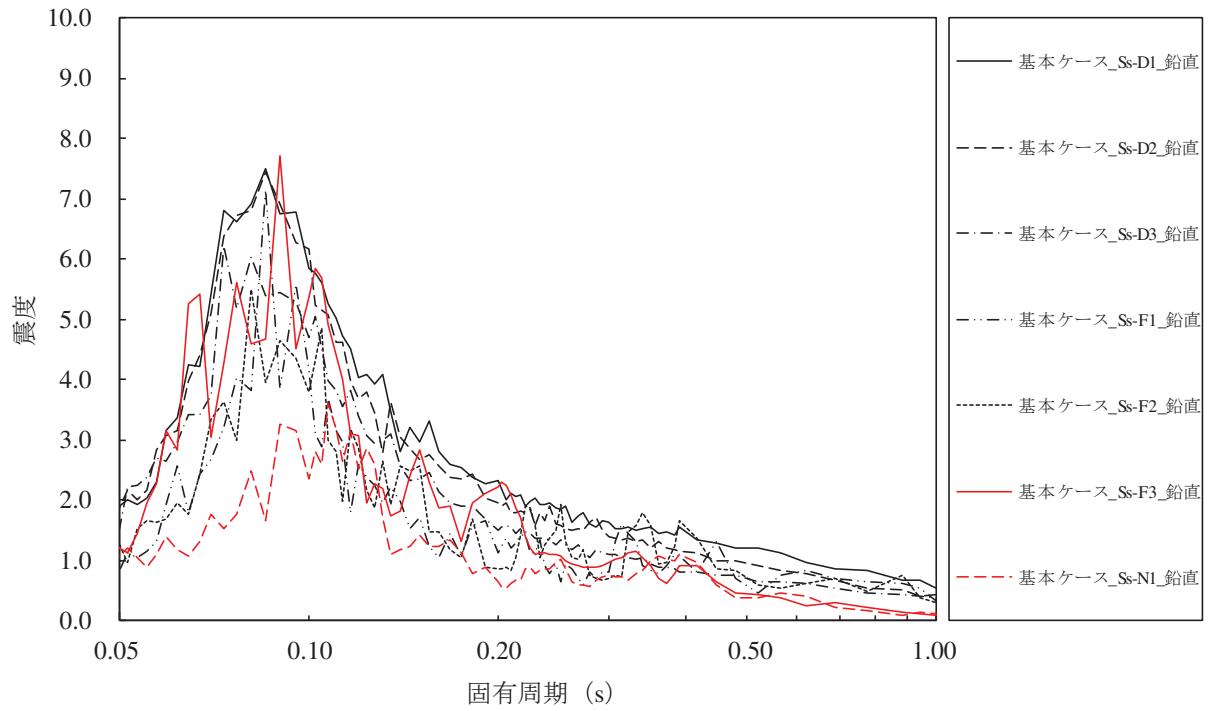
添付図 2-2 原子炉建屋 (O.P. 41.200m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



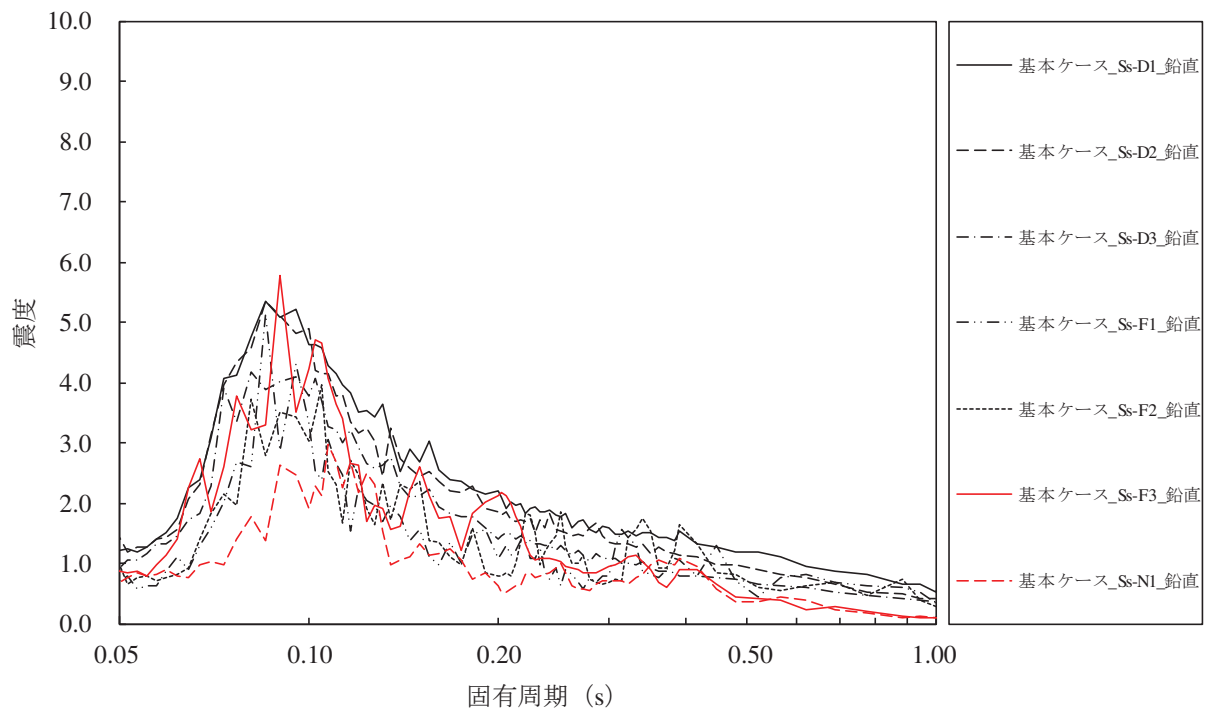
添付図 2-3 原子炉建屋 (O.P. 33.200m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



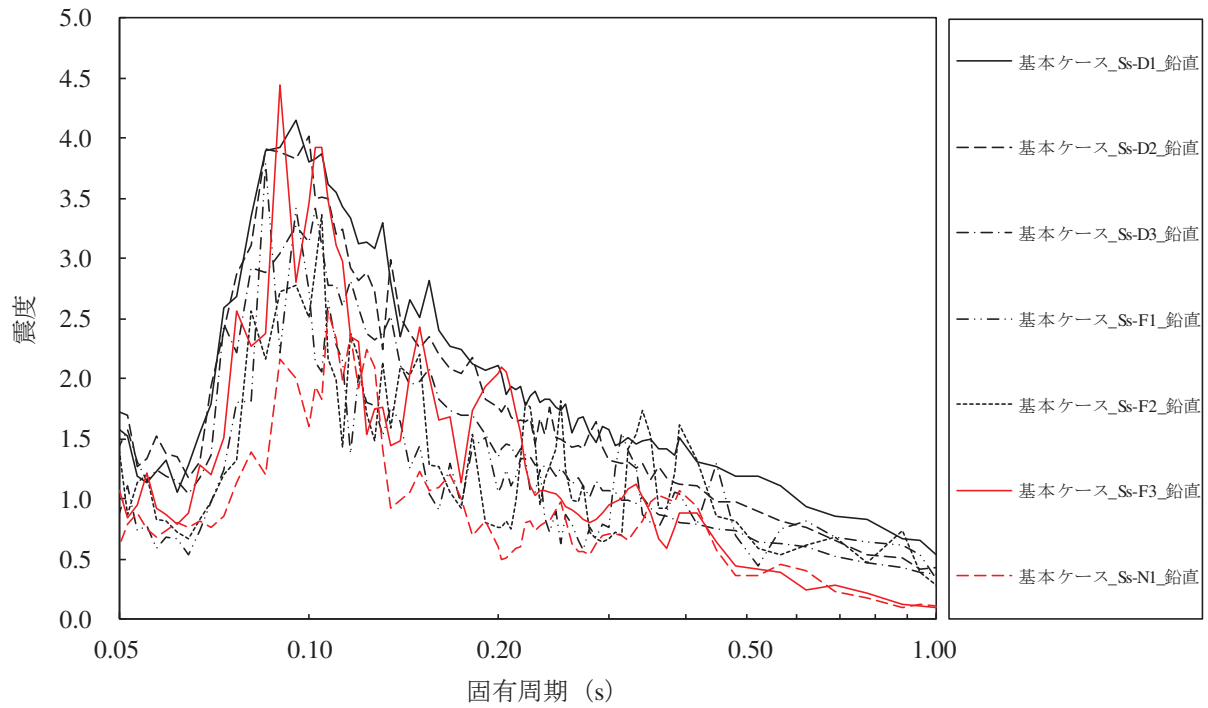
添付図 2-4 原子炉建屋 (O.P. 22.500m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



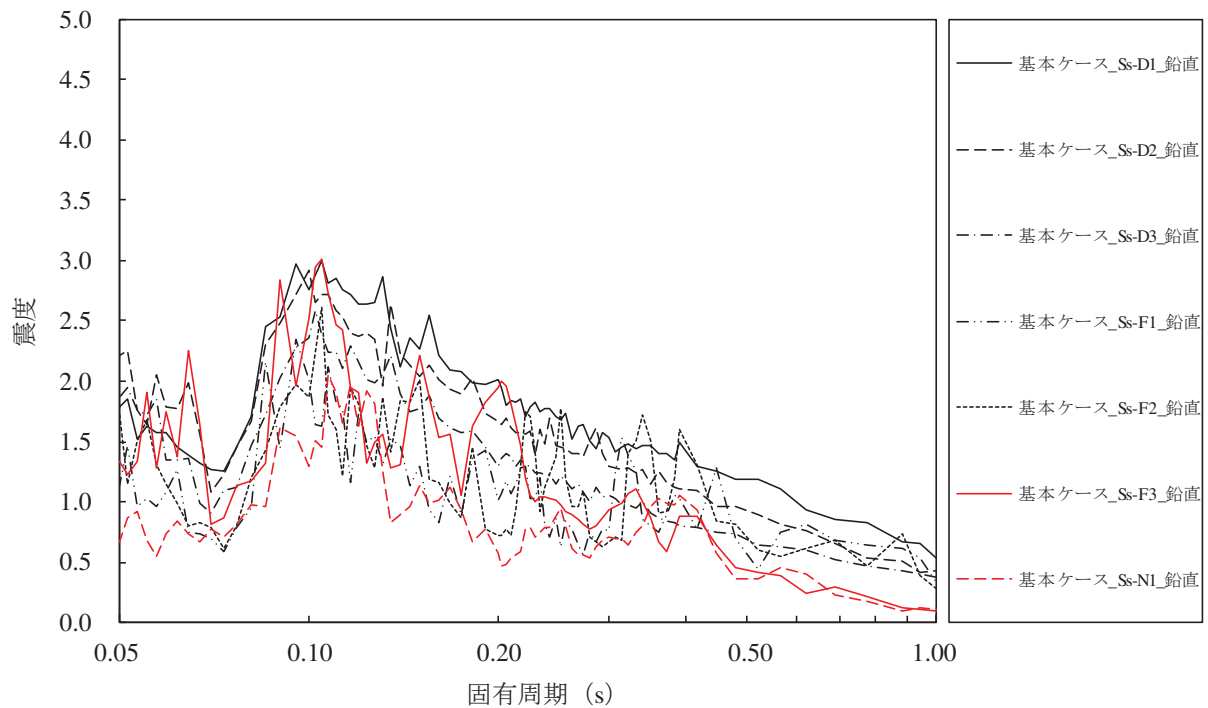
添付図 2-5 原子炉建屋 (O.P. 15.000m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



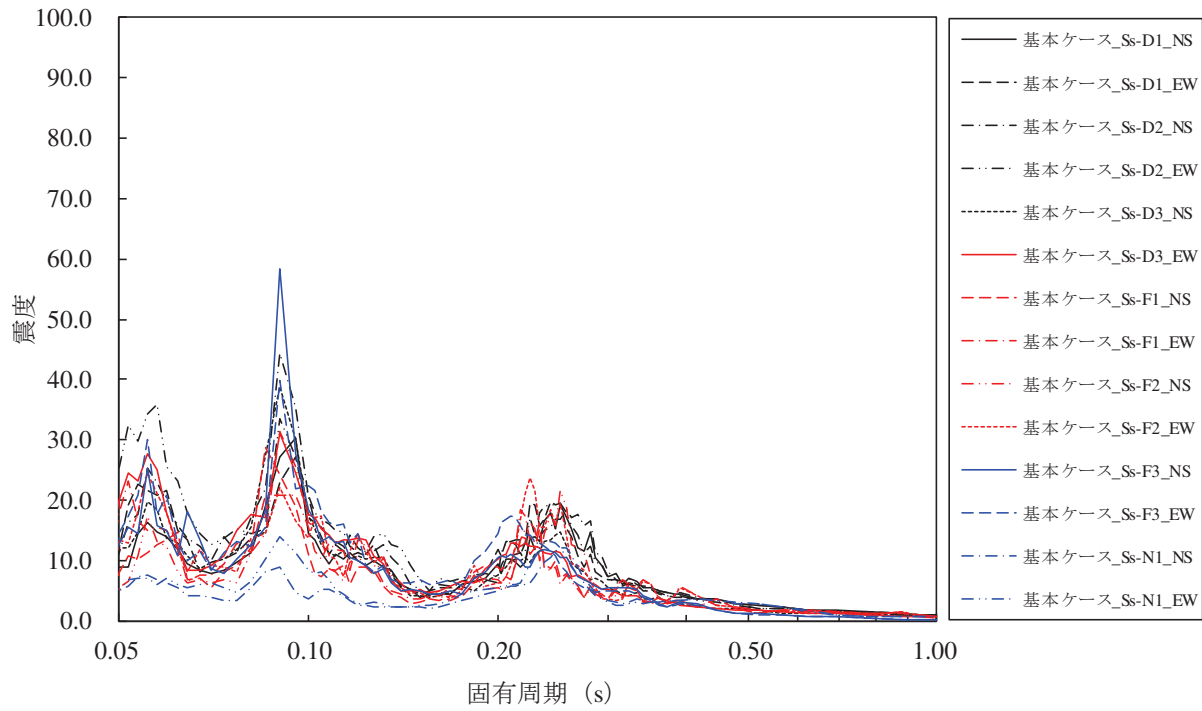
添付図 2-6 原子炉建屋 (O.P. 6.000m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



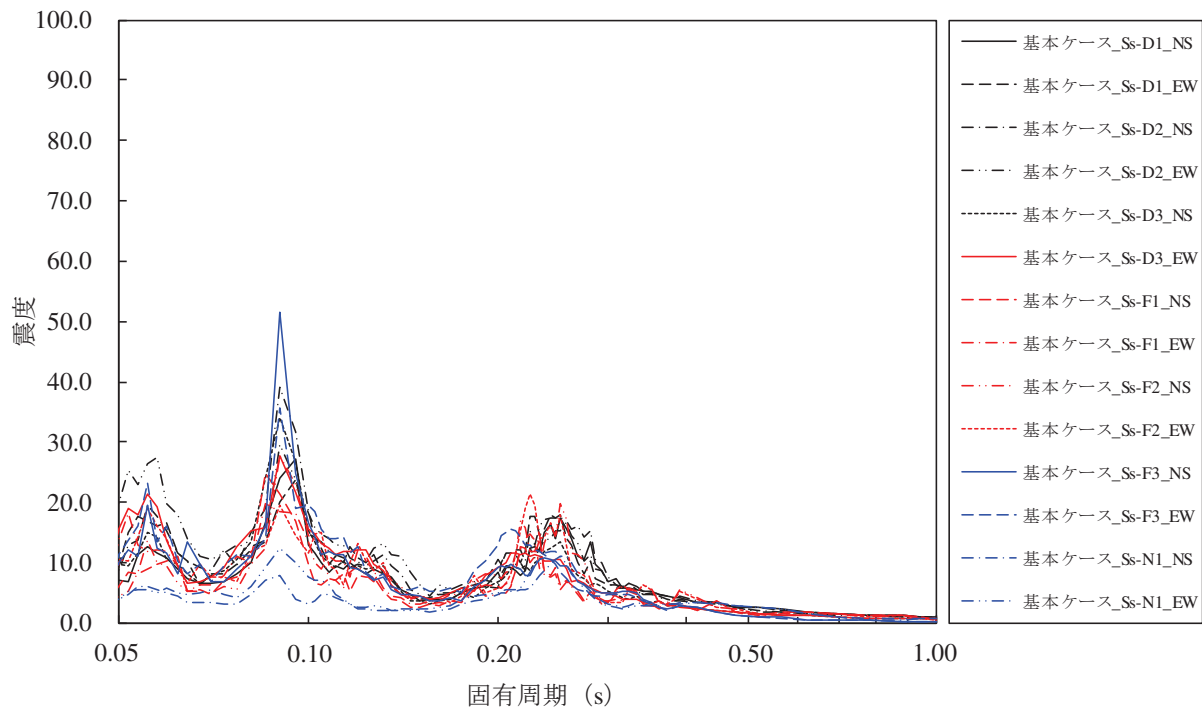
添付図 2-7 原子炉建屋 (O.P. -0.800m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



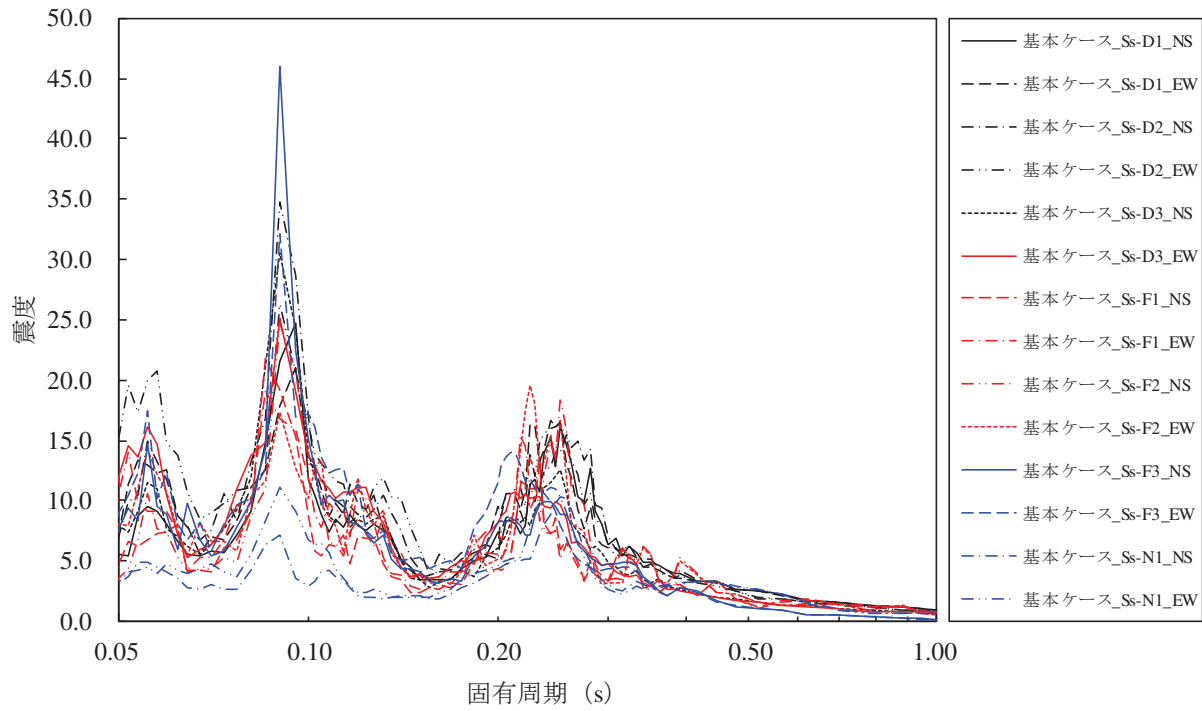
添付図 2-8 原子炉建屋 (O.P. -8.100m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



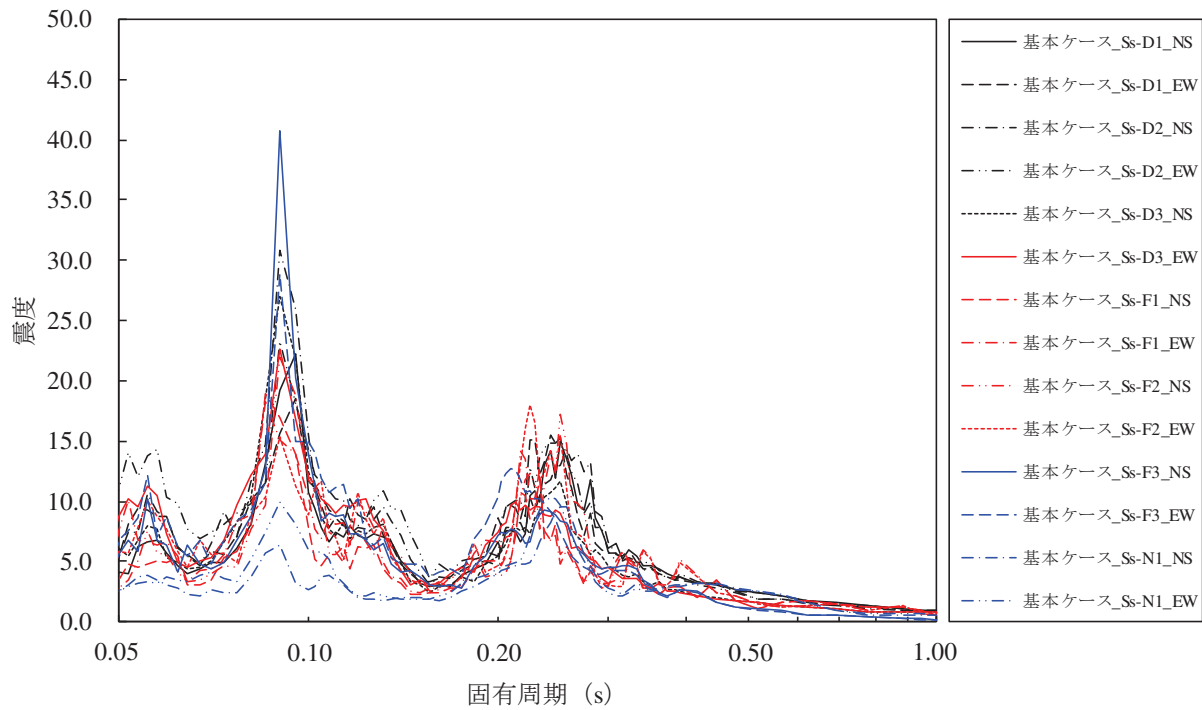
添付図 3-1 原子炉压力容器 (O.P. 28.600m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



