

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
営業秘密あるいは防護上の観点  
から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-340-13 改 17
提出年月日	平成 30 年 6 月 15 日

工事計画に係る補足説明資料

耐震性に関する説明書のうち

補足-340-13 【機電分耐震計算書の補足について】

平成 30 年 6 月

日本原子力発電株式会社

1. 炉内構造物への極限解析による評価の適用について
2. 設計用床応答曲線の作成方法及び適用方法
3. 建屋－機器連成解析モデルの時刻歴応答解析における振幅マージンの考慮について
4. 機電設備の耐震計算書の作成について
5. 弁の動的機能維持評価の検討方針
6. 動的機能維持の詳細評価について（新たな検討又は詳細検討が必要な設備の機能維持評価について）
7. 原子炉格納容器の耐震安全性評価について
8. 制御棒の挿入性評価について
9. 電気盤等の機能維持評価に適用する水平方向の評価用地震力について
10. 大型機器，構造物の地震応答計算書の補足について

下線：ご提出資料

## 2. 設計用床応答曲線の作成方法及び適用方法

## 目 次

1. はじめに	1
2. 設計用床応答曲線の作成方法	1
3. 設計用床応答曲線の適用方法	1
3.1 設計用床応答曲線の適用について	1
3.2 耐震計算に用いる耐震評価条件の設計上の考慮について	4

参考 床応答スペクトル固有周期計算間隔について

添付 1 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

添付 2 設計用床応答曲線の作成点について

添付 3 機器・配管系の耐震評価に用いる床応答スペクトルについて

下線：本日まで提出資料

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

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 4601-1970 に示されている。

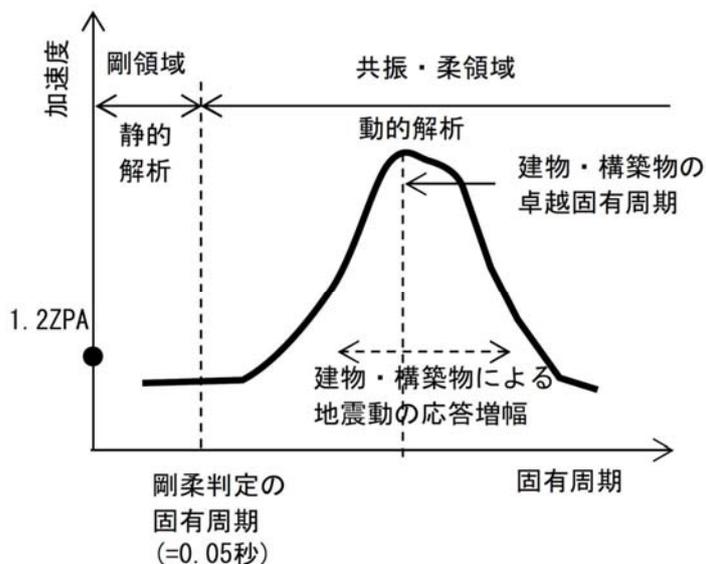


図 1 剛柔判定の固有周期と動的解析の適用範囲 (概要図)

## 2. 剛柔判定を行う固有周期と地震力の算定法

J E A G 4601-1987 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 4601-1987 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 秒以下の場合は剛、0.05 秒を超える場合は柔とする。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<sub>1</sub> 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<sub>2</sub> 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 4601-1987（抜粋）

### 3. 実機に対する適用性

J E A G 4601-1987 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 4601-1970 の抜粋を図 3 に示す。J E A G 4601-1970 に示す建物・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。

東海第二発電所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(基準地震動  $S_s-D1$  の例)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及び鉛直方向とも 0.2 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。また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 に示すが、固有周期 0.05 秒で加速度はおおむね収斂している。

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、東海第二発電所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て考えて、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 4601-1970 (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	N S 方向		E W 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	0.409	2.44	0.411	2.43
2 次	0.202	4.96	0.202	4.96

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)
1 次	0.274	3.65

屋根トラス部が卓越するモード除く

1次モード  
 固有周期 : 0.409 (s)  
 固有振動数 : 2.44 (Hz)  
 刺激係数 : 1.916

2次モード  
 固有周期 : 0.202 (s)  
 固有振動数 : 4.96 (Hz)  
 刺激係数 : 1.154

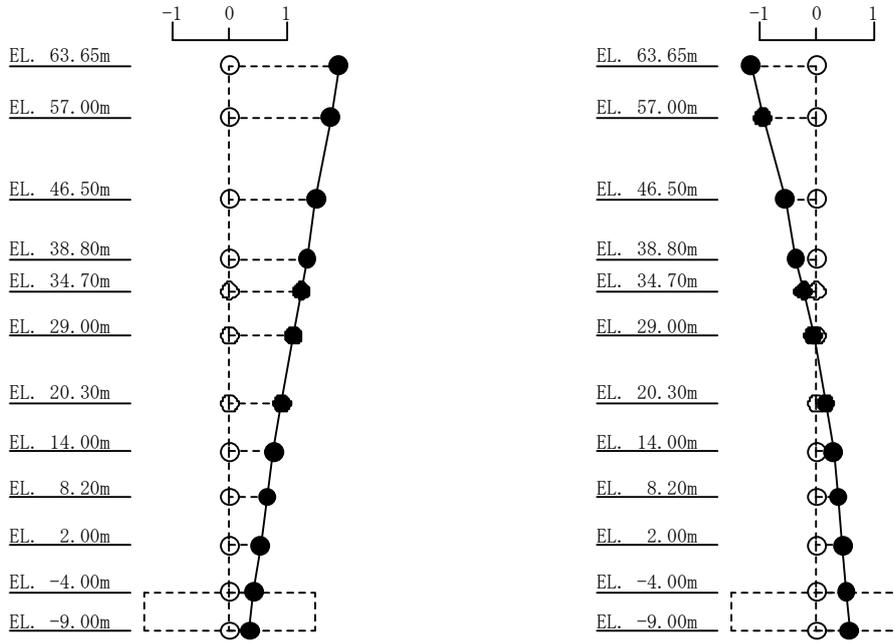


図4 刺激関数図 (S<sub>s</sub>-D1, NS方向)

1次モード  
 固有周期 : 0.411 (s)  
 固有振動数 : 2.43 (Hz)  
 刺激係数 : 1.941

2次モード  
 固有周期 : 0.202 (s)  
 固有振動数 : 4.96 (Hz)  
 刺激係数 : 1.213

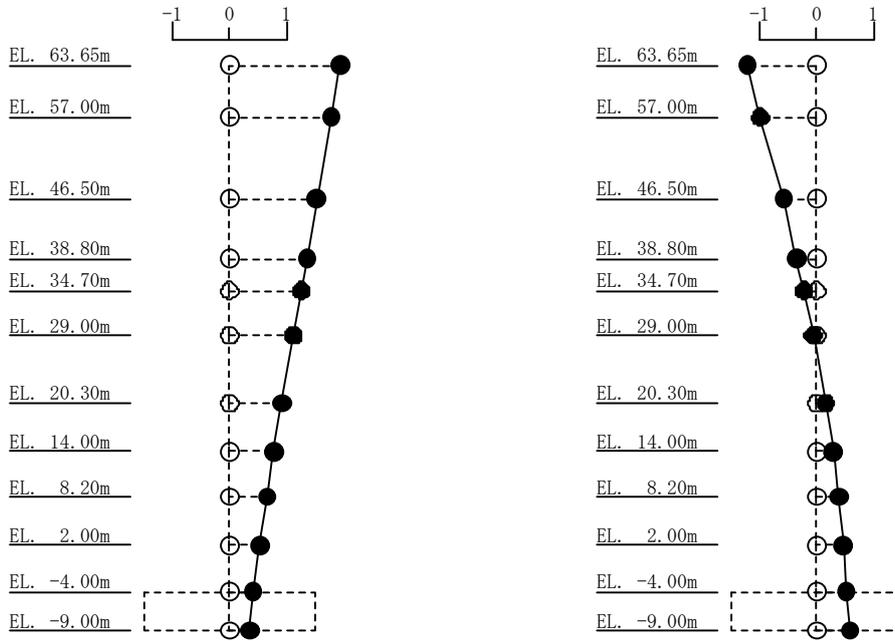


図5 刺激関数図 (S<sub>s</sub>-D1, EW方向)

1次モード  
 固有周期 : 0.274 (s)  
 固有振動数 : 3.65 (Hz)  
 刺激係数 : 1.596

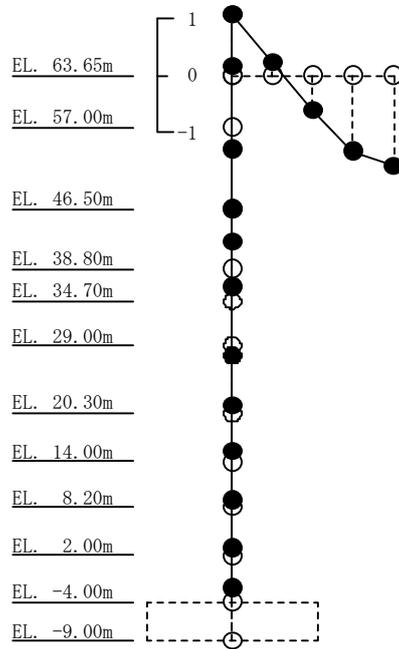


図6 刺激関数図 (S<sub>s</sub>-D 1, UD 方向)

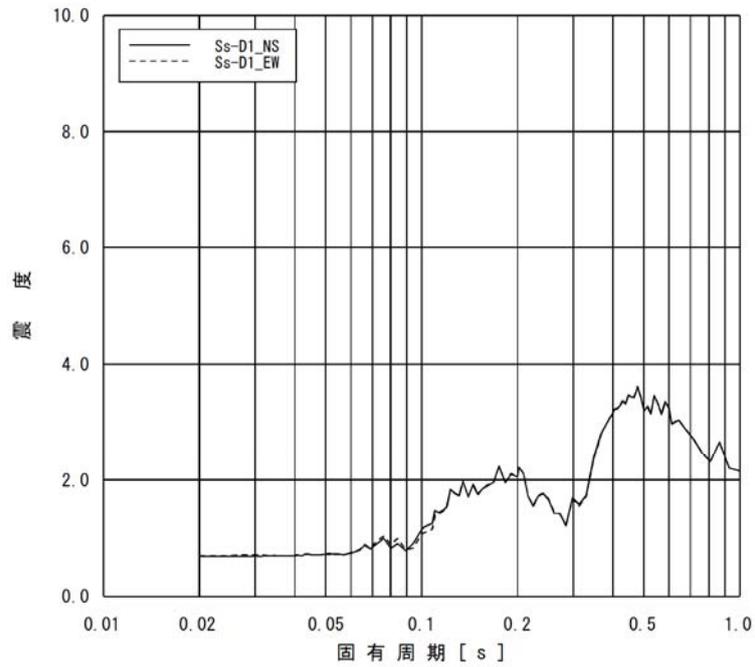


図 7-1 原子炉建屋 (EL. 8.2m) の加速度応答スペクトル (水平方向, 減衰定数 1.0%)

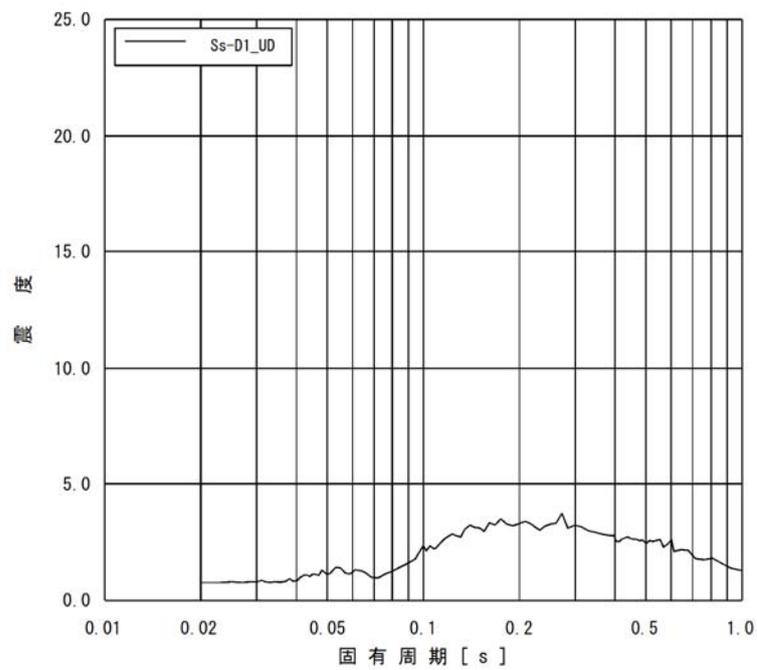


図 7-2 原子炉建屋 (EL. 8.2m) の加速度応答スペクトル (鉛直方向, 減衰定数 1.0%)

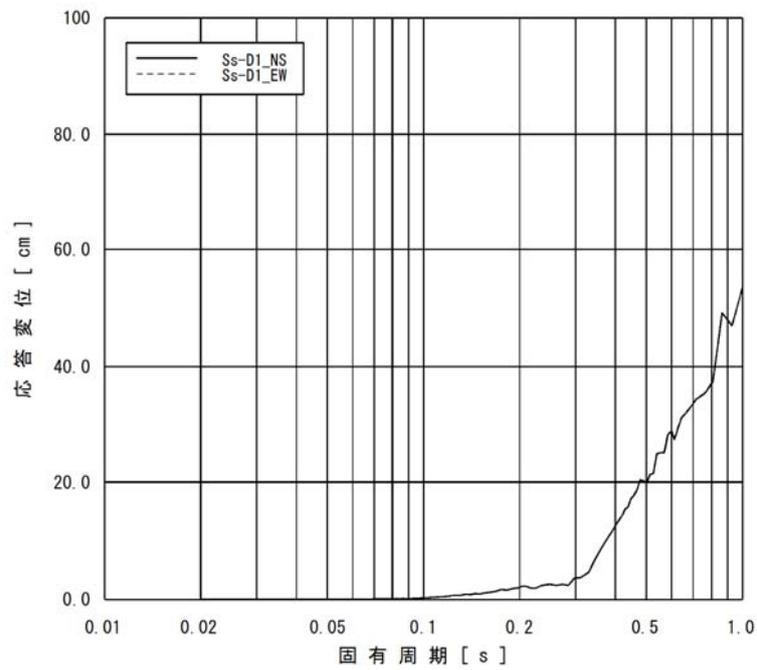


図 8-1 原子炉建屋 (EL. 8.2m) の変位応答スペクトル (水平方向, 減衰定数 1.0%)

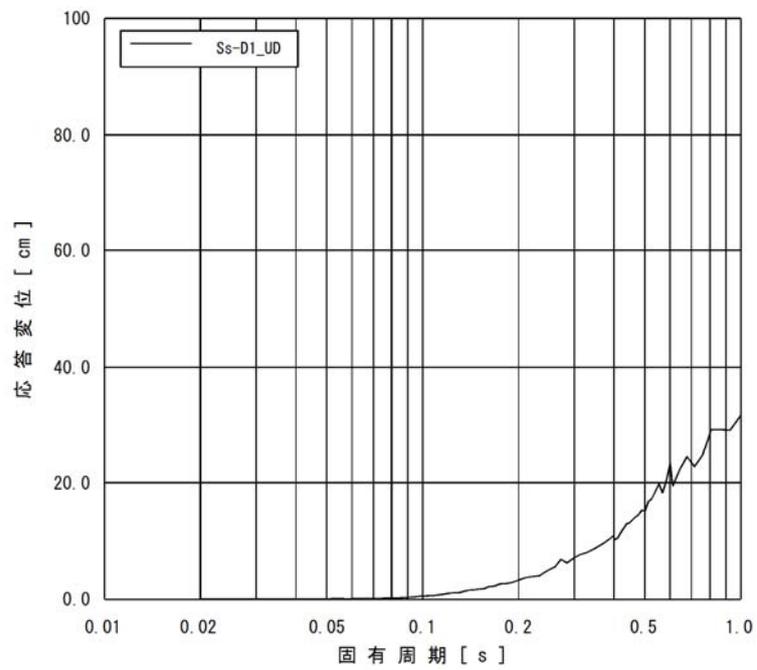


図 8-2 原子炉建屋 (EL. 8.2m) の変位応答スペクトル (鉛直方向, 減衰定数 1.0%)

#### 4. 剛柔判断及び打切り振動数に係る検討

##### (1) 剛柔判断の閾値を 0.05 秒とすることに関連する知見

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 4601-1987 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振動数を有する場合を掲示している。また、J E A G 4601-1970 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 4601-1987 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 4601-1970 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、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）

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震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

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で発電所 (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。最大相対変位に角周波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

原子炉格納容器 (EL. 39.431m) 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<sup>\*1</sup>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。

\* 1 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 4601-1987 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。

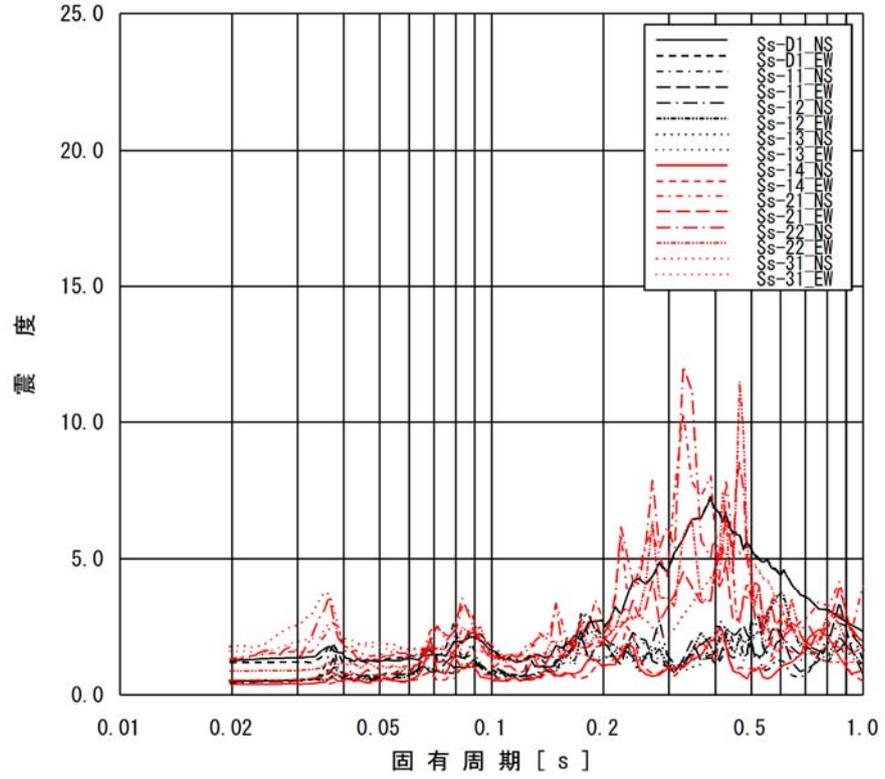


図 9-1 原子炉格納容器 (EL. 39.431m) の加速度応答スペクトル  
(水平方向, 減衰定数 1.0%)

