

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-027 改 01
提出年月日	2023年8月4日

補足-027 工事計画に係る補足説明資料  
(機器配管系の耐震性についての説明書)

2023年8月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
VI-2-1-7 設計用床応答スペクトルの作成方針	補足-027-01 設計用床応答スペクトルの作成方法及び適用方法について
VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針 VI-2-2-1 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本体の基礎の地震応答計算書	補足-027-02 建物-機器連成解析に関する補足説明資料
VI-2 耐震性に関する説明書	補足-027-03 耐震評価における等価繰返し回数について
VI-2 耐震性に関する説明書	補足-027-04 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)
VI-2-5-3-1-2 管の耐震性についての計算書(主蒸気系) VI-2-5-3-2-1 管の耐震性についての計算書(給水系) VI-2-5-4-1-4 管の耐震性についての計算書(残留熱除去系) VI-2-5-5-1-3 管の耐震性についての計算書(高圧炉心スプレイ系) VI-2-5-5-2-3 管の耐震性についての計算書(低圧炉心スプレイ系) VI-2-5-6-1-3 管の耐震性についての計算書(原子炉隔離時冷却系) VI-2-5-7-1-6 管の耐震性についての計算書(原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系)	補足-027-05 弁の動的機能維持評価について

(次頁へ続く)

(前頁からの続き)

工認添付書類	補足説明資料
<p>VI-2-5-8-1-1 管の耐震性についての計算書（原子炉浄化系）</p> <p>VI-2-6-3-2-1-1 水圧制御ユニットの耐震性についての計算書</p> <p>VI-2-6-6-1-1 管の耐震性についての計算書（逃がし安全弁室素ガス供給系）</p> <p>VI-2-9-4-5-1-1 管の耐震性についての計算書（非常用ガス処理系）</p> <p>VI-2-9-4-5-2-1 管の耐震性についての計算書（可燃性ガス濃度制御系）</p> <p>VI-2-9-4-6-1-1 管の耐震性についての計算書（窒素ガス制御系）</p> <p>VI-2-10-2-11 隔離弁、機器・配管の耐震性についての計算書</p>	<p>補足-027-05 弁の動的機能維持評価について</p>
<p>VI-2 耐震性に関する説明書</p>	<p>補足-027-06 ケミカルアンカの高温環境下での使用について</p>
<p>VI-2-4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-6 計測制御系統施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-8 放射線管理施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-別添 1 火災防護設備の耐震性についての計算書</p>	<p>補足-027-07 加振試験について</p>

(次頁へ続く)

(前頁からの続き)

工認添付書類	補足説明資料
VI-2-別添 4 地下水位低下設備の耐震性に関する説明書 VI-2-別添 5 代替淡水源を監視するための設備の耐震性に関する説明書	補足-027-07 加振試験について
VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 VI-2-1-9 機能維持の基本方針 VI-2-10-2 浸水防護施設の耐震性に関する説明書 VI-2-別添 6 漂流防止装置の耐震性に関する説明書 VI-3-別添 3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算書	補足-027-08 浸水防護施設の耐震性に関する説明書の補足説明資料
VI-1-1-7-別添 2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針 VI-2-別添 3 可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書	補足-027-09 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

(次頁へ続く)



(前頁からの続き)

工認添付書類	補足説明資料
—	補足-027-10 機電分耐震計算書の補足について
VI-2-別添 1-1 火災防護設備の耐震計算の方針	補足-027-11 火災防護設備の耐震性に関する説明書の補足説明資料
VI-2-11-1 波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の耐震評価方針	補足-027-13 波及的影響を及ぼすおそれのある機器・配管系の耐震評価部位の考え方
VI-2-1-2 基準地震動 $S_s$ 及び弾性設計用地震動 $S_d$ の策定概要 補足-023-16 弾性設計用地震動 $S_d$ の設定について	補足-027-14 弾性設計用地震動 $S_d-1$ 及び基準地震動 $S_1$ による機器・配管系の耐震評価結果の比較
VI-2 耐震性に関する説明書	補足-027-15 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
—	補足-027-16 屋外重要土木構造物等における機器・配管系に対する影響検討

補足-027-01 設計用床応答スペクトルの作成方法及び適用方法について

## 目 次

1. 概要	1
2. 設計用床応答スペクトルの作成方法	2
2.1 設計用床応答スペクトルⅠの作成方法	4
2.2 設計用床応答スペクトルⅡの作成方法	12
3. 設計用床応答スペクトルの適用方法	13
3.1 適用する設計用床応答スペクトルの種類	13
3.2 地震応答解析における高振動数領域を考慮した入力震度の設定方法	14

別紙1 積雪ケースの設計用床応答スペクトルに対する影響について

別紙2 排気筒制震装置減衰係数上限・下限ケースの設計用床応答スペクトルに対する影響  
について

別紙3 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力

## 1. 概要

機器・配管系の評価においては、VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」に示すとおり、設計用床応答スペクトルとして、設計用床応答スペクトルⅠ、設計用床応答スペクトルⅡ、すべての固有周期における震度が設計用床応答スペクトルⅠを上回る床応答スペクトル、すべての固有周期における震度が設計用床応答スペクトルⅡを上回る床応答スペクトルのいずれかを用いる。

ここで、設計用床応答スペクトルⅠは、その作成過程において、応答スペクトルの拡幅や複数の応答スペクトルの包絡等の処理を行うことで、材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）等が機器・配管系の評価に及ぼす影響を予め織り込めるように配慮して作成する条件である。

設計用床応答スペクトルⅡは、保守的な条件で評価を行うことを目的として標準物性の解析ケース（以下「基本ケース」という。）における応答スペクトルの震度に1.5以上の一律の係数を乗じて作成するものであり、設計用床応答スペクトルⅠに対して余裕のある条件である。

すべての固有周期における震度が設計用床応答スペクトルⅠ（又はⅡ）を上回る床応答スペクトルは、評価作業の合理化や保守的な条件で評価を行うことを目的として、過去の評価の際に用いた設計用床応答スペクトルを活用して個別に設定した条件であり、すべての固有周期における震度が設計用床応答スペクトルⅠ（又はⅡ）を上回ることを確認している。

また、柔構造の機器・配管系の地震応答解析（弁の動的機能維持評価を除く）においては、より保守的な評価を行うため、設計用床応答スペクトルに対して高振動数領域（20～50Hz）を考慮した入力震度を設定し、1～50Hzの範囲で解析を実施している。

本資料は、これらの設計用床応答スペクトルの作成方法及び適用方法について説明するものである。

## 2. 設計用床応答スペクトルの作成方法

設計用床応答スペクトル(設計用床応答スペクトルⅠ及びⅡ並びに設計用床応答スペクトルⅠ(又は設計用床応答スペクトルⅡ)を上回る床応答スペクトル)の作成方法の概要を表1に示す。また、設計用床応答スペクトルⅠ及びⅡの作成方法の詳細を、2.1及び2.2項に示す。

表1 設計用床応答スペクトルの作成方法の概要

設計用床応答スペクトルの種類	作成方法	作成目的	対象
設計用床応答スペクトルⅠ	基本ケース 10%拡幅＋不確かさケース（1～20Hz） （2.1項参照）	材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した耐震評価用条件として作成	柔構造設備の耐震評価（弁の動的機能維持評価を除く）に適用
設計用床応答スペクトルⅡ	基本ケース 10%拡幅×1.5以上の係数（1～20Hz） 設計用床応答スペクトルⅡ＞設計用床応答スペクトルⅠとなるよう係数を設定（2.2項参照）	設計用床応答スペクトルⅠよりも保守的な条件で評価を行うために作成	
設計用床応答スペクトルⅠ（又はⅡ）を上回る床応答スペクトル	過去の評価に用いた床応答スペクトルを活用して個別に設定（1～20Hz）	評価作業の合理化及び設計用床応答スペクトルⅠ（又はⅡ）よりも保守的な条件で評価を行うために作成	
弁の動的機能維持評価用床応答スペクトル* <sup>1</sup>	基本ケース 10%拡幅＋不確かさケース（1～50Hz） （補足-027-05「弁の動的機能維持評価について」参照）	弁の動的機能維持評価において、高振動数領域まで適切に考慮するために作成* <sup>2</sup>	弁の動的機能維持評価に適用

注記\*1：VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」に示す設計用床応答スペクトルに加えて、弁の動的機能維持評価に適用するために作成した床応答スペクトルを併せて示す。

\*2：弁の動的機能維持評価は、機能確認済加速度と応答加速度の比較により健全性を確認する加速度評価であり、弁を支持する配管系の20Hz以上の領域の振動モードの影響を無視できないことから、20Hzを超える振動数領域まで考慮した地震応答解析により、弁駆動部の応答加速度を算定している。

## 2.1 設計用床応答スペクトル I の作成方法

### (1) 基本方針

設計用床応答スペクトル I の作成手順は図 1 に示すとおりである。以降、(2)項～(5)項で各項目の詳細な説明を行う。ここで、本資料では、材料物性の不確かさ等を考慮したケースを「不確かさケース」として扱うと共に、基本ケースの地震応答解析に基づく応答スペクトルを「応答スペクトル(基本ケース)」, 不確かさケースの地震応答解析に基づく応答スペクトルを「応答スペクトル(不確かさケース)」という。

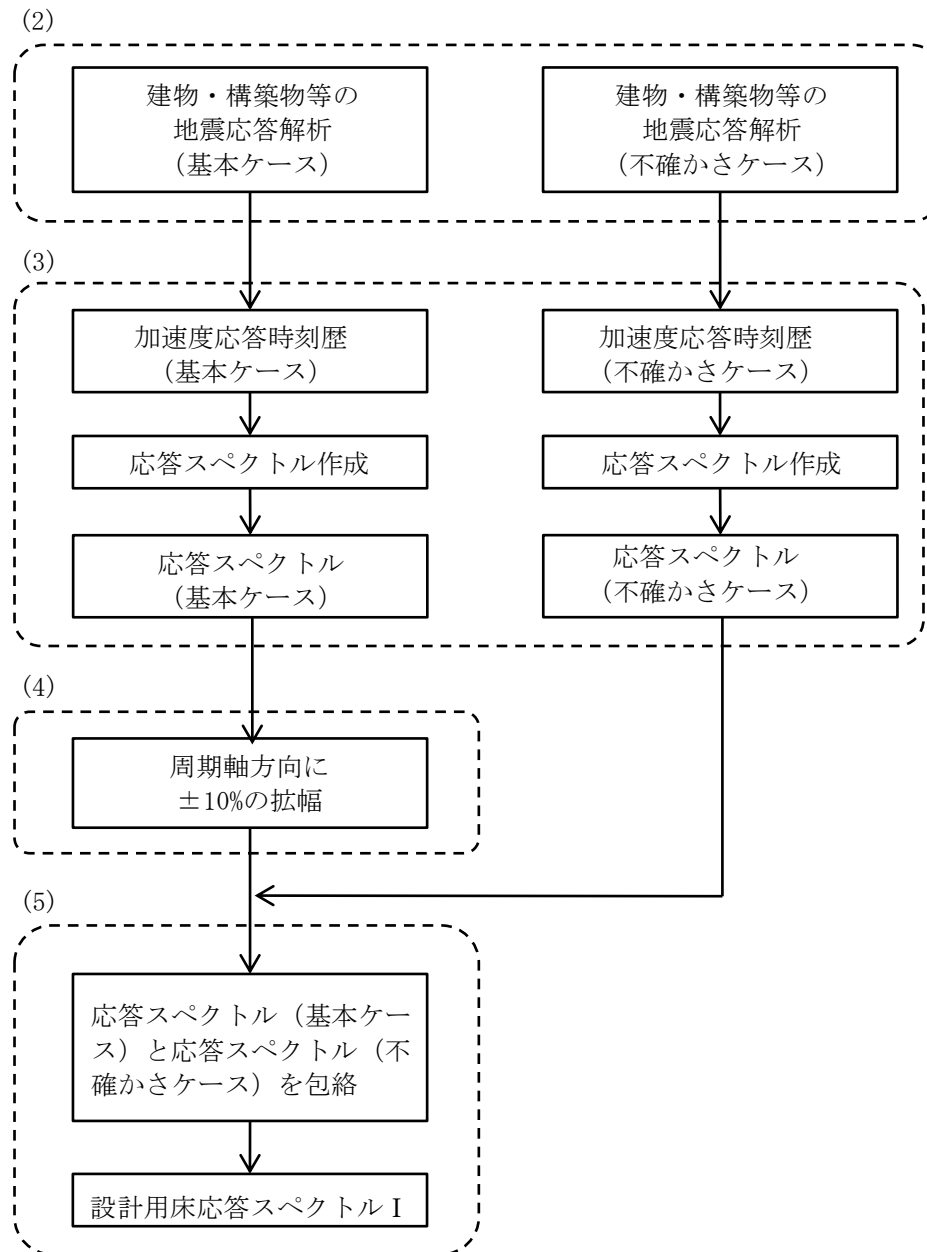


図 1 設計用床応答スペクトル I の作成手順

(2) 建物・構築物等の地震応答解析の実施

a. 設計用床応答スペクトルを作成する建物・構築物等の解析ケース

設計用床応答スペクトルを作成する建物・構築物等を表 2 に示す。また、建物・構築物の地震応答解析における解析ケースを表 3 に、土木構造物の地震応答解析における解析ケースを表 4 に示す。なお、表 3 及び表 4 は、各施設の地震応答計算書に記載される解析ケースを示すものである。

表 2 設計用床応答スペクトルを作成する建物・構築物等

分類	施設名称
建物・構築物	原子炉建物 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本体の基礎 制御室建物 タービン建物 廃棄物処理建物 緊急時対策所 排気筒 ガスタービン発電機建物
土木構造物	取水槽 屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒） B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物） 屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽） 第1ベントフィルタ格納槽 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 ガスタービン発電機用軽油タンク基礎 屋外配管ダクト（ガスタービン発電機用軽油タンク～ガスタービン発電機） 防波壁（波返重力擁壁）



表3 地震応答解析を実施する解析ケース（建物・構築物）

施設名称	地震応答 計算書	基本ケース	不確かさケース				
		ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6
		工認モデル	地盤物性 + $\sigma$	地盤物性 - $\sigma$	積雪* <sup>1, 3</sup>	排気筒制震装置 減衰係数上限* <sup>2, 3</sup>	排気筒制震装置 減衰係数下限* <sup>2, 3</sup>
原子炉建物	VI-2-2-2	○	○	○	○	—	—
炉心, 原子炉压力容器及び 原子炉内部構造物並びに 原子炉本体の基礎	VI-2-2-1	○	○	○	—	—	—
制御室建物	VI-2-2-5	○	○	○	○	—	—
タービン建物	VI-2-2-7	○	○	○	○	—	—
廃棄物処理建物	VI-2-2-9	○	○	○	○	—	—
緊急時対策所	VI-2-2-11	○	○	○	○	—	—
排気筒	VI-2-2-13	○	○	○	—	○	○
ガスタービン発電機建物	VI-2-2-16	○	○	○	○	—	—