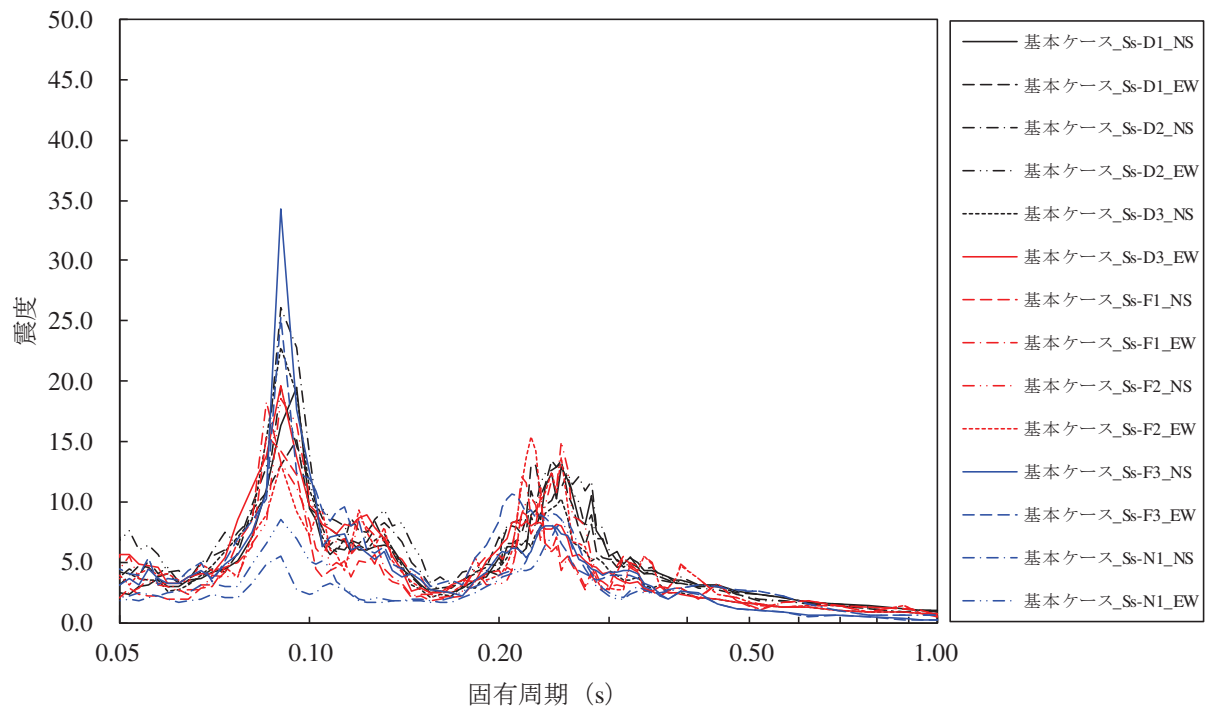
添付図 3-2 原子炉压力容器 (O.P. 25.858m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



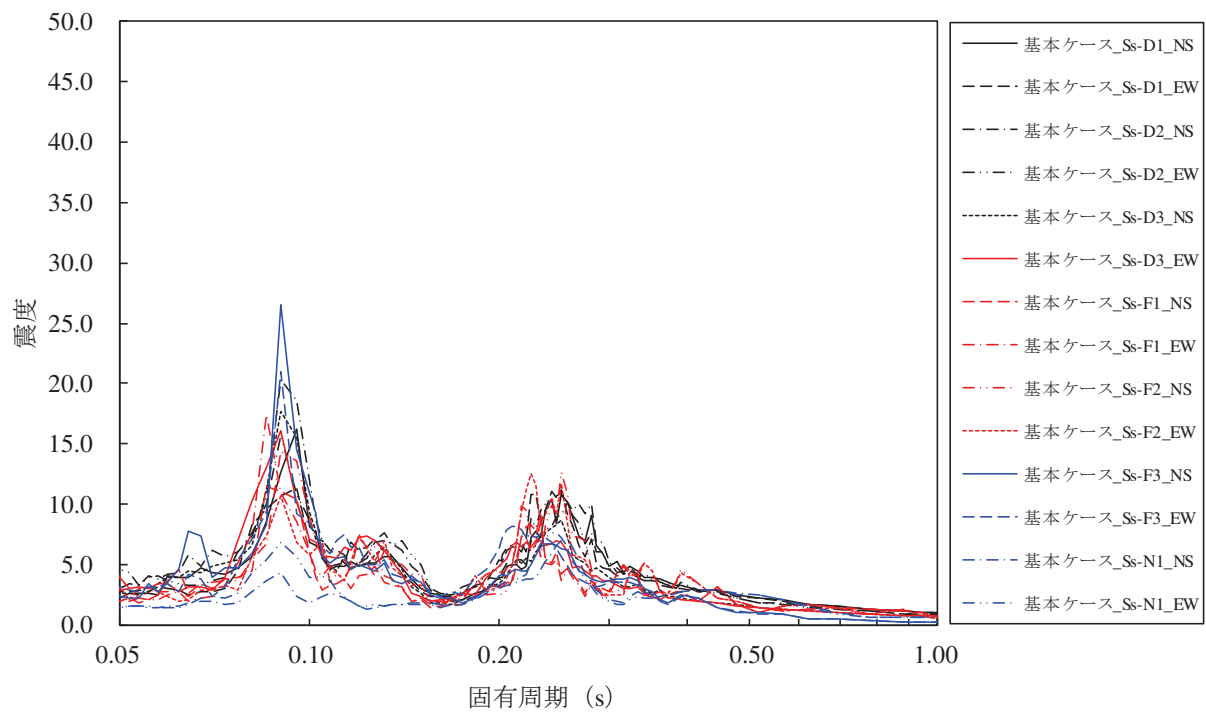
添付図 3-3 原子炉压力容器 (O.P. 23.667m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



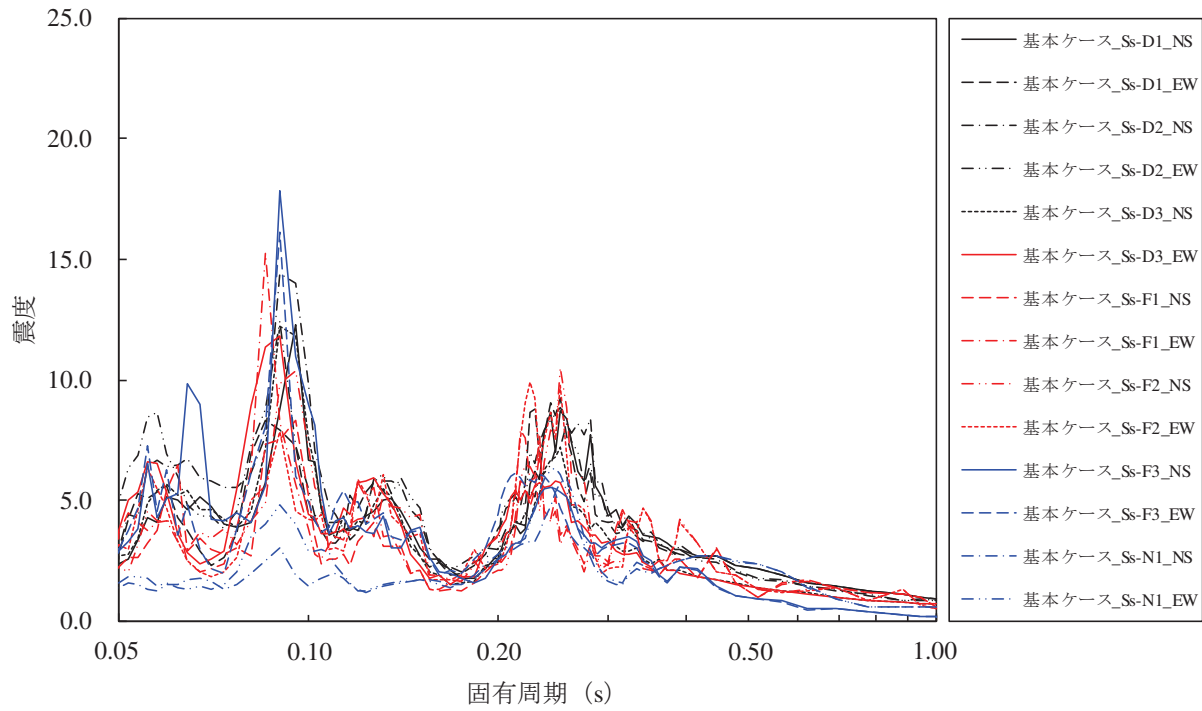
添付図 3-4 原子炉压力容器 (O.P. 21.770m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



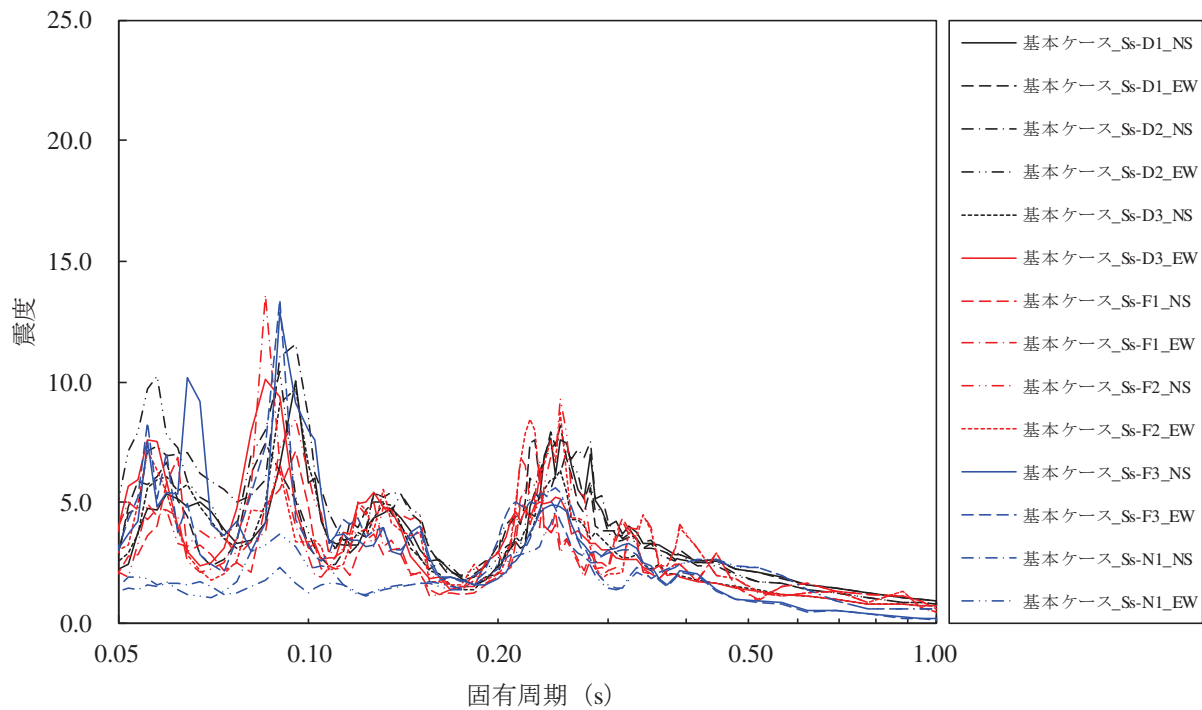
添付図 3-5 原子炉压力容器 (O.P. 18.417m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



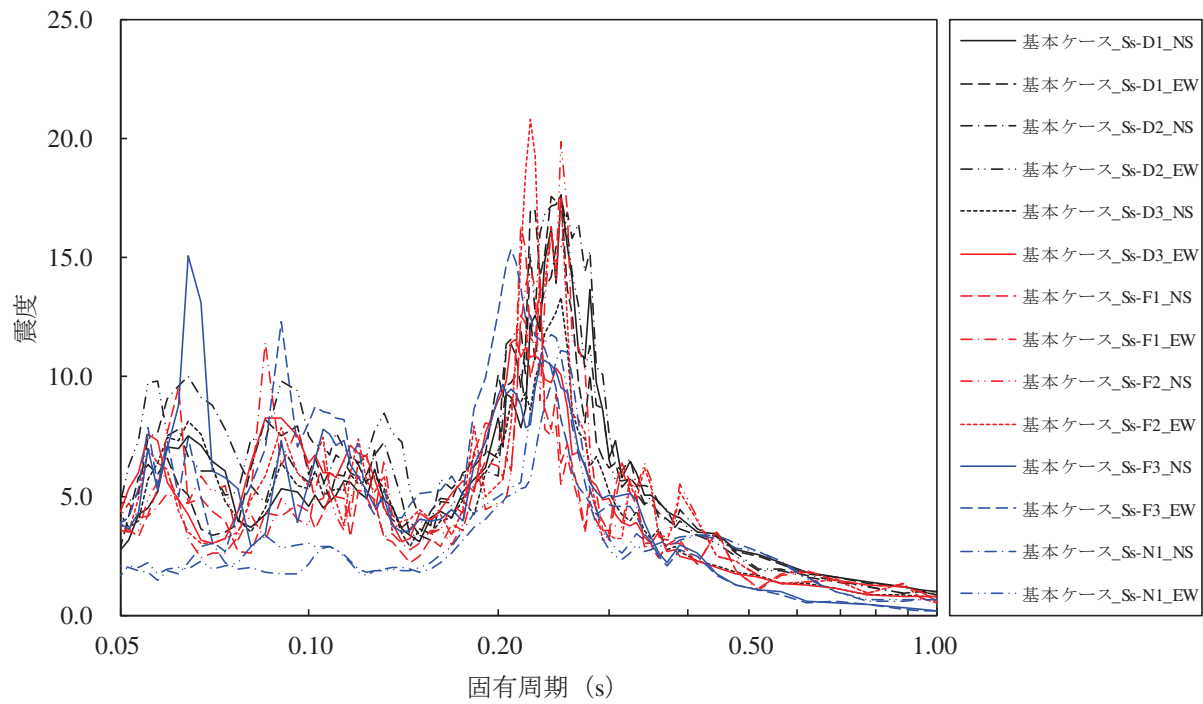
添付図 3-6 原子炉压力容器 (O.P. 14.776m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



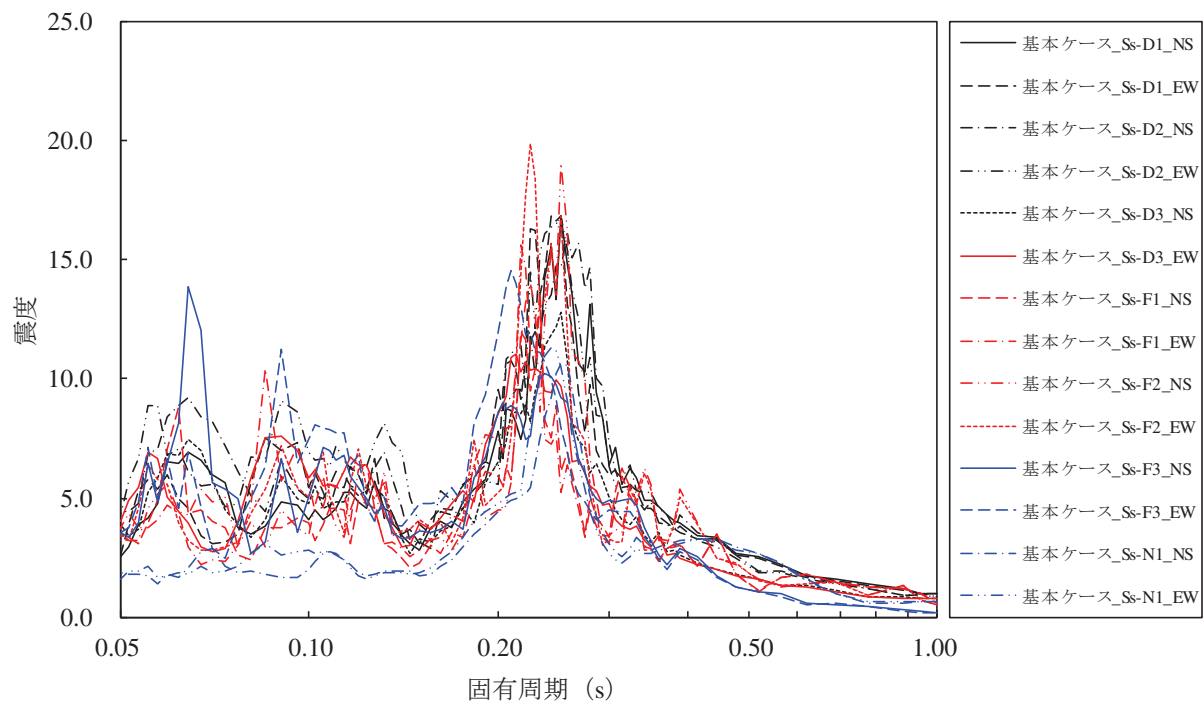
添付図 3-7 原子炉压力容器 (O.P. 11.310m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



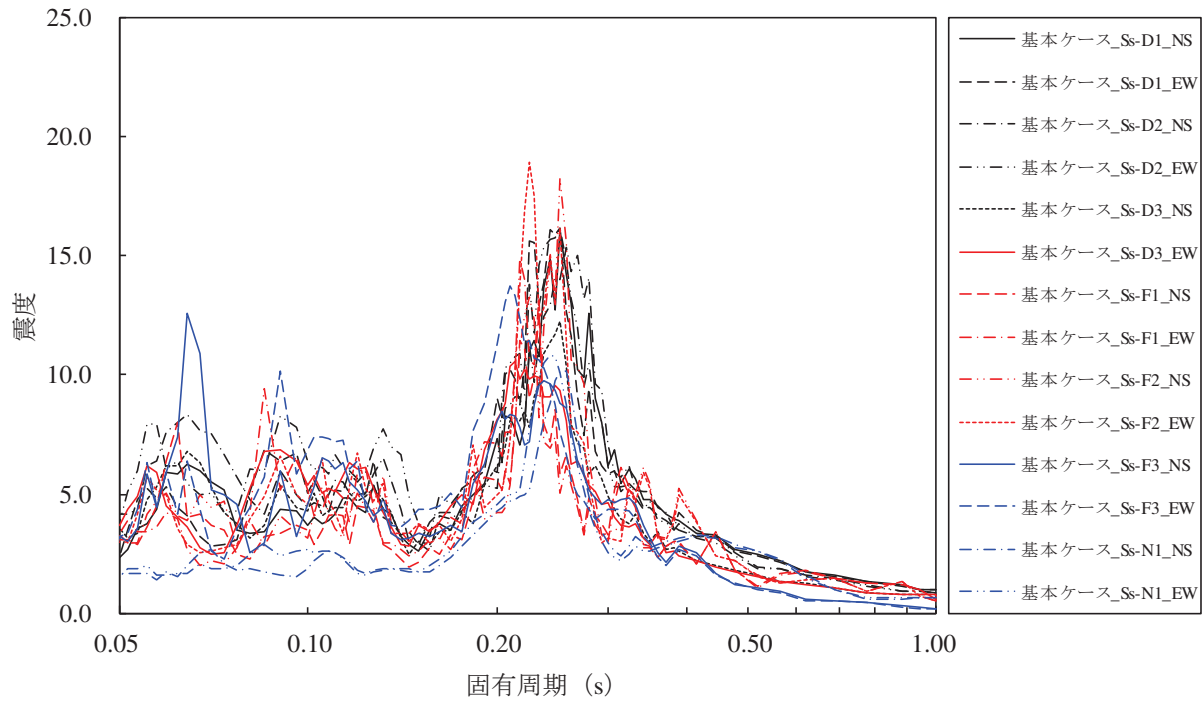
添付図 3-8 原子炉压力容器 (O.P. 9.334m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



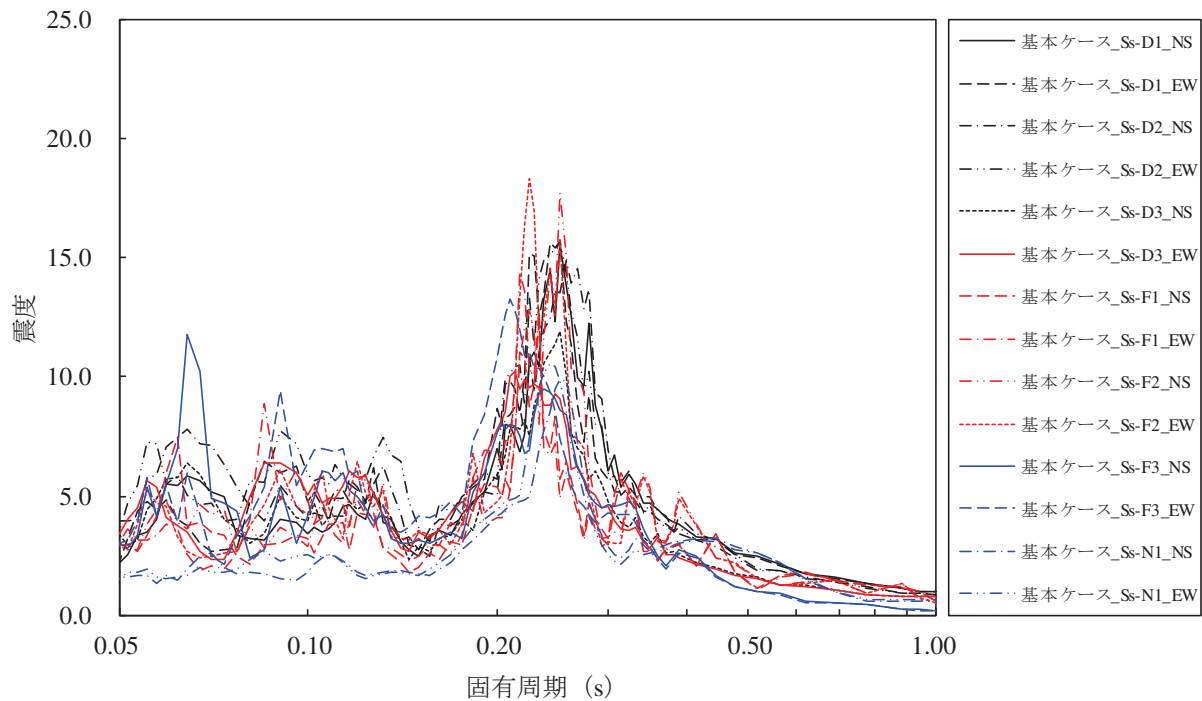
添付図 3-9 原子炉格納容器 (O.P. 30.300m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