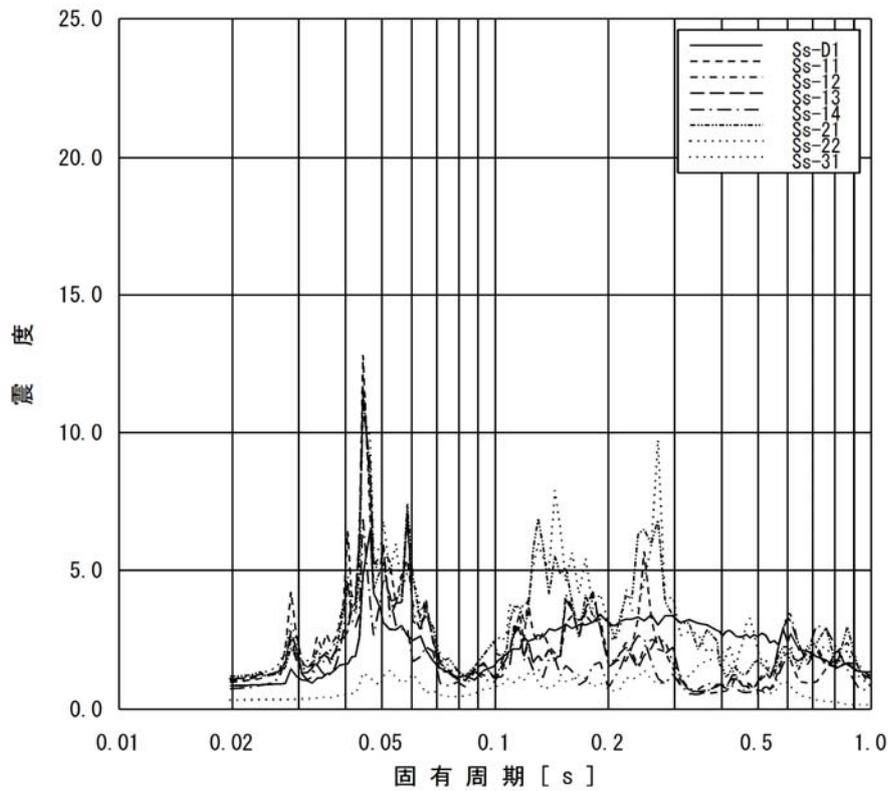


図 9-2 原子炉格納容器 (EL. 39.431m) の加速度応答スペクトル  
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%)

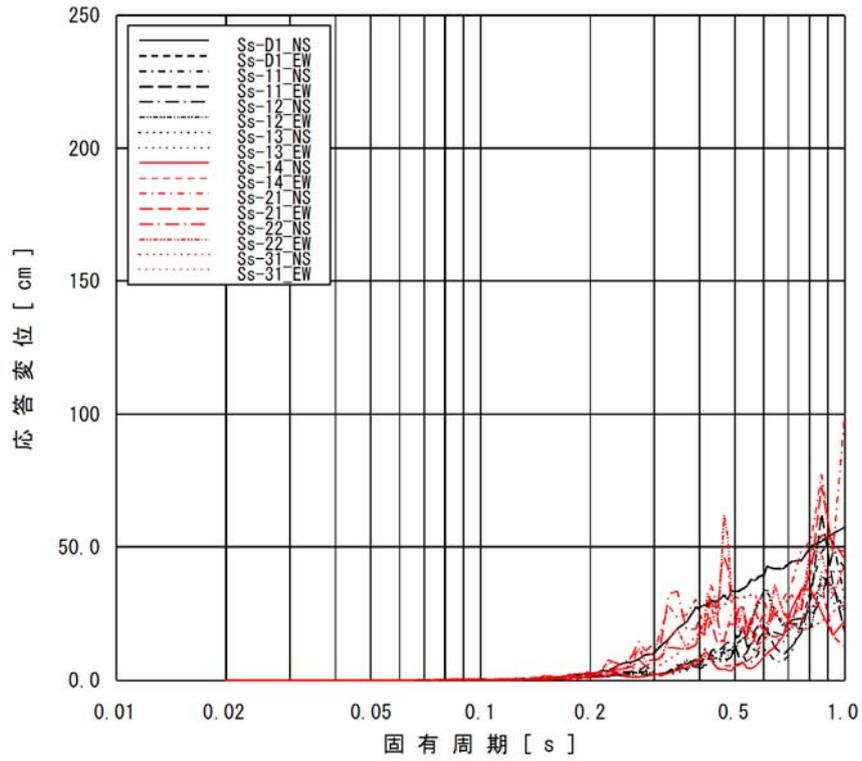


図 10-1 原子炉格納容器 (EL. 39.431m) の変位応答スペクトル  
(水平方向, 減衰定数 1.0%)

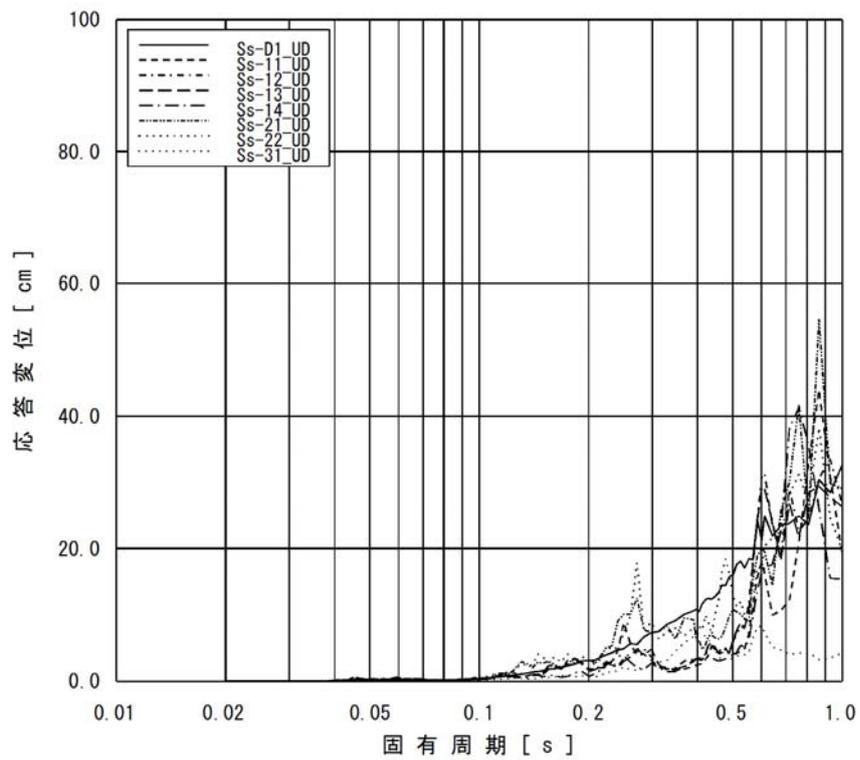


図 10-2 原子炉格納容器 (EL. 39.431m) の変位応答スペクトル  
(鉛直方向, 減衰定数 1.0%)

### (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。

#### 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構築物の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 までの作成としていることを踏まえて、1 次固有周期が 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

代表構築物の設計用床応答曲線の傾向を確認する。代表構築物の設計用床応答曲線を添付図 1～添付図 6 に、最大応答加速度（1.2ZPA）を添付表 1～添付表 3 に示す。なお、添付図及び添付表の設計用床応答曲線及び最大応答加速度（1.2ZPA）は設計上の配慮として 1.5 倍したものである。

- ・ 原子炉建屋

水平及び鉛直ともに剛領域になるに従って加速度値が低下傾向にあり 20Hz 近傍に卓越するピークはない。

- ・ 原子炉格納容器

水平方向では下層階にて 20Hz 近傍に卓越する応答を有する。鉛直方向では全階層で 20Hz に卓越する応答を有する。

- ・ 原子炉遮蔽及び原子炉本体の基礎

水平及び鉛直ともに剛領域になるに従って加速度値が低下傾向にあり 20Hz 近傍に卓越するピークはない。

上述した各構築物の設計用床応答曲線の傾向として原子炉建屋、原子炉遮蔽及び原子炉本体の基礎の応答については、剛領域になるに従って加速度値は低下傾向にあり、20Hz 近傍に卓越する応答はないため、20Hz 近傍に卓越する応答を有する原子炉格納容器の設計用床応答曲線を適用し評価する設備に対して検討を行う。

原子炉格納容器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。動的解析法の妥当性確認のための検討対象設備については、設計用床応答曲線の加速度値が最も大きい原子炉格納容器上層階 EL. 39.431m の設計用床応答曲線を適用する原子炉隔離時冷却系配管を対象として検討する。

表3 原子炉格納容器の設計用床応答曲線を適用する設備

設備名称	評価に適用する 設計用床応答曲線	固有振動数
原子炉隔離時冷却系配管	原子炉格納容器 EL. 39. 431	1次：12. 60Hz 7次：29. 30Hz 2次：15. 10Hz 8次：32. 82Hz 3次：21. 18Hz 9次：35. 54Hz 4次：22. 23Hz 10次：39. 90Hz 5次：25. 02Hz 11次：44. 48Hz 6次：27. 24Hz 12次：48. 69Hz
機器搬入用ハッチ	原子炉格納容器 EL. 16. 319 EL. 13. 523	1次： 5. 5Hz 2次： 8. 1Hz 3次：12. 4Hz 4次：27. 3Hz
所員用エアロック	原子炉格納容器 EL. 16. 319 EL. 13. 523	1次： 6. 1Hz 2次： 7. 4Hz 3次：13. 0Hz
サプレッション・チェン バアクセスハッチ	原子炉格納容器 EL. 5. 141 EL. 3. 787	1次： 4. 4Hz 2次： 8. 6Hz 3次：12. 4Hz
ベント管	原子炉格納容器 EL. 13. 523 (水平のみ)	1次： 6. 4Hz 2次：26. 4Hz
残留熱除去系ストレーナ (高圧炉心スプレイ系スト レーナ及び低圧炉心スプ レイ系ストレーナを含む)	原子炉格納容器 EL. -0. 013	水平方向 1次：12. 3Hz 2次：21. 1Hz 鉛直方向 1次：23. 2Hz
格納容器スプレイヘッド	原子炉格納容器 EL. 11. 191 EL. 13. 523	1次：19. 06Hz 10次：24. 96Hz 2次：19. 33Hz 11次：25. 32Hz 3次：20. 21Hz 12次：25. 78Hz 4次：20. 39Hz 13次：27. 41Hz 5次：21. 16Hz 14次：28. 93Hz 6次：21. 41Hz 15次：30. 35Hz 7次：22. 08Hz 16次：30. 93Hz 8次：22. 37Hz 17次：30. 97Hz 9次：24. 12Hz 18次：32. 89Hz

(b) 1次固有周期が20Hz近傍に有する設備

原子炉建屋に設置される配管系において、20Hz近傍に1次固有振動数を有する配管系を選定する。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19.592Hz (0.051秒)、2次として21.867Hz (0.046秒)の振動モードを有する可燃性ガス濃度制御系配管(モデルNo. FC-2)を選定する。

また、原子炉建屋に設置される固有振動数が20Hz未満(固有周期で0.05秒超え)の機器についても、配管系と同様に20Hz近傍に1次固有振動数を有する機器を選定する。1次として15.04Hz (0.066秒)、2次として25.15Hz (0.040秒)の振動モードを有する残留熱除去系ポンプを選定する。

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。

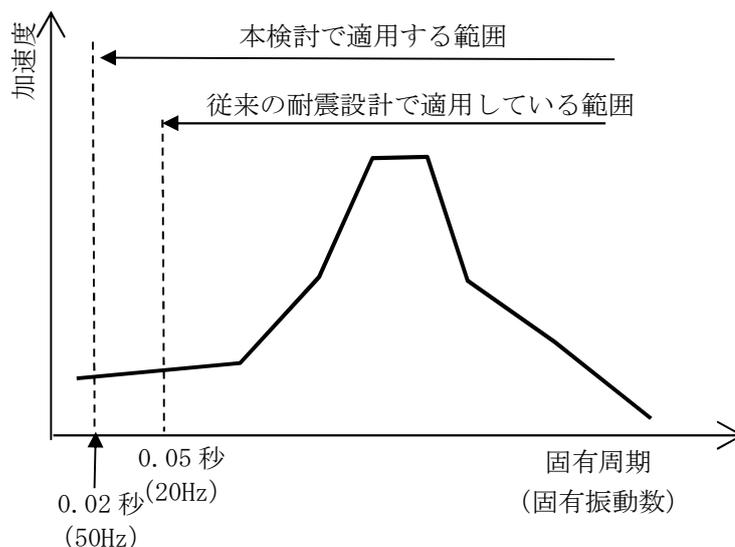


図11 地震応答解析で考慮する固有振動数領域

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 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。

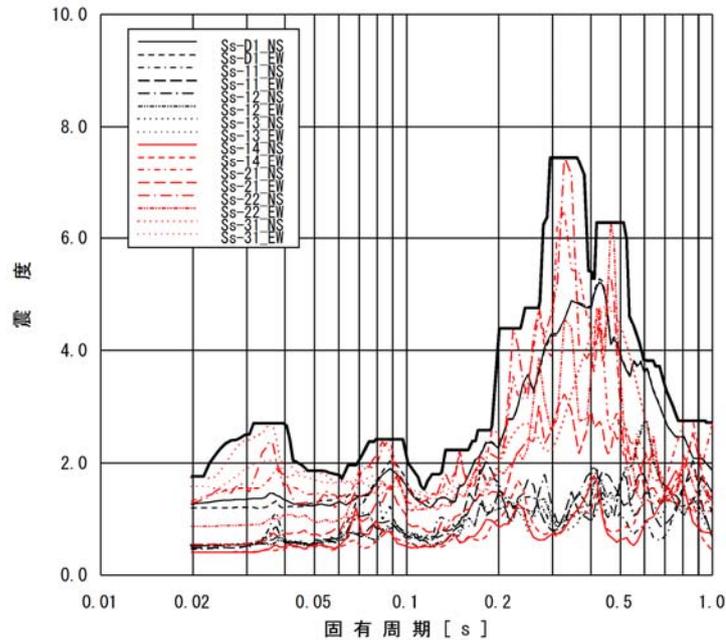


図 12-1 検討用床応答曲線 (原子炉隔離時冷却系配管用)  
(原子炉格納容器 EL. 39.431m 水平方向, 減衰定数 2.5%)

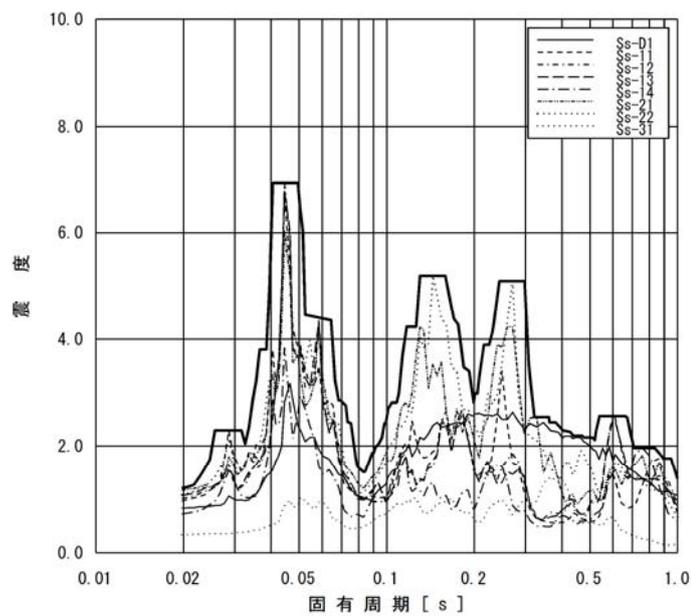


図 12-2 検討用床応答曲線 (原子炉隔離時冷却系配管用)  
(原子炉格納容器 EL. 39.431m 鉛直方向, 減衰定数 2.5%)

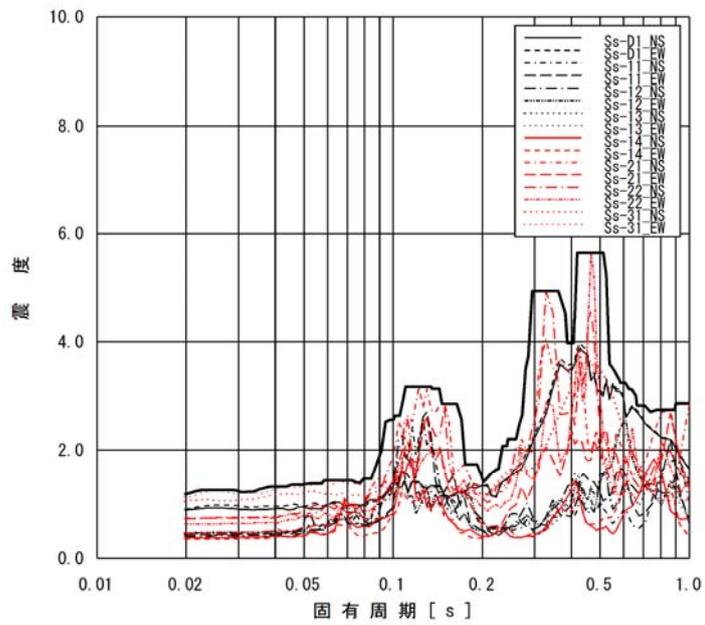


図 12-3 検討用床応答曲線（可燃性ガス濃度制御系配管用）  
（原子炉建屋 EL. 20.3m 水平方向，減衰定数 2.0%）

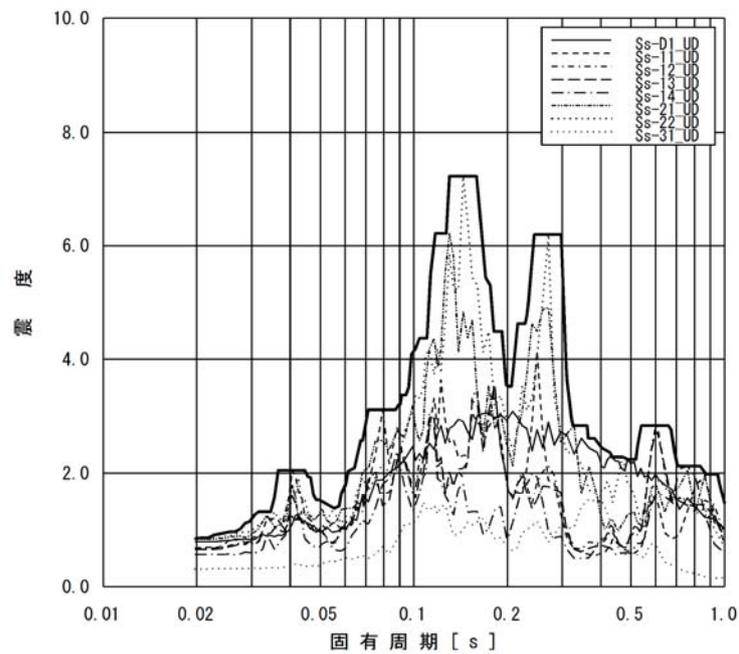


図 12-4 検討用床応答曲線（可燃性ガス濃度制御系配管用）  
（原子炉建屋 EL. 20.3m 鉛直方向，減衰定数 2.0%）

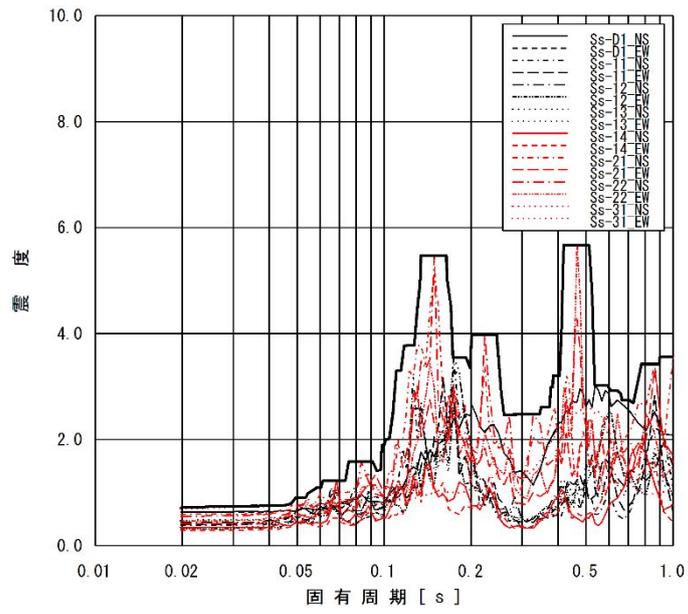


図 12-5 検討用床応答曲線（残留熱除去系ポンプ用）  
 （原子炉建屋 EL. -4.0m 水平方向，減衰定数 1.0%）

表 4 円振動数の計算間隔

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	1.0
0.39 ~ 0.6	0.3
0.6 ~ 1.0	0.5