注記\*1：地震荷重と組み合わせる積雪荷重は、発電所敷地に最も近い気象官署である松江地方気象台で観測された観測史上1位の月最深積雪100cmに平均的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮して算出する（VI-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち、VI-1-1-3-1-1「発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」参照）。

\*2：排気筒には制震装置を設置していることから、不確かさケースとして、減衰係数のばらつきを考慮する。

\*3：機器・配管系の設計用床応答スペクトル作成においては、応答への影響が小さいことから考慮しない（別紙1、別紙2参照）。

表 4 地震応答解析を実施する解析ケース（土木構造物）（1/2）

施設名称		地震応答 計算書	全応力解析を基本ケースとする場合			有効応力解析を基本ケースとする場合			
			基本ケース	不確かさケース		基本ケース	不確かさケース		
			ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4
			・標準地盤 ・全応力解析	・地盤物性+ $\sigma$ ・全応力解析	・地盤物性- $\sigma$ ・全応力解析	・標準地盤 ・有効応力解析	・地盤物性+ $\sigma$ ・有効応力解析	・地盤物性- $\sigma$ ・有効応力解析	・地盤物性+ $\sigma$ ・全応力解析
取水槽	NS 断面	VI-2-2-18	○	○	○	—	—	—	—
	EW 断面 (海水ポンプエリア, 除じん機エリア)		—	—	—	○	○	○	○
屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)		VI-2-2-20	○	○	○	—	—	—	—
B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽		VI-2-2-22	○	○	○	—	—	—	—
屋外配管ダクト (B-ディーゼル燃料貯蔵 タンク～原子炉建物)	復水貯蔵タンク連絡ダクト (F) 燃料移送系配管ダクト	VI-2-2-24	○	○	○	—	—	—	—
	復水貯蔵タンク連絡ダクト (G)		—	—	—	○	○	○	○
屋外配管ダクト (タービン建物～放水槽)	NS 断面	VI-2-2-26	○	○	○	—	—	—	—
	NS 断面 (立坑部)		—	—	—	○	○	○	○
EW 断面	—		—	—	○	○	○	○	

表 4 地震応答解析を実施する解析ケース（土木構造物）（2/2）

施設名称		地震応答 計算書	全応力解析を基本ケースとする場合			有効応力解析を基本ケースとする場合			
			基本ケース	不確かさケース		基本ケース	不確かさケース		
			ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4
			・標準地盤 ・全応力解析	・地盤物性+ $\sigma$ ・全応力解析	・地盤物性- $\sigma$ ・全応力解析	・標準地盤 ・有効応力解析	・地盤物性+ $\sigma$ ・有効応力解析	・地盤物性- $\sigma$ ・有効応力解析	・地盤物性+ $\sigma$ ・全応力解析
第 1 ベントフィルタ格納槽	NS 断面 (銀ゼオライト容器エ リア, スクラバ容器エ リア)	VI-2-2-30	○	○	○	—	—	—	—
	EW 断面		—	—	—	○	○	○	○
低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽		VI-2-2-32	○	○	○	—	—	—	—
ガスタービン発電機用軽油タンク基礎		VI-2-2-35	○	○	○	—	—	—	—
屋外配管ダクト (ガスタービン発電機用軽油タンク～ ガスタービン発電機)		VI-2-2-37	○	○	○	—	—	—	—
防波壁 (波返重力擁壁)		VI-2-10-2-2-1	—	—	—	○	○	○	—

b. 誘発上下動の考慮

VI-2-1-6「地震応答解析の基本方針」に基づき、廃棄物処理建物以外については、すべての解析ケースにおいて接地率が65%を上回るため、誘発上下動は考慮しない。

なお、廃棄物処理建物については、基準地震動 $S_s$ に対して、接地率が65%を上回っているものの、誘発上下動を考慮可能なジョイント要素（付着力考慮）を用いた3次元FEMモデルを採用していることを踏まえて、すべての解析ケースで誘発上下動を考慮する。

また、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震応答解析においては、すべての解析ケースにおいて接地率が65%を上回るため、誘発上下動は考慮しない。

誘発上下動を考慮する場合、誘発上下動を考慮しない応答加速度時刻歴に加えて、誘発上下動を考慮した応答加速度時刻歴を以下の方法で作成し、誘発上下動考慮・非考慮の全ケースにおける最大応答加速度及び床応答スペクトルを算出し、包絡したものを設計に使用する。

**【誘発上下動を考慮した応答加速度時刻歴の作成方法】**

鉛直方向地震力に対する鉛直方向の応答時刻歴に、誘発上下動の応答時刻歴を時々刻々加算及び減算をする。

- $V + V_{NS}$
- $V - V_{NS}$
- $V + V_{EW}$
- $V - V_{EW}$

ここで、

$V$  : 鉛直方向地震力に対する鉛直方向の応答時刻歴

$V_{NS}$  : NS方向地震力に対する誘発上下動の応答時刻歴

$V_{EW}$  : EW方向地震力に対する誘発上下動の応答時刻歴

(3) 応答スペクトルの作成

(2)項で示した地震応答解析(基本ケース及び不確かさケース)から得られる加速度応答時刻歴を入力波として、応答スペクトルを作成する。

なお、応答スペクトル作成において、表3に示す不確かさケースのうち、ケース4(積雪)、ケース5(排気筒制震装置減衰係数上限)、ケース6(排気筒制震装置減衰係数下限)については、影響が小さいことから考慮しない(別紙1, 別紙2参照)。

(4) 機器の固有周期のずれ等の影響の考慮

(3)項で作成した応答スペクトル(基本ケース)に対して、J E A G 4 6 0 1 -1987を参照し、機器の固有周期のずれや地盤物性、建物剛性、地盤ばね定数、減衰定数、模擬地震波の位相特性等といった因子の変動に伴う応答スペクトルの変動の影響をカバーすることを目的として、周期軸方向に±10%拡幅することとする(図2参照)。

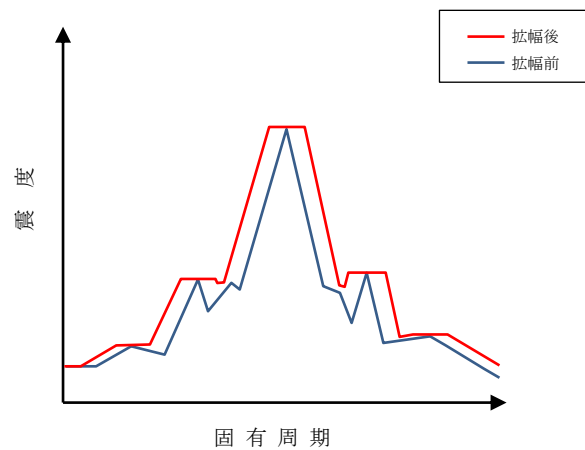


図2 機器の固有周期のずれ等の影響を考慮した応答スペクトル

(5) 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響の考慮

(4)項で作成したものと、(3)項で作成した応答スペクトル(不確かさケース)を包絡させることにより、材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響について配慮を行い、これを設計用床応答スペクトルIとする(図3参照)。

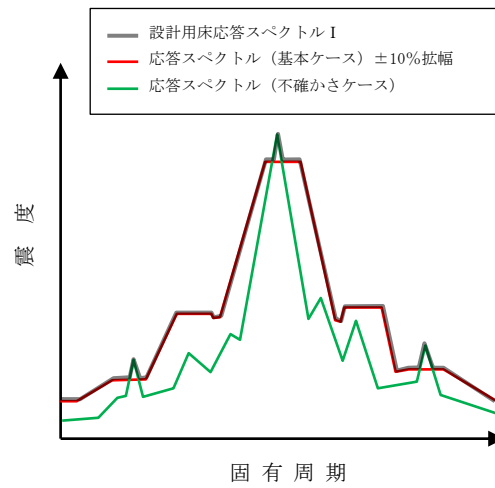


図3 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響を考慮した応答スペクトル

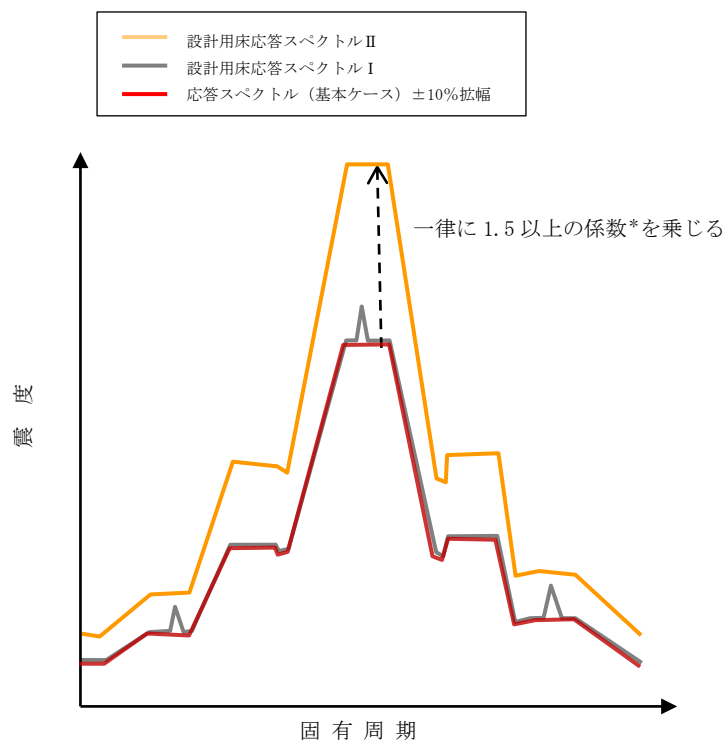
## 2.2 設計用床応答スペクトルⅡの作成方法

設計用床応答スペクトルⅡは、設計用床応答スペクトルⅠに対して余裕のある条件により機器・配管系の耐震設計を行うことを目的として作成した床応答スペクトルであり、2.1(4)項で作成した応答スペクトルの震度に対して全固有周期にわたって一律に1.5以上の係数を乗じて作成したものである（図4参照）。

応答スペクトルに乗じる係数は基本的に1.5とするが、係数1.5を乗じて作成した床応答スペクトルが設計用床応答スペクトルⅠを包絡しない場合には、設計用床応答スペクトルⅡが設計用床応答スペクトルⅠを包絡するように1.5を上回る係数(1.6, 1.7等)を設定する。

ここで、設計用床応答スペクトルⅠは、2.1(5)項に示した方法で材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響を考慮しているため、設計用床応答スペクトルⅡもその影響を考慮したものとなる。

なお、設計用震度Ⅱについても、設計用床応答スペクトルⅡと同様の考え方で作成する。



注記\*：係数1.5を乗じて作成した床応答スペクトルが設計用床応答スペクトルⅠを包絡しない場合には、設計用床応答スペクトルⅠを包絡するように1.5を上回る係数(1.6, 1.7等)を設定

図4 設計用床応答スペクトルⅡの設定方法

### 3. 設計用床応答スペクトルの適用方法

#### 3.1 適用する設計用床応答スペクトルの種類

柔構造の機器・配管系の耐震評価においては、設計用床応答スペクトルⅠ，設計用床応答スペクトルⅡ，すべての固有周期における震度が設計用床応答スペクトルⅠを上回る床応答スペクトル，すべての固有周期における震度が設計用床応答スペクトルⅡを上回る床応答スペクトルのいずれかを用いる。

機器・配管系の評価に用いる設計用床応答スペクトルの一例を図5に示す。

ここで、設計用床応答スペクトルⅠ，設計用床応答スペクトルⅡは、それぞれ「2.」，「3.」に示した方法で、材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響を予め織り込んでいるため、機器・配管系の評価において、いずれの条件を用いた場合でも、その結果は、材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響を考慮したものとなる。また、各設備の耐震計算書に適用する設計用床応答スペクトル，設計用震度，地震荷重（せん断力，モーメント，配管反力等）を別紙3に示す。

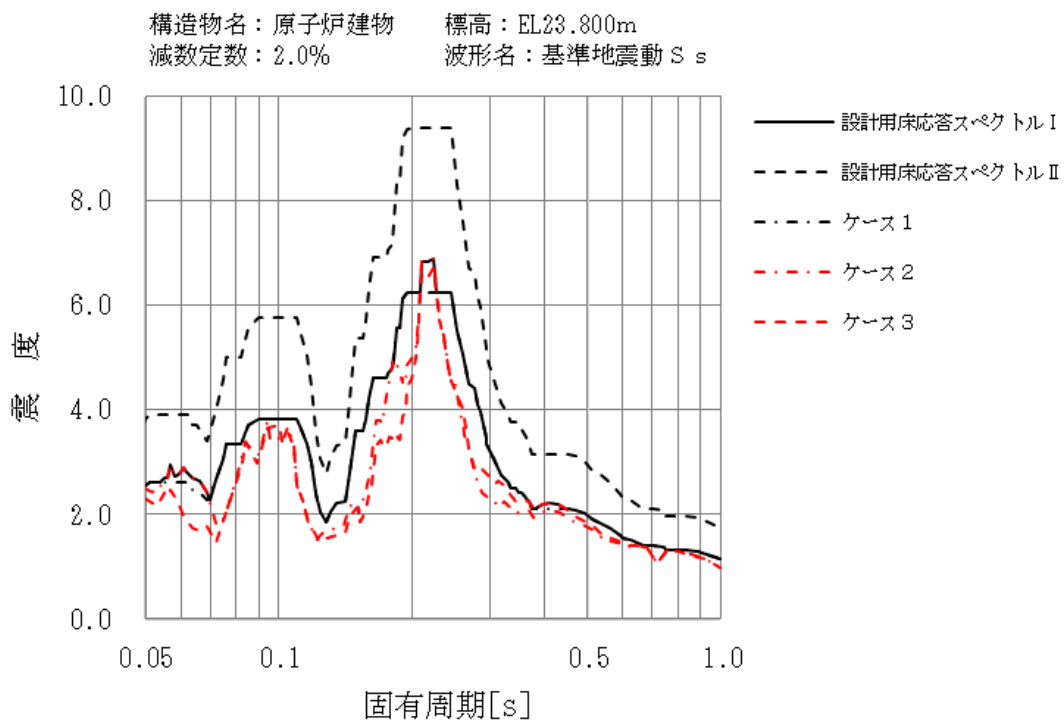


図5 設計用床応答スペクトルの例



### 3.2 地震応答解析における高振動数領域を考慮した入力震度の設定方法

柔構造の機器・配管の地震応答解析（弁の動的機能維持評価を除く）において、より保守的な評価を行うため、高振動数領域を考慮した入力震度を以下の方法にて設定し、1～50Hz の範囲で解析を実施する（設定の妥当性については、補足-027-15「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」における「6. 動的解析法の妥当性確認」参照）。