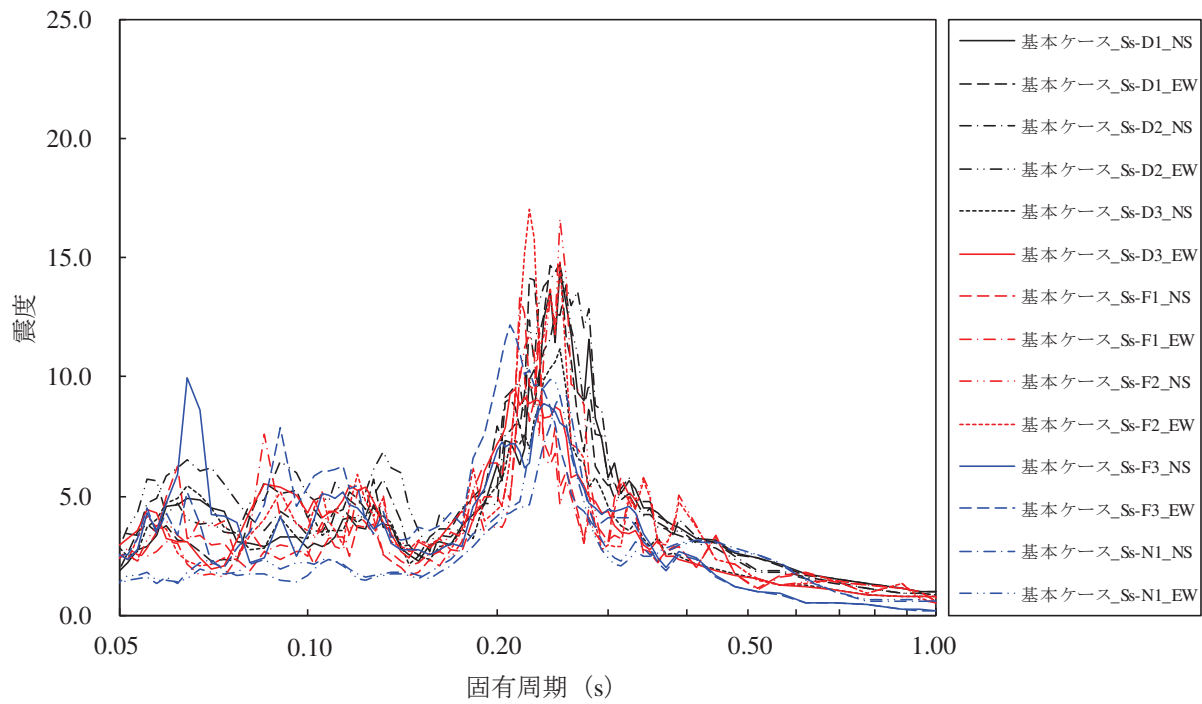
添付図 3-10 原子炉格納容器 (O.P. 27.995m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



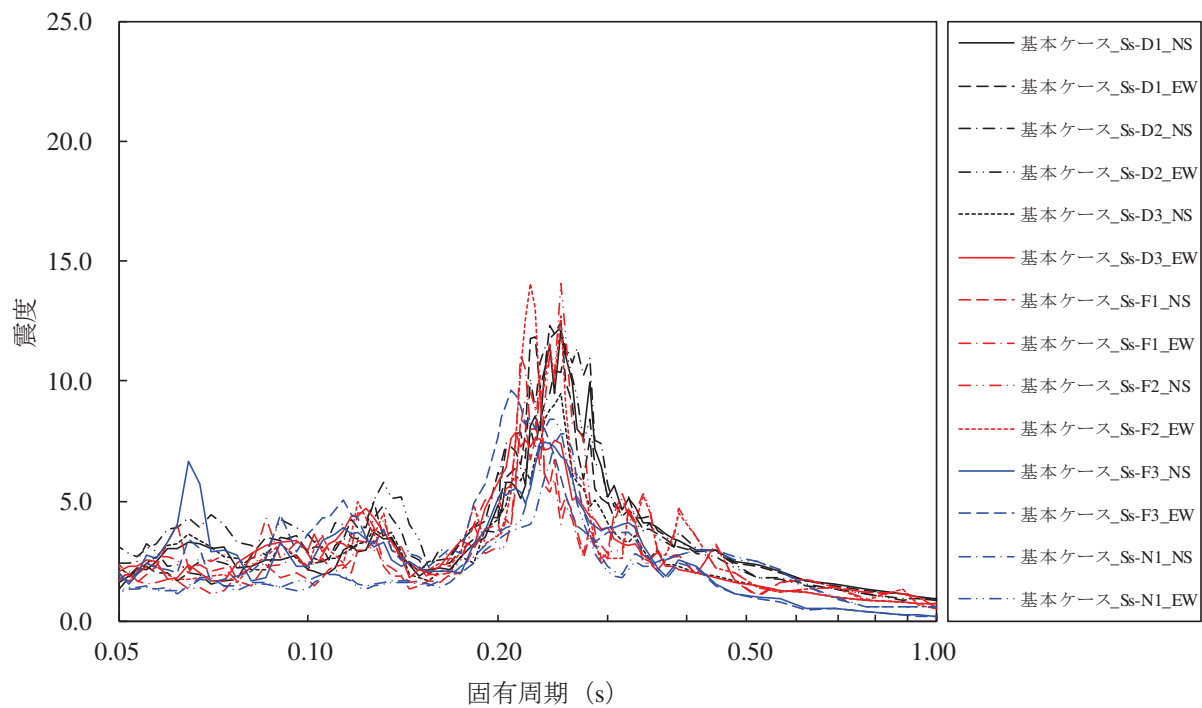
添付図 3-11 原子炉格納容器 (O.P. 25.858m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



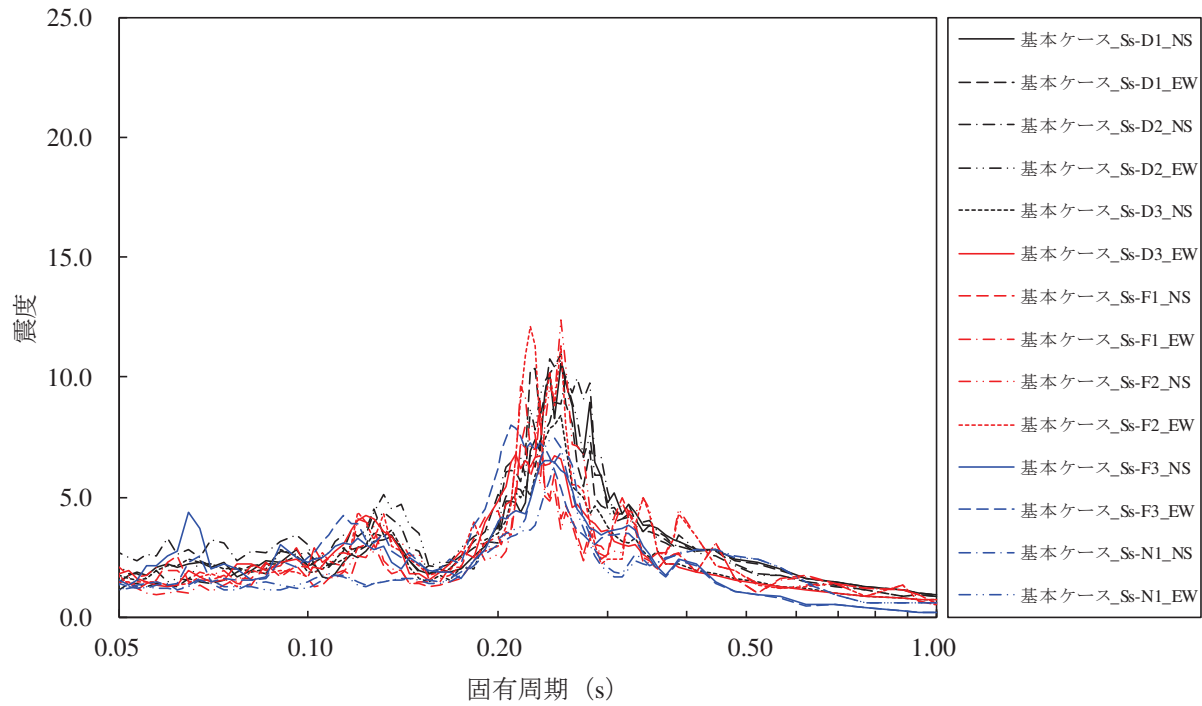
添付図 3-12 原子炉格納容器 (O.P. 24.464m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



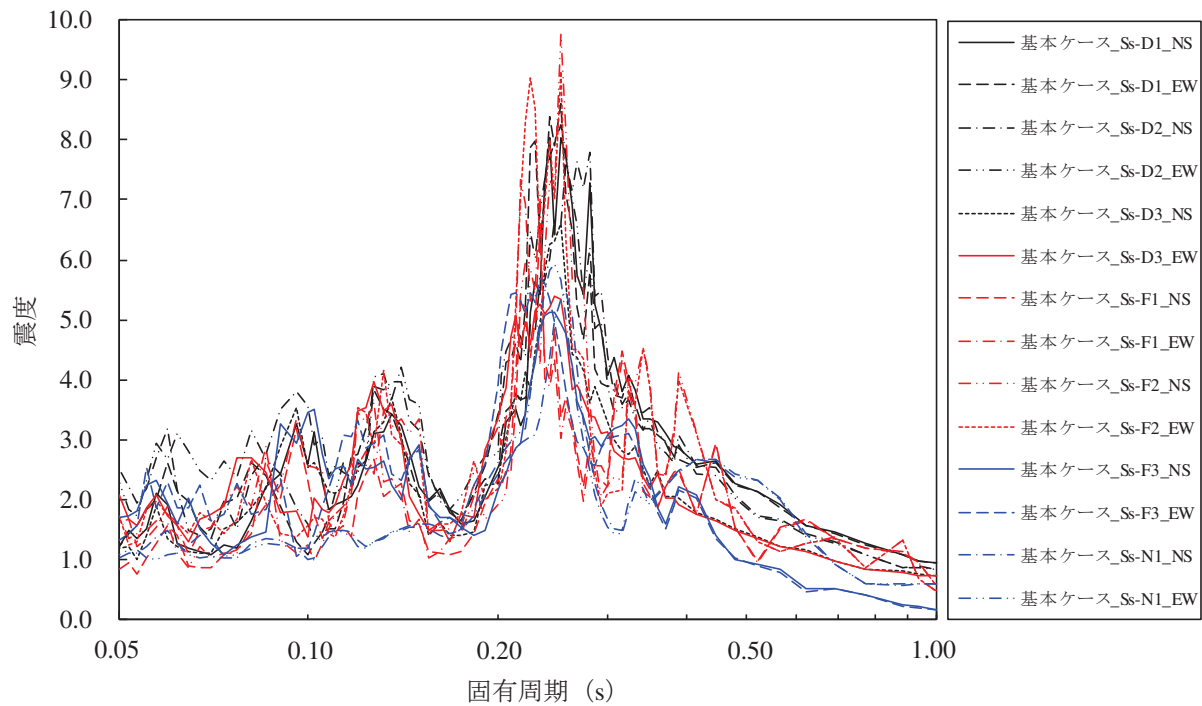
添付図 3-13 原子炉格納容器 (O.P. 21.550m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



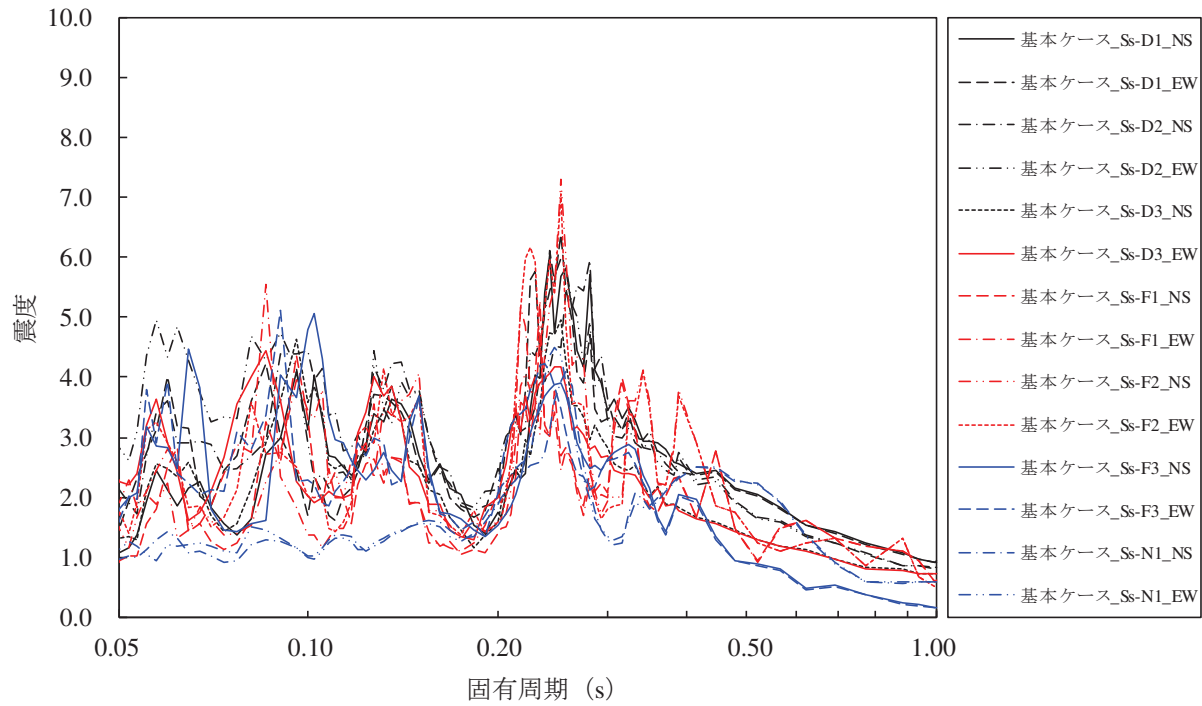
添付図 3-14 原子炉格納容器 (O.P. 17.150m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



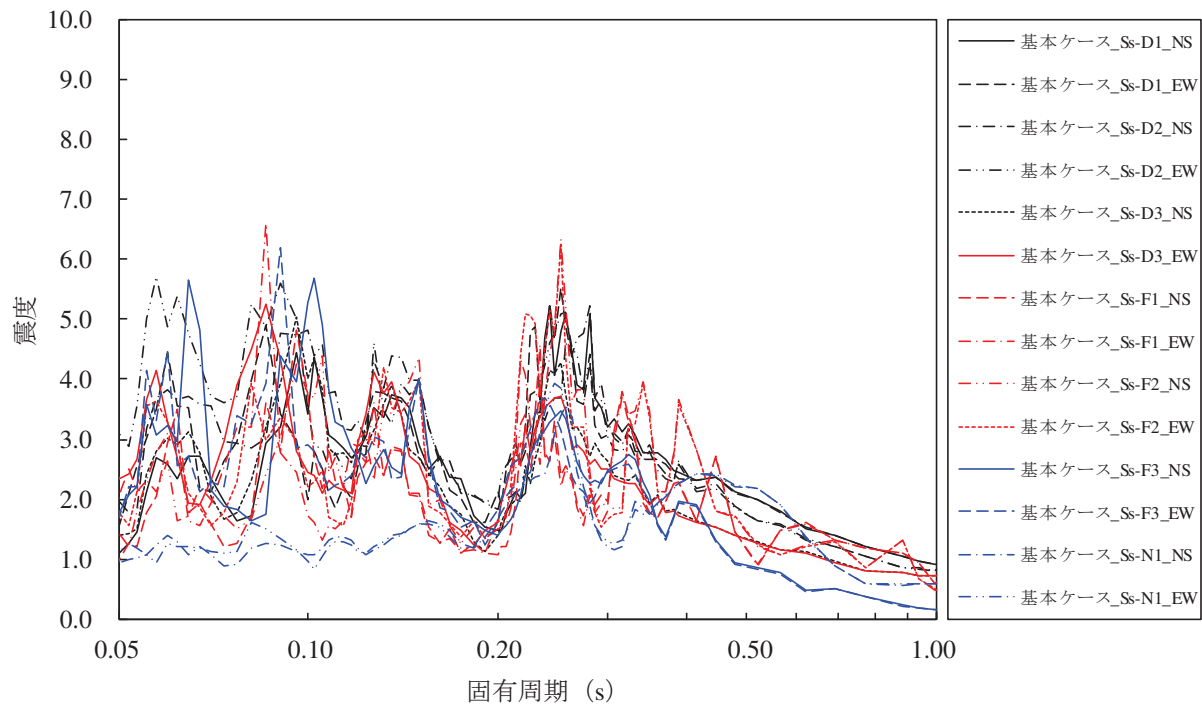
添付図 3-15 原子炉格納容器 (O. P. 14.295m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



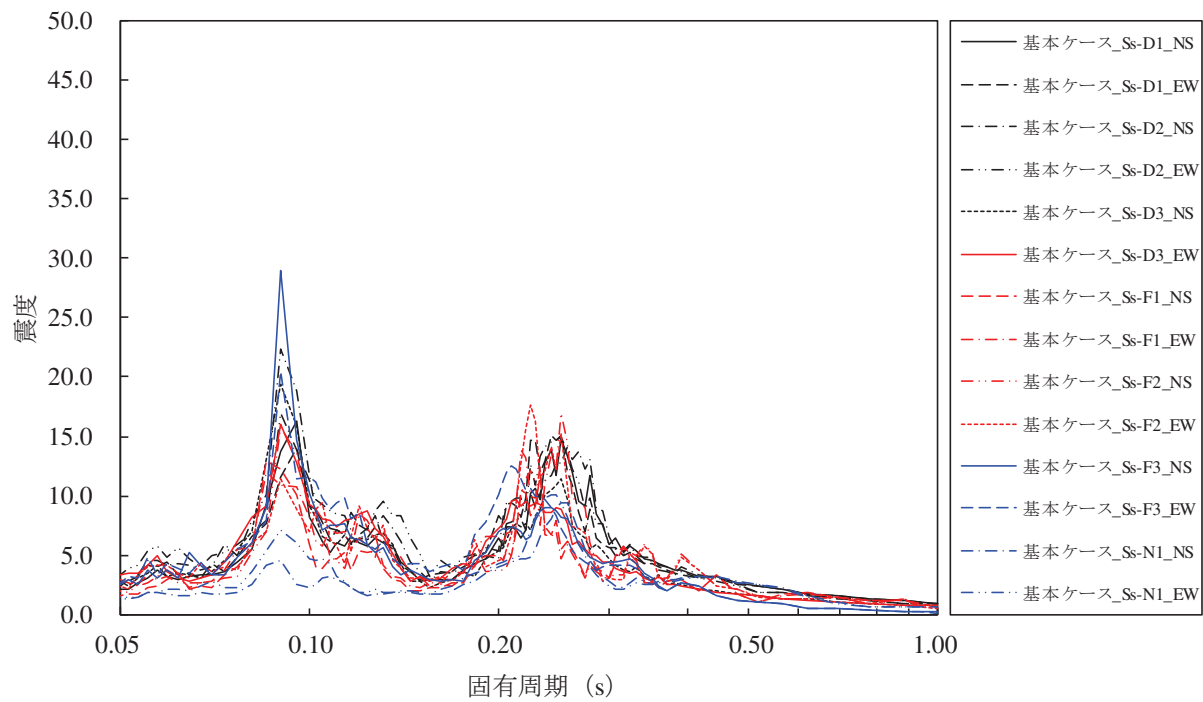
添付図 3-16 原子炉格納容器 (O. P. 9.448m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



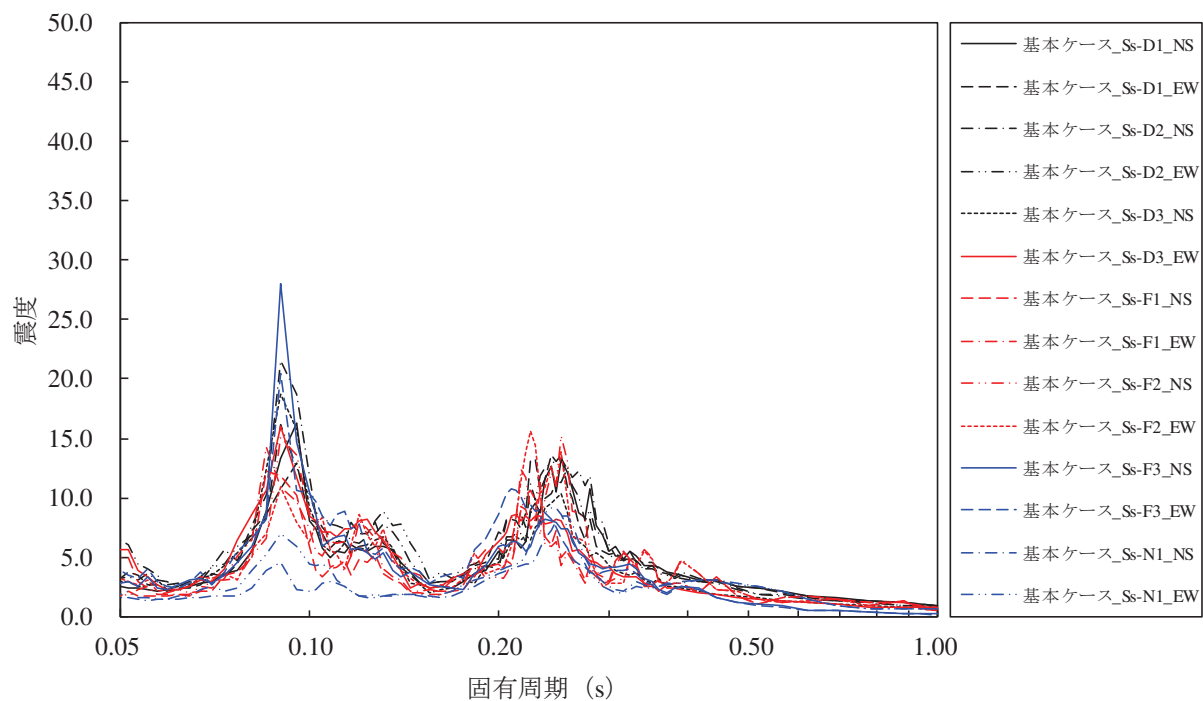
添付図 3-17 原子炉格納容器 (O.P. 4.600m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