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原子炉隔離時冷却系配管，可燃性ガス濃度制御系配管及び残留熱除去系ポンプの主要仕様，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) 原子炉隔離時冷却系配管

原子炉隔離時冷却系配管の主要仕様を表 5 に，解析モデル図を図 13 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 14 に示す。

表 5 原子炉隔離時冷却系配管の主要仕様

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)	165.2
厚 さ (mm)	14.3
材 料	GSTPL 相当 (ASME SA333Gr. 6)

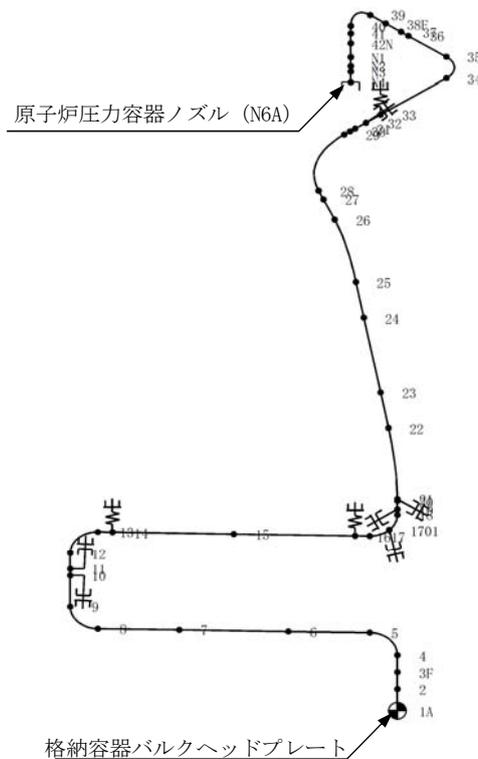
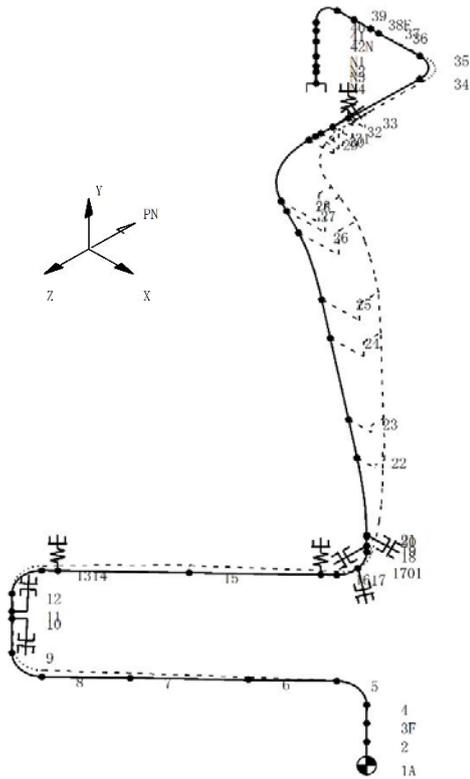


図 13 原子炉隔離時冷却系配管の解析モデル図

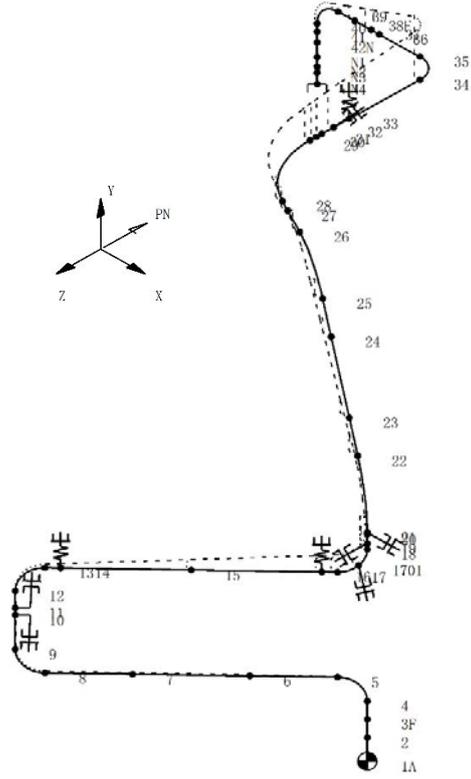
表 6 原子炉隔離時冷却系配管の固有振動数及び刺激係数

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
1次	12.60	0.079	0.160	0.093	0.084	2.41	2.41	1.71
2次	15.10	0.066	0.096	0.286	0.008	1.97	1.97	3.68
3次	21.18	0.047	0.088	0.069	0.006	1.91	1.91	6.93
4次	22.23	0.045	0.131	0.148	0.051	2.00	2.00	6.93
5次	25.02	0.040	0.053	0.059	0.204	2.72	2.72	4.98
6次	27.24	0.037	0.100	0.015	0.193	2.72	2.72	3.64
7次	29.30	0.034	0.107	0.081	0.123	2.72	2.72	2.42
8次	32.82	0.030	0.017	0.027	0.160	2.51	2.51	2.30
9次	35.54	0.028	0.023	0.028	0.007	2.43	2.43	2.30
10次	39.90	0.025	0.101	0.010	0.081	2.28	1.79	2.28
11次	44.48	0.022	0.009	0.004	0.024	1.89	1.34	1.89
12次	48.69	0.021	0.092	0.009	0.092	1.77	1.22	1.77

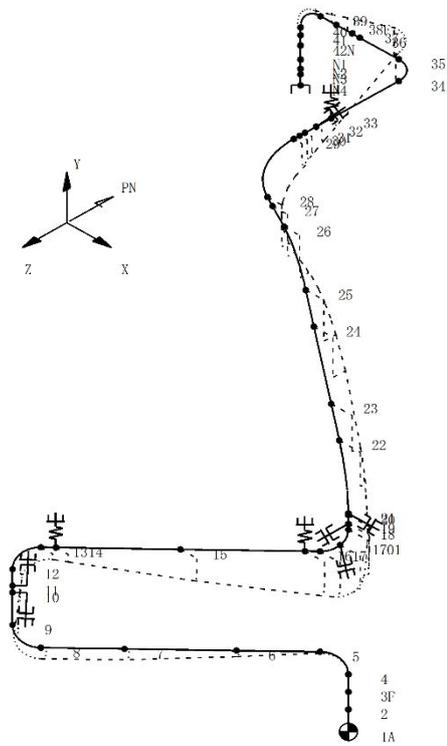
\* モード質量を正規化し、固有ベクトルと質量マトリクス積から算出した値（以下、同様）



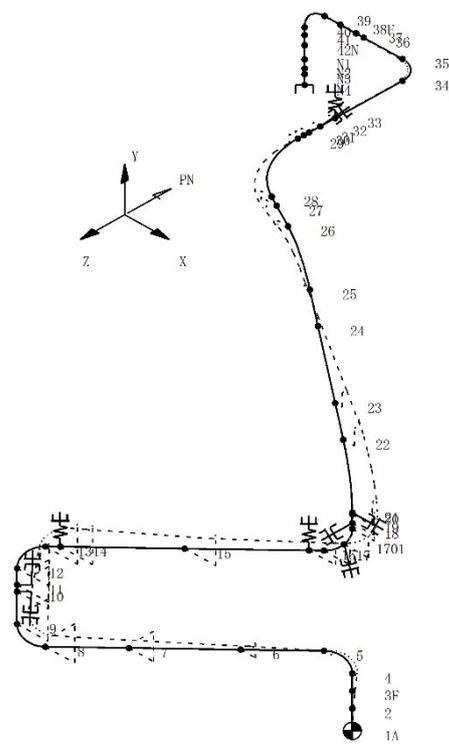
振動モード図 (1次)  
固有振動数 : 12.60 Hz



振動モード図 (2次)  
固有振動数 : 15.10 Hz



振動モード図 (3次)  
固有振動数 : 21.18 Hz



振動モード図 (4次)  
固有振動数 : 22.23 Hz

図 14 原子炉隔離時冷却系配管のモード図

(b) 可燃性ガス濃度制御系配管

可燃性ガス濃度制御系配管の主要仕様を表 7 に、解析モデル図を図 15 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 16 に示す。

表 7 可燃性ガス濃度制御系配管の主要仕様

項目	主要仕様
最高使用圧力 (MPa)	0.31
最高使用温度 (°C)	171
外 径 (mm)	60.5 114.3
厚 さ (mm)	5.5 6.0
材 料	STPL39 相当 (ASME SA333Gr. 6) STPT42

上段、下段の記載があるものは、上段が図 3 に示す質点 No. 1N~2 に該当し、下段が質点 No. 3~33A に該当する。

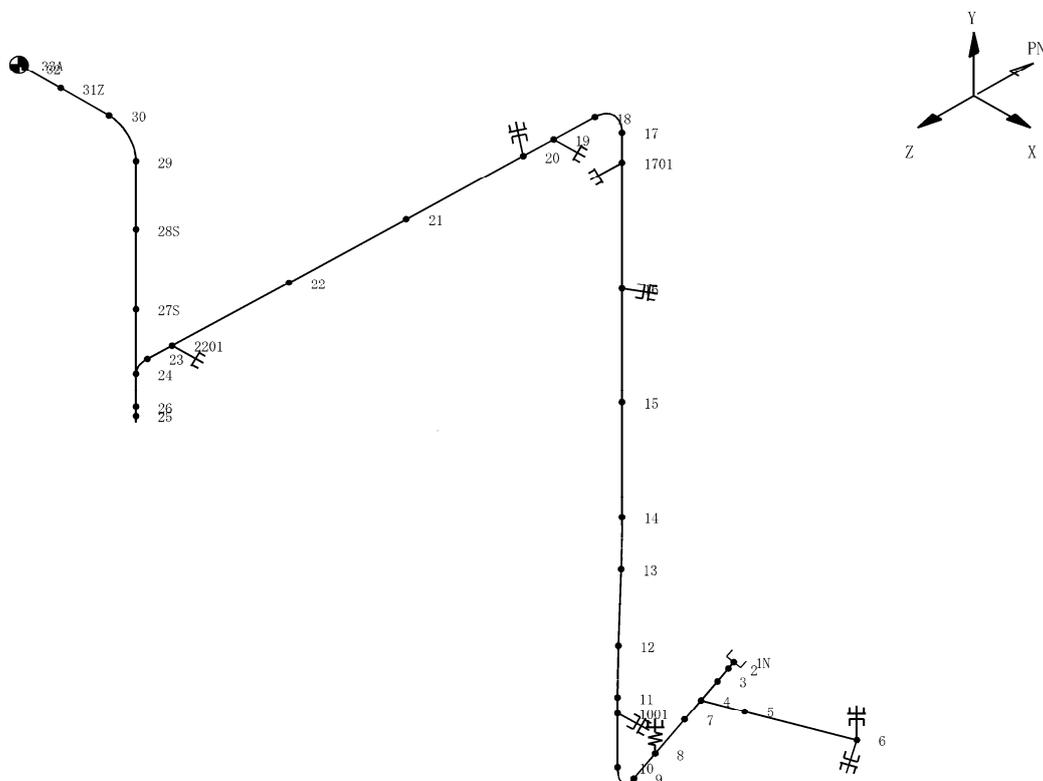
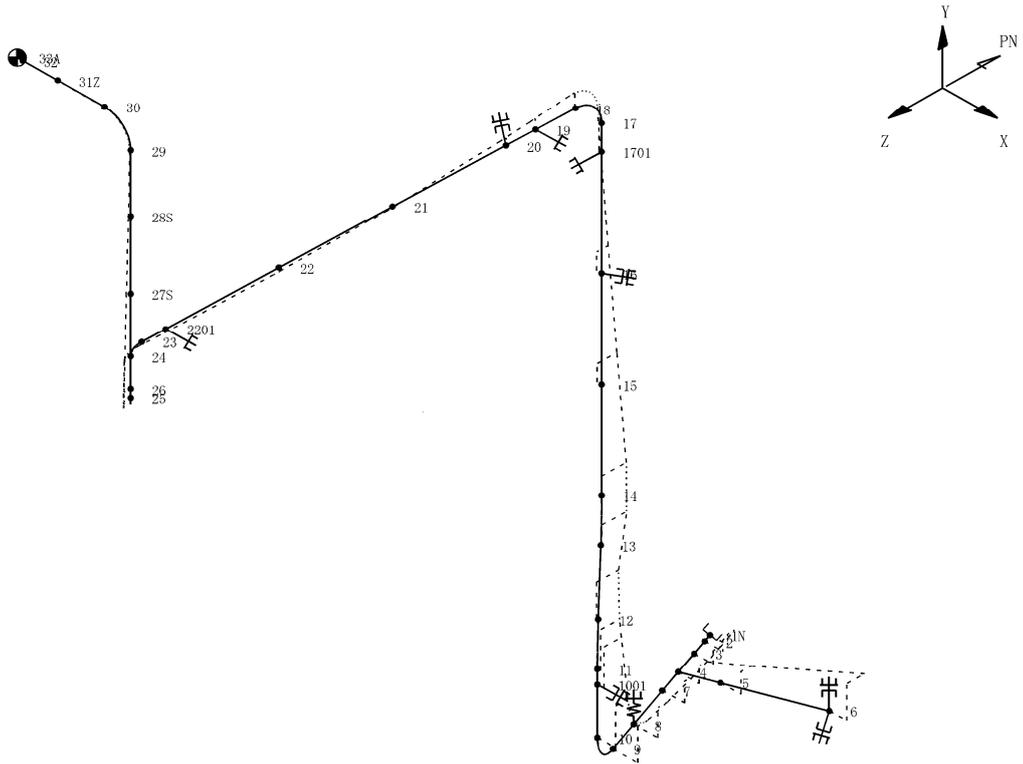


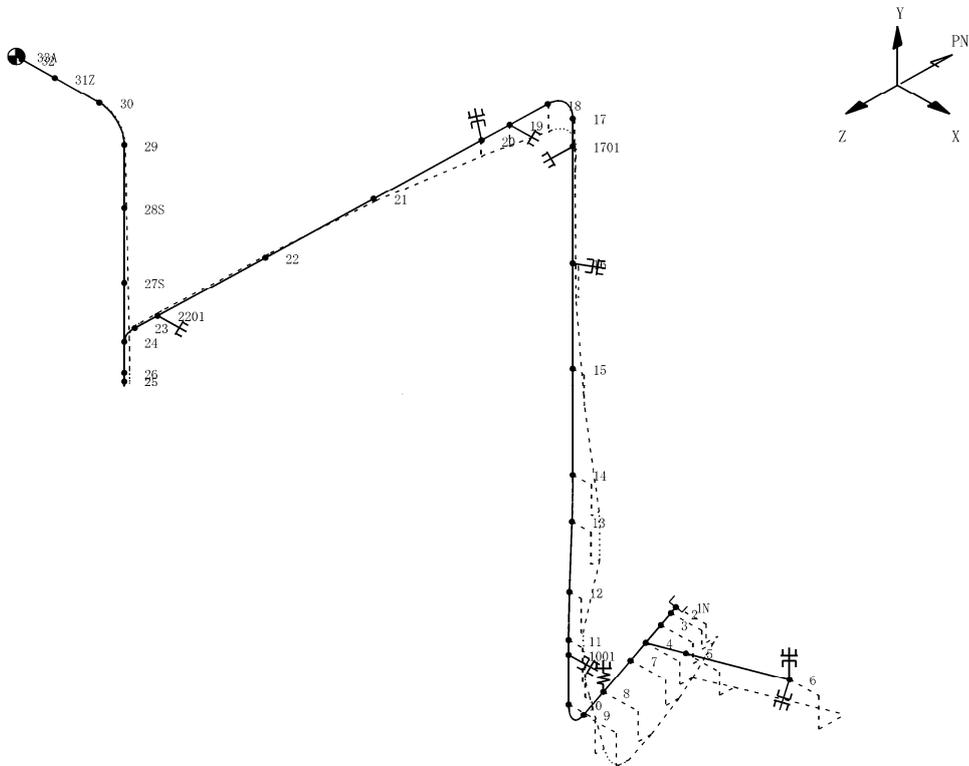
図 15 可燃性ガス濃度制御系配管の解析モデル図

表 8 可燃性ガス濃度制御系配管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
1次	19.59	0.051	0.077	0.136	0.067	1.37	1.37	1.51
2次	21.87	0.046	0.112	0.114	0.078	1.36	1.36	1.98
3次	25.34	0.039	0.000	0.006	0.010	1.32	1.32	2.06
4次	29.92	0.033	0.098	0.006	0.106	1.23	1.23	1.32
5次	36.30	0.028	0.029	0.065	0.010	1.26	1.26	1.00
6次	41.58	0.024	0.025	0.039	0.010	1.26	1.26	0.94
7次	43.59	0.023	0.020	0.034	0.023	1.26	1.26	0.91
8次	49.73	0.020	0.022	0.027	0.014	1.19	1.19	0.86