[高振動数領域を考慮した入力震度の設定方法] \*

高振動数領域を考慮した入力震度の設定方法を図6に示す。J E A G 4 6 0 1 -1987に従い周期 0.05 秒以上(20Hz 以下)の領域について 2. 及び 3. で示した方法にて設計用床応答スペクトルを作成し、さらに、周期 0.05 秒未満(20Hz 超)の領域について、応答増幅を考慮しない剛な領域として扱う。ただし、床応答スペクトルの連続性に配慮して 0.05 秒 (20Hz) と 0.045 秒 (22.2Hz) の間の領域については、20Hz までの応答を拡幅して設定し、0.045 秒 (22.2Hz) と 0.033 秒 (30Hz) の間の領域については直線補間する（図6②参照）。

これは、J E A G 4 6 0 1 -1987 の「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出する。」のとおり、20Hz超の領域についてはスペクトルを定める必要はないが、工学的判断で一定の保守性を考慮したものである。

注記\*：「昭和55年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書 別冊2（機器系）」 昭和56年6月軽水炉改良標準化耐震設計小委員会（図7）」を参照して設定

なお、弁の動的機能維持評価においては以下の方法で設定した入力震度を適用せず、1～50Hz の周期範囲において計算して作成した床応答スペクトルを適用して評価する（図6③及び補足-027-05「弁の動的機能維持評価について」参照）。

- ①設計用床応答スペクトル（1～20Hzの範囲で作成）
- - - ②設計用床応答スペクトルに対して高振動数領域（20～50Hz）を考慮した入力震度
- ③弁の動的機能維持評価用床応答スペクトル（1～50Hzの範囲で作成）

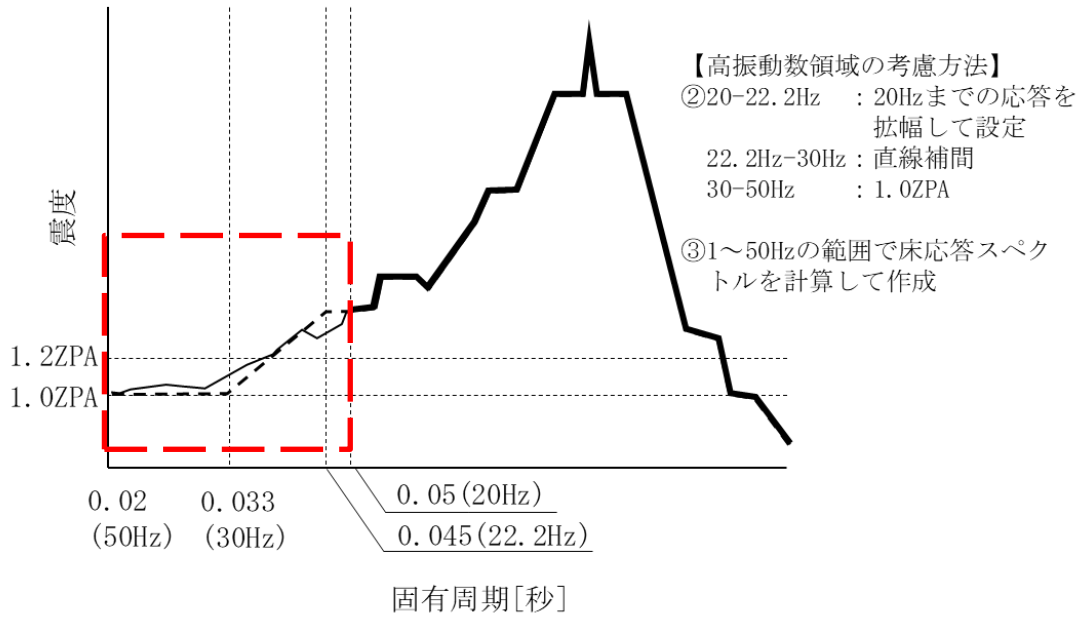


図6 高振動数領域を考慮した入力震度の設定方法



図7 「昭和55年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書 別冊2（機器系）」  
昭和56年6月軽水炉改良標準化耐震設計小委員会（抜粋）

## 積雪ケースの設計用床応答スペクトルに対する影響について

## 1. はじめに

本文表 2-1 に示すとおり、原子炉建物等の地震応答解析においては、不確かさケースの 1 つとして積雪荷重との組合せを考慮した地震応答解析（以下「積雪ケース」という。）を実施しているが、VI-2-2-1「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本体の基礎の地震応答計算書」における原子炉建物、原子炉格納容器、ガンマ線遮蔽壁、原子炉圧力容器ペDESTAL、原子炉圧力容器、原子炉内部構造物等を連成させた原子炉本体地震応答解析モデルによる地震応答解析及び原子炉建物等の機器・配管系の設計用床応答スペクトル作成においては応答への影響度が小さいことを踏まえて積雪ケースを考慮していない。

本資料は、機器・配管系の設計用床応答スペクトルに対する積雪ケースの影響について確認し、積雪ケースを考慮しないことの妥当性を説明するものである。なお、積雪ケースの応答は、補足-024-01 別紙 3-5「積雪荷重の考慮による建物応答への影響について」他に示す。

## 2. 確認方針

基準地震動  $S_s$  のうち位相特性の偏りがなく、全周期帯において安定した応答を生じさせ、機器・配管系の耐震性評価において支配的な  $S_s-D$  を代表として、原子炉建物地震応答解析モデルにおける積雪ケースの地震応答解析結果から、原子炉建物代表フロア（EL42.8m, 15.3m, 1.3m）における床応答スペクトル及び最大応答加速度を算出し、 $S_s-D$  の基本ケースにおける床応答スペクトル及び最大応答加速度との比較を実施する。

## 3. 確認結果

$S_s-D$  の基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトルの比較を図 1~3、最大応答加速度の比較を表 1 に示す。比較の結果、積雪ケースと基本ケースの床応答スペクトル及び最大応答加速度は同等であり、積雪荷重との組合せの影響は軽微である。

なお、設計用床応答スペクトル作成においては基本ケースの床応答スペクトルを周期方向に  $\pm 10\%$  拡幅して使用することから、積雪ケースの床応答スペクトルは設計用床応答スペクトルにほぼ包絡される。