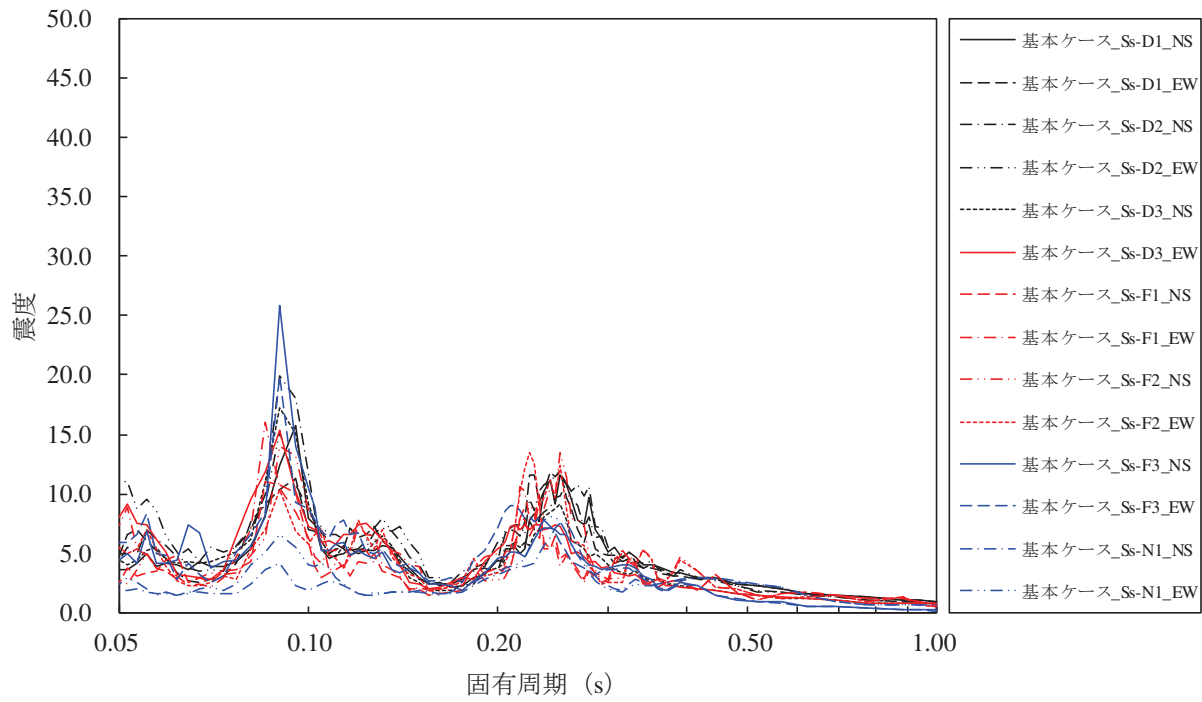
添付図 3-18 原子炉格納容器 (O.P. 2.600m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



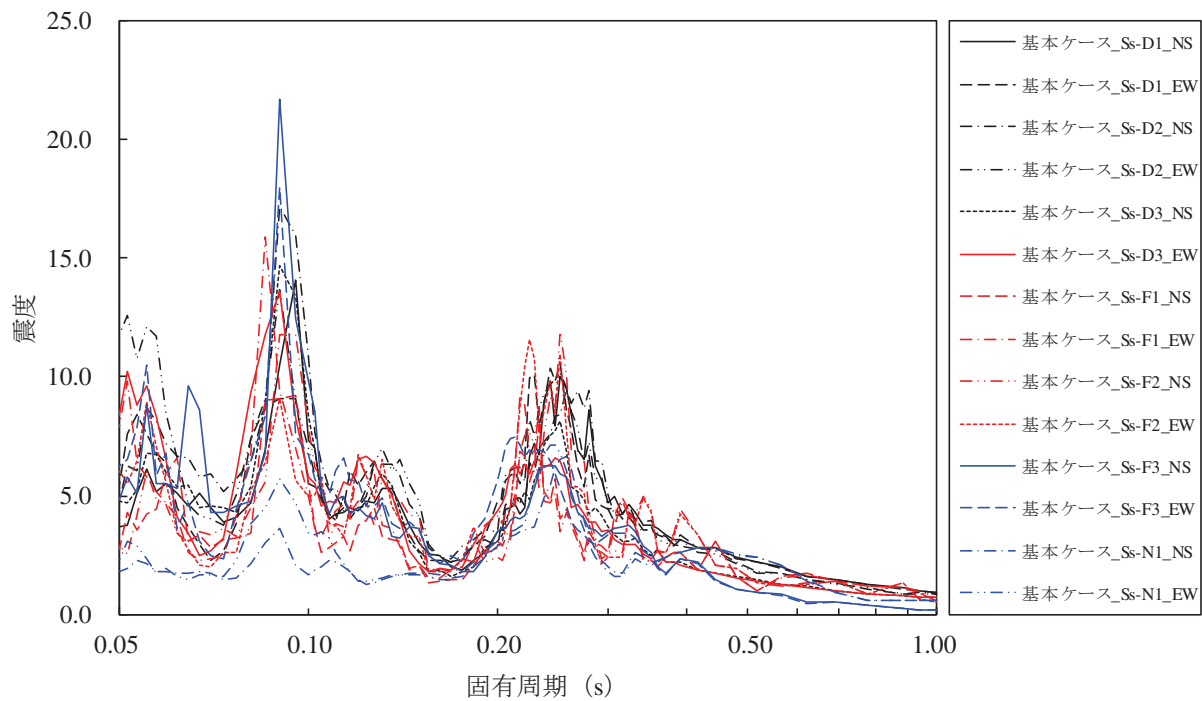
添付図 3-19 原子炉しゃへい壁 (O.P. 21.550m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



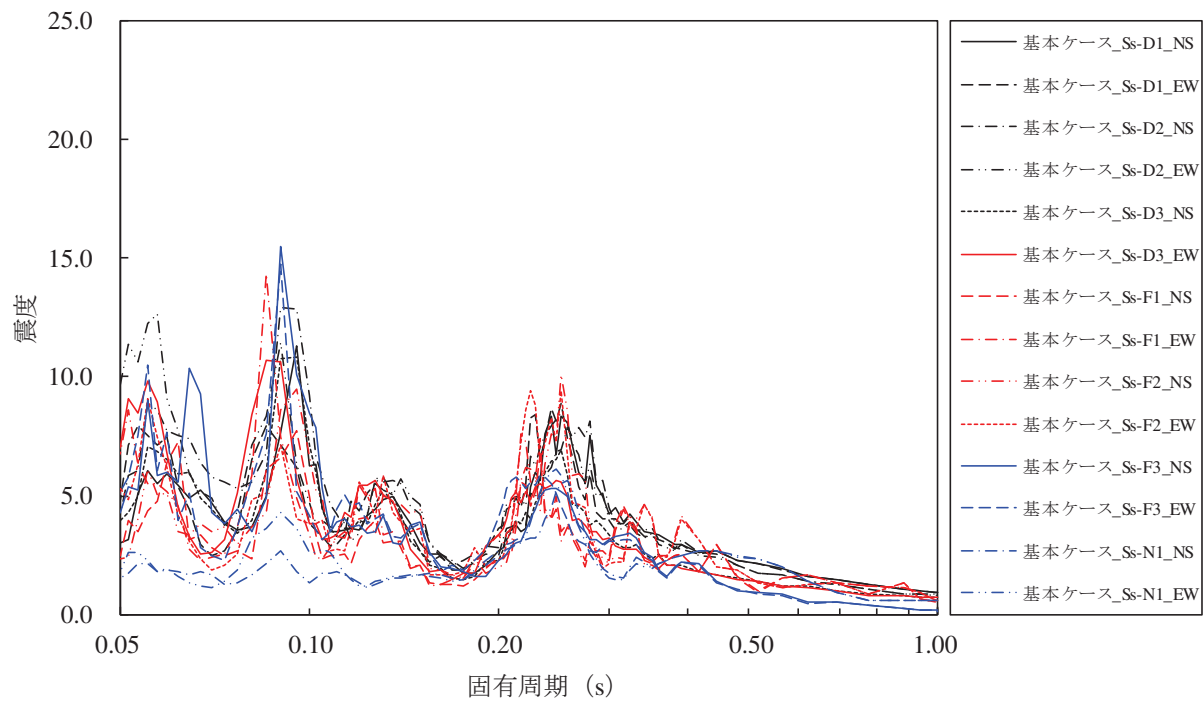
添付図 3-20 原子炉しゃへい壁 (O.P. 18.790m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



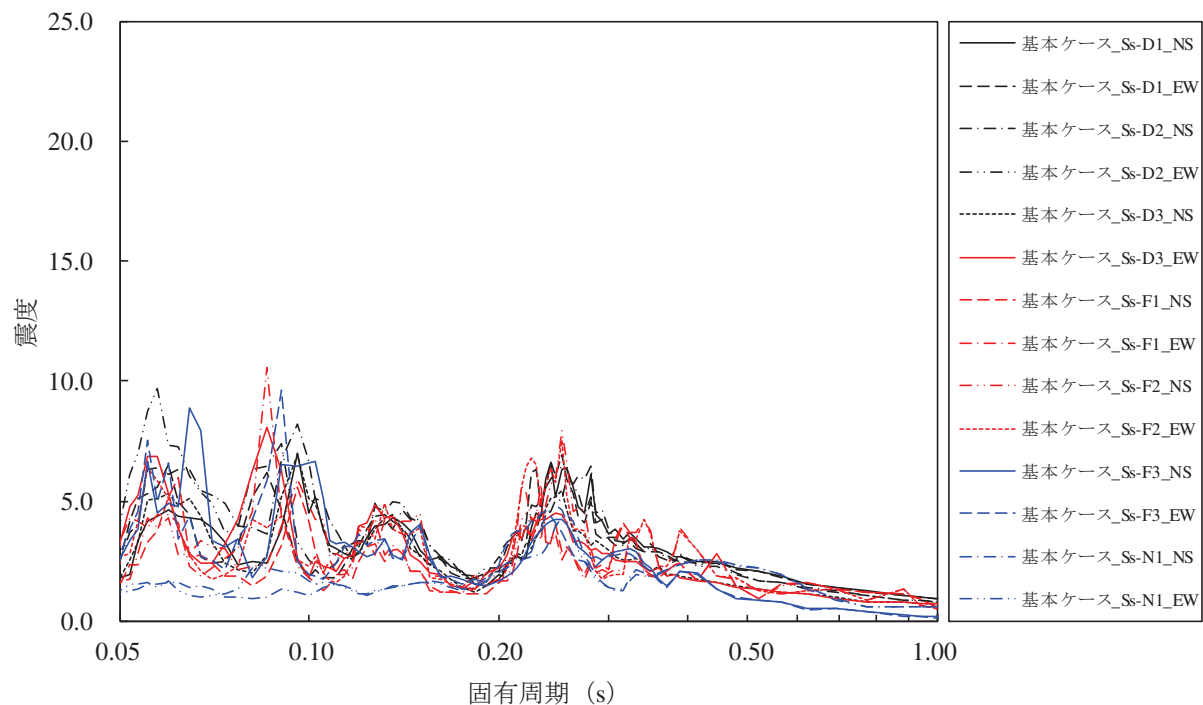
添付図 3-21 原子炉しゃへい壁 (O.P. 15.950m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



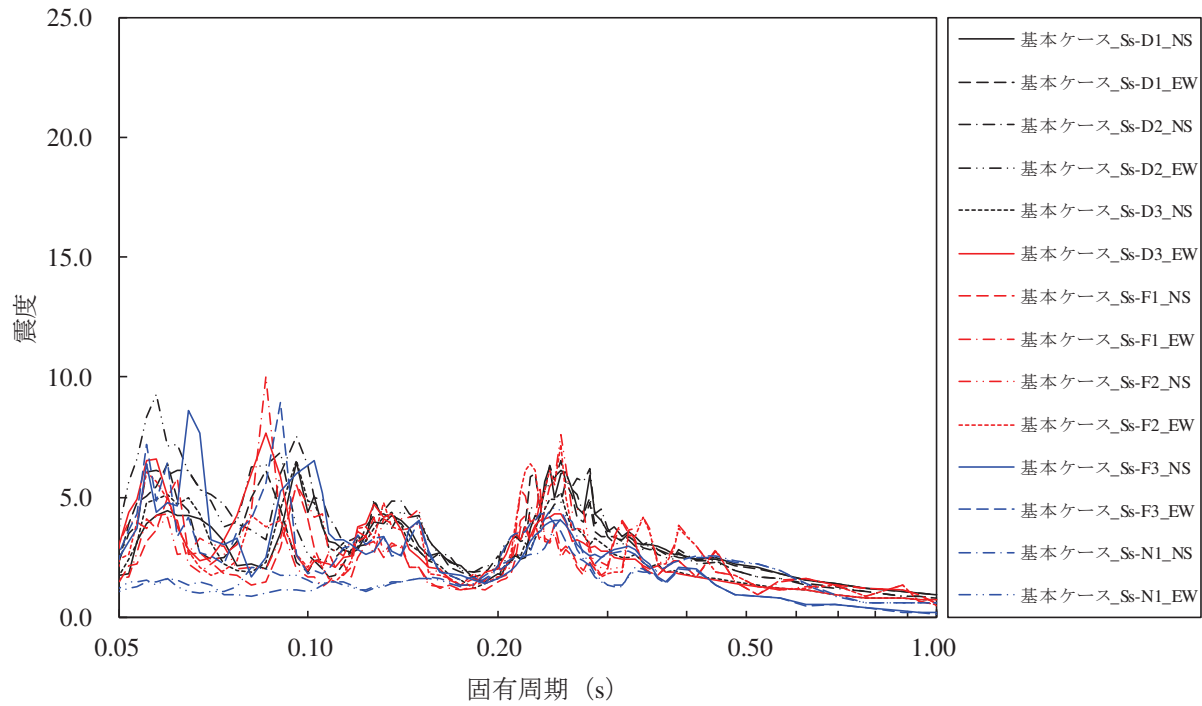
添付図 3-22 原子炉しゃへい壁 (O.P. 13.400m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



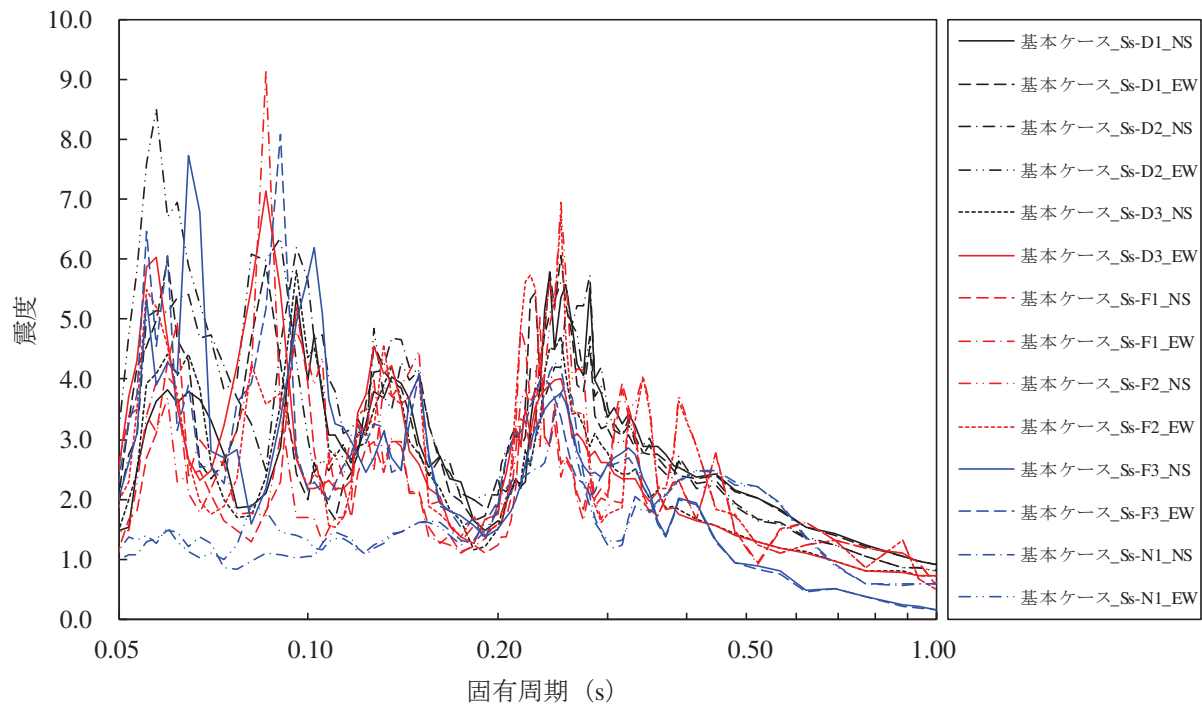
添付図 3-23 原子炉しゃへい壁 (O.P. 10.600m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



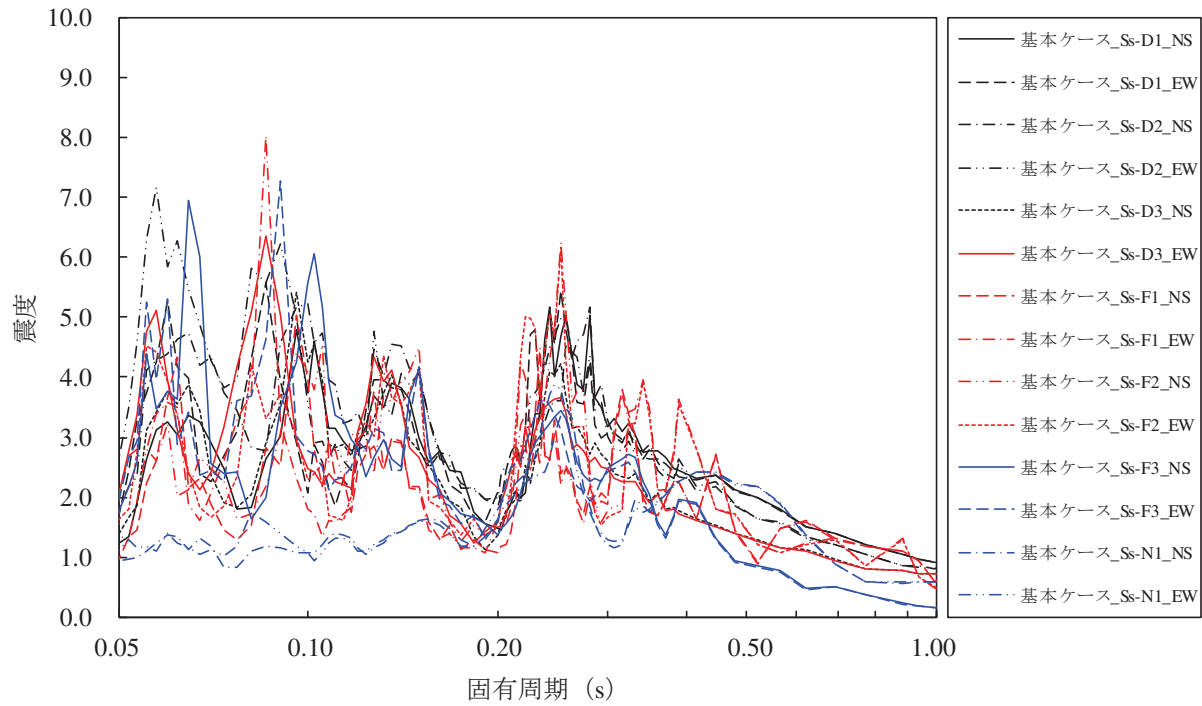
添付図 3-24 原子炉本体の基礎 (O.P. 7.040m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



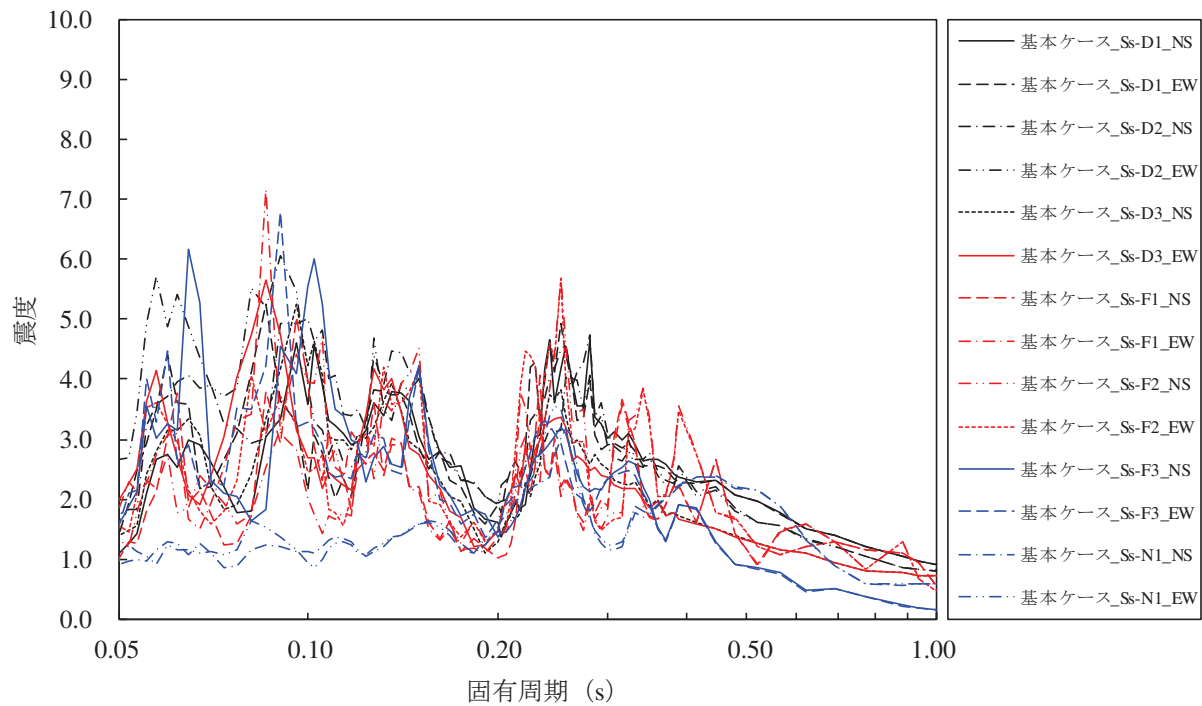
添付図 3-25 原子炉本体の基礎 (O.P. 6.240m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