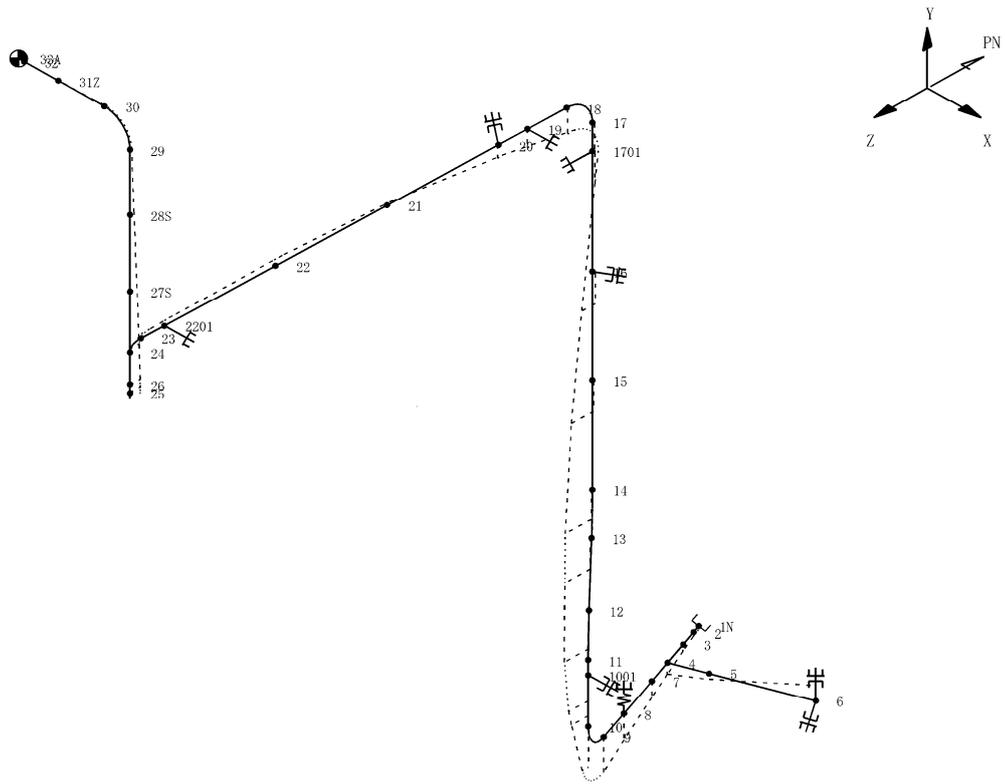


振動モード図 (1次)  
固有振動数 : 19.59 Hz

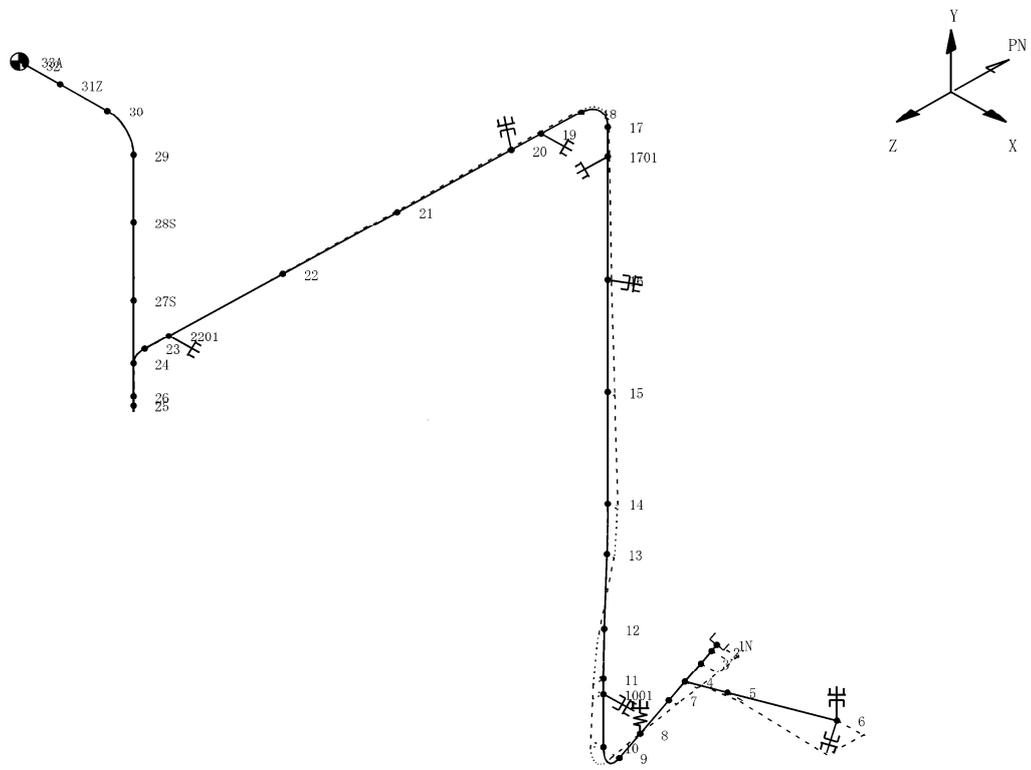


振動モード図 (2次)  
固有振動数 : 21.87 Hz

図 16 (1) 可燃性ガス濃度制御系配管のモード図



振動モード図 (3次)  
固有振動数 : 25.34 Hz



振動モード図 (4次)  
固有振動数 : 29.92 Hz

図 16 (2) 可燃性ガス濃度制御系配管のモード図

(c) 残留熱除去系ポンプ

残留熱除去系ポンプの主要仕様を表 9 に、解析モデル図を図 17 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 18 に示す。

表 9 残留熱除去系ポンプの主要仕様

項目	主要仕様	
種類	ターボ型	
容量 (m <sup>3</sup> /h/個)	1691.9 以上 (1691.9*)	
揚程 (m)	85.3 以上 (85.3*)	
最高使用圧力 (MPa)	吸込側 1.52 吐出側 3.50	
最高使用温度 (°C)	182	
主要 寸 法	吸込口径 (mm)	600*
	吐出口径 (mm)	350*
	ケーシング外径 (mm)	1100*
	ケーシング厚さ (mm)	12.2 (14.0*)
	高さ (mm)	9490*
材 料	ケーシング	SM41B, SMA41B
	ケーシングカバー	SPV24

\* : 公称値を示す。

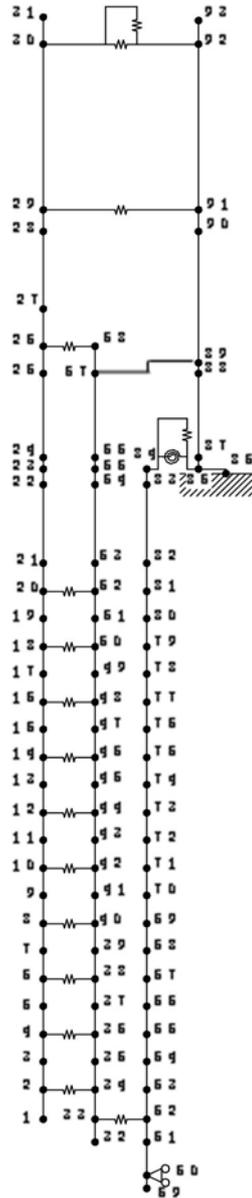


図 17 残留熱除去系ポンプの解析モデル図

表 10 残留熱除去系ポンプ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	水平方向	鉛直方向
1 次	15.04	0.066	-1.229	0.000	0.82	1.84
2 次	25.15	0.040	-2.618	0.000	0.51	1.14
3 次	39.37	0.025	3.085	0.000	0.49	0.58
4 次	45.88	0.022	-0.196	0.000	0.49	0.55

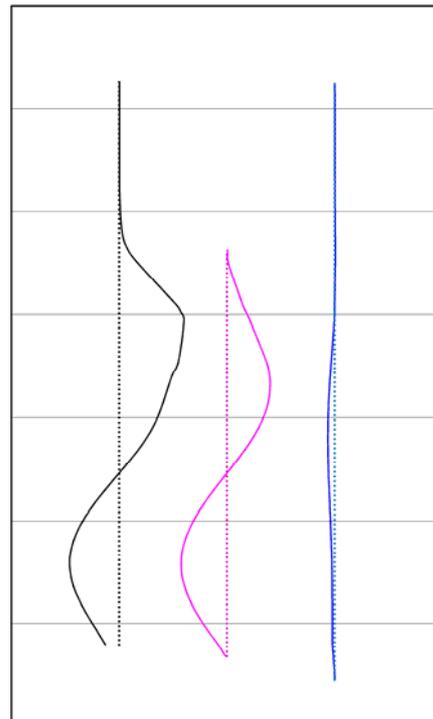
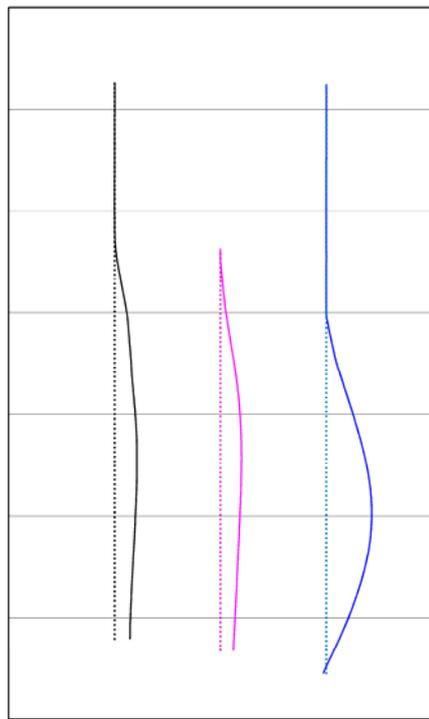
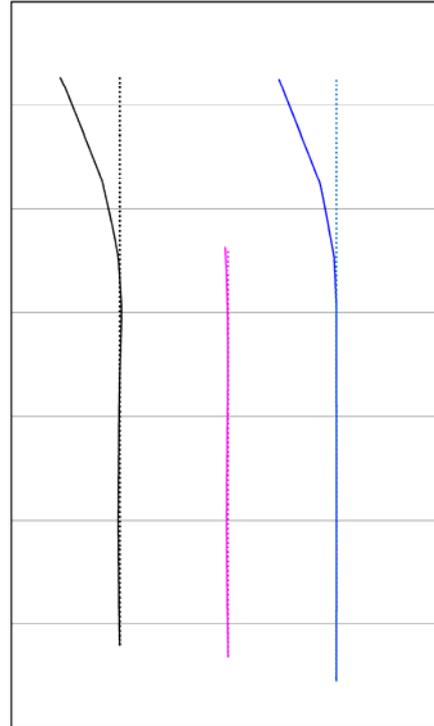
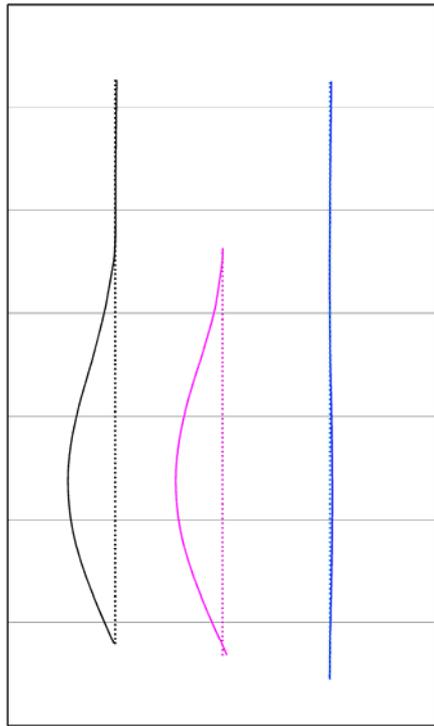


図 18 残留熱除去系ポンプのモード図

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。なお，以下に示す解析結果は，設計用床応答曲線等の震度を1.5倍した値を用いた結果として示している。

(a) 原子炉隔離時冷却系配管

評価結果を表 11 に示すとともに，最大応力点発生部位を図 19 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 146MPa 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 148MPa 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 原子炉隔離時冷却系配管の評価結果

		1 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)	146	364
	静的解析 (1.2ZPA)	94	
	包絡値	146	
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)	148	364

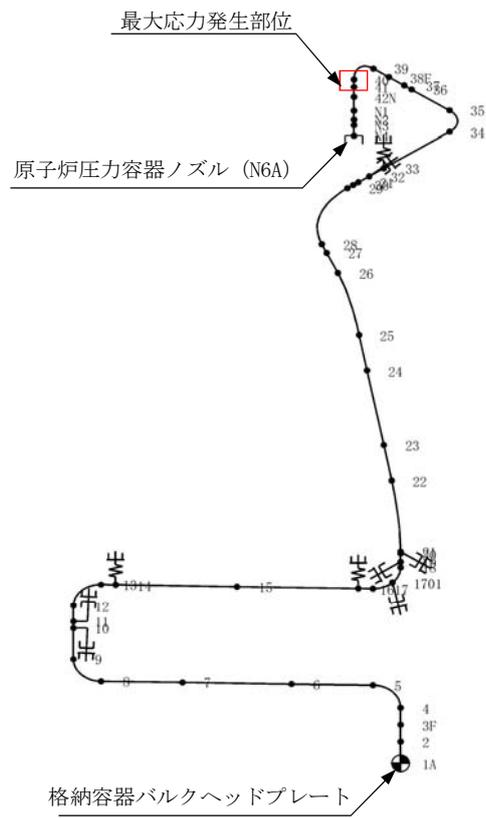


図 19 原子炉隔離時冷却系配管の最大応力発生部位

(b) 可燃性ガス濃度制御系配管

評価結果を表 12 に示すとともに、最大応力点発生部位を図 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 124MPa 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 134MPa であった。また 1.2ZPA を用いた静的解析による評価結果は 133MPa であった。

以上のおり現行の手法による評価結果は 133MPa となり、妥当性検討用として実施した評価結果 134MPa に対して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 可燃性ガス濃度制御系配管の評価結果

		1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)	124	363
	静的解析 (1.2ZPA)	133	
	包絡値	133	
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)	134	363

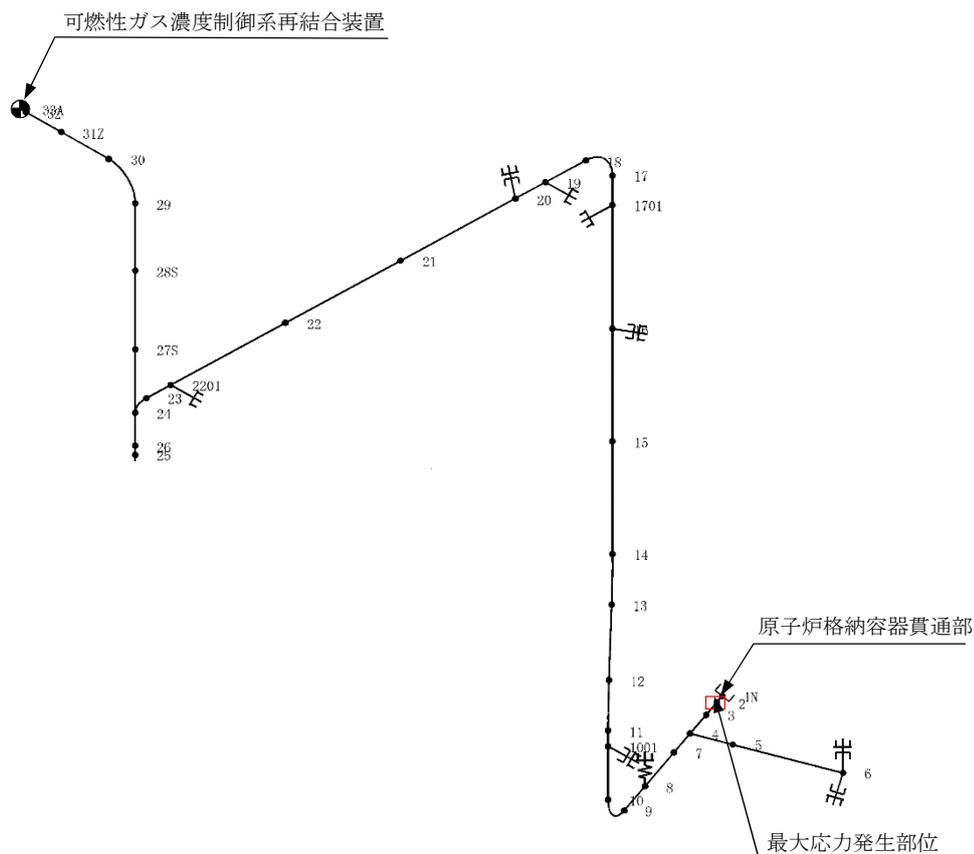


図 20 可燃性ガス濃度制御系配管の最大応力発生部位

(c) 残留熱除去系ポンプ

評価結果を表 13 に示すとともに、評価部位を図 21 に示す。

ボルト類については、現行の手法による評価結果として静的解析の評価が支配的な結果となり、動的解析として実施した 50Hz までの検討用床応答曲線を用いた地震応答解析結果を上回る結果となった。

バレルケーシング及びコラムパイプ、現行手法による評価結果に対して妥当性検討応力値の増減はなかった。

以上のとおり、全ての評価部位において、現行の手法による評価結果が妥当性検討結果と同等又は上回る結果となった。

表 13 (1) 残留熱除去系ポンプボルト類の応力評価結果 (単位: MPa)

		基礎ボルト		ポンプ取付ボルト		原動機台取付ボルト		原動機取付ボルト	
		引張	せん断	引張	せん断	引張	せん断	引張	せん断
よる 現 行 の 評 価 結 果 に	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)	-*1	1	1	1	6	3	-*1	2
	静的解析 (1.2ZPA)	9	10	6	4	18	10	16	8
	包絡値	9	10	6	4	18	10	16	8
検 妥 当 性	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)	8	3	5	1	15	5	16	6
許容応力		185	142	444	342	156	120	185	142

\* 1 転倒モーメントの関係から応力が発生しない。

表 13 (2) 残留熱除去系ポンプバレルケーシングとコラムパイプの応力評価結果 (単位: MPa)

		バレルケーシング	コラムパイプ
		一次一般膜応力	一次一般膜応力
よる 現 行 の 評 価 結 果 に	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)	59	24
	静的解析 (1.2ZPA)	59	24
	包絡値	59	24
検 妥 当 性	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)	59	24
許容応力		223	223

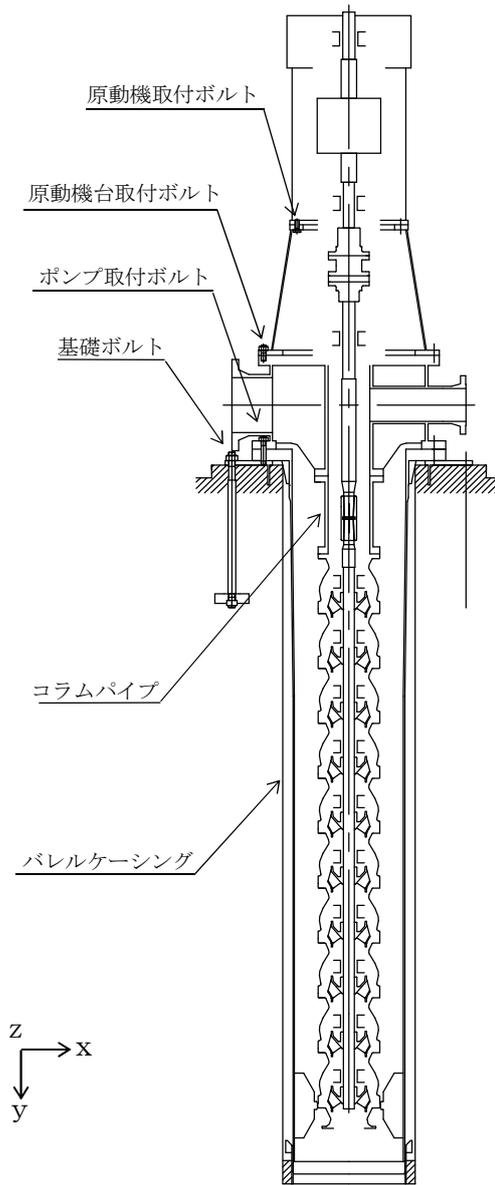


図 21 残留熱除去系ポンプの評価部位

以上のとおり，原子炉隔離時冷却系配管及び可燃性ガス濃度制御系配管，残留熱除去系ポンプ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であった。