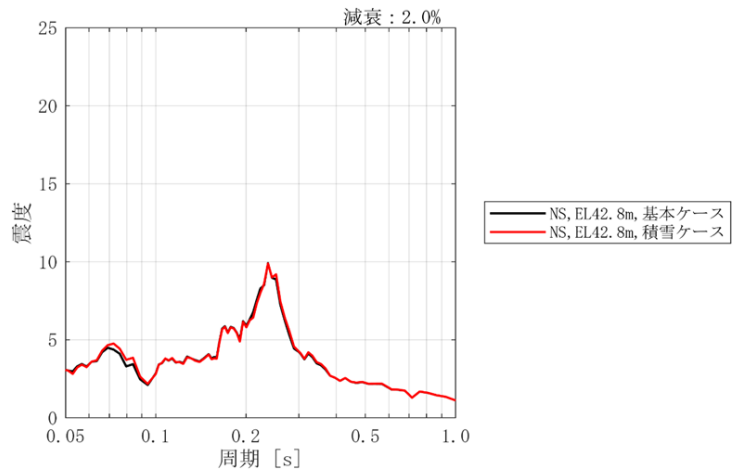


図 1-1 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL42.8m, NS 方向】

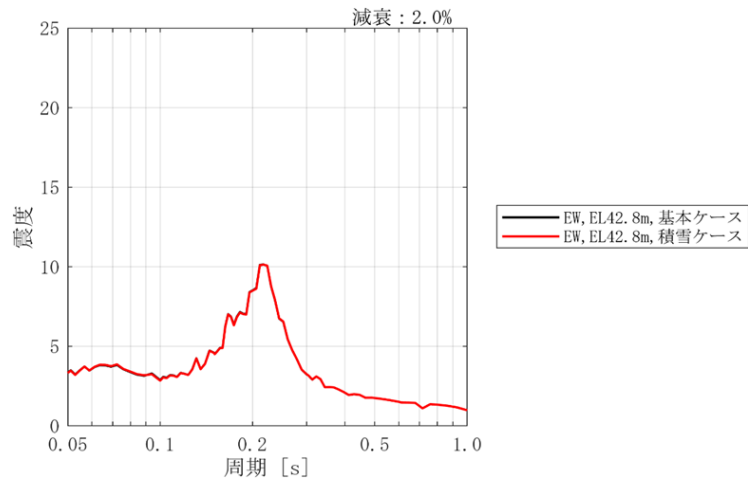


図 1-2 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL42.8m, EW 方向】

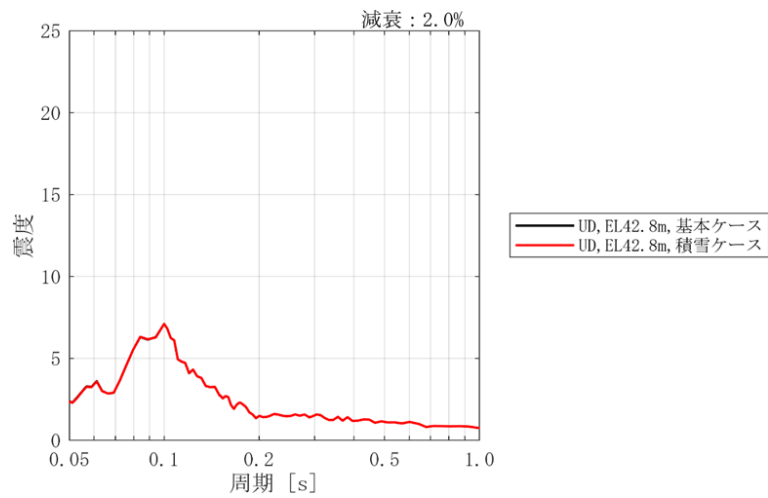


図 1-3 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL42.8m, 鉛直方向】

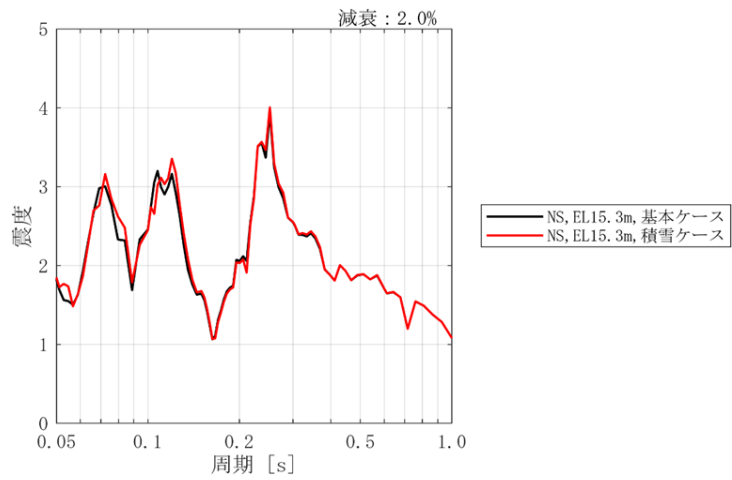


図 2-1 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL15.3m, NS 方向】

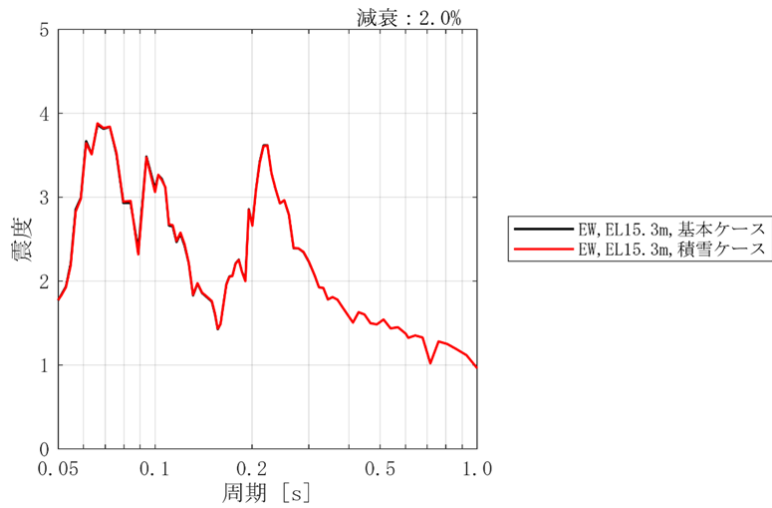


図 2-2 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL15.3m, EW 方向】

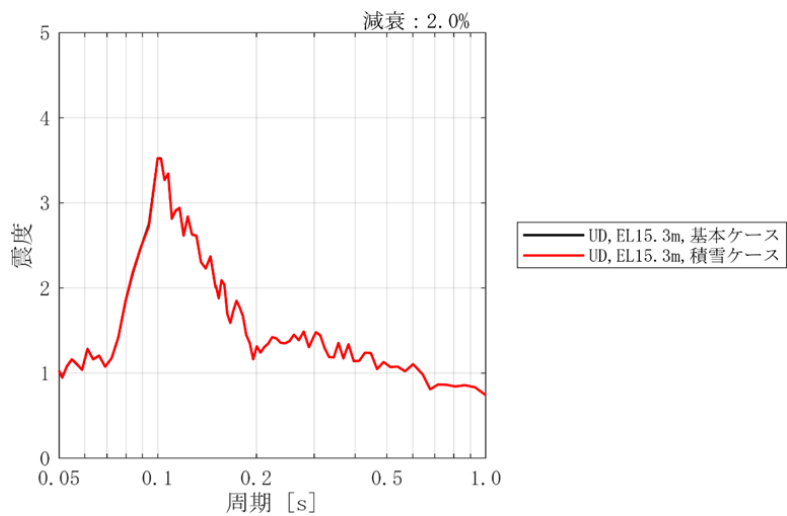


図 2-3 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL15.3m, 鉛直方向】

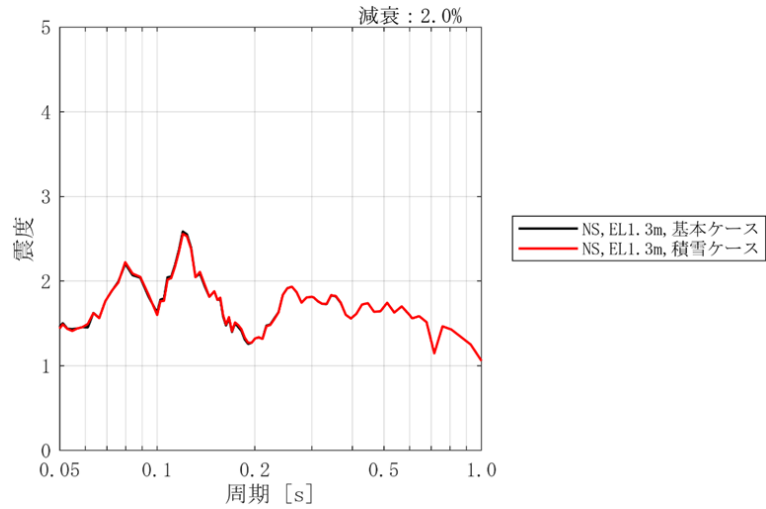


図 3-1 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL1.3m, NS 方向】

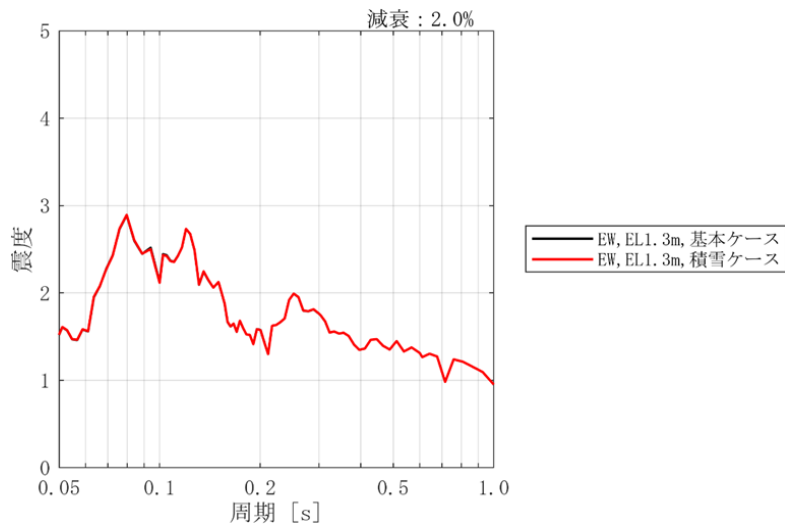


図 3-2 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL1.3m, EW 方向】

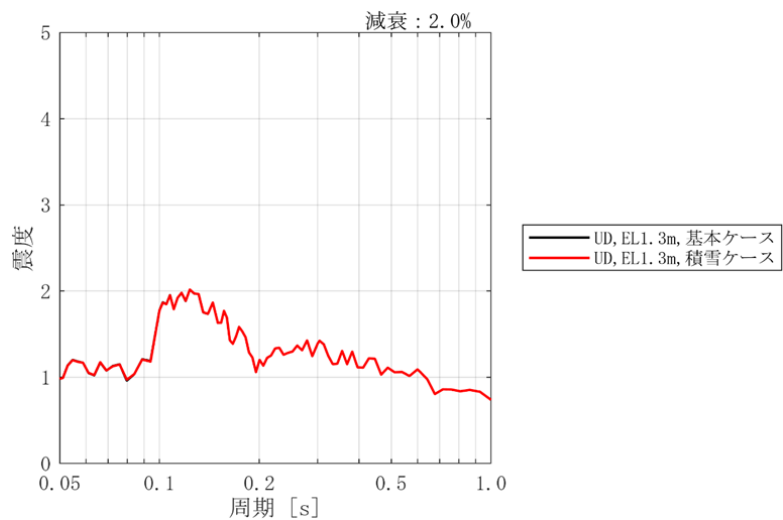


図 3-3 基本ケースと積雪ケースの床応答スペクトル【S s -D, EL1.3m, 鉛直方向】

表1 基本ケースと積雪ケースの最大応答加速度 ( $\times 9.80665\text{m/s}^2$ ) (S s - D)

EL(m)	方向	基本ケース	積雪ケース
42.8	NS	1.28	1.27
	EW	1.41	1.41
	鉛直	1.19	1.18
15.3	NS	0.88	0.89
	EW	0.86	0.87
	鉛直	0.71	0.71
1.3	NS	0.71	0.71
	EW	0.78	0.79
	鉛直	0.58	0.58

#### 4. まとめ

原子炉建物地震応答解析モデルによる地震応答解析から算出した床応答スペクトル及び最大応答加速度に対する積雪ケースの影響は小さく、他の建物においても、積雪ケースの影響は原子炉建物と同程度と考えられることから、原子炉建物等の設計用床応答スペクトル作成において積雪ケースを考慮しないことは妥当である。

また、原子炉本体地震応答解析モデルは原子炉建物と接続されており、大型機器側のモデルは基本ケースと積雪ケースで同一かつ原子炉建物の応答は両ケースで同等であることから、原子炉本体地震応答解析モデルにおいて、積雪ケースを考慮しないことは妥当である。

## 排気筒制震装置減衰係数上限・下限ケースの設計用床応答スペクトルに対する影響について

## 1. はじめに

本文表 2-1 に示すとおり，排気筒の地震応答解析においては，不確かさケースとして排気筒に設置する 8 台の制震装置（粘性ダンパ）の減衰係数が上限（標準値の 1.3 倍）のケース（以下「減衰係数上限ケース」という。）及び減衰係数が下限（制震装置 7 台かつ標準値の 0.7 倍）のケース（以下「減衰係数下限ケース」という。）における地震応答解析を実施しているが，機器・配管系の設計用床応答スペクトル作成においては応答への影響度が小さいことを踏まえて減衰係数上限ケース及び減衰係数下限ケースを考慮していない。

本資料は，機器・配管系の設計用床応答スペクトルに対する減衰係数上限ケース及び減衰係数下限ケースの影響について確認し，減衰係数上限ケース及び減衰係数下限ケースを考慮しないことの妥当性を説明するものである。なお，排気筒の減衰係数上限ケース及び減衰係数下限ケースの応答は，補足-024-06 別紙 2-2「材料物性の不確かさを考慮した地震応答解析結果」に示す。

## 2. 確認方針

基準地震動  $S_s$  のうち位相特性の偏りがなく，全周期帯において安定した応答を生じさせ，機器・配管系の耐震性評価において支配的な  $S_s-D$  を代表として，排気筒地震応答解析モデルにおける減衰係数上限・下限ケースの地震応答解析結果から，排気筒における床応答スペクトル及び最大応答加速度を算出し， $S_s-D$  の基本ケースにおける床応答スペクトル及び最大応答加速度との比較を実施する。

## 3. 確認結果

$S_s-D$  の基本ケース，減衰係数上限ケース，減衰係数下限ケースの床応答スペクトルの比較を図 1~2，最大応答加速度の比較を表 1 に示す。比較の結果，減衰係数上限・下限ケースと基本ケースの床応答スペクトル及び最大応答加速度は同等であり，減衰係数上限・下限ケースの影響は軽微である。



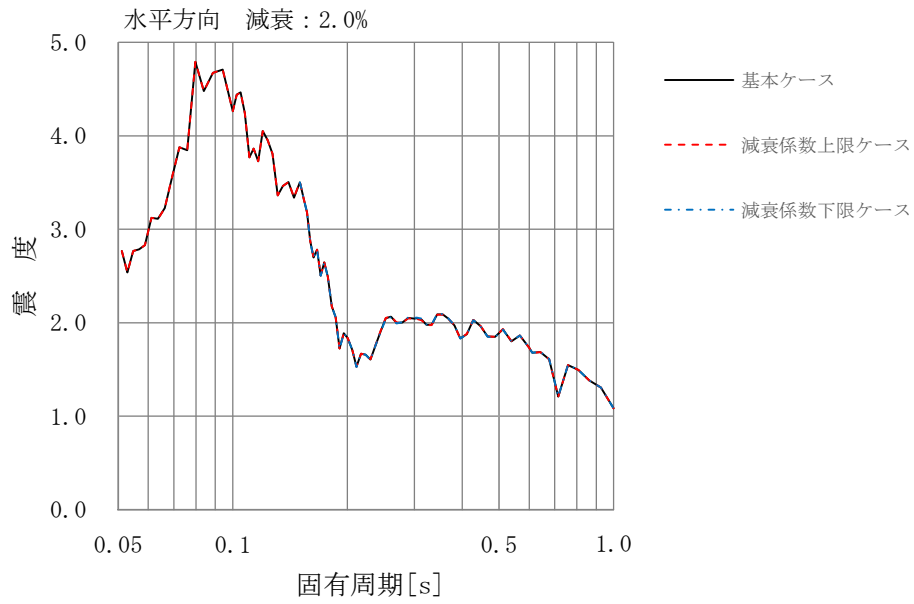


図 1-1 基本ケースと減衰係数上限・下限ケースの床応答スペクトル  
【S s - D, EL8.8~8.5m, 水平方向】

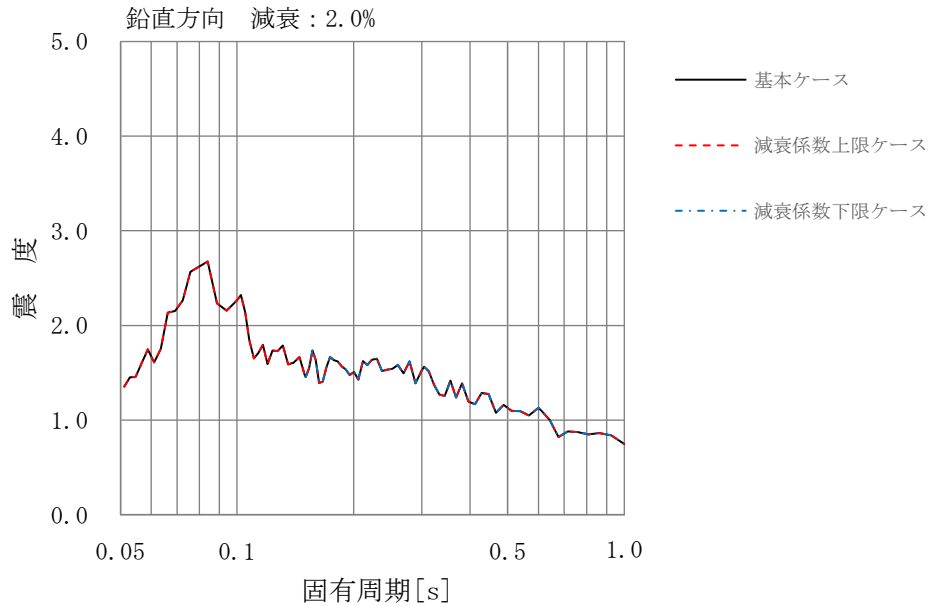


図 1-2 基本ケースと減衰係数上限・下限ケースの床応答スペクトル  
【S s - D, EL8.8~8.5m, 鉛直方向】

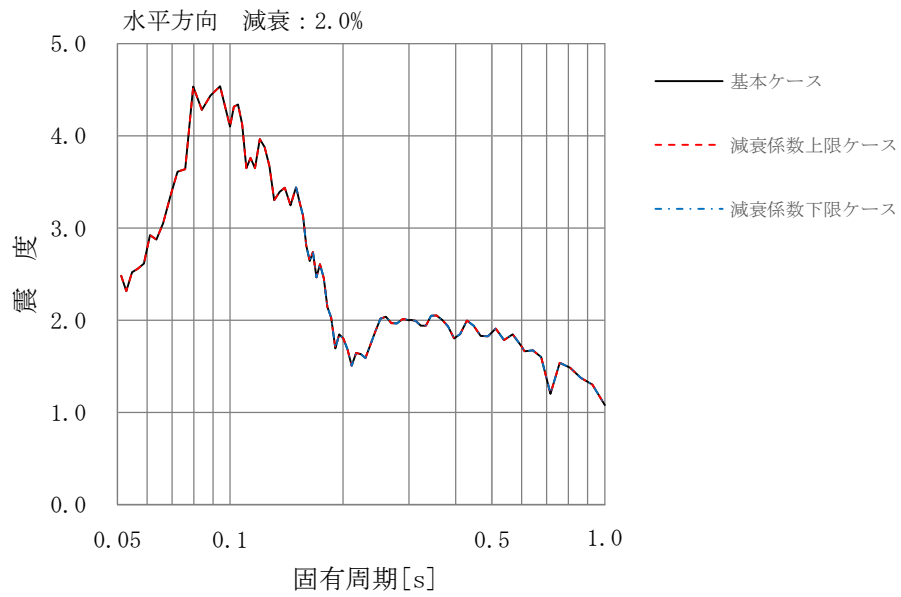


図 2-1 基本ケースと減衰係数上限・下限ケースの床応答スペクトル  
【S s - D, EL3.5m, 水平方向】

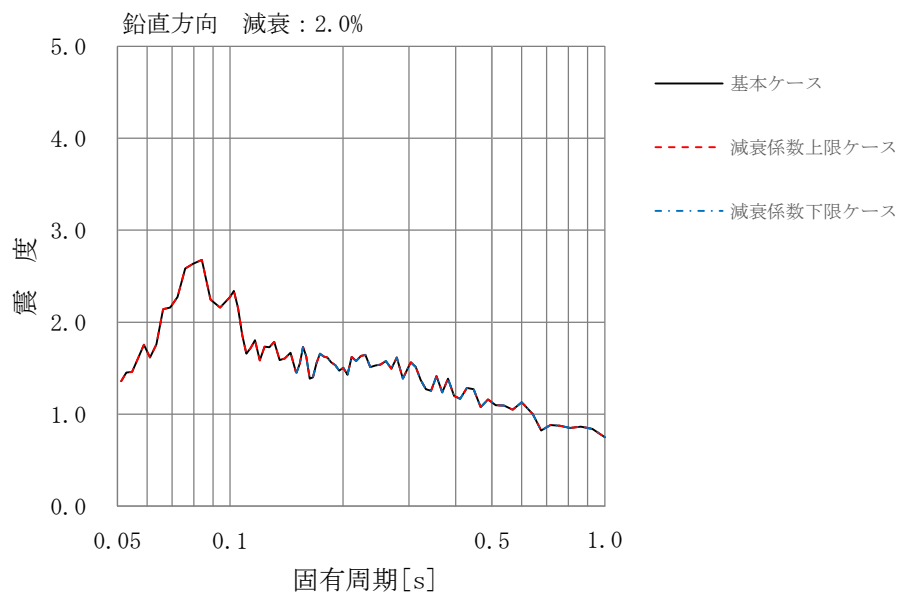


図 2-2 基本ケースと減衰係数上限・下限ケースの床応答スペクトル  
【S s - D, EL3.5m, 鉛直方向】

表1 基本ケースと減衰係数上限・下限ケースの最大応答加速度 ( $\times 9.80665\text{m/s}^2$ ) (S s - D)