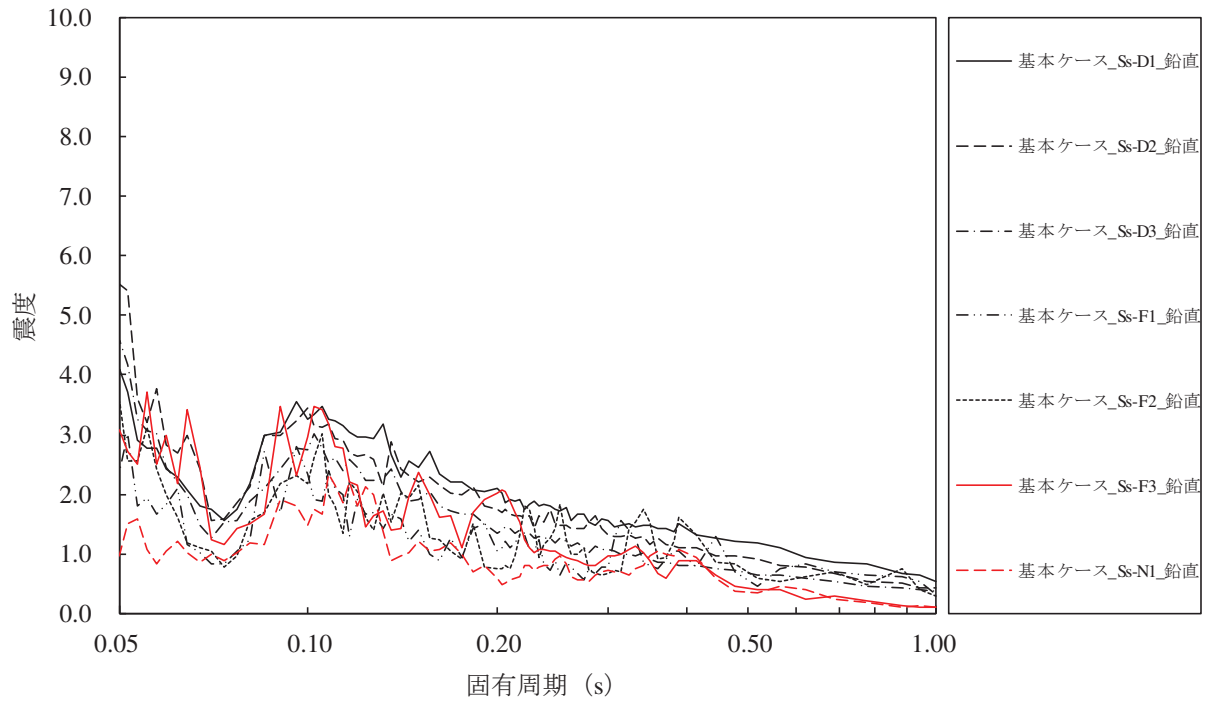
添付図 3-26 原子炉本体の基礎 (O.P. 4.950m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



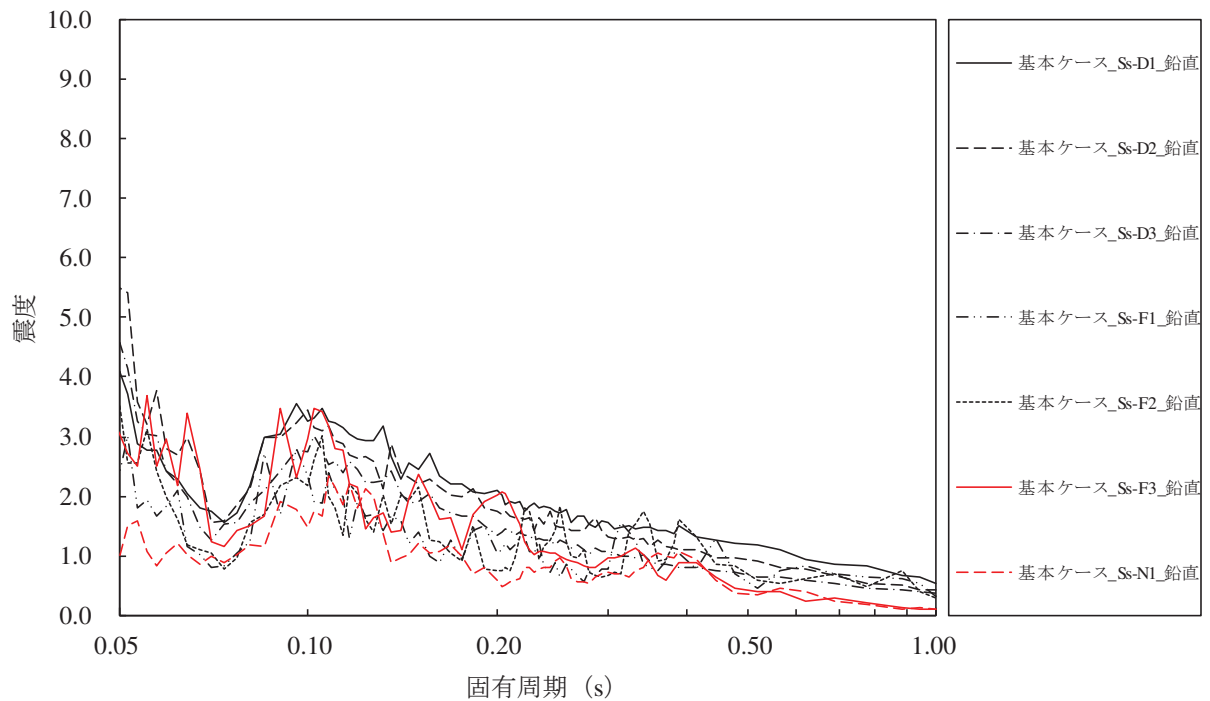
添付図 3-27 原子炉本体の基礎 (O.P. 3.050m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



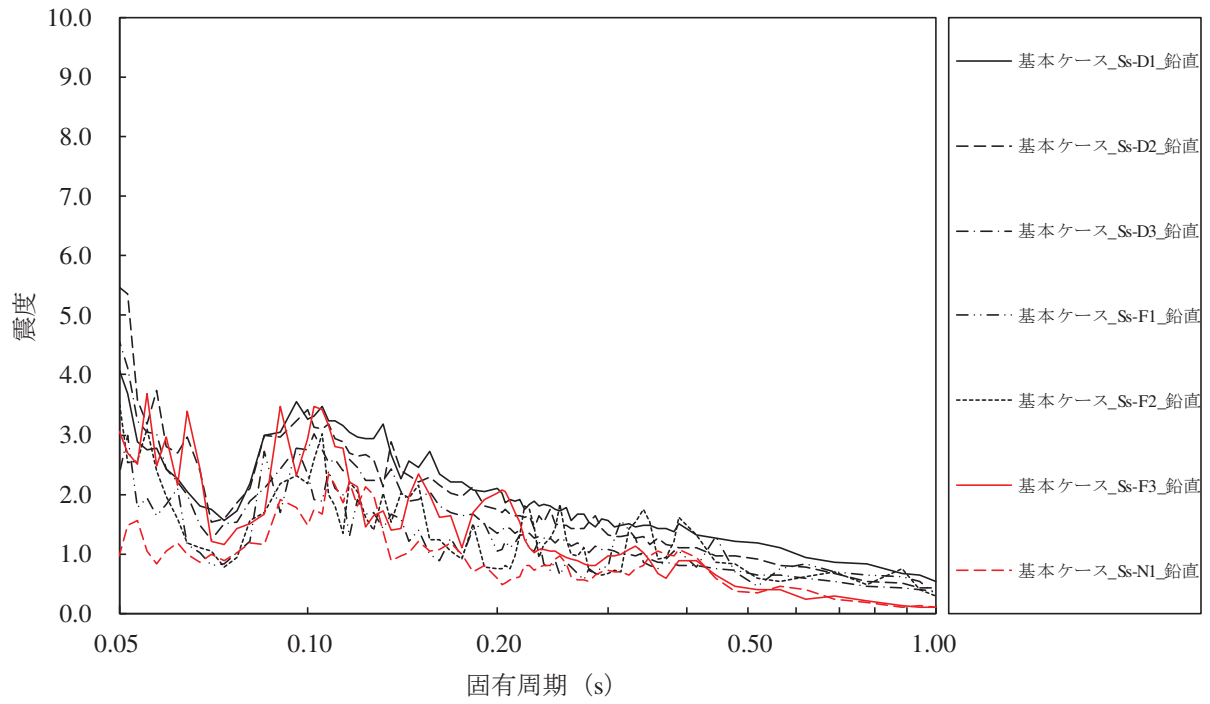
添付図 3-28 原子炉本体の基礎 (O.P. 1.150m) の加速度応答スペクトル
(水平方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



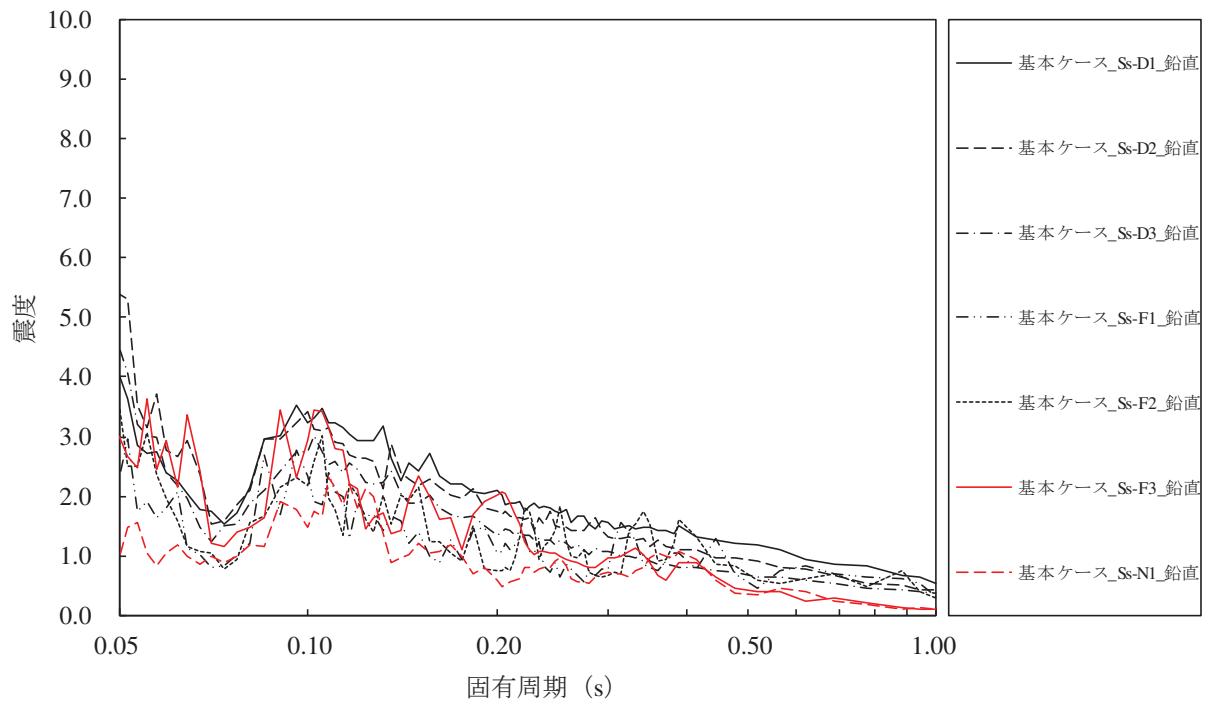
添付図 4-1 原子炉压力容器 (O.P. 28.600m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



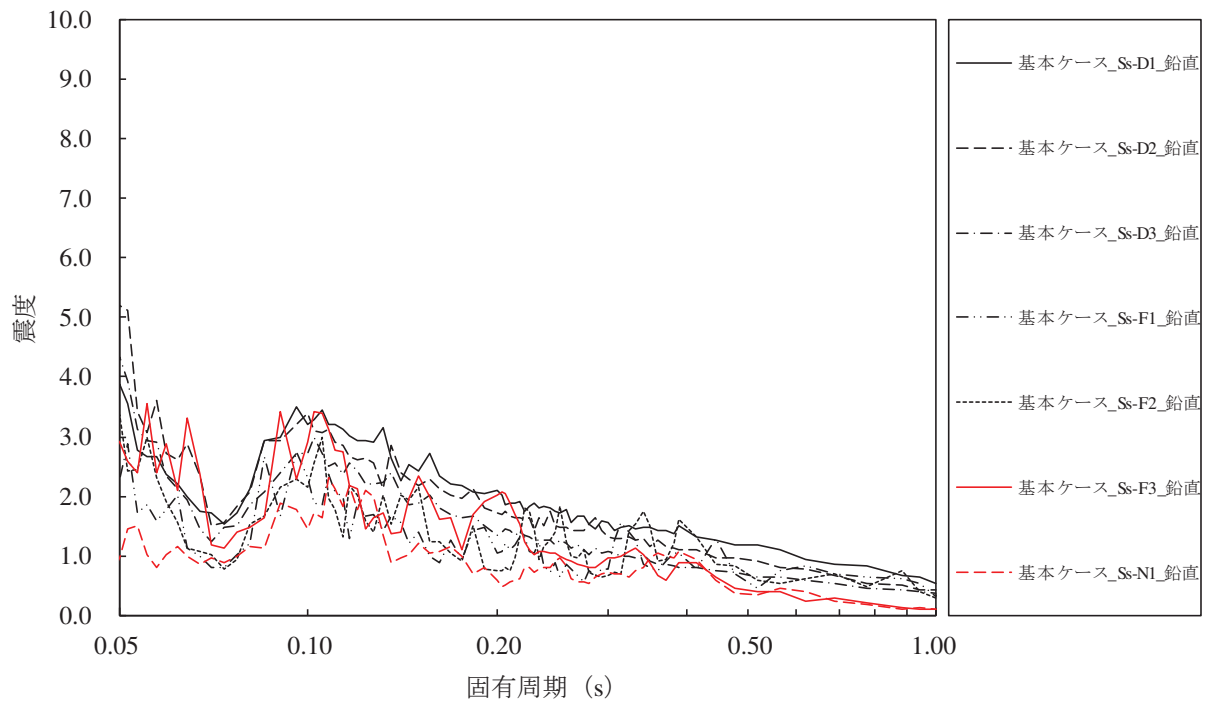
添付図 4-2 原子炉压力容器 (O.P. 25.858m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



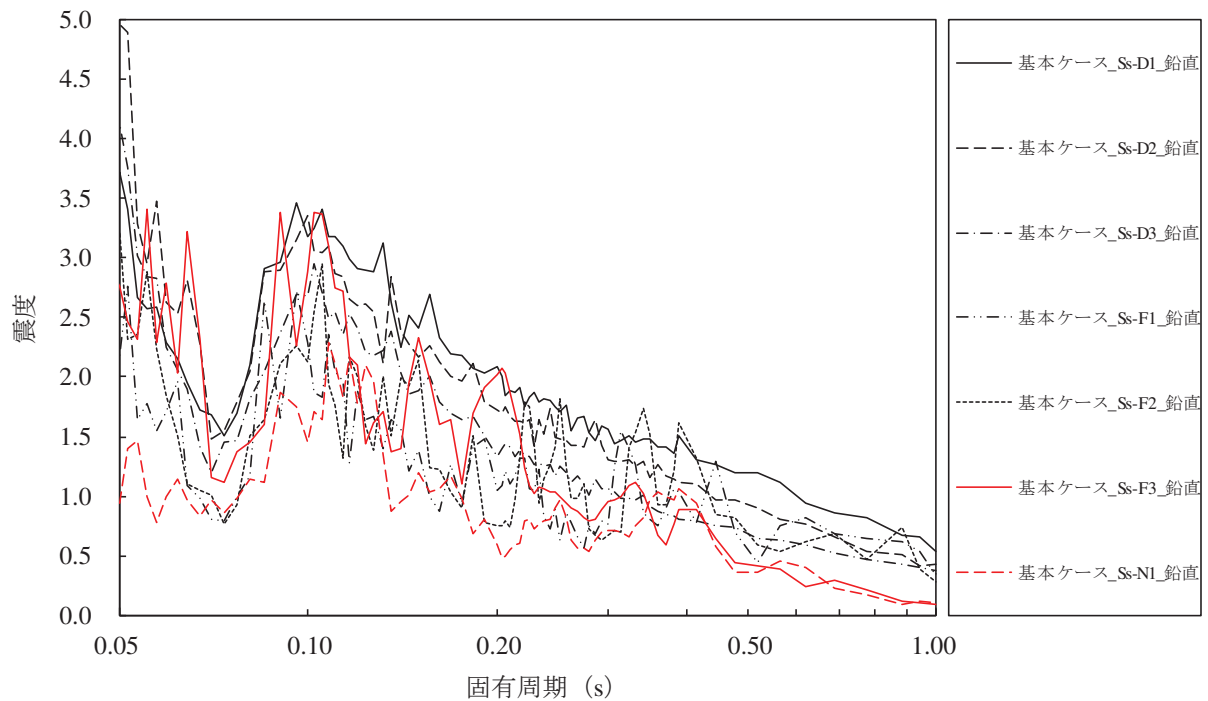
添付図 4-3 原子炉压力容器 (O.P. 23.667m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



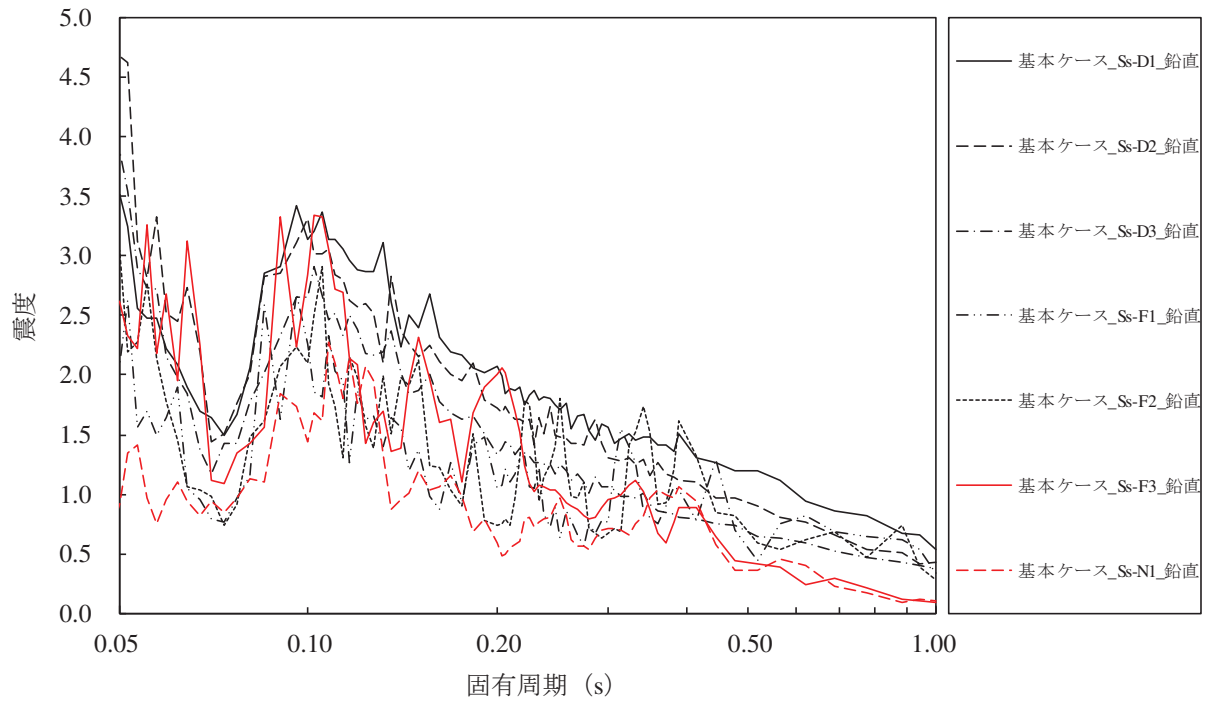
添付図 4-4 原子炉压力容器 (O.P. 21.770m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



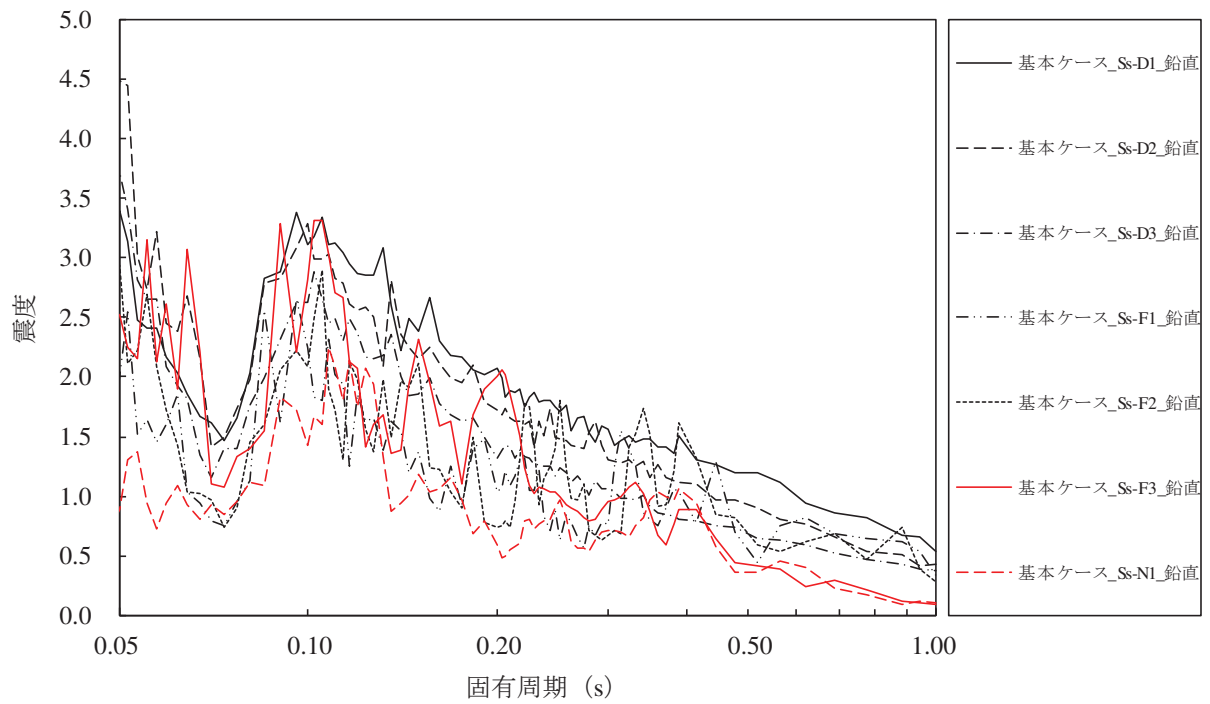
添付図 4-5 原子炉压力容器 (O.P. 18.417m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