応力値の増加が僅かである理由としては，図 10 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原子炉隔離時冷却系配管及び 20Hz 近傍に 1 次固有振動数を有する可燃性ガス濃度制御系配管及び残留熱除去系ポンプ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	説明
原子炉隔離時冷却系配管	20Hz 近傍に卓越する応答を示す原子炉格納容器の床応答スペクトルを適用する設備として選定した。
可燃性ガス濃度制御系配管	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 19.592Hz, 2 次固有振動数 21.867Hz であり, 現行手法では 1 次固有振動数のみ考慮される。
残留熱除去系ポンプ	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 15.04Hz, 2 次固有振動数 25.15Hz 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。現行手法の発生応力に対して、妥当性検討のために実施した発生応力は、原子炉隔離時冷却系配管で 2MPa の増加、可燃性ガス濃度制御系で 1MPa の増加、残留熱除去系ポンプでは同等又は下回ることが確認できた。

原子炉隔離時冷却系配管は、現行手法の発生応力に対して、妥当性検討による発生応力の増加が確認されたものの、1 次の固有振動数が比較的柔側に位置し、3 次モード以降の応答影響が少なく、動的解析結果同士での比較についても応力の増分は僅かであった。

また、可燃性ガス濃度制御系配管における動的解析結果同士での比較では、現行手法の発生応力 124MPa に対して、妥当性検討の発生応力は 134MPa となり 10MPa の増加が認められたものの、20Hz より高振動数領域への影響を考慮可能な静的解析では、妥当性検討の同等の発生応力として 133MPa を算出することが確認できた。

可燃性ガス濃度制御系配管は、スペクトルモーダル解析を適用する設備として、1 次固有振動数が 20Hz に近い配管系であり、解析にて考慮される次数として 1 次のみであり、一般的には、原子炉隔離時冷却系配管のように多次のモードを考慮することから、可燃性ガス濃度制御系配管は極めて稀な振動モードを有する解析ケースとなる。

残留熱除去系ポンプのボルト類は、動的解析結果同士の比較では応力値の増加が認められたものの、静的解析の結果が支配的であり、現行手法の発生応力が上回ることが確認された。バレルケーシング及びコラムパイプは、現行手法による発生応力から増加することはなかった。

以上のとおり現行手法の評価に対して、解析評価上において厳しくなる観点から検討対象として抽出した設備に対して発生応力の増加が僅かであること、更に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、配管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ことを踏まえれば、現行手法で実施

することは妥当と考える。

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	
原子炉隔離時 冷却系配管	146 〔動的解析：146〕 〔静的解析：94〕	148	364
可燃性ガス濃度 制御系配管	133 〔動的解析：124〕 〔静的解析：133〕	134	363
残留熱除去系ポンプ* バレルケーシング	59 〔動的解析：59〕 〔静的解析：59〕	59	223

\* 裕度が最も小さい評価項目について記載

## 機器・配管系の耐震評価に用いる床応答スペクトルについて

## 1. はじめに

設計用床応答曲線<sup>(注1)</sup>は、建物・構築物及び土木構造物の詳細設計が完了した解析モデルを適用した地震応答解析結果を用いて作成する。東海第二発電所においては、設計用床応答曲線が作成される前に設備評価用床応答曲線を設定し、機器・配管系の設備設計及び工事計画の耐震計算を実施している。

本資料では、各建物・構築物及び土木構造物における設計用床応答曲線及び設備評価用床応答曲線の作成方法について述べる。

(注1) 本資料では、床面の最大加速度（ZPA）を含めた総称として説明する。

## 2. 床応答スペクトルの作成方法について

機器・配管系評価における耐震評価条件とする、設計用床応答曲線及び設備評価用床応答曲線の作成方法について整理した。また、下記説明の全体を整理した床応答スペクトルの作成方法を表1に示す。

## 2.1 建物・構築物

## (1) 設計用床応答曲線

建物・構築物の地震応答解析モデルの諸元設定の考え方については、建物・構築物の地震応答解析についての補足説明資料 補足-400-3【地震応答解析における材料物性のばらつきに関する検討】（以下「建物・構築物の補足説明資料」という。）にて整理されている（表1参照）。設計用床応答曲線の作成は、「建物・構築物の補足説明資料」に基づく、基本ケースを適用し、建屋剛性はコンクリート強度として設計基準強度、補助壁非考慮とし、地盤物性は標準地盤を用いた地震応答解析結果を適用する。

## (2) 設備評価用床応答曲線

機器・配管系の評価については、設備設計に要する期間と建物・構築物の設計進捗状況を考慮して、以下のどちらか一方を設備評価用床応答曲線として適用する。

- a. (1) 項で設定した設計用床応答曲線及び「建物・構築物の補足説明資料」に基づく、地盤物性の変動による影響及び建屋剛性の変動による影響（以下「ばらつきケース」という。）を考慮した床応答曲線を包絡した床応答曲線  
本設定に基づく、設備評価用床応答曲線のイメージを図1に示す。
- b. (1) 項で設定した設計用床応答曲線及びばらつきケースを考慮した床応答曲線を保守側に包絡できるように余裕を確保した床応答曲線

<既設の建物・構築物>

既設建物・構築物は、地震応答解析モデルが従前より定まっていることから、

機器・配管系の設備評価を行う際には、設計上の配慮として設計用床応答曲線の加速度を 1.5 倍した床応答曲線を設定する。本設定に基づく、設備評価用床応答曲線のイメージを図 2 に示す。

<新設の建物・構築物>

新設建物・構築物に設置する機器・配管系の設備評価を行う際には、建物・構築物の設計進捗状況を考慮して、個別に余裕を確保した床応答曲線を設定する。本設定に基づく、設備評価用床応答曲線のイメージを図 2 に示す。

(3) 拡幅考慮

設計用床応答曲線及び設備評価用床応答曲線ともに周期軸方向に 10%の拡幅を行う。ただし、ばらつきケースの地震応答解析結果を用いて作成した床応答スペクトルについては、拡幅は考慮しない。

表 1 建物・構築物の床応答スペクトルの作成ケース  
「建物・構築物の補足説明資料 表 4-1 検討ケース」

	モデル名称	建屋剛性		地盤物性
		コンクリート強度	補助壁	地盤のせん断波速度
基本ケース	工認基本モデル	設計基準強度	非考慮	標準地盤
地盤物性の変動による影響	地盤物性+ $\sigma$ 考慮モデル	設計基準強度	非考慮	標準地盤+ $\sigma$ 相当
	地盤物性- $\sigma$ 考慮モデル			標準地盤- $\sigma$ 相当
建屋剛性の変動による影響	建屋剛性考慮モデル	実強度	考慮	標準地盤

## 2.2 土木構造物

### (1) 設計用床応答曲線

土木構造物の地震応答解析に用いる解析モデルの適用方針については、工事計画に係る補足説明資料「耐震性に関する説明書のうち補足-340-8【屋外重要土木構造物の耐震安全性評価】」（以下「土木構造物の補足説明資料」という。）にて整理されている（図1参照）。設計用床応答曲線の作成は、「土木構造物の補足説明資料」に基づき以下の解析ケースを考慮した床応答曲線を包絡して作成する。

- ・敷地に存在しない豊浦標準砂の液状化強度特性により強制的に液状化させることを仮定した解析ケース（以下「豊浦標準砂ケース」という。）
- ・原地盤において非液状化の条件を仮定した解析ケース（以下「原地盤基本ケース」という。）
- ・地盤物性のばらつきを考慮（ $+1\sigma$ ）して非液状化の条件を仮定した解析ケース（以下「地盤ばらつきケース」という。）

### (2) 設備評価用床応答曲線

機器・配管系の評価については、設備設計に要する期間と土木構造物の設計進捗状況を考慮して、以下のどちらか一方を設備評価用床応答曲線として適用する。

#### a. (1) 項で設定した設計用床応答曲線

本設定に基づく、設備評価用床応答曲線のイメージを図1に示す。

#### b. (1) 項で設定した設計用床応答曲線を保守側に包絡できるように余裕を確保した床応答曲線

##### <既設の土木構造物>

既設の土木構造物に設置する機器・配管系の設備は、土木構造物の設計進捗状況を考慮して、個別に余裕を確保した床応答曲線を設定する。本設定に基づく、設備評価用床応答曲線のイメージを図3に示す。

##### <新設の土木構造物>

新設の土木構造物に設置する機器・配管系の設備は、土木構造物の設計進捗状況を考慮して、個別に余裕を確保した床応答曲線を設定する。本設定に基づく、設備評価用床応答曲線のイメージを図3に示す。

### (3) 拡幅考慮

設計用床応答曲線及び設備評価用床応答曲線ともに周期軸方向に10%の拡幅を行う。ただし、ばらつきケースとして設定した「豊浦標準砂ケース」及び「地盤ばらつきケース」については、拡幅を考慮しない。

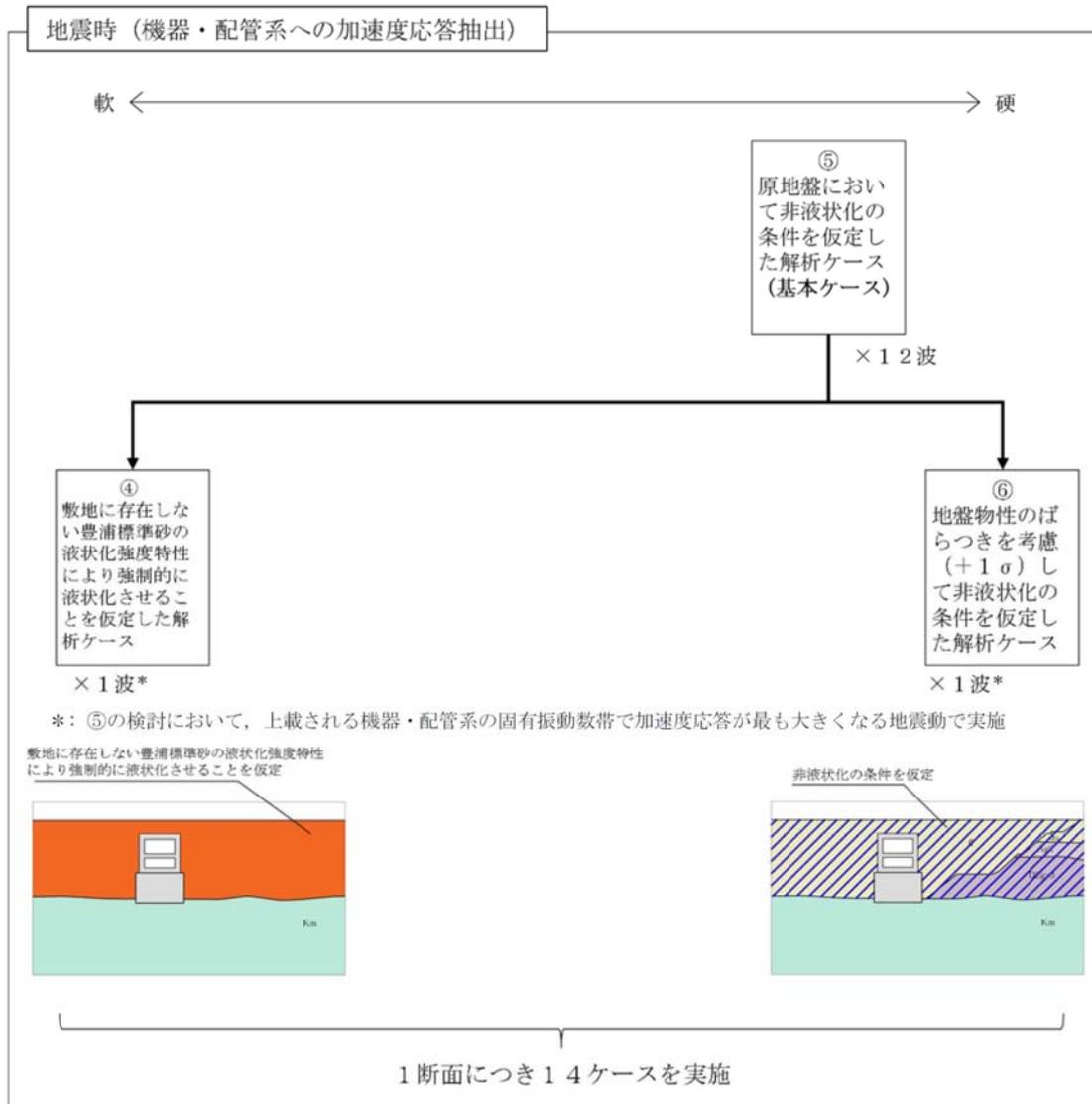


図1 土木構造物の床応答スペクトル作成ケース  
 (補足説明資料 図1.5-4 機器・配管系に対する加速度応答算定のための検討ケース)

## 2.3 地盤

### (1) 設計用床応答曲線

地盤の地震応答解析モデルの諸元設定の考え方については、工事計画に係る補足説明資料「耐震性に関する説明書のうち補足-340-3【可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書に関する補足説明資料】（以下「地盤の補足説明資料」という。）にて整理されている。設計用床応答曲線の作成は、「地盤の補足説明資料」に基づく、標準ケースを適用し、地盤物性は標準地盤を用いた地震応答解析結果を適用する。

### (2) 設備評価用床応答曲線

(1) 項の標準ケースに加えて「地盤の補足説明資料」に基づく、地盤物性の変動による影響による影響（以下「ばらつきケース」という。）を考慮した床応答曲線を包絡した床応答曲線を、設備評価用床応答曲線として適用する。本設定に基づく、設備評価用床応答曲線のイメージを図4に示す。

### (3) 拡張考慮

設計用床応答曲線及び設備評価用床応答曲線については、地面上に直接、設備を配置することから「標準ケース」についても、拡張を考慮しない。

## 3. 設備評価用床応答曲線適用の妥当性について

設備評価用床応答曲線は、耐震計算の評価条件として設計用床応答曲線を加速度値として上回っている必要がある。以下では各建物・構築物及び土木構造物において、設備評価用床応答曲線設定の妥当性を説明する。

### 3.1 既設の建物・構築物

#### (1) 原子炉建屋

##### a. 設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を包絡した床応答曲線

設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を踏まえて設備評価用床応答曲線を作成しており問題ない。

##### b. 基本ケースの加速度に一律 1.5 倍した床応答曲線

補足説明資料 補足-400-3【地震応答解析における材料物性のばらつきに関する検討】において、ばらつきケースの床応答スペクトルに対して一律 1.5 倍を配慮して設定した設備評価用床応答曲線が概ね包絡していることを確認した。

#### (2) 使用済燃料乾式貯蔵建屋

##### a. 設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を包絡した床応答曲線

設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を踏まえて設備評価用床応答曲線を作成しており問題ない。

##### b. 基本ケースの加速度に一律 1.5 倍した床応答曲線

適用設備はない。

(3) 主排気筒及び非常用ガス処理系配管支持架構

- a. 設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を包絡した床応答曲線  
設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を踏まえて設備評価用床応答曲線を作成しており問題ない。
- b. 基本ケースの加速度に一律 1.5 倍した床応答曲線  
適用設備はない。

3.2 既設の土木構造物（追而）

- (1) 取水構造物
- (2) 屋外二重管

3.3 新設の建物・構築物（追而）

- (1) 緊急時対策所建屋
- (2) 格納容器圧力逃がし装置格納槽

3.4 新設の土木構造物（追而）

- (1) 格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート
- (2) 常設代替高圧電源装置置場及び西側淡水貯水設備
- (3) 常設代替高圧電源装置用カルバート（カルバート部）
- (4) 常設代替高圧電源装置用カルバート（トンネル部）
- (5) 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）
- (6) 可搬型設備用軽油タンク基礎
- (7) 常設低圧代替注水系ポンプ室
- (8) 代替淡水貯槽
- (9) 常設低圧代替注水系配管カルバート
- (10) SA 用海水ピット
- (11) 緊急用海水ポンプピット
- (12) 防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）
- (13) 防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）
- (14) 防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁（放水路エリア））

3.5 新設の地盤

- (1) 可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側，南側）
  - a. 設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を包絡した床応答曲線  
設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を踏まえて設備評価用床応答曲線を作成しており問題ない。

4. 機器・配管系の設備評価に用いる設備評価用床応答曲線（追而）  
各設備評価に用いる設備評価用床応答曲線を，表 2 に整理する。  
（目録に沿って，適用する設備評価用床応答曲線を整理）

構造物名 : 原子炉建屋  
 方向 : 水平方向  
 波形名 : Ss-D1、Ss-11、Ss-12、Ss-13、Ss-14、Ss-21、Ss-22及びSs-31  
 標高 : EL-4.000m  
 減衰 : 1.0 (%)

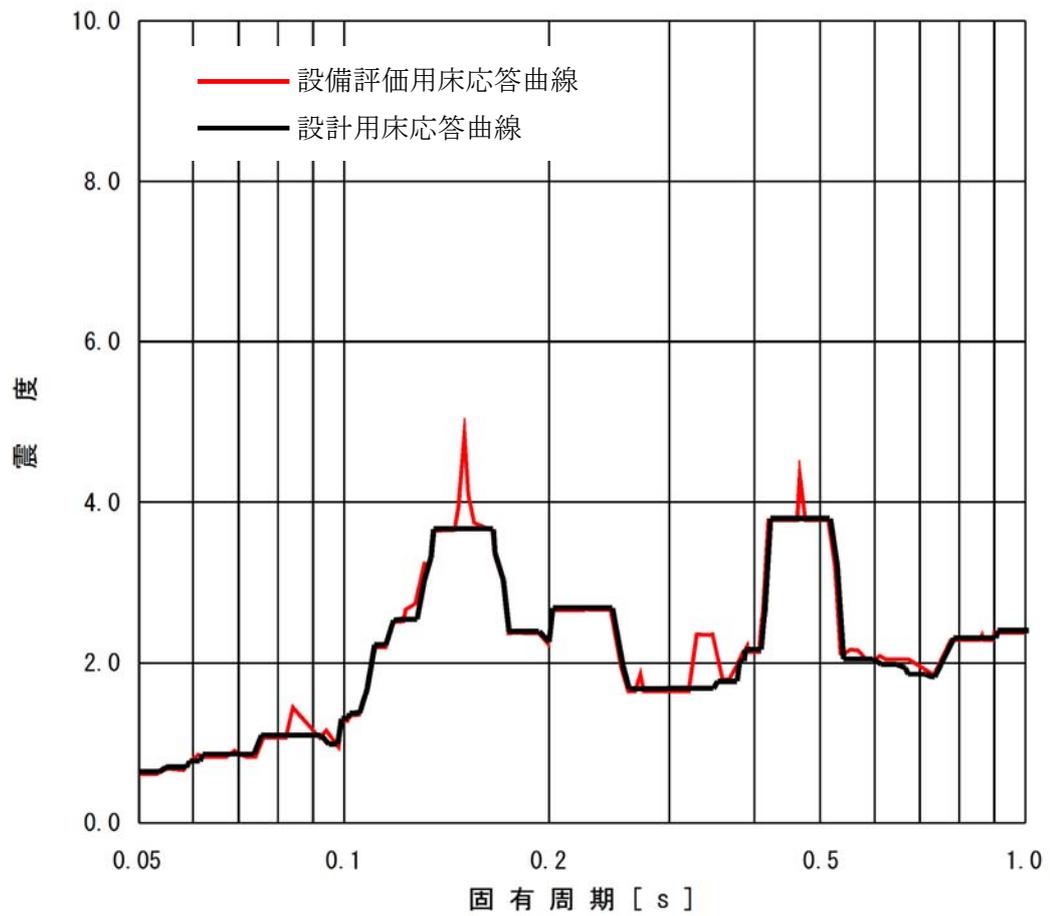


図1 設計用床応答曲線及びばらつきケース（拡幅なし）の床応答曲線を包絡した床応答曲線（例）

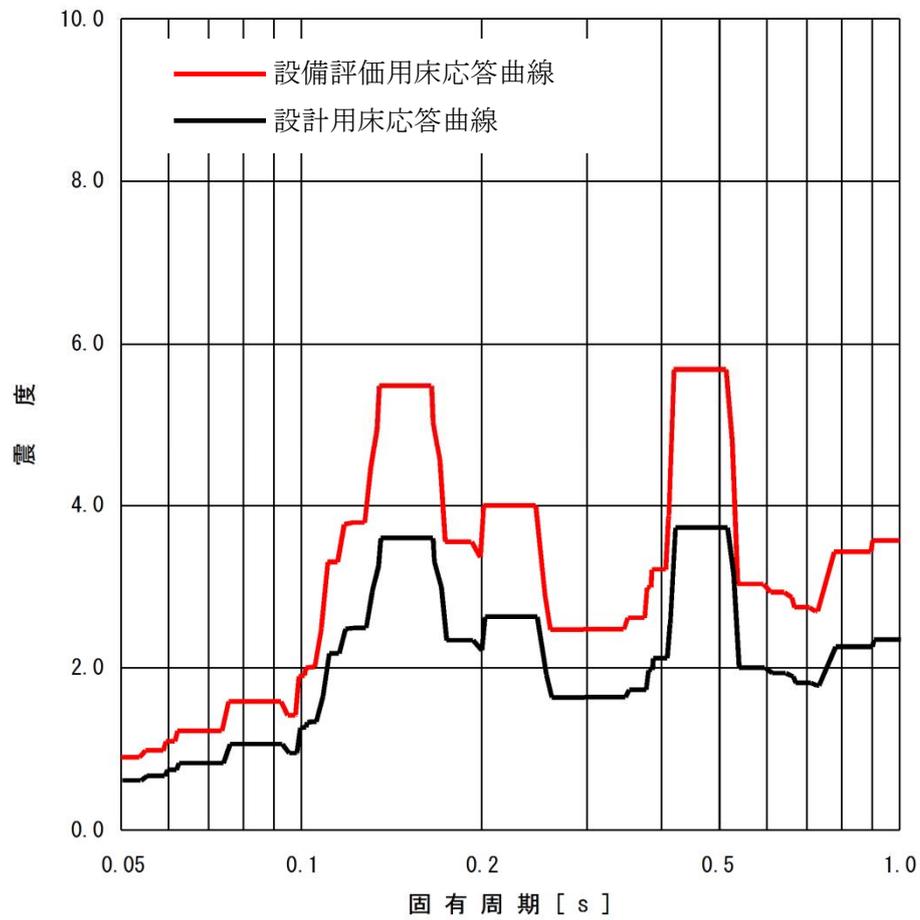


図2 設計用床応答曲線に一律1.5倍又は個別に余裕を確保した床応答曲線(例)