EL (m)	方向	基本ケース	減衰係数 上限ケース	減衰係数 下限ケース
69.5*	水平	0.77	0.77	0.78
	鉛直	0.92	0.92	0.93
62.2*	水平	0.88	0.88	0.87
	鉛直	0.92	0.93	0.92
8.8~8.5	水平	1.07	1.07	1.07
	鉛直	0.67	0.67	0.67
3.5	水平	1.06	1.06	1.06
	鉛直	0.67	0.67	0.67

注記\* : 排気筒 EL69.5m~62.2m 間に津波監視カメラ (剛構造設備) を設置予定

#### 4. まとめ

排気筒地震応答解析モデルによる地震応答解析から算出した床応答スペクトル及び最大応答加速度に対する減衰係数上限ケース及び減衰係数下限ケースの影響は小さく, 設計用床応答スペクトル作成において減衰係数上限ケース及び減衰係数下限ケースを考慮しないことは妥当である。

## 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力

各設備の耐震計算書に適用する設計用床応答スペクトル、設計用震度、原子炉建物—大型機器連成解析に係る設備に適用する設計用荷重(せん断力、モーメント、配管反力等)(以下本資料では総称して「設計用地震力」という。)を表 2 に整理する。

表 2 では、設計用地震力を以下の 4 種類に区別する。

- ・設計用 I
- ・設計用 II
- ・設計用 I を上回る
- ・設計用 II を上回る

ここで、「設計用 I」及び「設計用 II」は、VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」に示す設計用床応答スペクトル及び設計用震度、VI-2-2-1「炉心、原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示す設計用荷重である。ただし、設計用荷重については対象となる機器が限定されているため、機器毎に設計用荷重 I に対する余裕度を必要に応じて設定して評価を行うことから、「設計用 II」は設定しない。

また、「設計用 I を上回る」「設計用 II を上回る」は、評価作業の合理化や保守的な条件で評価を行うことを目的として、下記の方法で個別に設定した設計用地震力であり、それぞれ設計用 I、設計用 II による値を上回ることを確認している。ただし、設計用荷重については上述の理由から「設計用 II を上回る」は設定しない。

- ・過去の評価(建設時工認での評価、耐震設計審査指針改定時の耐震安全性評価等)の際に用いた設計用最大応答加速度又は地震荷重を活用するもの
- ・配管反力の算出に先立ち工学的判断により定めた地震荷重を用いて評価を行うもの

表 2 においては「設計用 I」、「設計用 II」、「設計用 I を上回る」「設計用 II を上回る」を用いている場合に、それぞれ「I」、「II」、「I を上回る」「II を上回る」と表記し、同一の耐震計算書で複数種類の耐震条件を使用する場合は「分類等」欄に表 1 の分類を記載している。

なお、各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力の種類については、基本的に「設計用 II」を用いるが、評価結果が厳しい場合や過去の評価が活用可能なことを確認した場合など設備ごとに適切に使い分ける。

表1 同一の耐震計算書で複数種類の耐震条件を使用する場合の分類

分類		内容	設備例
a	機器別	同一の耐震計算書に複数の機器が存在し、機器毎（管についてはモデル毎）に条件を使い分けしているもの	・ドレン移送系配管
b	S <sub>s</sub> / S <sub>d</sub> 別	S <sub>s</sub> を用いた評価とS <sub>d</sub> を用いた評価で条件を使い分けしているもの	・原子炉補機冷却系熱交換器
c	弁動的	構造強度評価と弁動的機能維持評価で条件を使い分けしているもの	・高圧炉心スプレイ系配管
d	機器動的	構造強度評価と動的・電氣的機能維持評価で条件を使い分けしているもの	・残留熱除去ポンプ
e	条件種類別	評価に適用する条件の種類（設計用床応答スペクトル・設計用震度・設計用荷重）によって条件を使い分けしているもの	・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (1/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力, モーメント, 配管反力等)	表1におお分類等
			構造強度評価	動的・電気的機能維持評価		
VI-1	説明書	—	—	—	—	—
VI-1-2	原子炉本体の説明書	—	—	—	—	—
VI-1-2-1	原子炉本体の基礎に 関る説明書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2	耐震性に 関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-1	耐震設計の基本方針	—	—	—	—	—
VI-2-2	耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に 関る説明書	—	—	—	—	—
VI-2-3	原子炉本体の耐震性に 関る説明書	—	—	—	—	—
VI-2-3-1	原子炉本体の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-3-2	炉心の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-3-2-1	燃料集合体の耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	I	e. (条件種類別)
VI-2-3-2-2	炉心支持構造物の耐震性 についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-3-2-2-1	炉心支持構造物の応力解析の方針	—	—	—	—	—
VI-2-3-2-2-2	炉心シュラウドの耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-2-2-3	シュラウドサポートの耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-2-2-4	上部格子板の耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-2-2-5	炉心支持板の耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-2-2-6	燃料支持金具の耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-2-2-7	制御棒案内管の耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-3	原子炉圧力容器の耐震性 についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-3-3-1	原子炉圧力容器本体の耐震性 についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-3-3-1-1	原子炉圧力容器の応力解析の方針	—	—	—	—	—
VI-2-3-3-1-2	原子炉圧力容器の耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	Iを上回る	—
VI-2-3-3-2	原子炉圧力容器付属構造物の耐震性 についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-3-3-2-1	原子炉圧力容器スタビライザの耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-3-2-2	原子炉格納容器スタビライザの耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	Iを上回る	—
VI-2-3-3-2-3	制御棒駆動機構ハウジング支持金具の耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	Iを上回る	—
VI-2-3-3-2-4	ジェットポンプ計測配管貫通部シールの耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-3-2-5	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーよりN11ノズルまでの外管) の耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-3-3-3	原子炉圧力容器内部構造物の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-3-3-3-1	原子炉圧力容器内部構造物の応力解析の方針	—	—	—	—	—
VI-2-3-3-3-2	蒸気乾燥器の耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-3-3-3-3	気水分離器及びスタンドパイプの耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-3-3-4	シュラウドヘッドの耐震性 についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-3-3-3-5	ジェットポンプの耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-3-3-3-6	給水スパージャの耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-3-3-3-7	高圧及び低圧炉心スプレイスパージャの耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-3-3-3-8	低圧注水系配管 (原子炉圧力容器内部) の耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-3-3-3-9	高圧及び低圧炉心スプレイス配管 (原子炉圧力容器内部) の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-3-3-3-10	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) の耐震性 についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-3-3-3-11	原子炉中性子計装案内管の耐震性 についての計算書	原子炉本体	I, II	—	—	b. (S s / S d 別)
VI-2-4	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性に 関る説明書	—	—	—	—	—
VI-2-4-1	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-4-2	使用済燃料貯蔵設備の耐震性 についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-4-2-1	燃料プール (キャスク置場を含む) の耐震性 についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-4-2-2	使用済燃料貯蔵ラックの耐震性 についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b. (S s / S d 別)
VI-2-4-2-3	制御棒・破損燃料貯蔵ラックの耐震性 についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b. (S s / S d 別)
VI-2-4-2-4	燃料プール水位・温度 (S A) の耐震性 についての計算書	原子炉建物	Iを上回る, II	I	—	d. (機器動的) e. (条件種類別)
VI-2-4-2-5	燃料プール水位 (S A) の耐震性 についての計算書	原子炉建物	IIを上回る	—	—	—
VI-2-4-3	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備の耐震性 についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-4-3-1	燃料プール冷却系の耐震性 についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-4-3-1-1	燃料プール冷却系熱交換器の耐震性 についての計算書	原子炉建物	II	—	—	—
VI-2-4-3-1-2	燃料プール冷却ポンプの耐震性 についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	IIを上回る	—	d. (機器動的)

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (2/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電気的機能維持評価		
VI-2-4-3-1-3	管の耐震性についての計算書(燃料プール冷却系)	原子炉建物	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-4-3-2	燃料プールの耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-4-3-2-1	管の耐震性についての計算書(燃料プールの耐震性)	原子炉建物	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-4-4	その他の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-4-4-1	燃料プール監視カメラ(SA)の耐震性についての計算書	原子炉建物 制御室建物 緊急時対策所	II, IIを上回る	II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-4-4-2	燃料プール監視カメラ用冷却設備の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-5	原子炉冷却系統施設の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-5-1	原子炉冷却系統施設の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-5-2	原子炉冷却材再循環設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-2-1	原子炉再循環系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-2-1-1	管の耐震性についての計算書(原子炉再循環系)	原子炉本体	I	—	—	—
VI-2-5-3	原子炉冷却材の循環設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-3-1	主蒸気系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-3-1-1	アキュムレータの耐震性についての計算書	原子炉本体	II	—	—	—
VI-2-5-3-1-2	管の耐震性についての計算書(主蒸気系)	原子炉本体 サブプレッションチェンバ	I, Iを上回る	I	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-5-3-2	給水系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-3-2-1	管の耐震性についての計算書(給水系)	原子炉本体 原子炉建物 タービン建物	I	I	—	—
VI-2-5-4	残留熱除去設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-4-1	残留熱除去系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-4-1-1	残留熱除去系熱交換器の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	—	—	—
VI-2-5-4-1-2	残留熱除去ポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-5-4-1-3	残留熱除去系ストレーナの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-4-1-4	管の耐震性についての計算書(残留熱除去系)	原子炉本体 原子炉建物 サブプレッションチェンバ	I, II	I	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-5-4-1-5	ストレーナ部ティ어의耐震性についての計算書(残留熱除去系)	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-4-1-6	残留熱除去系ストレーナ取付部コネクタの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-4-1-7	残留熱除去系ストレーナ取付部サポートの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-5-1	高圧炉心スプレイ系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-5-1-1	高圧炉心スプレイポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-5-5-1-2	高圧炉心スプレイ系ストレーナの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5-1-3	管の耐震性についての計算書(高圧炉心スプレイ系)	原子炉本体 原子炉建物	I, II	I	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-5-5-1-4	ストレーナ部ティ어의耐震性についての計算書(高圧炉心スプレイ系)	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5-1-5	高圧炉心スプレイ系ストレーナ取付部コネクタの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5-1-6	高圧炉心スプレイ系ストレーナ取付部サポートの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5-2	低圧炉心スプレイ系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-5-2-1	低圧炉心スプレイポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-5-5-2-2	低圧炉心スプレイ系ストレーナの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5-2-3	管の耐震性についての計算書(低圧炉心スプレイ系)	原子炉本体 原子炉建物	I	I	—	—
VI-2-5-5-2-4	ストレーナ部ティ어의耐震性についての計算書(低圧炉心スプレイ系)	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5-2-5	低圧炉心スプレイ系ストレーナ取付部コネクタの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5-2-6	低圧炉心スプレイ系ストレーナ取付部サポートの耐震性についての計算書	原子炉建物	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-5-5-3	高圧原子炉代替注水系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-5-3-1	高圧原子炉代替注水ポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-5-5-3-2	管の耐震性についての計算書(高圧原子炉代替注水系)	原子炉建物	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-5-5-4	原子炉隔離時冷却系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-5-4-1	原子炉隔離時冷却系ストレーナの耐震性についての計算書	サブプレッションチェンバ	Iを上回る	—	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (3/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電気的機能維持評価		
VI-2-5-5-5	低圧原子炉代替注水系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-5-5-1	低圧原子炉代替注水ポンプの耐震性についての計算書	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	Ⅱを上回る	Ⅱを上回る	—	—
VI-2-5-5-5-2	管の耐震性についての計算書 (低圧原子炉代替注水系)	原子炉建物 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	Ⅰ, Ⅱ	—	—	a. (機器別)
VI-2-5-6	原子炉冷却材補給設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-6-1	原子炉隔離時冷却系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-6-1-1	原子炉隔離時冷却ポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る	Ⅱ	—	d. (機器動的)
VI-2-5-6-1-2	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービンの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る	Ⅱ	—	d. (機器動的)
VI-2-5-6-1-3	管の耐震性についての計算書 (原子炉隔離時冷却系)	原子炉本体 原子炉建物 サブプレッションチェンバ	Ⅰ, Ⅱ, Ⅰを上回る	Ⅰ	—	a. (機器別) c. (弁動的)
VI-2-5-6-1-4	ストレーナ部ティ어의耐震性についての計算書 (原子炉隔離時冷却系)	サブプレッションチェンバ	Ⅰを上回る	—	—	—
VI-2-5-7	原子炉補機冷却設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-7-1	原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-7-1-1	原子炉補機冷却系熱交換器の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る, Ⅱ	—	—	b. (S s / S d 別)
VI-2-5-7-1-2	原子炉補機冷却水ポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る	Ⅰ	—	d. (機器動的)
VI-2-5-7-1-3	原子炉補機海水ポンプの耐震性についての計算書	取水槽	Ⅰを上回る, Ⅱを上回る	Ⅱを上回る	—	d. (機器動的) b. (S s / S d 別)
VI-2-5-7-1-4	原子炉補機冷却系サージタンクの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱ, Ⅱを上回る	—	—	b. (S s / S d 別)
VI-2-5-7-1-5	原子炉補機海水ストレーナの耐震性についての計算書	取水槽	Ⅱを上回る	—	—	—
VI-2-5-7-1-6	管の耐震性についての計算書 (原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系)	原子炉建物 タービン建物 取水槽	Ⅰ, Ⅱ	Ⅰ	—	a. (機器別) c. (弁動的)
VI-2-5-7-2	高圧炉心スプレイ補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機海水系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-7-2-1	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱを上回る	—	—	—
VI-2-5-7-2-2	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る, Ⅱを上回る	Ⅱ	—	b. (S s / S d 別) d. (機器動的)
VI-2-5-7-2-3	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの耐震性についての計算書	取水槽	Ⅰを上回る, Ⅱを上回る	Ⅱ	—	d. (機器動的) e. (条件種類別)
VI-2-5-7-2-4	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンクの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱ	—	—	—
VI-2-5-7-2-5	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの耐震性についての計算書	取水槽	Ⅱを上回る	—	—	—
VI-2-5-7-2-6	管の耐震性についての計算書 (高圧炉心スプレイ補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機海水系)	原子炉建物 取水槽 タービン建物	Ⅰ, Ⅱ	—	—	a. (機器別)
VI-2-5-7-3	原子炉補機代替冷却系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-7-3-1	管の耐震性についての計算書 (原子炉補機代替冷却系)	原子炉建物	Ⅰ, Ⅱ	—	—	a. (機器別)
VI-2-5-8	原子炉冷却材浄化設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-8-1	原子炉浄化系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-5-8-1-1	管の耐震性についての計算書 (原子炉浄化系)	原子炉本体 原子炉建物	Ⅰ, Ⅱ	Ⅰ	—	a. (機器別) c. (弁動的)
VI-2-6	計測制御系統施設の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-6-1	計測制御系統施設の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-6-2	制御材の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-2-1	制御棒の耐震性についての計算書	原子炉本体	Ⅰ	Ⅰ	Ⅰ	—
VI-2-6-3	制御材駆動装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-3-1	制御棒駆動機構の耐震性についての計算書	原子炉本体	Ⅰを上回る	—	Ⅰを上回る	—
VI-2-6-3-2	制御棒駆動水圧設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-3-2-1	制御棒駆動水圧系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-3-2-1-1	水圧制御ユニットの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る	Ⅰを上回る	—	—
VI-2-6-3-2-1-2	管の耐震性についての計算書 (制御棒駆動水圧系)	原子炉本体 原子炉建物	Ⅰ	—	—	—
VI-2-6-4	ほう酸水注入設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-4-1	ほう酸水注入系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-4-1-1	ほう酸水注入ポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る, Ⅱ	Ⅱを上回る	—	b. (S s / S d 別) d. (機器動的)
VI-2-6-4-1-2	ほう酸水貯蔵タンクの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る	—	—	—
VI-2-6-4-1-3	管の耐震性についての計算書 (ほう酸水注入系)	原子炉本体 原子炉建物	Ⅰ, Ⅱ	—	—	a. (機器別)
VI-2-6-5	計測装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-5-1	中性子源領域計装/中間領域計装の耐震性についての計算書	原子炉本体	Ⅰ, Ⅱ	—	—	b. (S s / S d 別)
VI-2-6-5-2	出力領域計装の耐震性についての計算書	原子炉本体	Ⅰを上回る	—	—	—