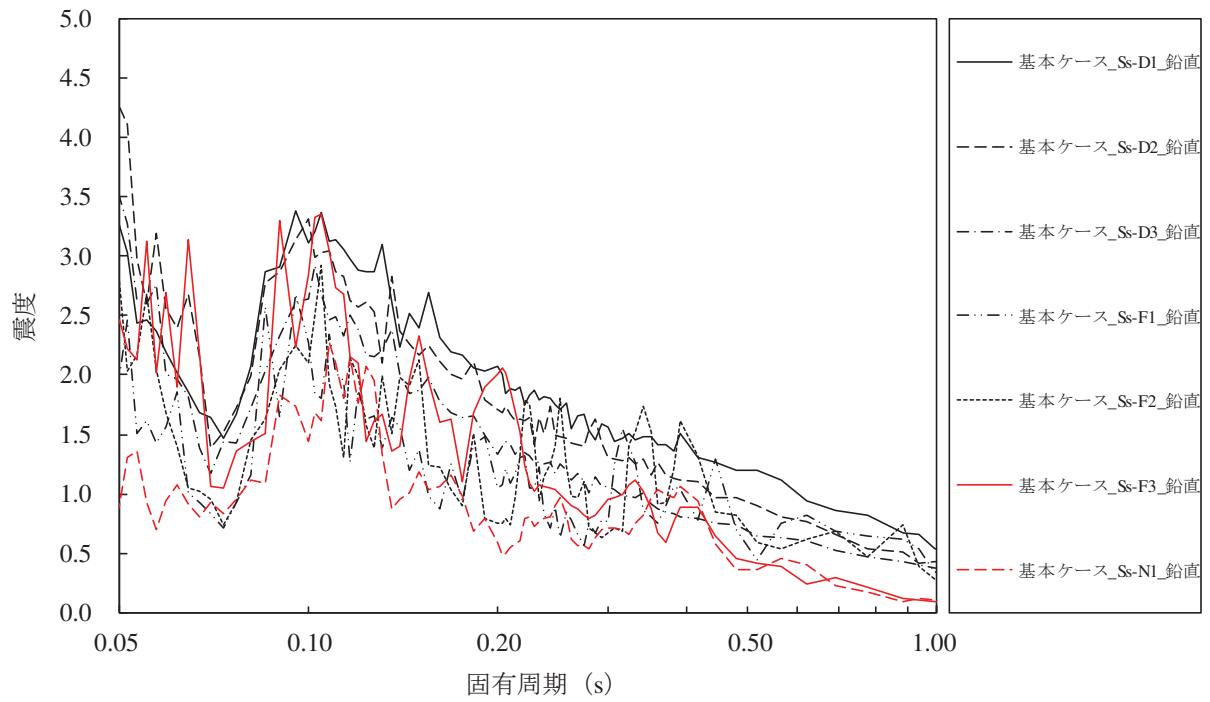
添付図 4-6 原子炉压力容器 (O.P. 14.776m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



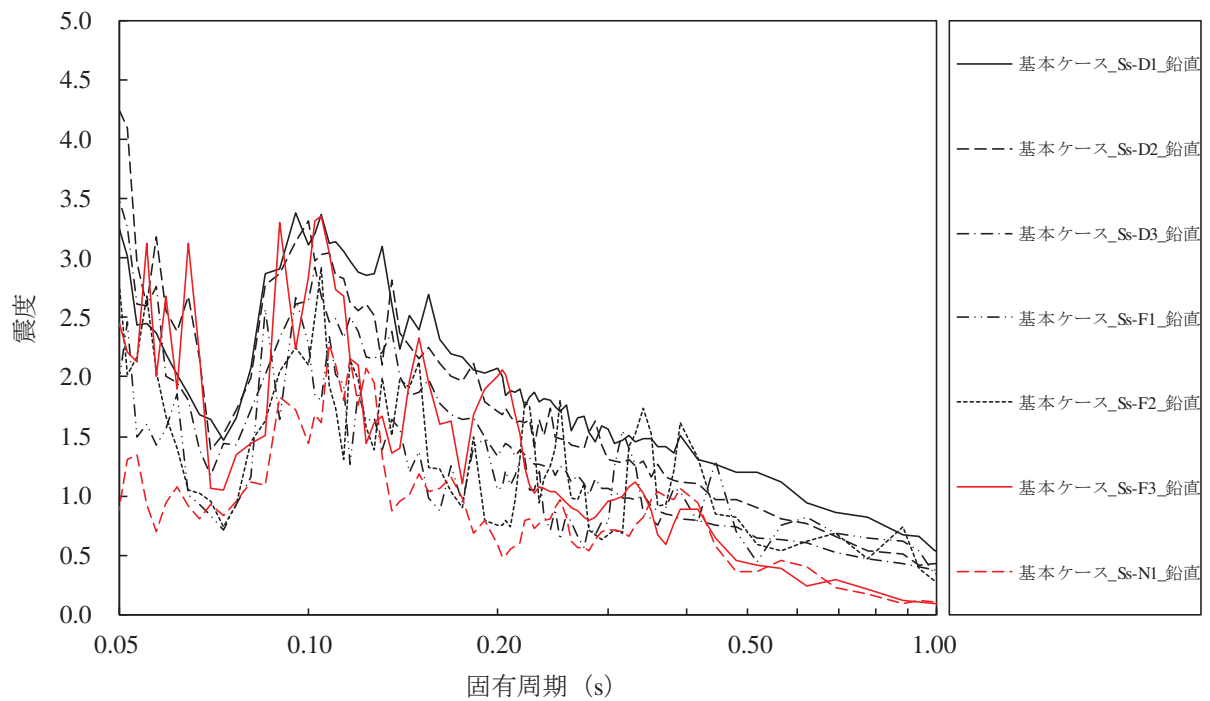
添付図 4-7 原子炉压力容器 (O.P. 11.310m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



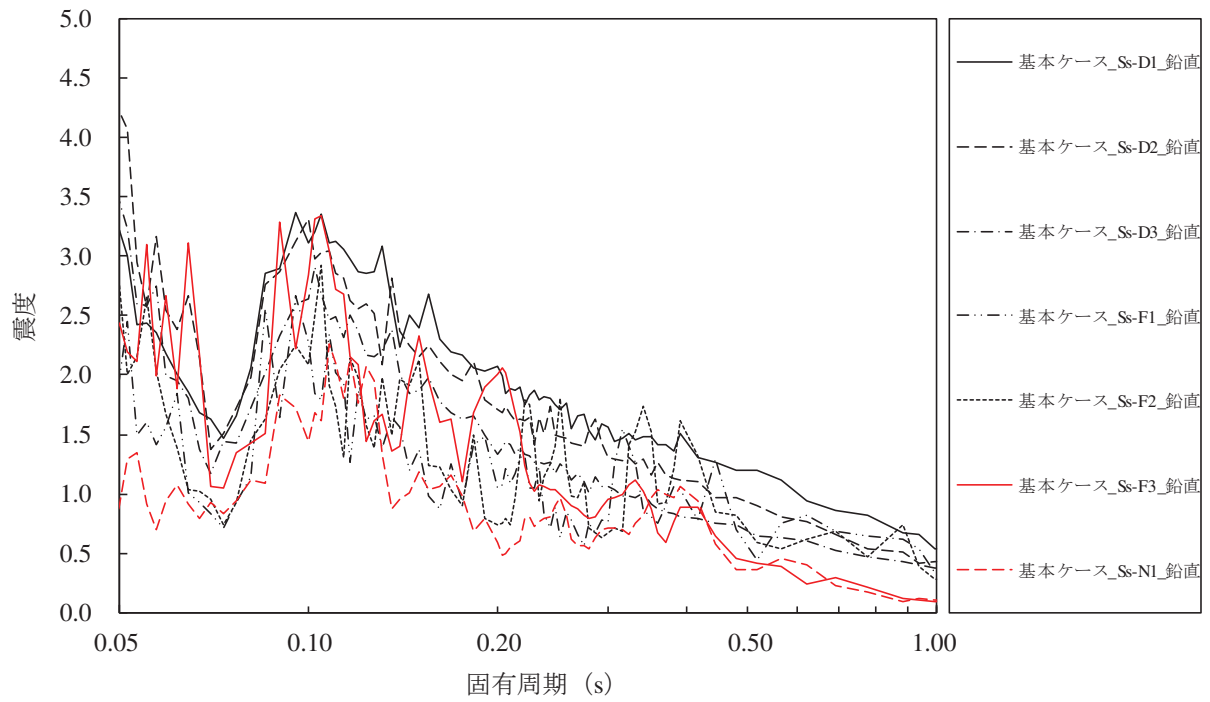
添付図 4-8 原子炉压力容器 (O.P. 9.334m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



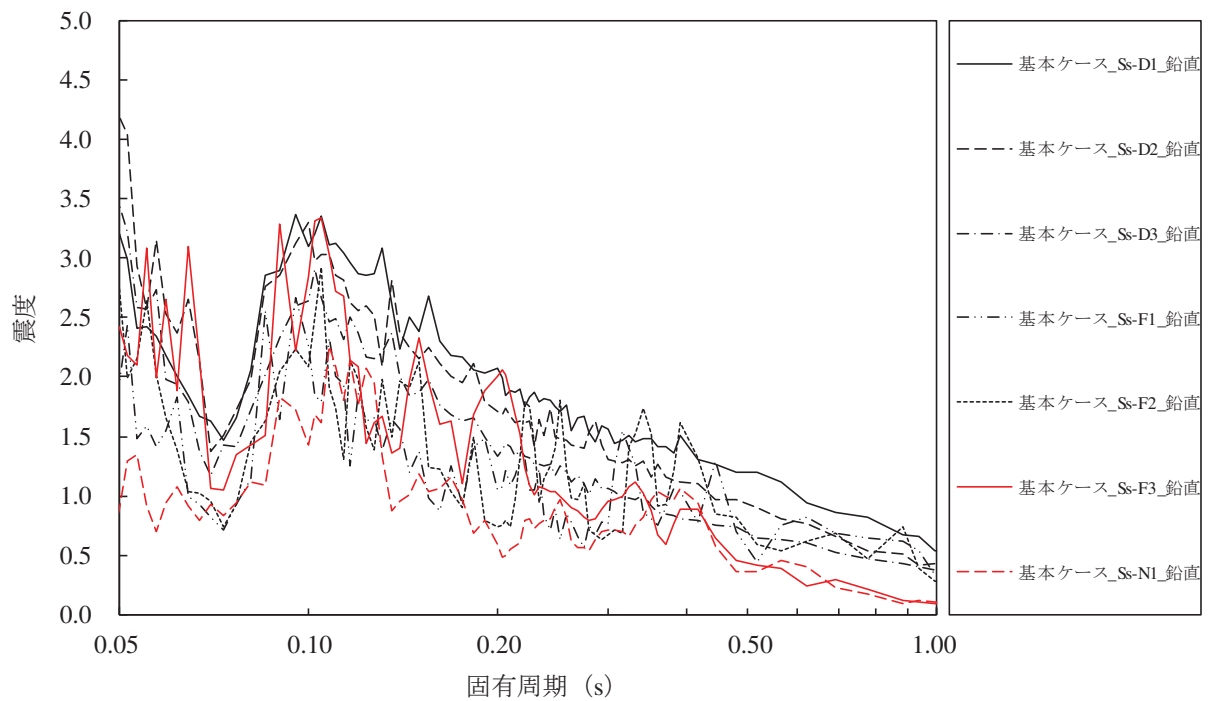
添付図 4-9 原子炉格納容器 (O.P. 30.300m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



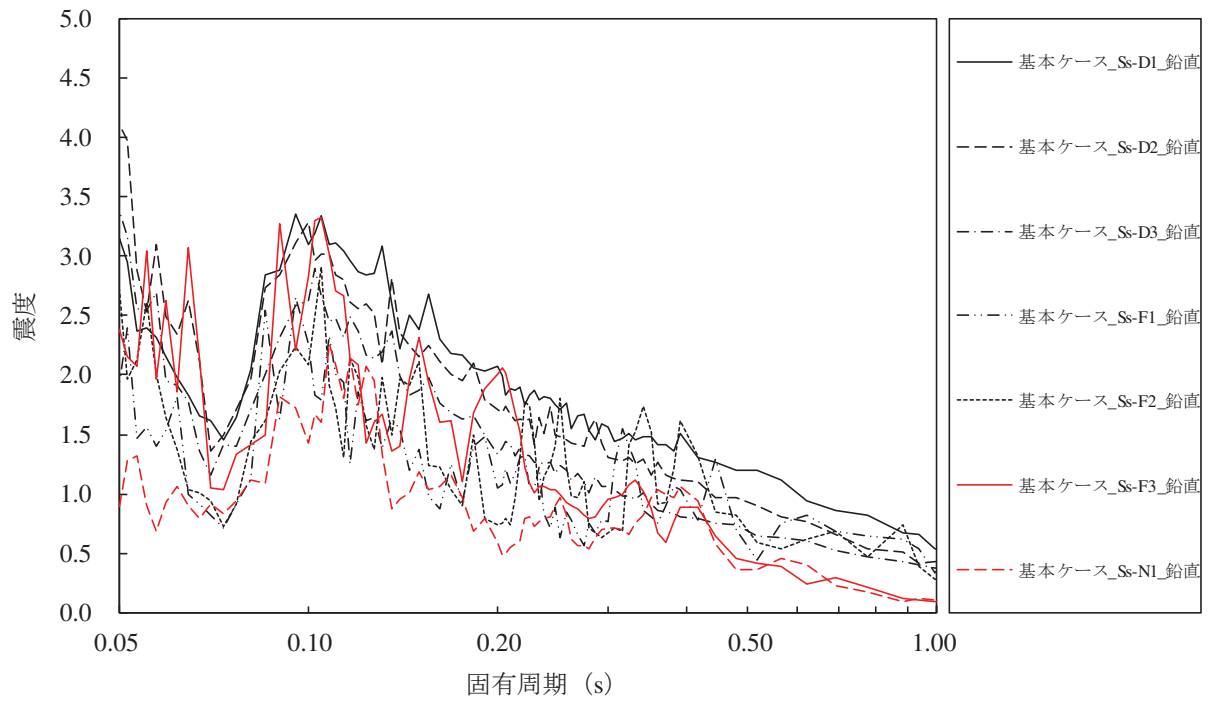
添付図 4-10 原子炉格納容器 (O.P. 27.995m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



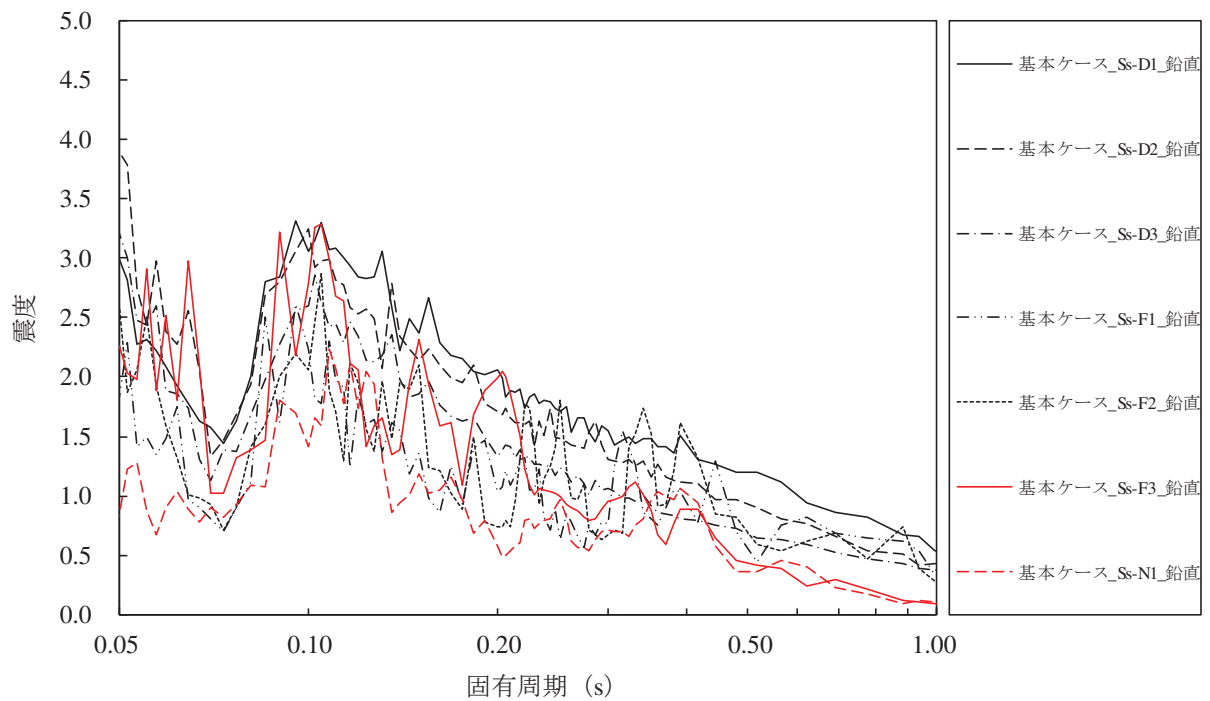
添付図 4-11 原子炉格納容器 (O.P. 25.858m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



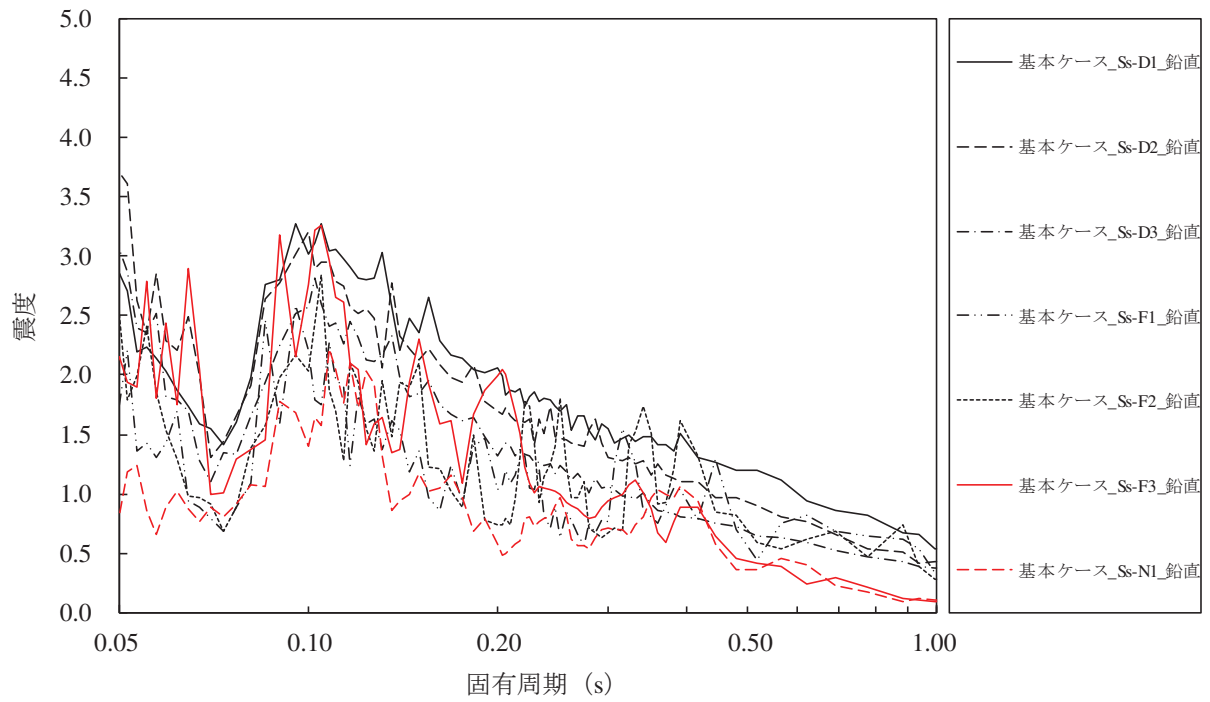
添付図 4-12 原子炉格納容器 (O.P. 24.464m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



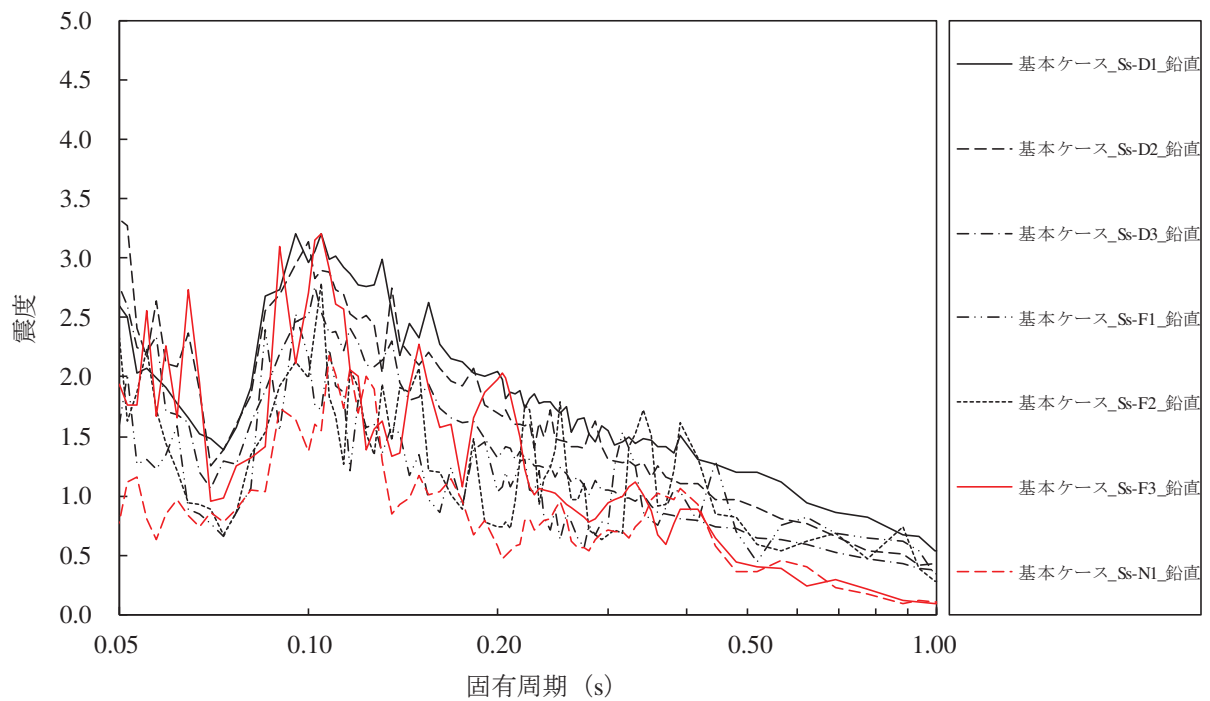
添付図 4-13 原子炉格納容器 (O.P. 21.550m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