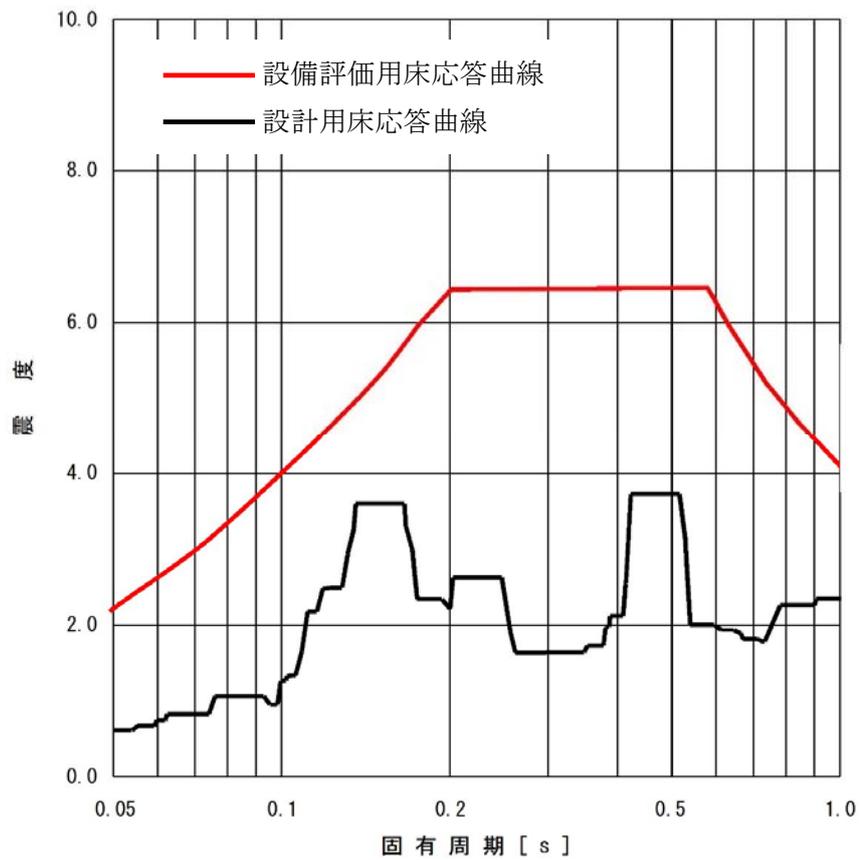


図3 設計用床応答曲線を保守側に包絡できるように余裕を確保した床応答曲線 (例)

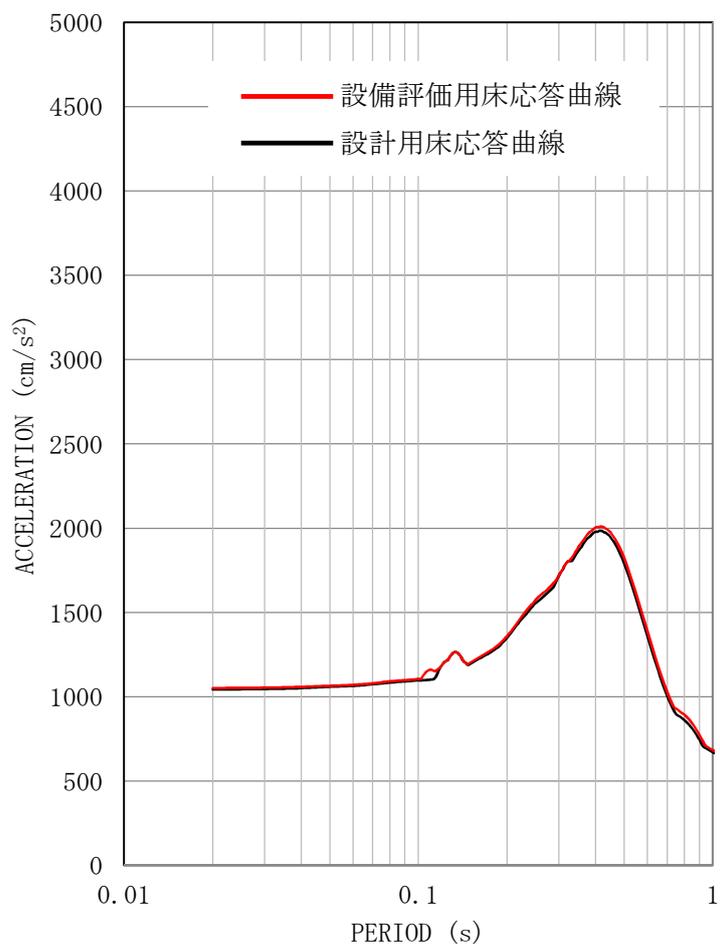


図4 設計用床応答曲線（拡幅なし）及びばらつきケース（拡幅なし）の床応答曲線を包絡した床応答曲線（例）

表1 床応答スペクトルの作成方法について

既設／ 新設	設備の設置する 施設区分	機器・配管系の設備を設置する施設名称	設備の評価条件		
			設計用床応答曲線	設備評価用床応答曲線	拡張考慮の有無
既設	建物・構築物	原子炉建屋 (原子炉格納容器等を含む)	・コンクリート強度を設計基準強度，地盤物性のばらつきは標準地盤を基本ケースとして実施	以下，どちらかのケース a. 設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を包絡した床応答曲線 b. 基本ケースの加速度に一律 1.5 倍した床応答曲線	・基本ケースは有り ・ばらつきケースは無し
		使用済燃料乾式貯蔵建屋			
		主排気筒			
		非常用ガス処理系配管支持架構			
	土木構造物	取水構造物	・非液化化の条件を仮定した地震応答解析を原地盤基本ケースとして実施	以下，どちらかのケース a. 設計用床応答曲線 b. 設計用床応答曲線を保守側に包絡できるように余裕を確保した床応答曲線	・原地盤基本ケースは有り ・豊浦標準砂及び地盤ばらつきケースは無し
		屋外二重管	・豊浦標準砂の液化化特性及び地盤物性のばらつき+1σして非液化化条件を仮定した地震応答解析結果も含める		
新設	建物・構築物	緊急時対策所建屋	・コンクリート強度を設計基準強度，地盤物性のばらつきは標準地盤を基本ケースとして実施	以下，どちらかのケース a. 設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を包絡した床応答曲線 b. 設計用床応答曲線及びばらつきケースを保守側に包絡できるように余裕を確保した床応答曲線	・基本ケースは有り ・ばらつきケースは無し
		格納容器圧力逃がし装置格納槽			
	土木構造物	格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート	・非液化化の条件を仮定した地震応答解析を原地盤基本ケースとして実施 ・豊浦標準砂の液化化特性及び地盤物性のばらつき+1σして非液化化条件を仮定した地震応答解析結果も含める	以下，どちらかのケース a. 設計用床応答曲線 b. 設計用床応答曲線を保守側に包絡できるように余裕を確保した床応答曲線	・原地盤基本ケースは有り ・豊浦標準砂及び地盤ばらつきケースは無し
		常設代替高圧電源装置置場及び西側淡水貯水設備			
		常設代替高圧電源装置用カルバート (カルバート部)			
		常設代替高圧電源装置用カルバート (トンネル部)			
		常設代替高圧電源装置用カルバート (立坑部)			
		可搬型設備用軽油タンク基礎			
		常設低圧代替注水系ポンプ室			
		代替淡水貯槽			
		常設低圧代替注水系配管カルバート			
		SA 用海水ピット			
		緊急用海水ポンプピット			
		防潮堤 (鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁)			
		防潮堤 (鉄筋コンクリート防潮壁)			
防潮堤 (鉄筋コンクリート防潮壁 (放水路エリア))					
地盤	可搬型重事故等対処設備保管場所 (西側，南側)	・地盤物性のばらつきは標準地盤を標準ケースとして実施	a. 設計用床応答曲線及びばらつきケースの床応答曲線を包絡した床応答曲線	・標準ケース，ばらつきケースともに無し	

10. 大型機器，構造物の地震応答計算書の補足について

## 目 次

1. 地震応答解析モデルの設定について	1
1.1 はじめに	1
1.2 質点位置	1
1.3 質点質量	3
1.4 断面剛性（有効せん断断面積及び断面二次モーメント）	4
1.5 構造物間ばね定数	5
1.6 ダイヤフラム・フロア質量のモデル化	6
1.7 原子炉本体の基礎のコンクリート物性	7
1.8 解析モデルの扱い	11
2. シアラグ部のクリアランスについて	14
2.1 はじめに	14
2.2 シアラグ部概略構造とクリアランス評価	14

下線：本日まで提出資料

## 1. 地震応答解析モデルの設定について

### 1.1 はじめに

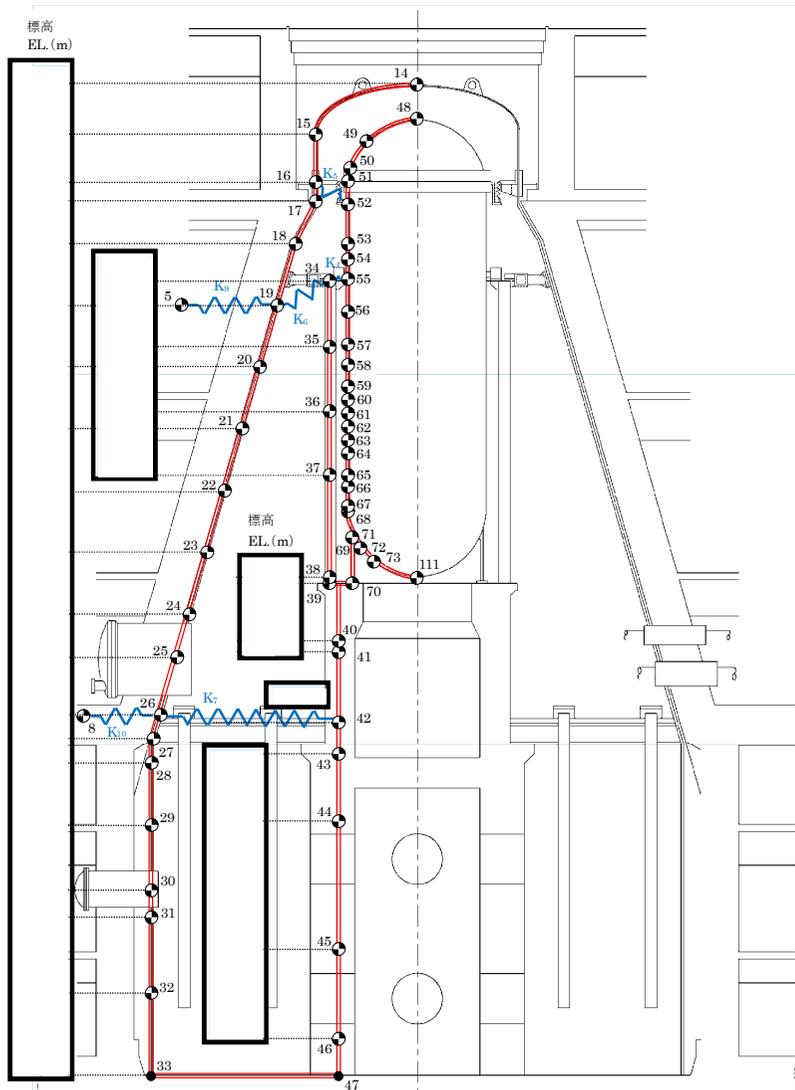
地震応答解析モデルの設定については、資料V-2-1-5「地震応答解析の基本方針」に記載の解析モデルの設定方針に基づいており、設定内容については、資料V-2-3-2「炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」で説明している。ここで、解析モデルは基本的に既工認のモデル諸元を適用しており、かつ、最近のプラントで適用実績があるモデル化手法を参照しモデル諸元を設定している。

本資料において、解析モデルの作成内容として、質点位置、質量算出例、断面剛性算出例、ばね定数の設定方法等について、以下に示す。

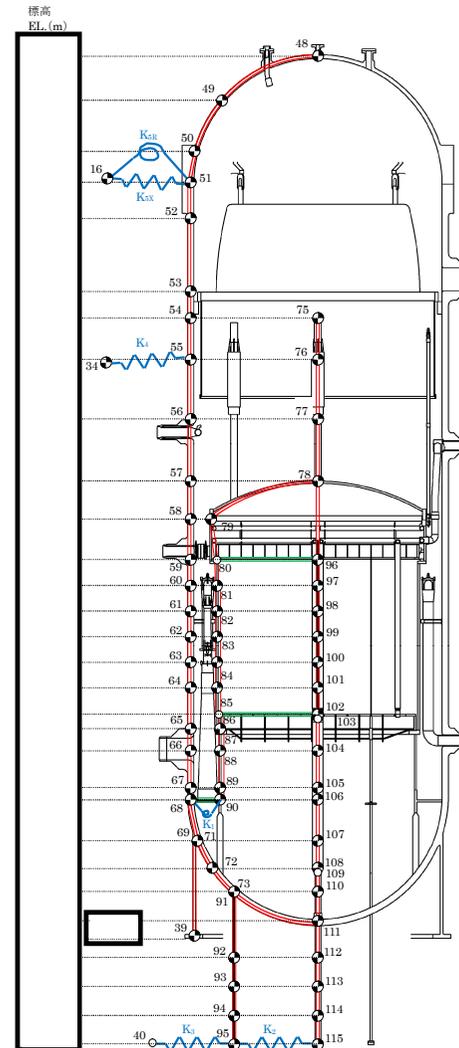
### 1.2 質点位置

解析モデルで設定した質点位置は、各構造物の地震応答を把握できるように、モデル化する各構造物の形状を踏まえて設定している。各構造物断面図上に質点位置を示した図として、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）、原子炉遮蔽及び原子炉本体の基礎について図1(1)に、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）、炉心シュラウド、燃料集合体、制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジング等について図1(2)に示す。なお、地震応答解析では、図1以外に原子炉建屋の地震応答解析モデルと連成させて応答解析を実施している。

質点位置は、各構造物の形状不連続部、ハッチ類等の付加物接合部及び各構造物の接続部などに設け、振動モードを把握できる間隔としている。



(1) 原子炉格納容器，原子炉遮蔽及び原子炉本体の基礎



(2) 原子炉圧力容器，炉心シュラウド，燃料集合体，制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジング等

図1 地震応答解析モデル（水平方向）

### 1.3 質点質量

各質点に付与する質量は、各構造物の連続する2質点間の質量の1/2を各質点に付加している。ここで、2質点間の付加物の質量も考慮する。質点質量の算出例として、PCV円筒胴部の質点No.31について図2に示す。

No.	標高 EL. (m)	質量算定高さ (m)	内径 (m)	板厚 (m)
30		—	25.908	0.032
—		$(5.141+3.787)/2-3.958=0.506$		
31		$3.958-(3.787-0.013)/2=2.071$		0.038
32		—		
鋼材密度 (t/m <sup>3</sup> )			7.85	
31	胴板部質量 (t)		61	
	データ諸元質量 (t)		63	

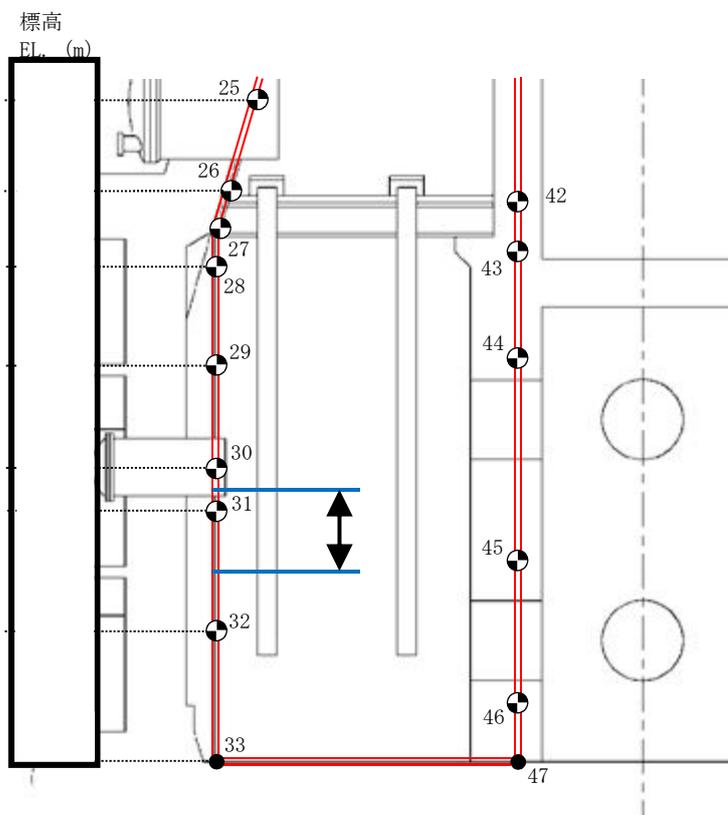


図2 質点質量の算出例 (質点 No. 31)