表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (4/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電気的機能維持評価		
VI-2-6-5-3	残留熱除去ポンプ出口圧力の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-4	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-5	残留熱除去系熱交換器入口温度の耐震性についての計算書	原子炉建物	—	II	—	—
VI-2-6-5-6	残留熱除去系熱交換器出口温度の耐震性についての計算書	原子炉建物	—	II	—	—
VI-2-6-5-7	残留熱除去ポンプ出口流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-8	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-9	高圧炉心スプレイポンプ出口流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-10	低圧炉心スプレイポンプ出口流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-11	高圧原子炉代替注水流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-12	代替注水流量(常設)の耐震性についての計算書	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	IIを上回る	IIを上回る	—	—
VI-2-6-5-13	低圧原子炉代替注水流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-14	低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-15	残留熱代替除去系原子炉注水流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-16	原子炉圧力の耐震性についての計算書(その1)	原子炉建物	Iを上回る, II	II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-6-5-17	原子炉圧力(SA)の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-18	原子炉水位(広帯域)の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る, II	II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-6-5-19	原子炉水位(燃料域)の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-20	原子炉水位(狭帯域)の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-21	原子炉水位(SA)の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-22	ドライウェル圧力の耐震性についての計算書(その1)	原子炉建物	Iを上回る, II	II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-6-5-23	サブプレッションチェンバ圧力の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-24	サブプレシヨンプール水温度の耐震性についての計算書	サブプレッションチェンバ	Iを上回る	I	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-25	ドライウェル圧力(SA)の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-26	サブプレッションチェンバ圧力(SA)の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-27	ドライウェル温度(SA)の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る, IIを上回る	II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-6-5-28	ベダスタル温度(SA)の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-29	ベダスタル水温度(SA)の耐震性についての計算書	原子炉本体	II	II	—	—
VI-2-6-5-30	サブプレッションチェンバ温度(SA)の耐震性についての計算書	サブプレッションチェンバ	Iを上回る	I	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-31	サブプレシヨンプール水温度(SA)の耐震性についての計算書	サブプレッションチェンバ	Iを上回る	—	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-32	格納容器酸素濃度の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-33	格納容器酸素濃度(SA)の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-34	格納容器水素濃度の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-35	格納容器水素濃度(SA)の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-36	低圧原子炉代替注水槽水位の耐震性についての計算書	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	II	I	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-37	格納容器代替スプレイ流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-38	ベダスタル代替注水流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-39	ベダスタル代替注水流量(狭帯域用)の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-40	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-41	サブプレシヨンプール水位の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-42	ドライウェル水位の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-43	サブプレシヨンプール水位(SA)の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-44	ベダスタル水位の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-5-45	原子炉建物水素濃度の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	I, II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-6-5-46	ドライウェル圧力の耐震性についての計算書(その2)	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-47	スクラム排水容器水位の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-48	地震加速度の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	I, II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-6-5-49	主蒸気管トンネル温度の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-50	主蒸気管流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-51	ドライウェル圧力の耐震性についての計算書(その3)	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-52	ドライウェル圧力の耐震性についての計算書(その4)	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-53	ドライウェル圧力の耐震性についての計算書(その5)	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-5-54	原子炉圧力の耐震性についての計算書(その2)	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-6	制御用空気設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (5/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電氣的機能維持評価		
VI-2-6-6-1	逃がし安全弁室素ガス供給系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-6-1-1	管の耐震性についての計算書(逃がし安全弁室素ガス供給系)	原子炉本体 原子炉建物	I, II	I	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-6-7	その他の計測制御系統施設の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-1	その他の計測装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-1-1	原子炉圧力容器温度(SA)の耐震性についての計算書	原子炉本体	—	II	—	—
VI-2-6-7-1-2	スクラバ容器水位の耐震性についての計算書	第1ベントフィルタ格納槽	IIを上回る	I	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-1-3	スクラバ容器圧力の耐震性についての計算書	第1ベントフィルタ格納槽	IIを上回る	—	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-1-4	スクラバ容器温度の耐震性についての計算書	第1ベントフィルタ格納槽	—	II	—	—
VI-2-6-7-1-5	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-1-6	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の耐震性についての計算書	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	II	I	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-1-7	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	—	—	—
VI-2-6-7-1-8	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-1-9	残留熱代替除去ポンプ出口圧力の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-1-10	静的触媒式水素処理装置入口温度の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-1-11	静的触媒式水素処理装置出口温度の耐震性についての計算書	原子炉建物	—	II	—	—
VI-2-6-7-1-12	格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA))の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-1-13	格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系))(B-原子炉格納容器H2・O2分析計ラック)の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-1-14	格納容器ガスサンプリング装置(格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系))(B-原子炉格納容器H2・O2クーララック)の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-1-15	代替制御棒挿入機能用電磁弁の耐震性についての計算書	原子炉建物	—	Iを上回る	—	—
VI-2-6-7-1-16	中央制御室差圧計の耐震性についての計算書	制御室建物	II	I	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-1-17	待避室差圧計の耐震性についての計算書	制御室建物	II	I	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-2	計測装置の盤の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-2-1	安全設備制御盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-2	原子炉補機制御盤の耐震性についての計算書(その1)	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-3	原子炉補機制御盤の耐震性についての計算書(その2)	制御室建物	I	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-2-4	原子炉制御盤の耐震性についての計算書	制御室建物	I	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-2-5	所内電気盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-6	安全設備補助制御盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-7	起動領域モニタ盤の耐震性についての計算書	制御室建物	I	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-2-8	出力領域モニタ盤の耐震性についての計算書	制御室建物	I	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-2-9	プロセス放射線モニタ盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-10	A-RHR・LPCS継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-11	B・C-RHR継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-12	HPCS継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-13	HPCSトリップ設定器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-14	A-格納容器隔離継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-15	B-格納容器隔離継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-16	A-原子炉保護継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-17	B-原子炉保護継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-18	A1原子炉保護トリップ設定器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-19	A2原子炉保護トリップ設定器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-20	B1原子炉保護トリップ設定器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-21	B2原子炉保護トリップ設定器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-22	窒素ガス制御盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-23	燃料プール冷却制御盤の耐震性についての計算書	制御室建物	I	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-2-24	A-原子炉プロセス計測盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-25	B-原子炉プロセス計測盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-26	共通盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-27	A-自動減圧継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-28	B-自動減圧継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-29	A-SGT・FCS・MSLC継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-30	B-SGT・FCS・MSLC継電器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (6/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電気的機能維持評価		
VI-2-6-7-2-31	A-格納容器H2/O2濃度計盤の耐震性についての計算書	制御室建物	I	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-2-32	A-格納容器H2/O2濃度計演算器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-33	B-格納容器H2/O2濃度計盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-34	B-格納容器H2/O2濃度計演算器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-35	AM設備制御盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-36	工学的安全施設トリップ設定器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-37	重大事故監視盤の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-38	重大事故変換器盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-39	燃料プール熱電対式水位計制御盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-40	燃料プール水位計変換器盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-41	原子炉建物水素濃度変換器盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-42	A-SRM/I RM前置増幅器盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-43	B-SRM/I RM前置増幅器盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-44	C-SRM/I RM前置増幅器盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-45	D-SRM/I RM前置増幅器盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-46	再循環MG閉閉器盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	I	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-2-47	中央制御室外原子炉停止制御盤の耐震性についての計算書 (その1)	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-48	中央制御室外原子炉停止制御盤の耐震性についての計算書 (その2)	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-2-49	格納容器水素/酸素計測装置制御盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-3	通信連絡設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-3-1	衛星電話設備 (固定型) の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-3-1-1	衛星電話設備 (固定型) (中央制御室) の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-1-2	衛星電話設備収納盤 (中央制御室) の耐震性についての計算書	原子炉建物	IIを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-3-1-3	衛星電話設備用アンテナ (中央制御室) の耐震性についての計算書	原子炉建物	IIを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-3-1-4	衛星電話設備 (固定型) (緊急時対策所) の耐震性についての計算書	緊急時対策所	—	II	—	—
VI-2-6-7-3-1-5	緊急時対策所 衛星電話設備用ラックの耐震性についての計算書	緊急時対策所	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-1-6	衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所) の耐震性についての計算書	緊急時対策所	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-2	無線通信設備 (固定型) の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-3-2-1	無線通信設備 (固定型) (中央制御室) の耐震性についての計算書	制御室建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-2-2	無線通信設備収納盤 (中央制御室) の耐震性についての計算書	原子炉建物	IIを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-3-2-3	無線通信設備用アンテナ (中央制御室) の耐震性についての計算書	原子炉建物	IIを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-3-2-4	無線通信設備 (固定型) (緊急時対策所) の耐震性についての計算書	緊急時対策所	—	II	—	—
VI-2-6-7-3-2-5	緊急時対策所 無線通信設備用ラックの耐震性についての計算書	緊急時対策所	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-2-6	無線通信設備用アンテナ (緊急時対策所) の耐震性についての計算書	緊急時対策所	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-3	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-3-3-1	統合原子力防災NW盤の耐震性についての計算書	緊急時対策所	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-3-2	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (I P 電話機) の耐震性についての計算書	緊急時対策所	—	II	—	—
VI-2-6-7-3-3-3	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (I P F A X) の耐震性についての計算書	緊急時対策所	—	II	—	—
VI-2-6-7-3-3-4	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム) の耐震性についての計算書	緊急時対策所	—	II	—	—
VI-2-6-7-3-3-5	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備のうち統合原子力防災NW用屋外アンテナの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震応答計算結果を直接使用するものであるため対象外
VI-2-6-7-3-4	安全パラメータ表示システム (S P D S) の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-3-4-1	S P D S 伝送盤の耐震性についての計算書	緊急時対策所	IIを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-6-7-3-4-2	1・2号S P D S 伝送用ゲートウェイ盤・データ収集盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-4-3	2号S P D S 伝送用インバータ盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-4-4	1・2号S P D S 伝送用アンテナ用中継盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-4-5	発信用アンテナ (1・2号) の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-6-7-3-4-6	受信アンテナ (1・2号) の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震応答計算結果を直接使用するものであるため対象外
VI-2-6-7-3-5	S P D S データ表示装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-6-7-3-5-1	S P D S データ表示装置 (緊急時対策所) の耐震性についての計算書	緊急時対策所	—	II	—	—
VI-2-7	放射性廃棄物の廃棄施設の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-7-1	放射性廃棄物の廃棄施設の耐震計算結果	—	—	—	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (7/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電氣的機能維持評価		
VI-2-7-2	液体廃棄物処理系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-7-2-1	ドレン移送系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-7-2-1-1	管の耐震性についての計算書 (ドレン移送系)	原子炉本体 原子炉建物	I, II	—	—	a. (機器別)
VI-2-7-3	固体廃棄物処理系の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-7-3-1	サイトバンカ設備の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-7-3-1-1	管の耐震性に関する説明書 (サイトバンカ設備)	サイトバンカ建物	—	—	—	静的震度を適用して評価
VI-2-7-4	排気筒の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-8	放射線管理施設の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-8-1	放射線管理施設の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-8-2	放射線管理用計測装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-8-2-1	主蒸気管放射線モニタの耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-8-2-2	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る, IIを上回る	II	—	b. (S s / S d 別) d. (機器動的)
VI-2-8-2-3	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-8-2-4	燃料取替階放射線モニタの耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-8-2-5	原子炉棟排気高レンジ放射線モニタの耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-8-2-6	非常用ガス処理系排気高レンジ放射線モニタの耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-8-2-7	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ) の耐震性についての計算書	第1ベントフィルタ格納槽	Iを上回る	II	—	d. (機器動的)
VI-2-8-2-8	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の耐震性についての計算書	第1ベントフィルタ格納槽	Iを上回る	II	—	d. (機器動的)
VI-2-8-2-9	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA) の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-8-2-10	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA) の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-8-3	換気設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-8-3-1	中央制御室空調換気系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-8-3-1-1	管の耐震性についての計算書 (中央制御室空調換気系)	制御室建物 廃棄物処理建物	I	—	—	—
VI-2-8-3-1-2	中央制御室送風機の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Iを上回る	I	—	d. (機器動的)
VI-2-8-3-1-3	中央制御室非常用再循環送風機の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Iを上回る	I	—	d. (機器動的)
VI-2-8-3-1-4	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-8-3-2	中央制御室空気供給系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-8-3-2-1	管の耐震性についての計算書 (中央制御室空気供給系)	制御室建物 廃棄物処理建物	II	—	—	—
VI-2-8-3-3	緊急時対策所換気空調系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-8-3-3-1	管の耐震性についての計算書 (緊急時対策所換気空調系)	緊急時対策所	II	—	—	—
VI-2-8-3-3-2	差圧計の耐震性についての計算書	緊急時対策所	II	II	—	—
VI-2-8-4	生体遮蔽装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-8-4-1	原子炉二次遮蔽の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-8-4-2	補助遮蔽の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-8-4-3	中央制御室遮蔽 (1, 2号機共用) の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-8-4-4	中央制御室待避室遮蔽の耐震性についての計算書	制御室建物	II	—	—	—
VI-2-8-4-5	緊急時対策所遮蔽の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-9	原子炉格納施設の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-9-1	原子炉格納施設の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-9-2	原子炉格納容器的耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-2-1	ドライウェルの耐震性についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-9-2-2	サブプレッションチェンバの耐震性についての計算書	原子炉建物	I	—	—	—
VI-2-9-2-3	サブプレッションチェンバサポートの耐震性についての計算書	原子炉建物	I	—	—	—
VI-2-9-2-4	シヤラグの耐震性についての計算書	原子炉本体	—	—	I	—
VI-2-9-2-5	機器搬入口の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	Iを上回る	—
VI-2-9-2-6	逃がし安全弁搬出ハッチの耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	Iを上回る	—
VI-2-9-2-7	制御棒駆動機構搬出ハッチの耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	Iを上回る	—
VI-2-9-2-8	サブプレッションチェンバアクセスハッチの耐震性についての計算書	サブプレッションチェンバ	Iを上回る	—	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (8/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電気的機能維持評価		
VI-2-9-2-9	所員用エアロックの耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	Iを上回る	—
VI-2-9-2-10	配管貫通部の耐震性についての計算書	原子炉建物 原子炉本体	I, Iを上回る	—	Iを上回る	a.(機器別)
VI-2-9-2-11	電気配線貫通部の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	Iを上回る	—
VI-2-9-3	原子炉建物の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-3-1	原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-9-3-1-1	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-9-3-1-2	原子炉建物主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-9-3-2	原子炉建物機器搬出入口の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-9-3-3	原子炉建物エアロックの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-9-3-4	原子炉建物基礎スラブの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-9-4	圧力低減設備その他安全設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-1	真空破壊装置の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-9-4-2-1	ダウンカマの耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-9-4-2-2	ベントヘッダの耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-9-4-2-3	ベント管の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る	—	—	—
VI-2-9-4-4	原子炉格納容器安全設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-4-1	原子炉格納容器スプレイ設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-4-1-1	ドライウェルススプレイ管の耐震性についての計算書	原子炉本体	Iを上回る, IIを上回る	—	—	a.(機器別)
VI-2-9-4-4-1-2	サブプレッションチェンバススプレイ管の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-9-4-4-2	格納容器代替スプレイ系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-4-2-1	管の耐震性についての計算書(格納容器代替スプレイ系)	原子炉建物	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-9-4-4-3	ベDESTAL代替注水系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-4-3-1	管の耐震性についての計算書(ベDESTAL代替注水系)	原子炉本体 原子炉建物	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-9-4-4-4	残留熱代替除去系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-4-4-1	残留熱代替除去ポンプの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	II	—	d.(機器動的)
VI-2-9-4-4-4-2	管の耐震性についての計算書(残留熱代替除去系)	原子炉建物	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-9-4-5	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-5-1	非常用ガス処理系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-5-1-1	管の耐震性についての計算書(非常用ガス処理系)	原子炉建物 タービン建物 排気筒 屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)	I, II, Iを上回る	—	—	a.(機器別)
VI-2-9-4-5-1-2	非常用ガス処理系排風機の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る, II	IIを上回る	—	b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-9-4-5-1-3	非常用ガス処理系前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-9-4-5-1-4	ブローアウトパネル閉止装置の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	I	—	d.(機器動的)
VI-2-9-4-5-2	可燃性ガス濃度制御系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-5-2-1	管の耐震性についての計算書(可燃性ガス濃度制御系)	原子炉建物	I, II	I	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-9-4-5-2-2	可燃性ガス濃度制御系再結合装置の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る, II, IIを上回る	IIを上回る	—	a.(機器別) b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-9-4-5-3	原子炉建物水素濃度抑制設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-5-3-1	静的触媒式水素処理装置の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	—	—	—
VI-2-9-4-5-4	窒素ガス代替注入系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-5-4-1	管の耐震性についての計算書(窒素ガス代替注入系)	原子炉建物	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-9-4-6	原子炉格納容器調気設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-6-1	窒素ガス制御系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (9/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電氣的機能維持評価		
VI-2-9-4-6-1-1	管の耐震性についての計算書(窒素ガス制御系)	原子炉建物	I	I	—	—
VI-2-9-4-7	圧力逃がし装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-7-1	格納容器フィルタベント系の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-9-4-7-1-1	管の耐震性についての計算書(格納容器フィルタベント系)	原子炉建物 第1ベントフィルタ格納槽	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-9-4-7-1-2	第1ベントフィルタ スクラバ容器の耐震性についての計算書	第1ベントフィルタ格納槽	Iを上回る	—	—	—
VI-2-9-4-7-1-3	第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器の耐震性についての計算書	第1ベントフィルタ格納槽	IIを上回る	—	—	—
VI-2-9-4-7-1-4	遠隔手動弁操作設備の耐震性についての計算書	原子炉建物	I	I	—	—
VI-2-10	その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1	非常用電源設備の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-1	非常用電源設備の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-2	非常用発電装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-2-1	非常用ディーゼル発電設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-2-1-1	非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び発電機の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	I	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-2-1-2	非常用ディーゼル発電設備励磁装置及び保護継電装置の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-10-1-2-1-3	非常用ディーゼル発電設備空気だめの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-10-1-2-1-4	非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトクの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る, II	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-10-1-2-1-5	非常用ディーゼル発電設備A-ディーゼル燃料移送ポンプの耐震性についての計算書	排気筒	IIを上回る	I	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-2-1-6	非常用ディーゼル発電設備B-ディーゼル燃料移送ポンプの耐震性についての計算書	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽	II	II	—	—
VI-2-10-1-2-1-7	非常用ディーゼル発電設備A-ディーゼル燃料貯蔵タンクの耐震性についての計算書	排気筒	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-10-1-2-1-8	非常用ディーゼル発電設備B-ディーゼル燃料貯蔵タンクの耐震性についての計算書	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽	IIを上回る	—	—	—
VI-2-10-1-2-1-9	管の耐震性についての計算書(非常用ディーゼル発電設備)	原子炉建物 タービン建物 排気筒 屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒) B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 屋外配管ダクト(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物) 復水貯蔵タンク連絡ダクト(F) 復水貯蔵タンク連絡ダクト(G)	I, II, Iを上回る	—	—	a.(機器別)
VI-2-10-1-2-2	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-2-2-1	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び発電機の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	I	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-2-2-2	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備励磁装置及び保護継電装置の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	II	—	—
VI-2-10-1-2-2-3	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備空気だめの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-10-1-2-2-4	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトクの耐震性についての計算書	原子炉建物	II	—	—	—
VI-2-10-1-2-2-5	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの耐震性についての計算書	排気筒	IIを上回る	I	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-2-2-6	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクの耐震性についての計算書	排気筒	I, Iを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-10-1-2-2-7	管の耐震性についての計算書(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備)	原子炉建物 タービン建物 排気筒 屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒)	I, Iを上回る	—	—	a.(機器別)
VI-2-10-1-2-3	ガスタービン発電機の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-2-3-1	ガスタービン発電機ガスタービン機関及び発電機の耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	Iを上回る	I	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-2-3-2	ガスタービン発電機励磁装置及び保護継電装置の耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	II	II	—	—
VI-2-10-1-2-3-3	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	Iを上回る	Iを上回る	—	—
VI-2-10-1-2-3-4	ガスタービン発電機用軽油タンクの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震応答計算結果を直接使用するものであるため対象外
VI-2-10-1-2-3-5	ガスタービン発電機用サーピスタンの耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-10-1-2-3-6	管の耐震性についての計算書(ガスタービン発電機)	ガスタービン発電機建物 ガスタービン発電機用軽油タンク 屋外配管ダクト(ガスタービン発電機用軽油タンク～ガスタービン発電機)	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-10-1-2-3-7	緊急用直流115V蓄電池の耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-10-1-2-3-8	緊急用直流60V蓄電池の耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	Iを上回る	—	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (10/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電氣的機能維持評価		
VI-2-10-1-2-4	緊急時対策所用発電機の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-2-4-1	緊急時対策所用燃料地下タンクの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもの であるため対象外
VI-2-10-1-3	その他の電源装置の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-3-1	計装用無停電交流電源装置の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-3-2	230V系充電器（常用）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱを上回る	Ⅱ	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-3-3	B1-115V系充電器（SA）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ、Ⅱを上回る	Ⅱ	—	b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-10-1-3-4	SA用115V系充電器の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱを上回る	Ⅱ	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-3-5	230V系蓄電池（RCIC）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅰを上回る、Ⅱを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-10-1-3-6	A-115V系蓄電池の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅰを上回る、Ⅱを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-10-1-3-7	B-115V系蓄電池の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅰを上回る、Ⅱを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-10-1-3-8	B1-115V系蓄電池（SA）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱを上回る	—	—	—
VI-2-10-1-3-9	SA用115V系蓄電池の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱを上回る	—	—	—
VI-2-10-1-3-10	高压炉心スプレイ系蓄電池の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰを上回る	—	—	—
VI-2-10-1-3-11	原子炉中性子計装用蓄電池の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅰを上回る、Ⅱを上回る	—	—	b.(S s / S d 別)
VI-2-10-1-4	その他のその他発電用原子炉の附属施設の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-1-4-1	230V系充電器（RCIC）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅰを上回る、Ⅱを上回る	Ⅱ	—	b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-2	A-115V系充電器の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅰを上回る、Ⅱを上回る	Ⅱ	—	b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-3	B-115V系充電器の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅰを上回る、Ⅱを上回る	Ⅱ	—	b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-4	高压炉心スプレイ系充電器・整流盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-5	原子炉中性子計装用充電器の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅰを上回る、Ⅱを上回る	Ⅱ	—	b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-6	メタルクラッド開閉装置の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰ、Ⅱ	Ⅱ	—	a.(機器別) b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-7	ロードセンタの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅰ、Ⅱ	Ⅱ	—	b.(S s / S d 別) d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-8	コントロールセンタの耐震性についての計算書	原子炉建物 廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-9	動力変圧器の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱ	—	—	—
VI-2-10-1-4-10	緊急用メタラの耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-11	緊急用メタラ接続プラグ盤の耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	Ⅱ	—	—	—
VI-2-10-1-4-12	SAロードセンタの耐震性についての計算書	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽	Ⅱを上回る	Ⅱ	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-13	SAコントロールセンタの耐震性についての計算書	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物	Ⅱ、Ⅱを上回る	Ⅱ	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-14	メタラ切替盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱ	—	—	—
VI-2-10-1-4-15	高压発電機車接続プラグ取納箱の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱ	—	—	—
VI-2-10-1-4-16	SA電源切替盤の耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-17	充電器電源切替盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-18	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の耐震性についての計算書	緊急時対策所	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-19	緊急時対策所 低圧受電盤・低圧母線盤の耐震性についての計算書	緊急時対策所	Ⅱを上回る	Ⅱ	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-20	緊急時対策所 低圧分電盤1の耐震性についての計算書	緊急時対策所	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-21	緊急時対策所 低圧分電盤2の耐震性についての計算書	緊急時対策所	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-22	A-115V系直流盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-23	B-115V系直流盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-24	230V系直流盤（RCIC）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-25	230V系直流盤（常用）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-26	B-115V系直流盤（SA）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-27	緊急時対策所 無停電交流電源装置の耐震性についての計算書	緊急時対策所	Ⅱを上回る	Ⅱ	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-28	緊急時対策所 無停電分電盤1の耐震性についての計算書	緊急時対策所	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-29	緊急時対策所 直流115V充電器の耐震性についての計算書	緊急時対策所	Ⅱを上回る	Ⅱ	—	d.(機器動的)
VI-2-10-1-4-30	HPAC直流コントロールセンタの耐震性についての計算書	原子炉建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-31	原子炉中性子計装用分電盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-32	SA対策設備用分電盤（2）の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-33	SRV用電源切替盤の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—
VI-2-10-1-4-34	重大事故操作盤の耐震性についての計算書	制御室建物	Ⅱ	Ⅱ	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (11/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電気的機能維持評価		
VI-2-10-2	浸水防護施設の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-10-2-1	浸水防護施設の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-10-2-2	防波壁の地震応答計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-2-2-1	防波壁（波返重力擁壁）の地震応答計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-2-2-2	防波壁（逆T擁壁）の地震応答計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-2-2-3	防波壁（多重鋼管杭式擁壁）の地震応答計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-2-3	防波壁の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-2-3-1	防波壁（波返重力擁壁）の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-3-2	防波壁（逆T擁壁）の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-3-3	防波壁（多重鋼管杭式擁壁）の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-4	防波壁通路防波扉の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-5	1号機取水槽の地震応答計算書	—	—	—	—	—
VI-2-10-2-6	1号機取水槽流路縮小工の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-7	屋外排水路逆止弁の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-8	防水壁の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-9	水密扉の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-10	床ドレン逆止弁の耐震性についての計算書	取水槽	Ⅱを上回る	Ⅱを上回る	—	—
VI-2-10-2-11	隔離弁、機器・配管の耐震性についての計算書	原子炉建物 タービン建物 取水槽 屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）	I, Iを上回る Ⅱ, Ⅱを上回る	I	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-10-2-12	タービン補機海水系隔離システムの耐震性についての計算書	タービン建物 取水槽 屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽） 廃棄物処理建物	Ⅱ, Ⅱを上回る	Iを上回る, Ⅱ	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-10-2-13	櫃の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-14	防水板の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-2-15	貫通部止水処置の耐震性についての計算書	タービン建物	I	—	—	—
VI-2-10-2-16	取水槽水位計の耐震性についての計算書	取水槽	Ⅱを上回る	Iを上回る, Ⅱを上回る	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-10-2-17	津波監視カメラの耐震性についての計算書	排気筒 防波壁（波返重力擁壁）	Iを上回る, Ⅱ	I, Ⅱ	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-10-3	非常用取水設備の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-10-3-1	非常用取水設備の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-10-3-2	非常用取水設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-10-4	緊急時対策所の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-10-4-1	緊急時対策所の耐震計算結果	—	—	—	—	—
VI-2-11	波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-11-1	波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の耐震評価方針	—	—	—	—	—