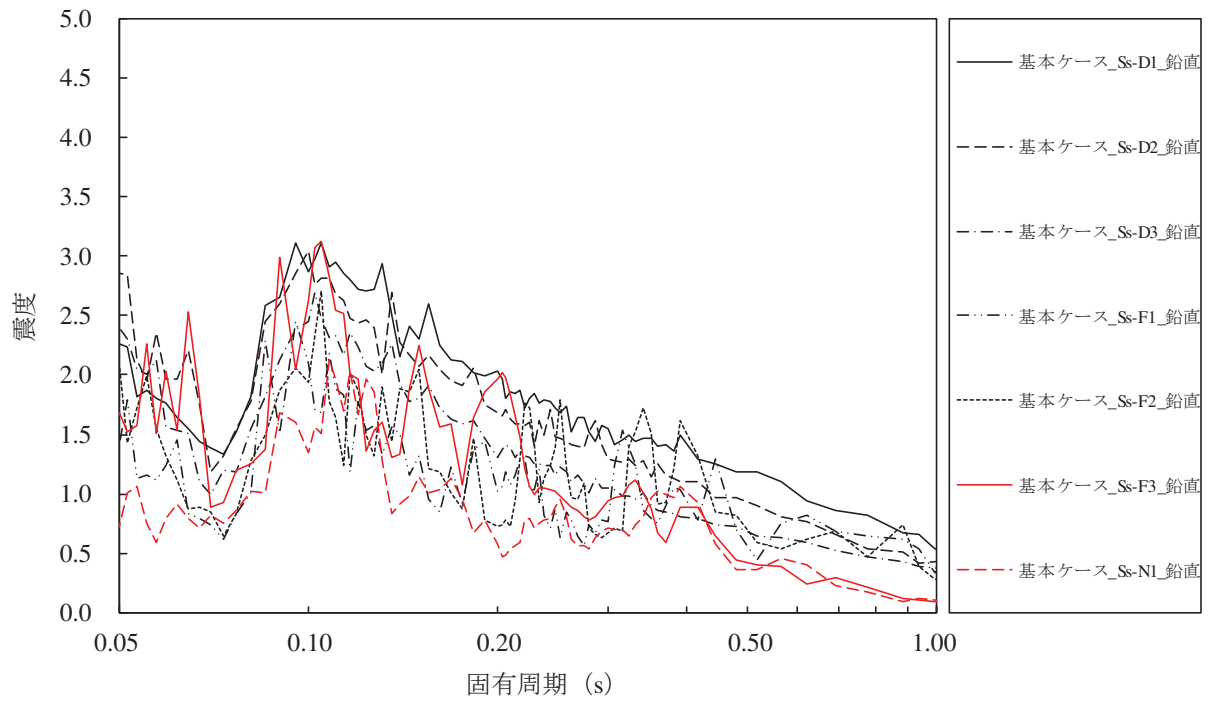
添付図 4-14 原子炉格納容器 (O.P. 17.150m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



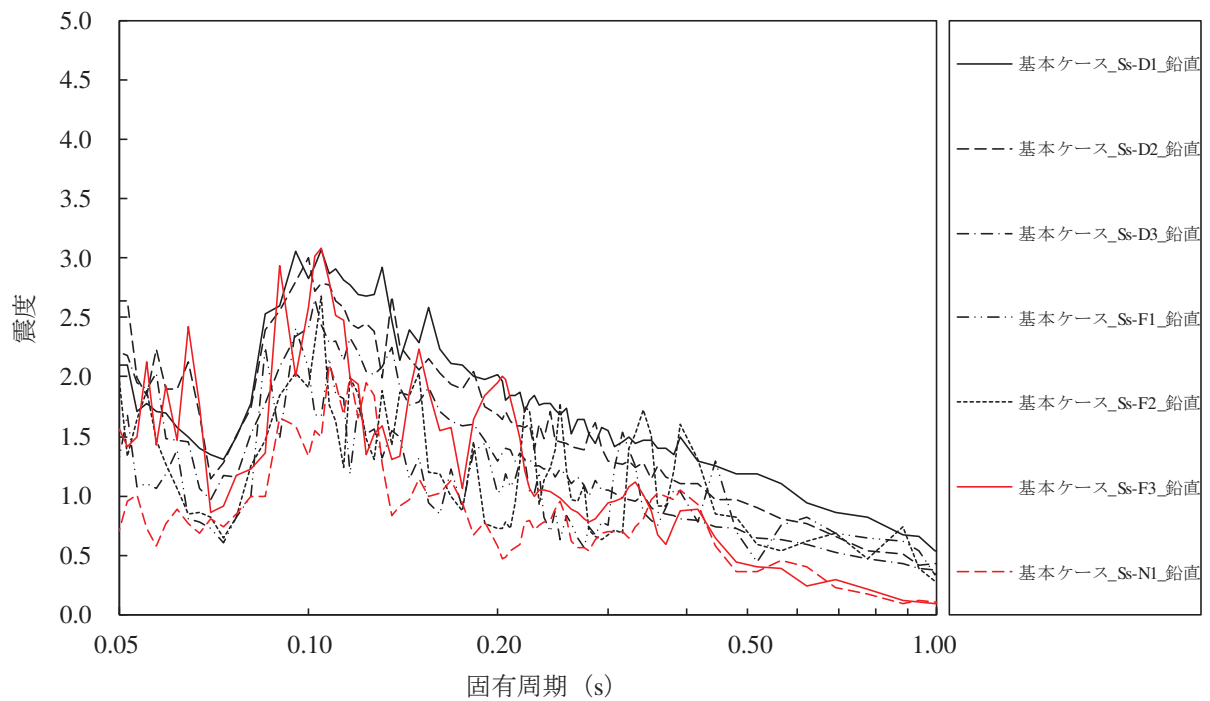
添付図 4-15 原子炉格納容器 (O. P. 14.295m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



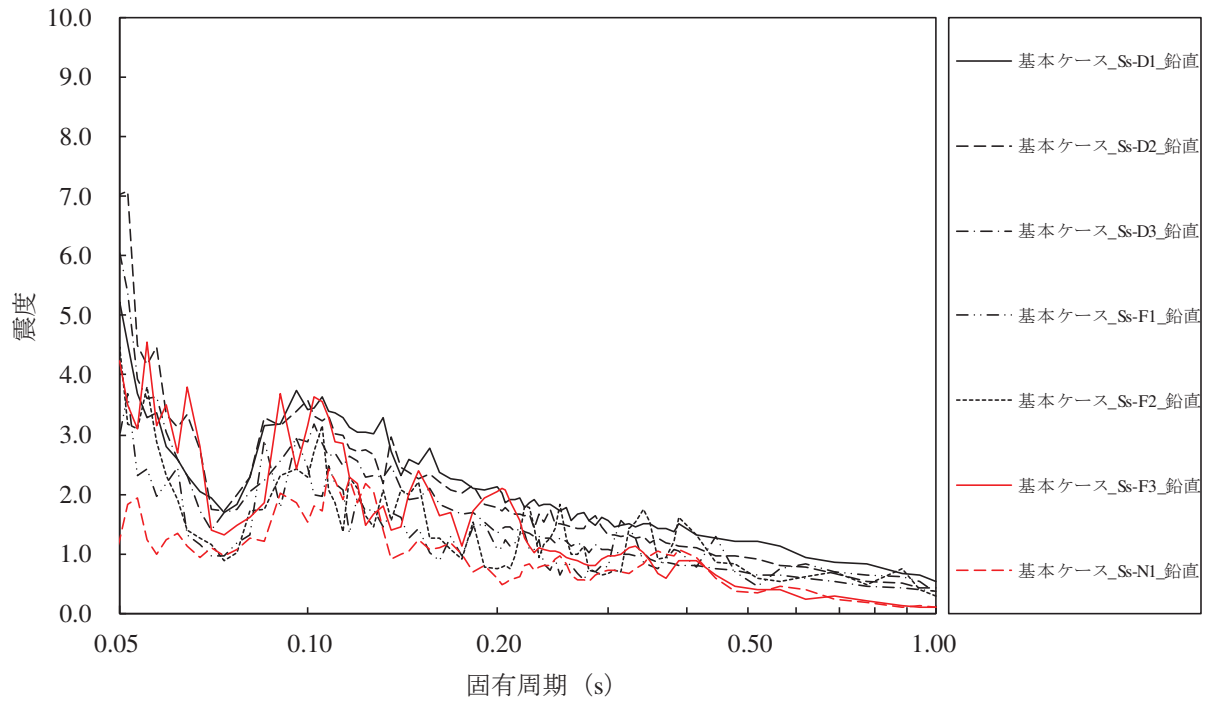
添付図 4-16 原子炉格納容器 (O. P. 9.448m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



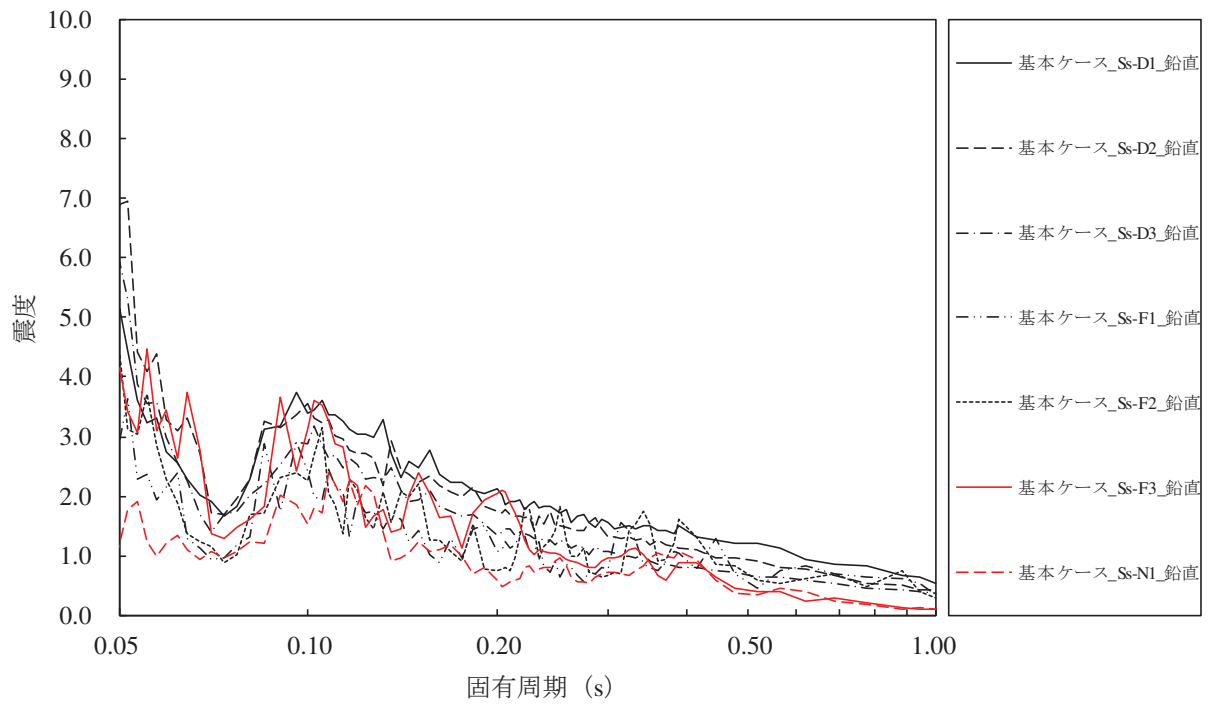
添付図 4-17 原子炉格納容器 (O.P. 4.600m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



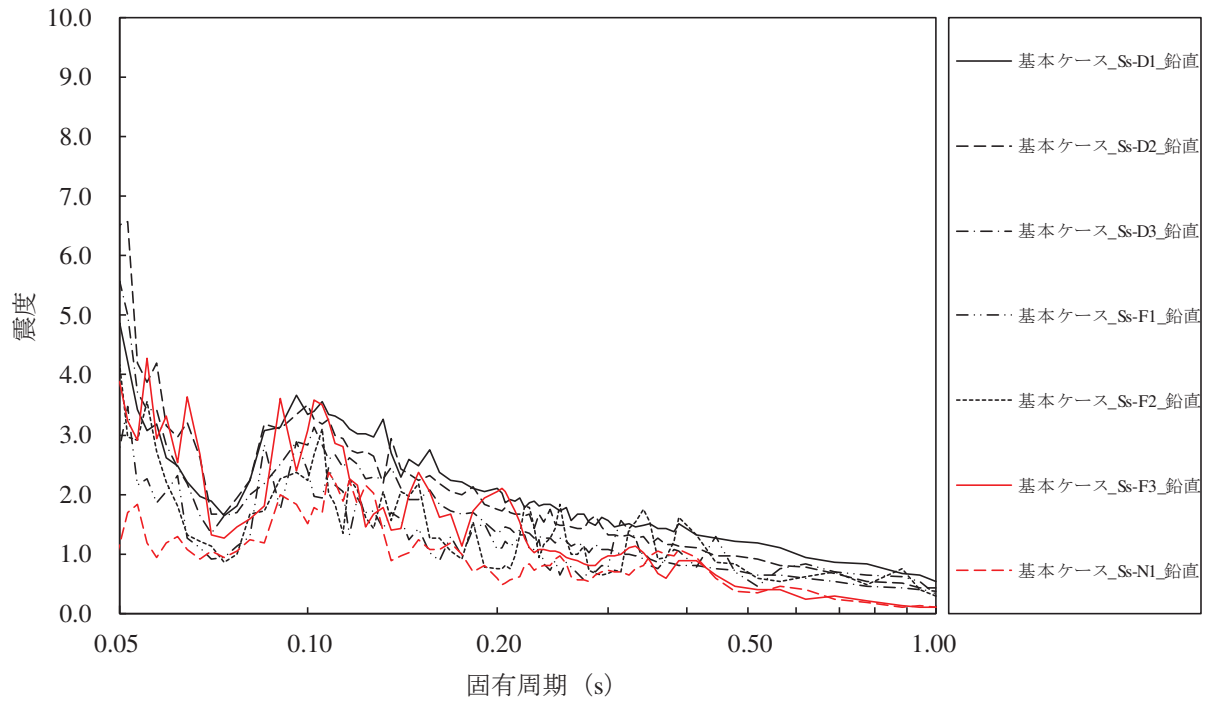
添付図 4-18 原子炉格納容器 (O.P. 2.600m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



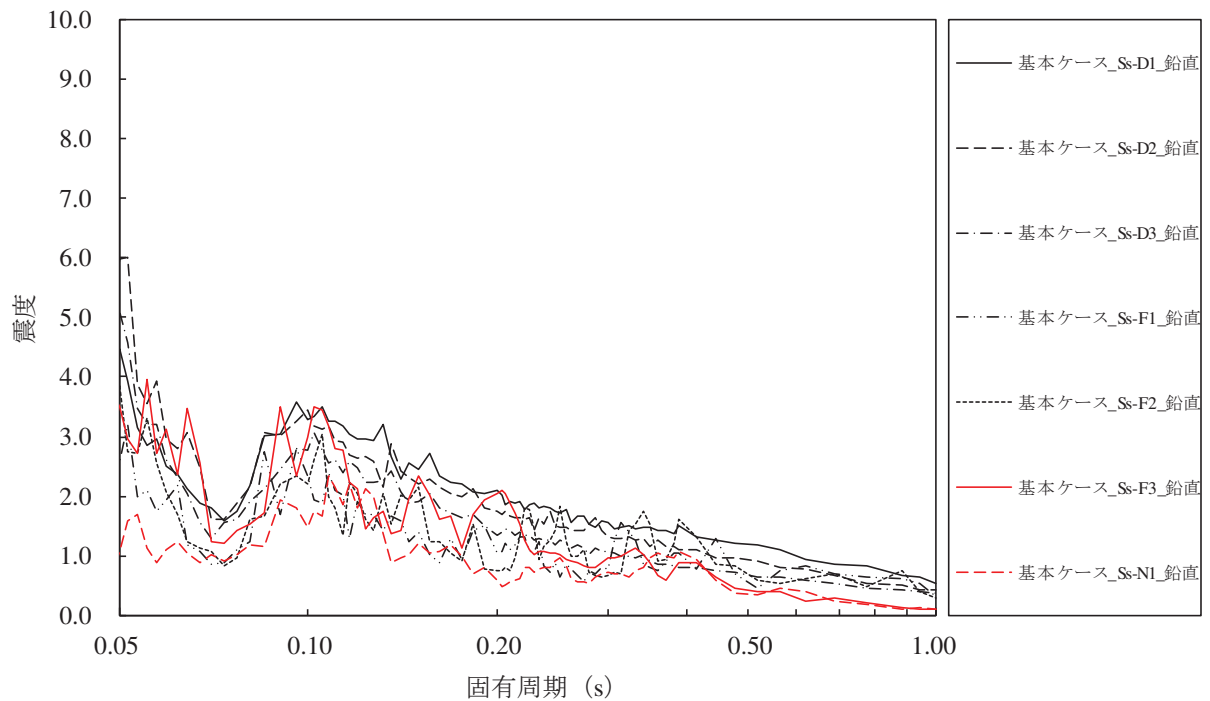
添付図 4-19 原子炉しゃへい壁 (O.P. 21.550m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



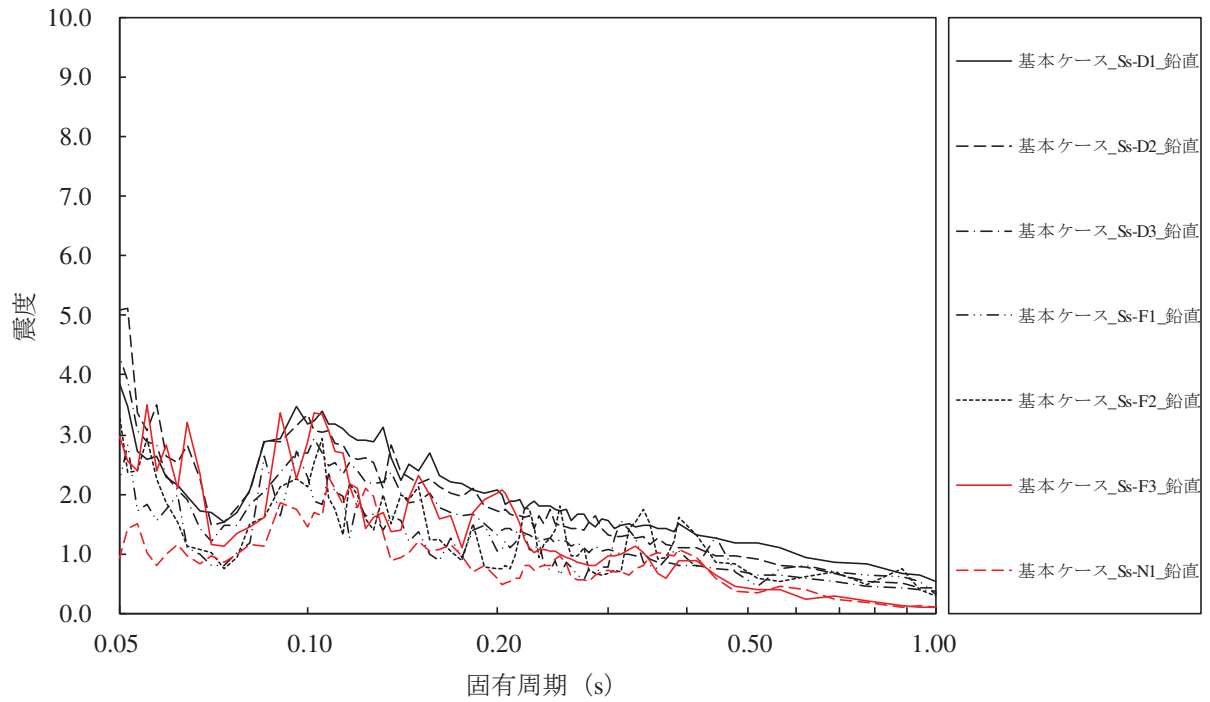
添付図 4-20 原子炉しゃへい壁 (O.P. 18.790m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



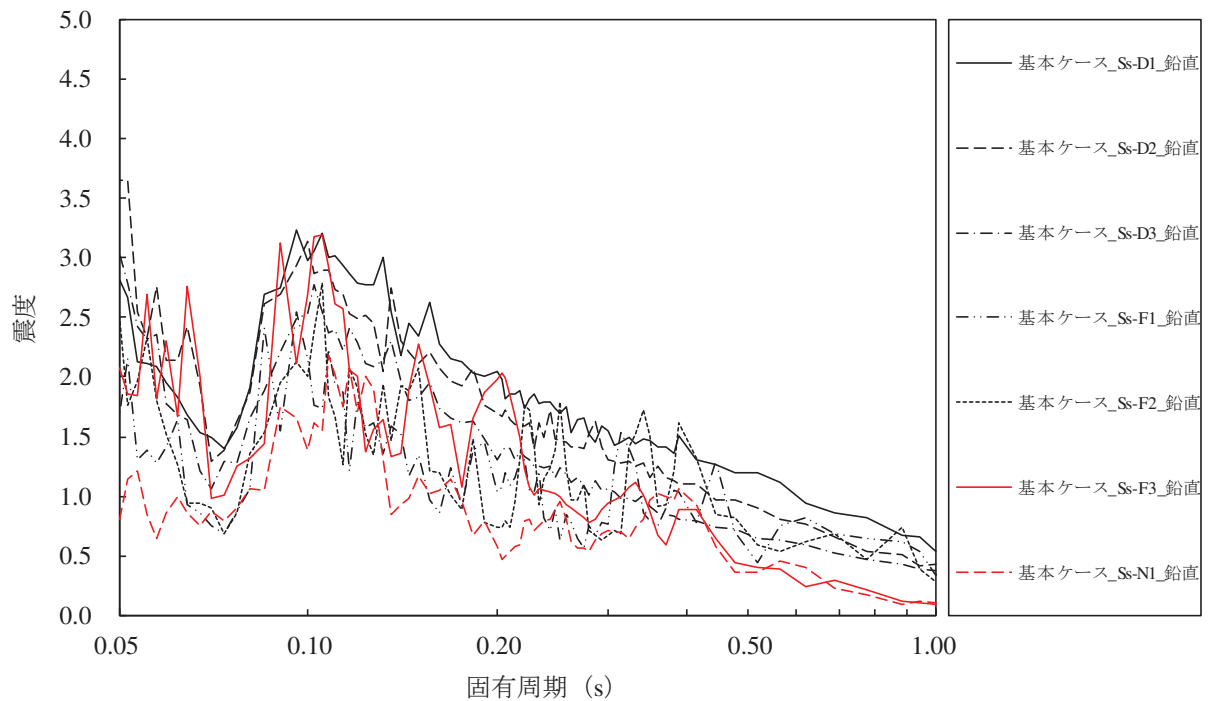
添付図 4-21 原子炉しゃへい壁 (O.P. 15.950m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