#### 1.4 断面剛性（有効せん断断面積及び断面二次モーメント）

各構造物の連続する 2 質点間のはりばりは、等価な曲げ及びせん断剛性を有するようモデル化しており、断面二次モーメント及び有効せん断断面積を設定している。断面二次モーメント及び有効せん断断面積の算出例として、P C V 円筒胴部の質点 No. 30～31 について図 3 に示す。

No.	標高 EL. (m)	内径 (m)	板厚 (m)	有効せん断断面積 (m <sup>2</sup> )		断面二次モーメント (m <sup>4</sup> )	
				計算値	データ諸元	計算値	データ諸元
30	□	25.908	0.032	1.30	1.30	219.3	218.1
31			0.038				

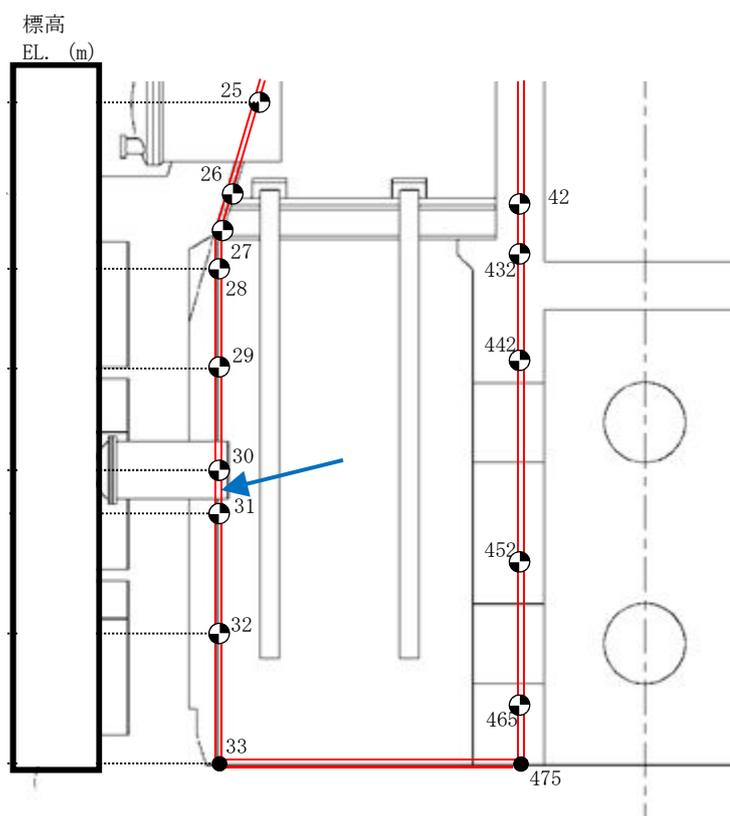


図 3 断面剛性の算出例（質点 No. 30～31）

## 1.5 構造物間ばね定数

各構造物間を接続する各機器を等価ばねでモデル化している。ばね定数の算出例として、RPVと炉心シュラウドを接続するシュラウドサポート ( $K_1$ ) 及びPCVと原子炉遮蔽を接続する原子炉格納容器スタビライザ (以下「PCVスタビライザ」という。) ( $K_6$ ) について以下に示す。

### (1) シュラウドサポート ( $K_1$ )

シュラウドサポート部は、円環状平板のシュラウドサポートプレート、円筒状のシュラウドサポートシリンダ及び円形配列されたシュラウドサポートレグから構成される。シュラウドサポートプレートは、RPV円筒胴下部と炉心シュラウドの間に設置され、炉水流路確保のため複数の円形開口を有している。シュラウドサポートシリンダは、炉心シュラウドと同径の円筒胴でシュラウドサポートプレートより下の部分でシュラウドサポートレグを介してRPV下鏡に接続している。シュラウドサポートレグは、厚肉の円弧断面の柱状構造物で12個を等間隔に円形配列している。炉心シュラウドをシュラウドサポートシリンダとシュラウドサポートレグとで支持している。(図4参照)

ばね定数の算定では、シュラウドサポートプレートの面外曲げ剛性は、シュラウドサポートシリンダ及びシュラウドサポートレグの回転曲げ剛性と比較して小さいことから除外した。また、シュラウドサポートレグは、シュラウドサポートシリンダと同じ寸法(径及び厚さ)の円筒形状とし、シュラウドサポートの水平軸周りの回転ばねを算定した。ばね定数  $K_1$  は円筒の曲げ変形から次式により算出した。

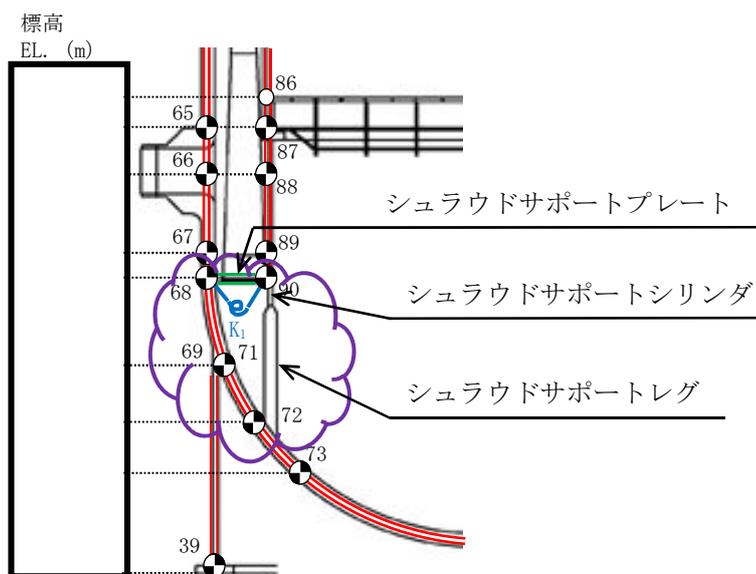


図4 ばね定数の算出例 (シュラウドサポート  $K_1$ )

$$K_1 = \frac{Rm^2 \times A \times E}{2 \times L} = \boxed{\phantom{00000}} \text{ [kN m/rad]}$$

ここで,

$$Rm = (D - t)/2, \quad A = \pi \times t \times (D - t)$$

D : シュラウドサポートシリンダ外径  $\boxed{\phantom{00000}}$

t : シュラウドサポートシリンダ厚さ  $\boxed{\phantom{00000}}$

L : シュラウドサポートレグ下端からシュラウドサポートシリンダ上端  
までの高さ  $\boxed{\phantom{00000}}$

E : シュラウドサポートシリンダの縦弾性係数  $\boxed{\phantom{00000}}$

## (2) PCVスタビライザ (K<sub>6</sub>)

PCVスタビライザは、円筒断面の8組のトラス構造で、原子炉遮蔽頂部に円周状に設置されている。トラス構造の一方の端部が原子炉遮蔽頂部に溶接接続され、他方の端部は上部シアラグと水平方向の嵌め合い構造となっており、水平方向地震荷重を伝達する。なお、上部シアラグは円周方向に等間隔（等角度）で設置されているが、原子炉遮蔽側は不等間隔で設置されており、NS方向/EW方向でばね定数が異なる。(図5参照)

ばね定数の算定では、PCVスタビライザの構成部材をモデル化し、解析により、強制変位を負荷した際に得られる変位からばね定数を算出する。

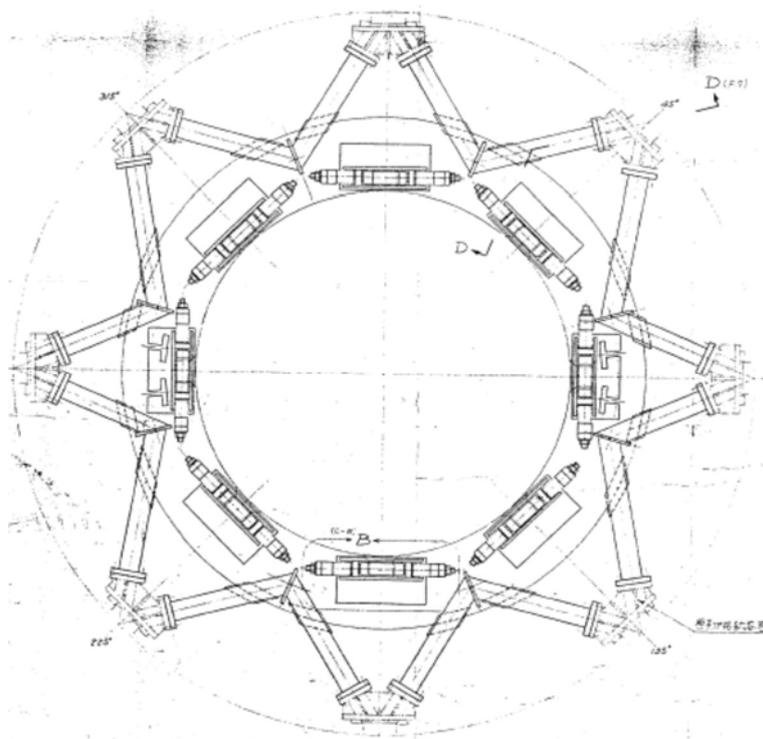


図5 PCVスタビライザ概要図（平面図）

ばね定数算定用の解析モデルを図 6 に示す。各シアラグ部の円周方向の変位を拘束した条件で、原子炉遮蔽を介して原子炉遮蔽側取付部に強制変位を負荷する。



(1) 全体図



(2) A部拡大図

図 6 PCVスタビライザ解析モデル図

強制変位を荷重させた際の変形図を図7に示す。PCVスタビライザのばね定数  $K_6$  は、解析結果から得た荷重-変位関係から算出する。

方向	解析結果(荷重) (N)	強制変位量(mm)	ばね定数 $K_6$ (kN/m)
NS			
EW			



図7 PCVスタビライザの変形図(強制変位負荷)

### 1.6 ダイアフラム・フロア質量のモデル化

ダイアフラム・フロアは、PCVのドライウェル部とサプレッション・チェンバ部との境界に設置される円環平板形状の構造物である。円環状の鉄筋コンクリート床スラブ、床スラブを支持する半径方向に配置した鋼製大梁及び大梁間に円周方向に複数配置した鋼製小梁により構成されている。円環内周端は原子炉本体の基礎に結合支持され、円環外周部で大梁を支持するためPCV底面から鋼製柱を設置している。円環外周端はPCVに設置したダイアフラムブラケットに、大梁端部が水平方向で隙間をもって嵌め合う構造となっている。(図8参照)

ダイアフラム・フロア自重は、内周端が結合支持された原子炉本体の基礎及び大梁を支持する柱とで負担する。柱は円周状に  $20^\circ$  間隔で 18 本設置しており、ダイアフラム・フロア自重を原子炉本体の基礎及び柱 18 本とで、 の割合で分担する。

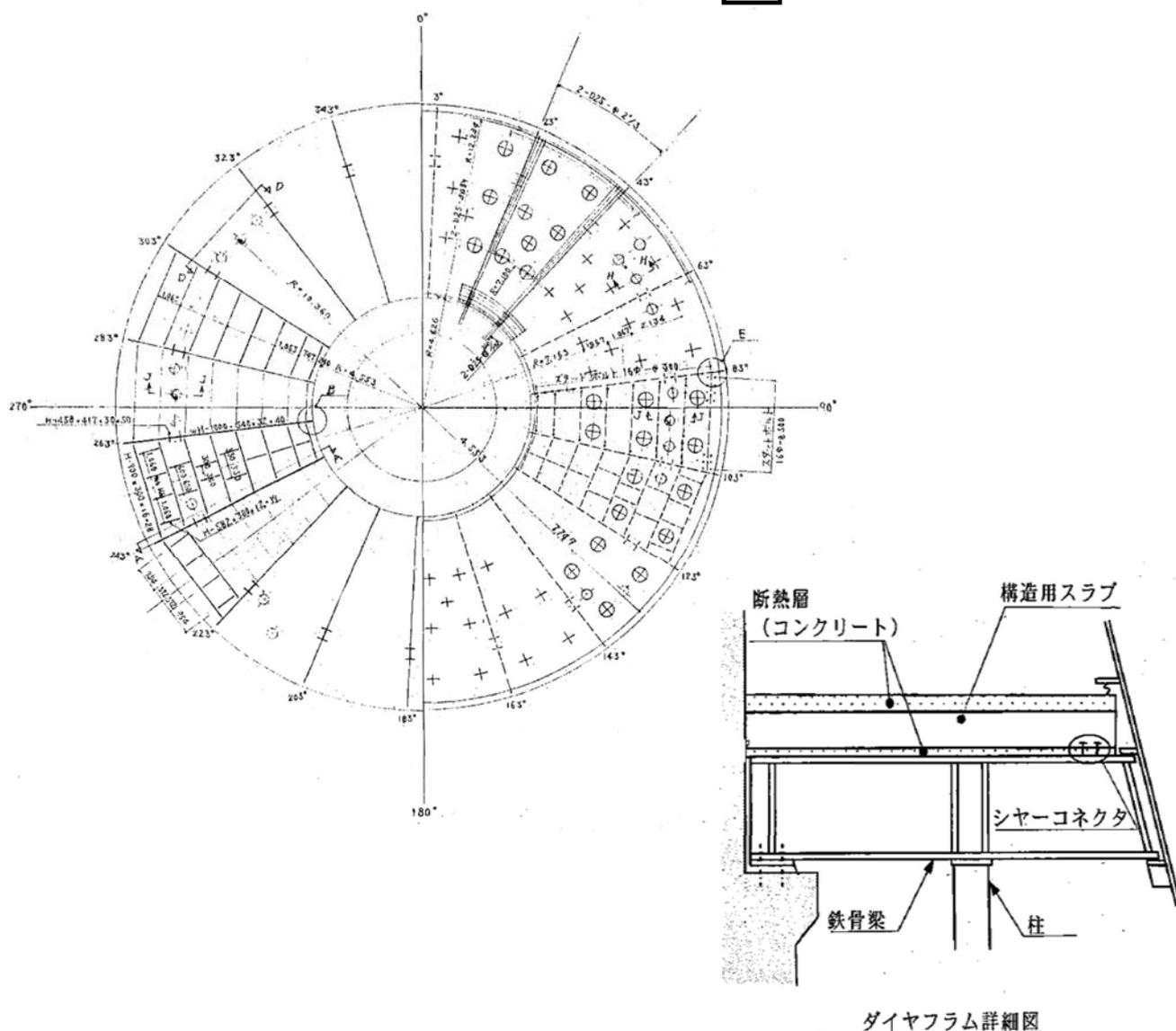


図8 ダイアフラム・フロア概要図

## 1.7 原子炉本体の基礎のコンクリート物性

今回工認の地震応答計算では、原子炉本体の基礎のコンクリートは、既工認で適用している「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説」に基づき、ポアソン比 0.17 を使用している。一方、最新の「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説」では、ポアソン比は 0.2 である。

そこで、原子炉本体の基礎のコンクリートのポアソン比を 0.2 とした場合の影響について、検討を行った。

### (1) 検討方針

ポアソン比は縦弾性係数と横弾性係数の関係から定まるものであり、地震応答解析に使用する諸元のうち、せん断剛性に関係する。このため、水平方向の地震応答解析について影響を確認する。

また、検討する地震動は、 $S_s-D1$  とし、せん断剛性以外の解析条件の変更はない。

### (2) 検討結果

影響検討として、固有周期、応答加速度、ばね反力について整理した。

固有周期の比較を表 1 に示す。EW 方向の 9 次モードにおいて、周期に変化がみられるが、これは R P V が卓越するモードである。それ以外に固有周期の変化はない。

応答加速度については、原子炉遮蔽、原子炉本体の基礎及び R P V についての比較を表 2 に示す。一部の節点で 0.01 の変化があるが、加速度への影響はほぼない。

ばね反力については、上部シアラグ及び下部シアラグについての比較を表 3 に示す。ばね反力への影響はごく小さい。

以上より、原子炉本体の基礎のコンクリートのポアソン比を 0.2 とした場合の応答解析を行った結果、固有周期に有意な変動はなく、地震応答に有意な変化は生じていない。よって、今回工認では、当該部位のポアソン比は既工認と同じとする。

表 1 固有周期の比較

固有周期 (s)				
次数	NS方向		EW方向	
	ポアソン比 0.17	ポアソン比 0.2	ポアソン比 0.17	ポアソン比 0.2
	1	0.411	0.411	0.413
2	0.203	0.203	0.203	0.203
3	0.196	0.196	0.195	0.195
4	0.136	0.136	0.134	0.134
5	0.114	0.114	0.113	0.113
6	0.103	0.103	0.106	0.106
7	0.086	0.086	0.087	0.087
8	0.084	0.084	0.084	0.084
9	0.077	0.077	0.076	0.077
10	0.063	0.063	0.063	0.063
11	0.059	0.059	0.059	0.059
12	0.057	0.057	0.056	0.056
13	0.052	0.052	0.05	0.05

表2 加速度の比較

加速度 (G)					
節点 番号	部位	NS方向		EW方向	
		ポアソン比 0.17	ポアソン比 0.2	ポアソン比 0.17	ポアソン比 0.2
34	原子炉 遮蔽	0.9	0.9	0.89	0.89
35		0.89	0.89	0.86	0.86
36		0.88	0.88	0.84	0.84
37		0.85	0.85	0.81	0.81
38		0.8	0.8	0.75	0.75
39	原子炉 本体の 基礎	0.79	0.79	0.75	0.75
40		0.74	0.75	0.72	0.72
41		0.73	0.74	0.72	0.72
42		0.66	0.66	0.67	0.67
43		0.64	0.64	0.65	0.65
44		0.61	0.61	0.61	0.61
45		0.57	0.57	0.57	0.57
46		0.56	0.56	0.56	0.56
48	原子炉 圧力容 器	1.12	1.13	1.12	1.13
49		1.08	1.09	1.08	1.09
50		1.05	1.05	1.05	1.05
51		1.03	1.03	1.02	1.03
52		1	1	1	1
53		0.95	0.96	0.95	0.95
54		0.94	0.94	0.93	0.94
55		0.91	0.91	0.91	0.91
56		0.89	0.89	0.88	0.88
57		0.88	0.88	0.86	0.86
58		0.88	0.88	0.85	0.85
59		0.87	0.87	0.84	0.84
60		0.87	0.87	0.84	0.84
61		0.86	0.86	0.83	0.83
62		0.86	0.86	0.82	0.83
63		0.85	0.85	0.82	0.82
64		0.85	0.85	0.81	0.81
65		0.84	0.84	0.81	0.81
66		0.83	0.84	0.8	0.8
67		0.82	0.83	0.79	0.79
68		0.82	0.82	0.78	0.79
69		0.81	0.82	0.77	0.78
70		0.79	0.79	0.75	0.75
71	0.81	0.82	0.77	0.78	
72	0.81	0.81	0.77	0.77	
73	0.81	0.81	0.77	0.77	