表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (12/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電氣的機能維持評価		
VI-2-11-2	波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-11-2-1	建物の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-11-2-1-1	1号機原子炉建物の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-1-2	1号機タービン建物の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-1-3	1号機廃棄物処理建物の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-1-4	サイトバンカ建物の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-1-5	サイトバンカ建物（増築部）の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-1-6	排気筒モニタ室の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-2	1号機排気筒の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-3	免震重要棟遮蔽壁の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-4	1号機取水槽ピット部及び1号機取水槽漸拡ダクト部底版の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-5	取水槽海水ポンプエリア防護対策設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-6	竜巻防護対策設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-11-2-6-1	ディーゼル燃料移送ポンプエリア防護対策設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-6-2	建物開口部竜巻防護対策設備の耐震性についての計算書	原子炉建物 廃棄物処理建物	II, IIを上回る	—	—	a.(機器別)
VI-2-11-2-6-3	取水槽循環水ポンプエリア防護対策設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-7	機器の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-11-2-7-1	原子炉建物天井クレーンの耐震性についての計算書	原子炉建物	I	—	—	—
VI-2-11-2-7-2	燃料取替機の耐震性についての計算書	原子炉建物	I	—	—	—
VI-2-11-2-7-3	チャンネル着脱装置の耐震性についての計算書	原子炉建物	II	—	—	—
VI-2-11-2-7-4	チャンネル取扱ブームの耐震性についての計算書	原子炉建物	IIを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-5	制御棒貯蔵ハンガの耐震性についての計算書	原子炉建物	IIを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-6	燃料プール冷却系ポンプ室冷却機の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-7	原子炉浄化系補助熱交換器の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-8	グランド蒸気排ガスフィルタの耐震性についての計算書	タービン建物	II	—	—	—
VI-2-11-2-7-9	格納容器空置換排風機の耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-10	中央制御室天井設置設備の耐震性についての計算書	制御室建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-11	タービン補機冷却系熱交換器の耐震性についての計算書	タービン建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-12	高光度航空障害灯管制器の耐震性についての計算書	排気筒	I, Iを上回る	—	—	e.(条件種類別)
VI-2-11-2-7-13	主排気ダクトの耐震性についての計算書	排気筒	I	—	—	—
VI-2-11-2-7-14	取水槽ガントリクレーンの耐震性についての計算書	取水槽	I	—	—	—
VI-2-11-2-7-15	除じん機の耐震性についての計算書	取水槽	IIを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-16	タービン補機海水ストレーナの耐震性についての計算書	取水槽	IIを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-7-17	廃棄物処理建物排気処理装置の耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	II	—	—	—
VI-2-11-2-7-18	循環水ポンプ満防止板の耐震性についての計算書	取水槽	Iを上回る	—	—	—
VI-2-11-2-8	管の耐震性についての計算書（波及的影響）	タービン建物 屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）	I, II	—	—	a.(機器別)
VI-2-11-2-9	原子炉ウェルシールドプラグの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力 (13/15)