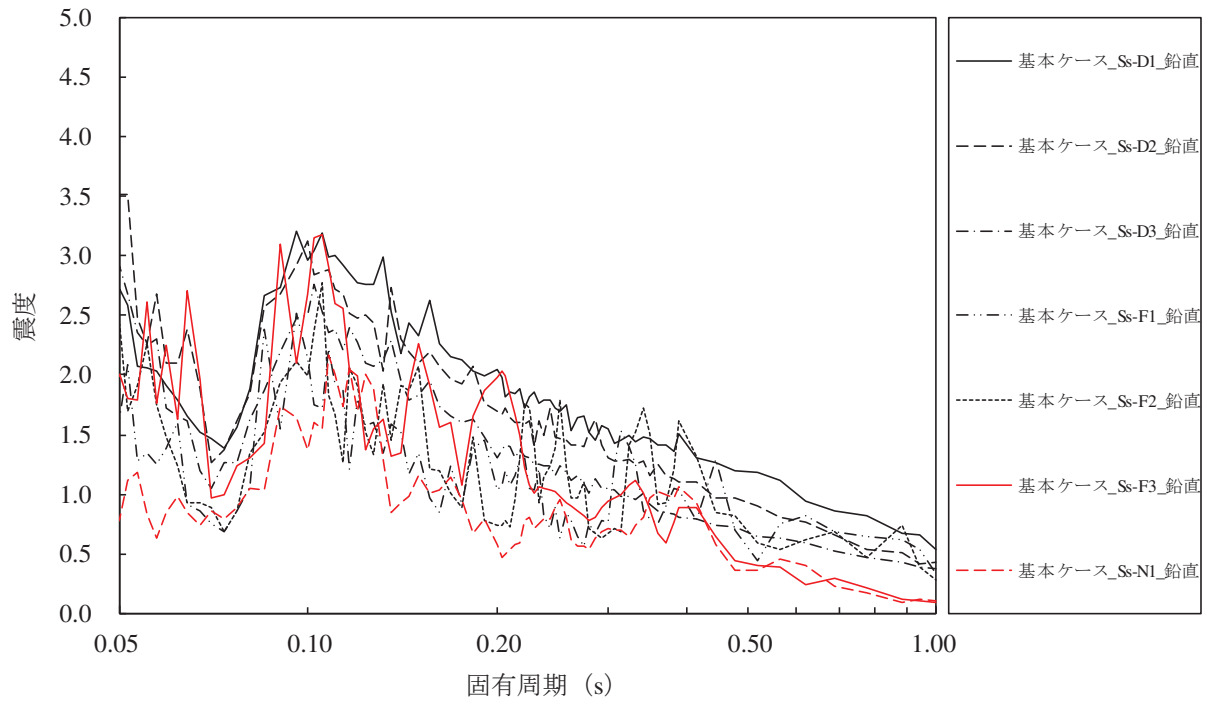
添付図 4-22 原子炉しゃへい壁 (O.P. 13.400m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



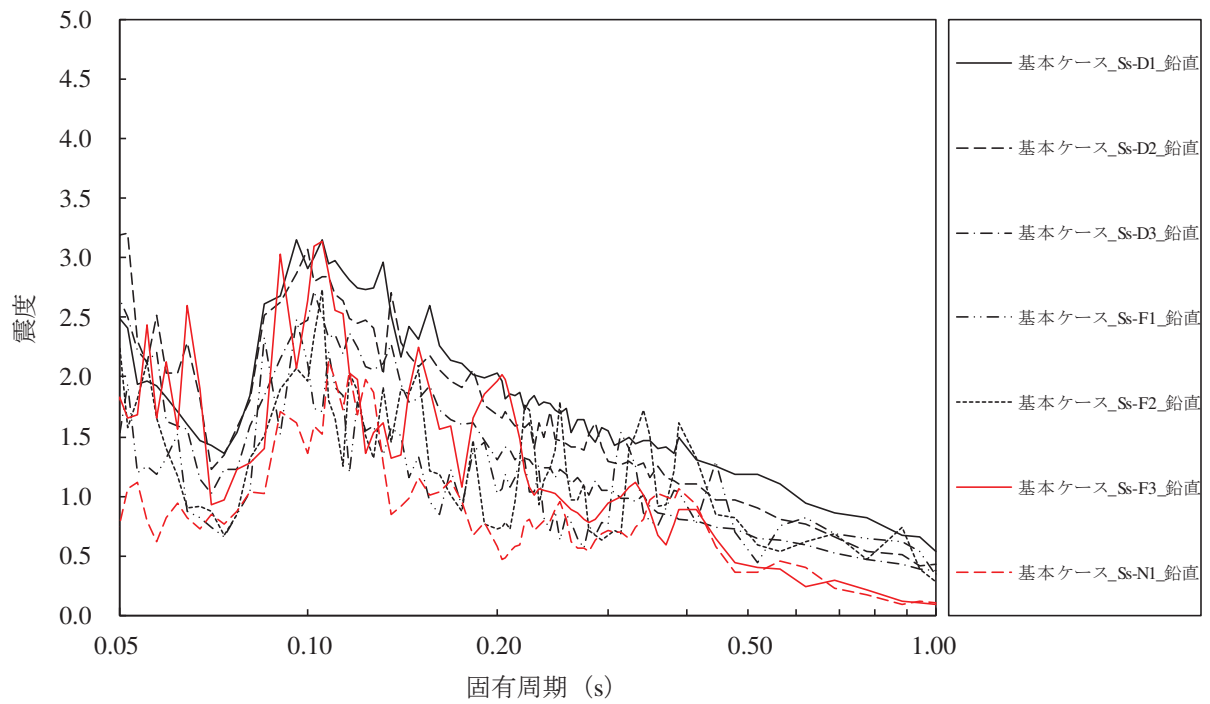
添付図 4-23 原子炉しゃへい壁 (O.P. 10.600m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



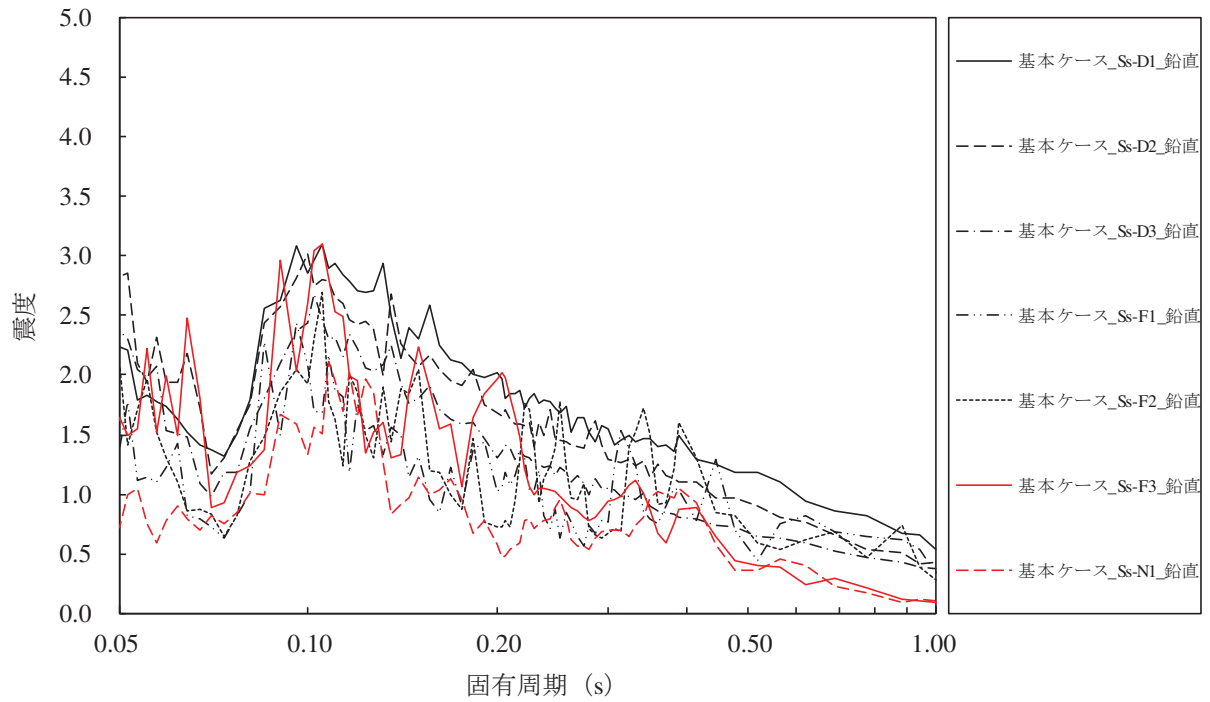
添付図 4-24 原子炉本体の基礎 (O.P. 7.040m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



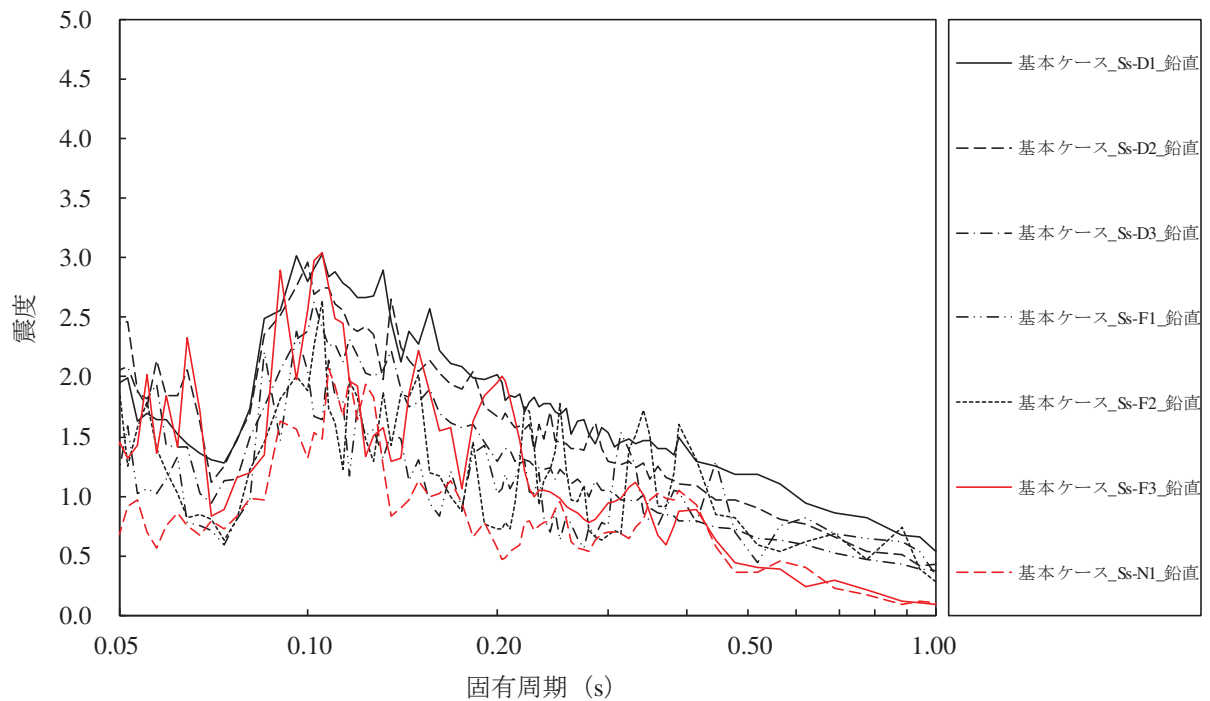
添付図 4-25 原子炉本体の基礎 (O.P. 6.240m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



添付図 4-26 原子炉本体の基礎 (O.P. 4.950m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



添付図 4-27 原子炉本体の基礎 (O.P. 3.050m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)



添付図 4-28 原子炉本体の基礎 (O.P. 1.150m) の加速度応答スペクトル
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%, 基本ケース)

添付表 1-1 原子炉建屋の最大応答加速度 (水平方向, 1.2ZPA)

構造物名	標高 O.P. (m)	最大応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$) $\times 1.2$													
		Ss-D1		Ss-D2		Ss-D3		Ss-F1		Ss-F2		Ss-F3		Ss-N1	
		NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW
原子炉建屋	50.500	5.37	4.38	5.66	4.78	5.17	4.39	3.54	3.77	5.19	4.22	6.21	4.82	2.65	2.49
	41.200	2.61	2.59	3.07	2.90	2.47	2.42	2.05	2.52	2.84	2.56	3.15	2.95	2.14	2.14
	33.200	2.36	2.15	2.44	2.38	2.53	2.19	1.53	1.62	2.18	2.25	2.02	2.06	1.88	1.90
	22.500	1.53	1.61	2.09	2.06	1.45	1.86	1.17	1.18	1.48	1.56	1.30	1.43	1.63	1.57
	15.000	1.19	1.60	1.57	1.67	1.17	1.97	0.97	1.04	1.14	1.64	1.26	1.31	1.55	1.54
	6.000	1.00	1.08	1.55	1.44	1.06	1.05	0.92	0.87	1.16	1.10	1.27	1.06	1.20	1.15
	1.150	0.83	0.86	1.01	1.20	0.96	0.90	0.83	0.82	1.03	0.87	1.25	1.07	1.11	1.18
	-0.800	0.87	0.78	1.16	1.18	0.94	0.89	0.87	0.72	0.89	0.91	1.28	0.95	1.11	1.09
-8.100	0.69	0.66	0.75	0.79	0.71	0.69	0.70	0.67	0.74	0.75	0.91	0.93	0.82	0.80	

添付表 1-2 原子炉建屋の最大応答加速度 (鉛直方向, 1.2ZPA)

構造物名	標高 O.P. (m)	最大応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$) $\times 1.2$													
		Ss-D1		Ss-D2		Ss-D3		Ss-F1		Ss-F2		Ss-F3		Ss-N1	
		NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW
原子炉建屋	48.725	1.84	1.90	1.90	1.90	2.03	2.03	1.00	1.00	1.13	1.13	1.52	1.52	1.15	1.15
	41.200	1.78	1.75	1.75	1.75	1.84	1.84	0.93	0.93	1.06	1.06	1.38	1.38	1.11	1.11
	33.200	1.69	1.66	1.66	1.66	1.63	1.63	0.83	0.83	0.96	0.96	1.22	1.22	1.05	1.05
	22.500	1.50	1.46	1.46	1.46	1.29	1.29	0.67	0.67	0.79	0.79	0.95	0.95	0.92	0.92
	15.000	1.32	1.19	1.19	1.19	0.95	0.95	0.56	0.56	0.67	0.67	0.79	0.79	0.79	0.79
	6.000	1.06	0.90	0.90	0.90	0.71	0.71	0.48	0.48	0.58	0.58	0.62	0.62	0.60	0.60
	-0.800	0.86	0.74	0.74	0.74	0.60	0.60	0.43	0.43	0.53	0.53	0.50	0.50	0.51	0.51
	-8.100	0.62	0.66	0.66	0.66	0.53	0.53	0.44	0.44	0.48	0.48	0.51	0.51	0.46	0.46

添付表 2-1 原子炉压力容器, 原子炉しゃへい壁, 原子炉本体の基礎及び
原子炉格納容器の最大応答加速度 (水平方向, 1.2ZPA)

構造物名	標高 O.P. (m)	最大応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$) $\times 1.2$													
		Ss-D1		Ss-D2		Ss-D3		Ss-F1		Ss-F2		Ss-F3		Ss-N1	
		NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW
原子炉 压力容器	28.600	3.48	3.36	3.63	3.88	3.56	3.33	2.13	2.91	2.98	3.21	3.16	3.82	2.02	2.22
	25.858	3.05	2.90	3.20	3.22	3.20	2.85	1.82	2.51	2.62	2.81	2.70	3.26	1.88	1.94
	23.667	2.70	2.68	2.85	2.78	2.93	2.51	1.58	2.19	2.34	2.49	2.37	2.81	1.78	1.76
	21.770	2.38	2.47	2.53	2.45	2.68	2.24	1.42	1.89	2.07	2.21	2.08	2.39	1.71	1.59
	18.417	2.08	2.23	2.11	2.24	2.32	1.85	1.26	1.51	1.71	1.86	1.72	1.88	1.65	1.52
	14.776	1.82	1.99	1.67	1.96	1.81	1.65	1.29	1.35	1.44	1.53	1.64	1.52	1.51	1.42
	11.310	1.54	1.62	1.40	1.51	1.36	1.35	1.23	1.25	1.21	1.28	1.64	1.21	1.32	1.35
	9.334	1.39	1.39	1.25	1.29	1.23	1.21	1.16	1.13	1.17	1.18	1.58	1.25	1.22	1.25
原子炉 本体の基礎	7.040	1.22	1.16	1.13	1.23	1.08	1.14	1.00	0.97	1.07	0.99	1.37	1.19	1.12	1.14
	6.240	1.17	1.11	1.09	1.22	1.06	1.06	0.97	0.91	1.05	0.94	1.35	1.17	1.09	1.09
	4.950	1.11	1.03	1.04	1.19	0.99	1.00	0.91	0.86	1.01	0.87	1.28	1.14	1.03	1.05
	3.050	1.00	0.94	0.98	1.13	0.94	0.88	0.85	0.79	0.99	0.83	1.24	1.08	0.99	1.06
	1.150	0.88	0.85	0.92	1.07	0.89	0.86	0.82	0.74	0.98	0.82	1.21	1.01	0.96	1.00
原子炉 しゃへい壁	21.550	1.98	2.11	2.04	2.02	2.28	1.97	1.22	1.42	1.65	1.88	1.58	1.70	1.61	1.58
	18.790	1.86	1.99	1.90	1.79	2.00	1.67	1.19	1.38	1.51	1.87	1.53	1.64	1.58	1.55
	15.950	1.75	1.95	1.76	1.79	1.72	1.59	1.23	1.40	1.47	1.82	1.41	1.60	1.55	1.49
	13.400	1.72	1.85	1.57	1.70	1.42	1.53	1.22	1.38	1.38	1.62	1.40	1.42	1.47	1.39
	10.600	1.53	1.55	1.41	1.48	1.25	1.35	1.15	1.24	1.26	1.31	1.42	1.36	1.30	1.31
原子炉 格納容器	30.300	1.88	2.01	2.32	2.27	2.08	2.38	1.34	1.33	1.71	1.90	1.77	1.72	1.59	1.71
	27.995	1.77	1.90	2.20	2.14	1.96	2.25	1.29	1.28	1.59	1.81	1.64	1.64	1.56	1.67
	25.858	1.67	1.80	2.08	2.01	1.83	2.11	1.24	1.23	1.51	1.72	1.51	1.57	1.52	1.62
	24.464	1.61	1.73	2.00	1.92	1.74	2.03	1.21	1.20	1.46	1.67	1.43	1.51	1.50	1.59
	21.550	1.52	1.61	1.81	1.73	1.56	1.84	1.13	1.13	1.36	1.56	1.25	1.38	1.44	1.52
	17.150	1.26	1.41	1.43	1.51	1.28	1.46	1.00	1.00	1.19	1.38	1.15	1.15	1.36	1.38
	14.295	1.15	1.37	1.19	1.32	1.11	1.28	0.90	0.92	1.09	1.24	1.11	0.99	1.31	1.30
	9.448	1.04	1.22	1.01	0.99	0.88	1.09	0.75	0.80	0.92	1.04	1.03	0.92	1.20	1.20
	4.600	0.94	0.93	0.90	1.06	0.81	0.82	0.77	0.78	0.97	0.85	1.07	1.00	1.06	1.09
	2.600	0.90	0.89	0.93	1.08	0.85	0.85	0.80	0.77	0.98	0.81	1.16	1.03	1.01	1.03

添付表 2-2 原子炉压力容器, 原子炉しゃへい壁, 原子炉本体の基礎及び
原子炉格納容器の最大応答加速度 (鉛直方向, 1.2ZPA)

構造物名	標高 O. P. (m)	最大応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$) $\times 1.2$						
		Ss-D1	Ss-D2	Ss-D3	Ss-F1	Ss-F2	Ss-F3	Ss-N1
原子炉 压力容器	28.600	1.09	1.36	1.30	0.74	0.74	1.23	0.54
	25.858	1.09	1.35	1.30	0.74	0.74	1.22	0.54
	23.667	1.08	1.34	1.28	0.73	0.74	1.21	0.54
	21.770	1.07	1.33	1.24	0.71	0.72	1.18	0.54
	18.417	1.04	1.29	1.15	0.68	0.70	1.12	0.53
	14.776	1.02	1.26	1.05	0.64	0.67	1.03	0.53
	11.310	0.99	1.21	0.93	0.61	0.64	0.95	0.52
9.334	0.96	1.18	0.87	0.60	0.62	0.90	0.52	
原子炉 本体の基礎	7.040	0.77	0.92	0.72	0.53	0.57	0.78	0.50
	6.240	0.74	0.89	0.70	0.52	0.56	0.75	0.50
	4.950	0.68	0.81	0.64	0.50	0.54	0.68	0.49
	3.050	0.62	0.74	0.57	0.48	0.52	0.61	0.48
	1.150	0.62	0.68	0.54	0.46	0.49	0.54	0.47
原子炉 しゃへい壁	21.550	1.38	1.88	1.57	0.98	1.01	1.77	0.55
	18.790	1.36	1.84	1.51	0.97	0.99	1.71	0.55
	15.950	1.30	1.73	1.39	0.92	0.93	1.59	0.54
	13.400	1.19	1.54	1.23	0.84	0.83	1.42	0.54
	10.600	1.04	1.29	1.04	0.72	0.68	1.18	0.53
原子炉 格納容器	30.300	0.90	1.15	1.06	0.60	0.68	0.80	0.54
	27.995	0.90	1.13	1.06	0.60	0.68	0.80	0.54
	25.858	0.88	1.12	1.05	0.59	0.68	0.80	0.54
	24.464	0.87	1.10	1.04	0.58	0.68	0.80	0.54
	21.550	0.86	1.06	1.01	0.57	0.67	0.79	0.54
	17.150	0.82	0.99	0.90	0.53	0.64	0.75	0.53
	14.295	0.78	0.94	0.84	0.51	0.62	0.71	0.53
	9.448	0.71	0.86	0.75	0.47	0.58	0.65	0.52
	4.600	0.66	0.77	0.63	0.46	0.53	0.59	0.50
2.600	0.64	0.73	0.58	0.46	0.51	0.56	0.48	