表3 ばね反力の比較

ばね反力(kN)				
部位	NS方向		EW方向	
	ポアソン比 0.17	ポアソン比 0.2	ポアソン比 0.17	ポアソン比 0.2
上部シアラグ	7530	7540	7840	7840
下部シアラグ	10900	11000	7560	7660

## 1.8 解析モデルの扱い

### (1) 検討方針

既工認では、建屋と連成して地震応答を計算する大型機器、構造物系の解析モデルについて、次の2つのモデルを用いていた。

これに対して今回工認では、炉内構造物等もモデル化したモデル②を用いて地震応答解析を実施している。

モデル①： 原子炉建屋～PCV～原子炉遮蔽・原子炉本体の基礎～RPV

モデル②： 原子炉建屋～PCV～原子炉遮蔽・原子炉本体の基礎～RPV～  
炉内構造物（気水分離器・炉心シュラウド、燃料集合体、制御棒案内管）～制御棒駆動機構ハウジング

本資料において、2つのモデルを整理すると共に、モデル②のみを用いて地震応答解析を実施している理由について示す。

### (2) 地震応答解析モデルの整理とモデル②を適用する理由

モデル①及び②についての整理を表4に示す。既工認では、評価対象設備に合わせて、まずモデル①による地震応答解析を実施し、その後、炉内構造物の耐震計算に合わせてモデル②による地震応答解析を実施した。これは、工認申請の進捗によるものである。モデル②での炉内構造物のモデル化の際に、RPVについては、炉内構造物の質点標高に合わせて細分化している。

今回工認では、設計進捗に合わせてモデルを使い分ける必要はないことから、モデル②を用いて地震応答解析を実施するものとした。

表 4 地震応答解析モデルの整理

項目	モデル① [図 9 参照]	モデル② [図 10, 11 参照]
主なモデル化対象設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋 [C/S]</li> <li>・ <b>PCV</b> [PCV]</li> <li>・原子炉遮蔽 [S/WALL]</li> <li>・原子炉本体の基礎 [PED]</li> <li>・ <b>RPV</b> [RPV]</li> <li>・シアラグ (上部, 下部) [K<sub>1</sub>, K<sub>2</sub>]</li> <li>・シールベロー [K<sub>3</sub>]</li> <li>・スタビライザ [K<sub>4</sub>, K<sub>6</sub>]</li> <li>・ダイヤフラム・フロア [K<sub>5</sub>]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>← (同左)</li> <li>← (同左)</li> <li>← (同左)</li> <li>← (同左)</li> <li>← (同左) ※1</li> <li>← (同左) [K<sub>9</sub>, K<sub>10</sub>]</li> <li>← (同左) [K<sub>5</sub>]</li> <li>← (同左) [K<sub>4</sub>, K<sub>6</sub>]</li> <li>← (同左) [K<sub>7</sub>]</li> <li>・炉内構造物 (気水分離器, シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管)</li> <li>・制御棒駆動機構ハウジング</li> </ul>
既工認での適用対象設備 (既工認分割申請回)	<p>(分割申請第 1 回)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>PCV</b></li> <li>・原子炉遮蔽</li> <li>・原子炉本体の基礎</li> <li>・ <b>RPV</b></li> <li>・シアラグ (上部, 下部)</li> <li>・スタビライザ</li> <li>・ダイヤフラム・フロア</li> </ul>	<p>(分割申請第 20 回)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉内構造物 (気水分離器, シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管)</li> <li>・制御棒駆動機構ハウジング</li> </ul>
今回工認での適用対象設備	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>PCV</b></li> <li>・原子炉遮蔽</li> <li>・原子炉本体の基礎</li> <li>・ <b>RPV</b></li> <li>・シアラグ (上部, 下部)</li> <li>・スタビライザ</li> <li>・ダイヤフラム・フロア</li> <li>・炉内構造物 (気水分離器, シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管)</li> <li>・制御棒駆動機構ハウジング</li> </ul>

※1： 原子炉圧力容器については、炉内構造物の質点標高に合わせ細分化している。

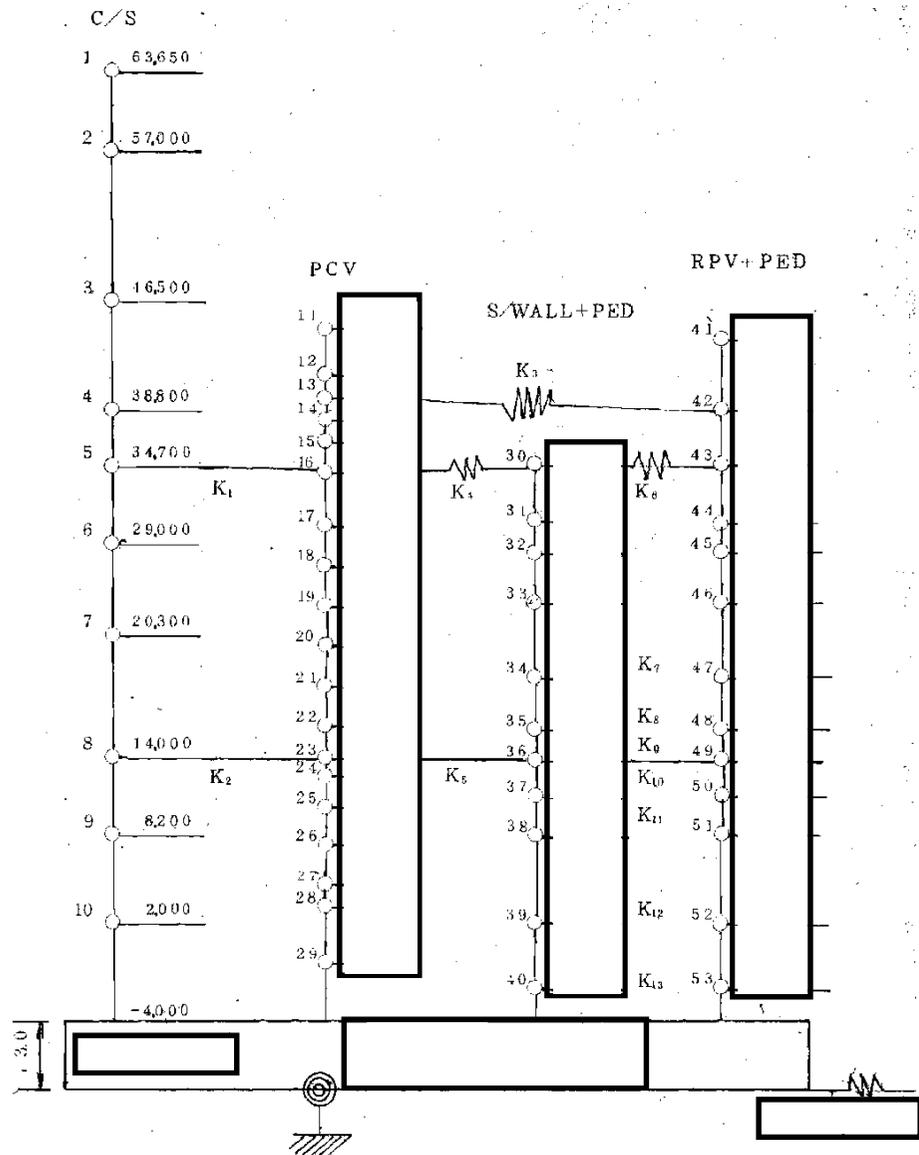


図9 地震応答解析モデル：モデル①（既工認：分割申請第1回）

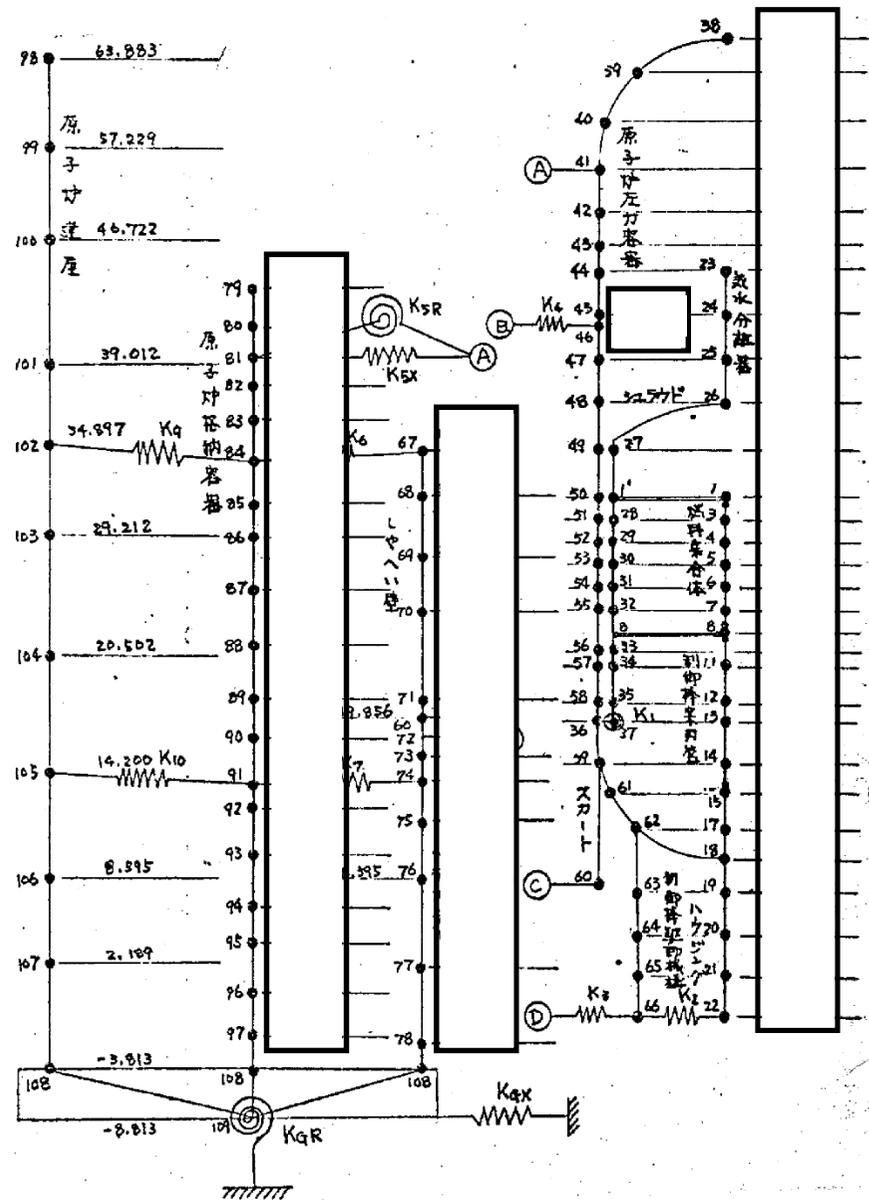


図10 地震応答解析モデル：モデル②（既工認：分割申請第20回）

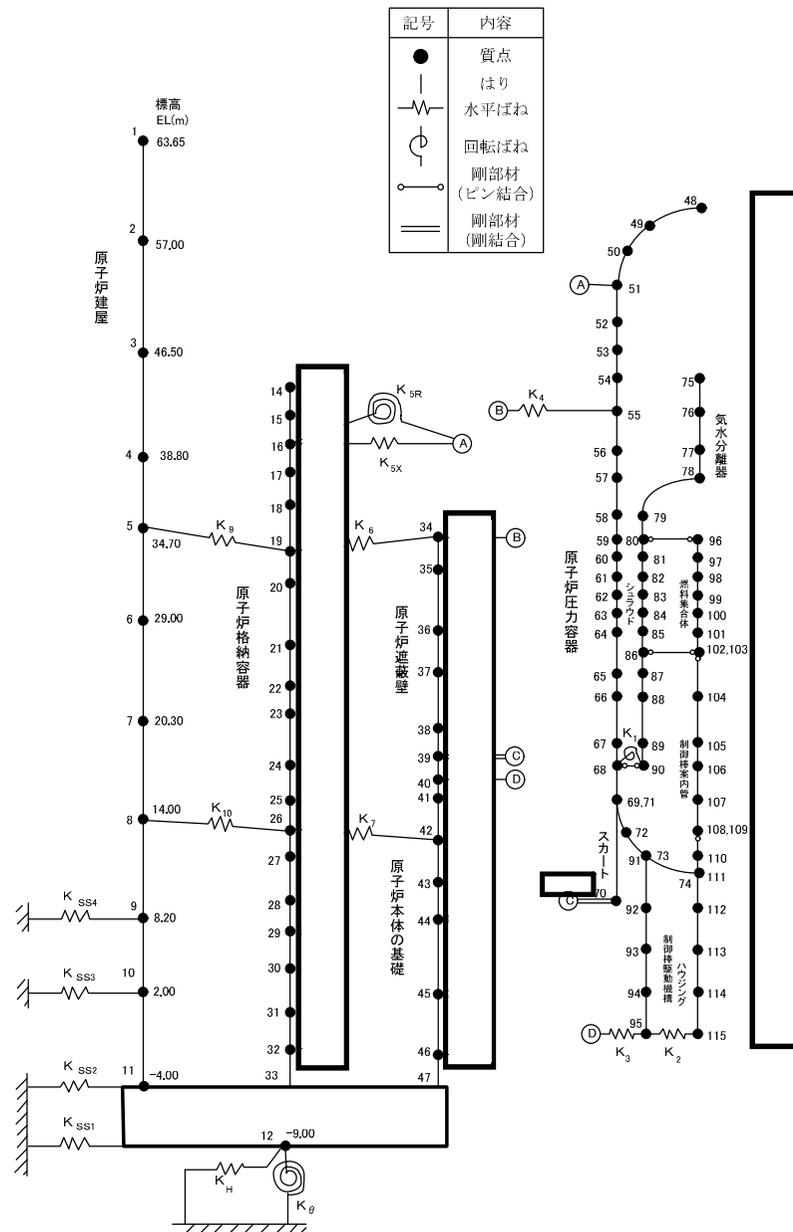


図 11 地震応答解析モデル：モデル②（今回工認）

## 2. シアラグ部のクリアランスについて

### 2.1 はじめに

P C Vと原子炉建屋シェル壁の間には空隙が設けられ、ドライウエルの上部及び下部に設置されたシアラグを介して水平方向地震荷重を伝達する構造になっている。

シアラグ部には、設計基準事象で設定する内圧及び熱膨張を考慮し、クリアランスを設けている。本資料において、重大事故等時の場合でもクリアランスが確保され、P C Vの健全性に影響がないことを以下に示す。

### 2.2 シアラグ部概略構造とクリアランス評価

シアラグ部は、P C V側のメイルシアラグとシェル壁側のフィメイルシアラグとから構成されており、P C V半径方向にクリアランスを設けている。上部及び下部シアラグの概略図を図 12 及び図 13 に示す。

このクリアランスにより、内圧及び熱膨張によりメイルシアラグとフィメイルシアラグとが接触しP C Vに過大な局部応力が生じることはない。

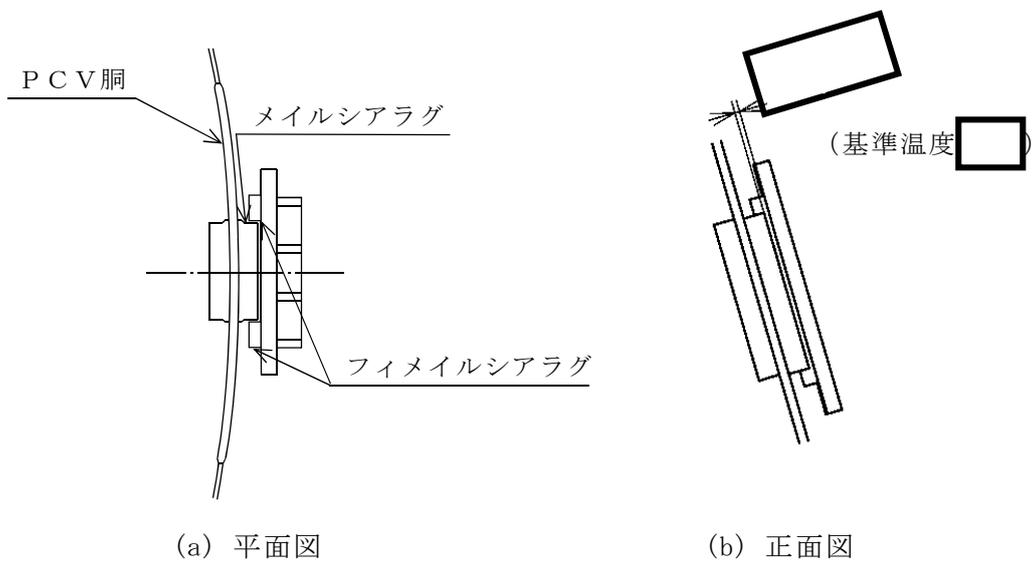


図 12 上部シアラグ概略図

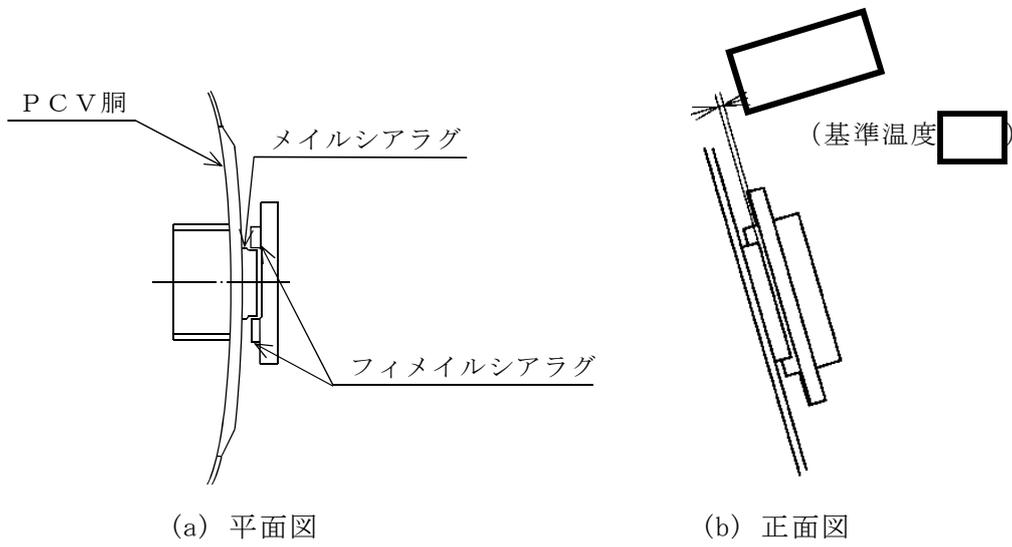


図 13 下部シアラグ概略図

当該部のクリアランスは、運転時及び事故時の温度条件によるPCV本体の変位と原子炉建屋シェル壁の変位の相対変位の分だけ減少することとなる。ここで、重大事故等時についてPCV本体と原子炉建屋シェル壁に想定する温度と圧力の組合せを表5のとおり整理した。

表5 PCV本体及び原子炉建屋シェル壁の重大事故等時の温度、圧力

PCV本体		原子炉建屋
温度	圧力	温度

※1：変位0の状態として基準温度  とする。

※2：PCV壁面での最大温度

※3：通常時運転温度

表5の整理に基づき、シアラグ部のクリアランスを評価した。評価結果を表6に示す。評価の結果、重大事故時等において、シアラグ部のクリアランスが確保されていることを確認した。

表6 シアラグ部のクリアランス評価

	クリアランス (mm)
上部シアラグ	
下部シアラグ	