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電気的機能維持評価		
VI-2-11-2-10	耐火障壁の耐震性についての計算書	原子炉建物 制御室建物 廃棄物処理建物 タービン建物	I, Iを上回る II, IIを上回る	—	—	a (機器別)
VI-2-11-2-11	ガンマ線遮蔽壁の耐震性についての計算書	原子炉本体	—	—	Iを上回る	—
VI-2-11-2-12	復水貯蔵タンク遮蔽壁の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-13	仮設耐震構台の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-14	土留め工(親杭)の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-11-2-15	ディーゼル燃料貯蔵タンク室の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-12	水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果	—	—	—	—	—
VI-2-別添1	火災防護設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-別添1-1	火災防護設備の耐震計算の基本方針	—	—	—	—	—
VI-2-別添1-2	火災感知設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-別添1-2-1	火災感知器の耐震性についての計算書	原子炉建物 タービン建物 廃棄物処理建物 制御室建物 第1ペントフィルタ格納槽 低圧原子炉代替注水格納槽 CSTダクト SGT配管ダクト B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 ガスタービン発電機建物 緊急時対策所	II, IIを上回る	I, II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-別添1-2-2	火災受信機盤の耐震性についての計算書	制御室建物 廃棄物処理建物	II	I, II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-別添1-3	消火設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-別添1-3-1	ボンベラックの耐震性についての計算書	原子炉建物 タービン建物 廃棄物処理建物 制御室建物 低圧原子炉代替注水格納槽 B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 ガスタービン発電機建物 緊急時対策所	II	II	—	—
VI-2-別添1-3-2	遮断弁の耐震性についての計算書	原子炉建物 タービン建物 廃棄物処理建物 制御室建物 低圧原子炉代替注水格納槽 B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 緊急時対策所	II, IIを上回る	I	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-別添1-3-3	制御盤の耐震性についての計算書	原子炉建物 制御室建物 タービン建物 廃棄物処理建物 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 ガスタービン発電機建物 緊急時対策所	II	I, II	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-別添1-3-4	管の耐震性についての計算書(消火設備)	原子炉建物 タービン建物 廃棄物処理建物 制御室建物 第1ペントフィルタ格納槽 低圧原子炉代替注水格納槽 屋外配管ダクト(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク~原子炉建 物) 屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒) B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 ガスタービン発電機建物 緊急時対策所	II	—	—	—
VI-2-別添1-4	火災防護設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	—	—	—	—	—
VI-2-別添2	溢水防護に係る施設の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-別添2-1	溢水防護に係る施設の耐震計算の方針	—	—	—	—	—

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力（14/15）

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電氣的機能維持評価		
VI-2-別添2-2	溢水源としないB、Cクラス機器の耐震性についての計算書	原子炉建物 制御室建物 タービン建物 廃棄物処理建物 取水槽 ガスタービン発電機建物	I、Iを上回る	—	—	a.(機器別)
VI-2-別添2-3	通水扉の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添2-4	燃料プール冷却系弁の耐震性についての計算書	原子炉建物	I、II	I	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-別添2-5	大型タンク遮断弁の耐震性についての計算書	原子炉建物 タービン建物 廃棄物処理建物	I、II	I	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-別添2-6	循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁の耐震性についての計算書	タービン建物 取水槽	I、Iを上回る	I、Iを上回る	—	a.(機器別) c.(弁動的)
VI-2-別添2-7	被水防護カバーの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-別添2-8	溢水防護に係る施設の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果	—	—	—	—	—
VI-2-別添3	可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-別添3-1	可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針	—	—	—	—	—
VI-2-別添3-2	可搬型重大事故等対処設備の保管エリア等における入力地震動	—	—	—	—	—
VI-2-別添3-3	可搬型重大事故等対処設備のうち車両型設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添3-4	可搬型重大事故等対処設備のうちポンベ設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-別添3-4-1	逃がし安全弁用窒素ガスボンベラックの耐震性についての計算書	原子炉建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-別添3-4-2	中央制御室待避室正圧化装置 空気ボンベラックの耐震性についての計算書	廃棄物処理建物	Iを上回る	—	—	—
VI-2-別添3-4-3	緊急時対策所換気空調系空気ボンベ加圧設備 空気ボンベカードルの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添3-5	可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型空気浄化設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添3-6	可搬型重大事故等対処設備のうちその他設備の耐震性についての計算書	制御室建物 廃棄物処理建物 緊急時対策所	Iを上回る、II	Iを上回る	—	a.(機器別) d.(機器動的)
VI-2-別添3-7	可搬型重大事故等対処設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果	—	—	—	—	—
VI-2-別添4	地下水位低下設備の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-別添4-1	地下水位低下設備の耐震計算の方針	—	—	—	—	—
VI-2-別添4-2	地下水位低下設備の地震応答計算書	—	—	—	—	—
VI-2-別添4-3	地下水位低下設備の耐震性についての計算書	—	—	—	—	—
VI-2-別添4-3-1	揚水ポンプの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添4-3-2	管の耐震性についての計算書（地下水位低下設備）	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添4-3-3	地下水位低下設備水位計の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添4-3-4	地下水位低下設備制御盤の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添4-3-5	揚水井戸の耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添4-3-6	ドレーンの耐震性についての計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外

表2 各設備の耐震計算書に適用する設計用地震力（15/15）

工認図書番号	図書名称	設備評価に適用する解析モデル名称 (建物・構築物等)	設計用床応答スペクトル又は設計用震度		設計用荷重 (せん断力、モーメント、配管反力等)	表1における分類等
			構造強度評価	動的・電氣的機能維持評価		
VI-2-別添4-4	地下水位低下設備に係る施設の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	—	—	—	—	—
VI-2-別添5	代替淡水源を監視するための設備の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-別添5-1	代替淡水源を監視するための設備の耐震計算の方針	—	—	—	—	—
VI-2-別添5-2	代替淡水源を監視するための設備の耐震性についての計算書	ガスタービン発電機建物	II	II	—	—
VI-2-別添5-3	代替淡水源を監視するための設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果	—	—	—	—	—
VI-2-別添6	漂流防止装置の耐震性に関する説明書	—	—	—	—	—
VI-2-別添6-1	漂流防止装置の耐震性の基本方針	—	—	—	—	—
VI-2-別添6-2	漂流防止装置の耐震計算書	—	—	—	—	建物・構築物又は土木構造物の地震 応答計算結果を直接使用するもので あるため対象外
VI-2-別添6-3	漂流防止装置の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	—	—	—	—	—

補足-027-02 建物-機器連成解析に関する補足説明資料

1. 建物-機器連成解析における材料物性の不確かさを考慮した設計用荷重の設定について
2. 建物-機器連成解析における解析モデルの設定
3. ウェルシールベローズ及び燃料交換ベローズの耐震性

1. 建物-機器連成解析における材料物性の不確かさを考慮した設計用荷重の設定について

## 目次

1. 概要 .....	1
2. 建物－機器連成解析における材料物性の不確かさの考慮 .....	5
2.1 材料物性の不確かさを考慮した解析に用いる入力地震動 .....	6
2.2 材料物性の不確かさを考慮した設計用荷重の設定 .....	7



## 1. 概要

本資料は、建物－機器連成解析における材料物性の不確かさを考慮した設計用荷重の設定方法を示すものである。解析モデルとしては、原子炉建物、原子炉格納容器、ガンマ線遮蔽壁、原子炉圧力容器ペDESTAL、原子炉圧力容器、原子炉内部構造物等を連成させた原子炉本体地震応答解析モデルを設定する（図 1-1～図 1-3 参照）。

なお、本資料が関連する工認図書は以下のとおり。

- ・VI-2-2-1 「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本体の基礎の地震応答計算書」



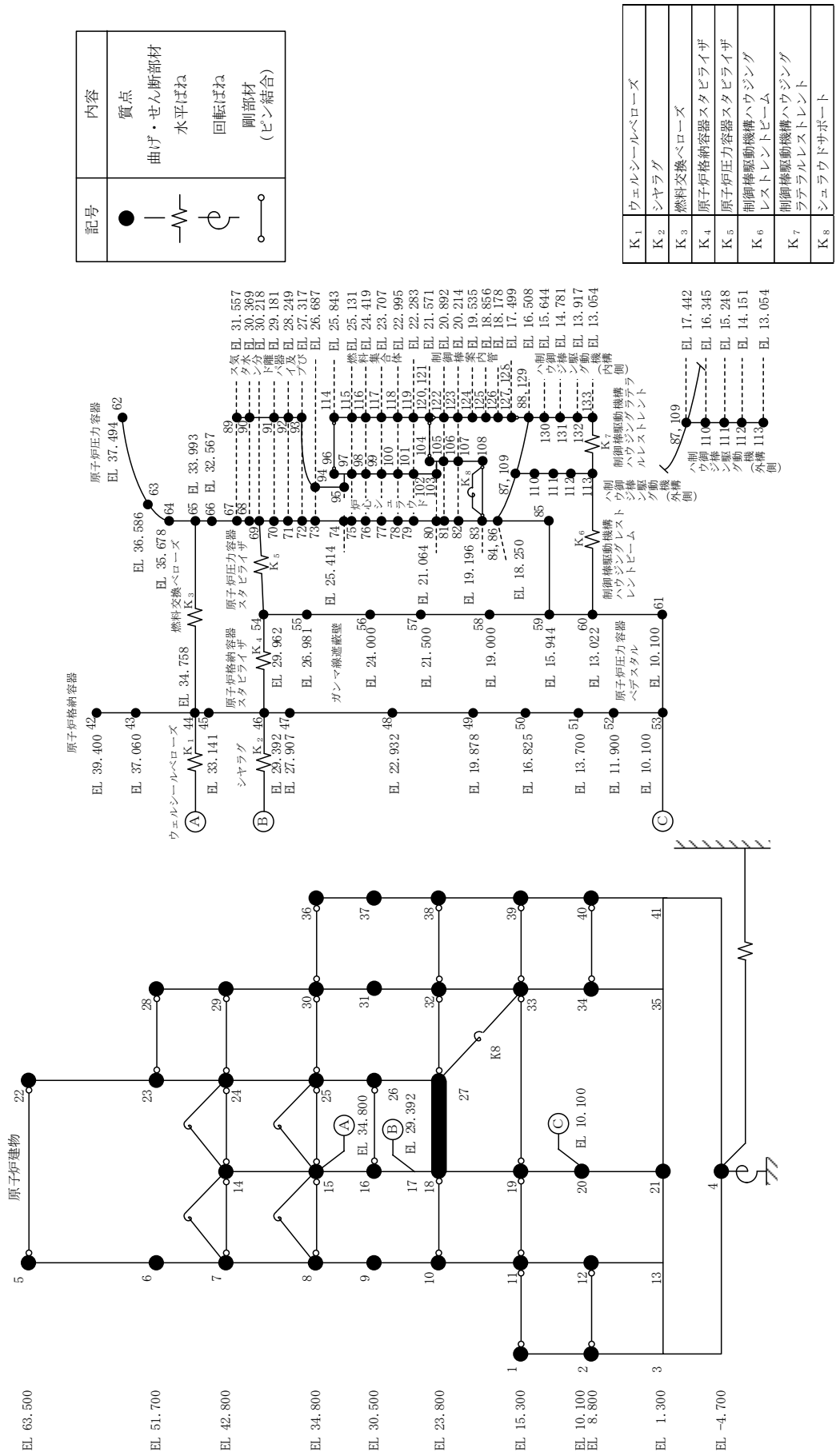


図 1-2 原子炉本体地震応答解析モデル (水平方向 (E-W方向)) (単位: m)

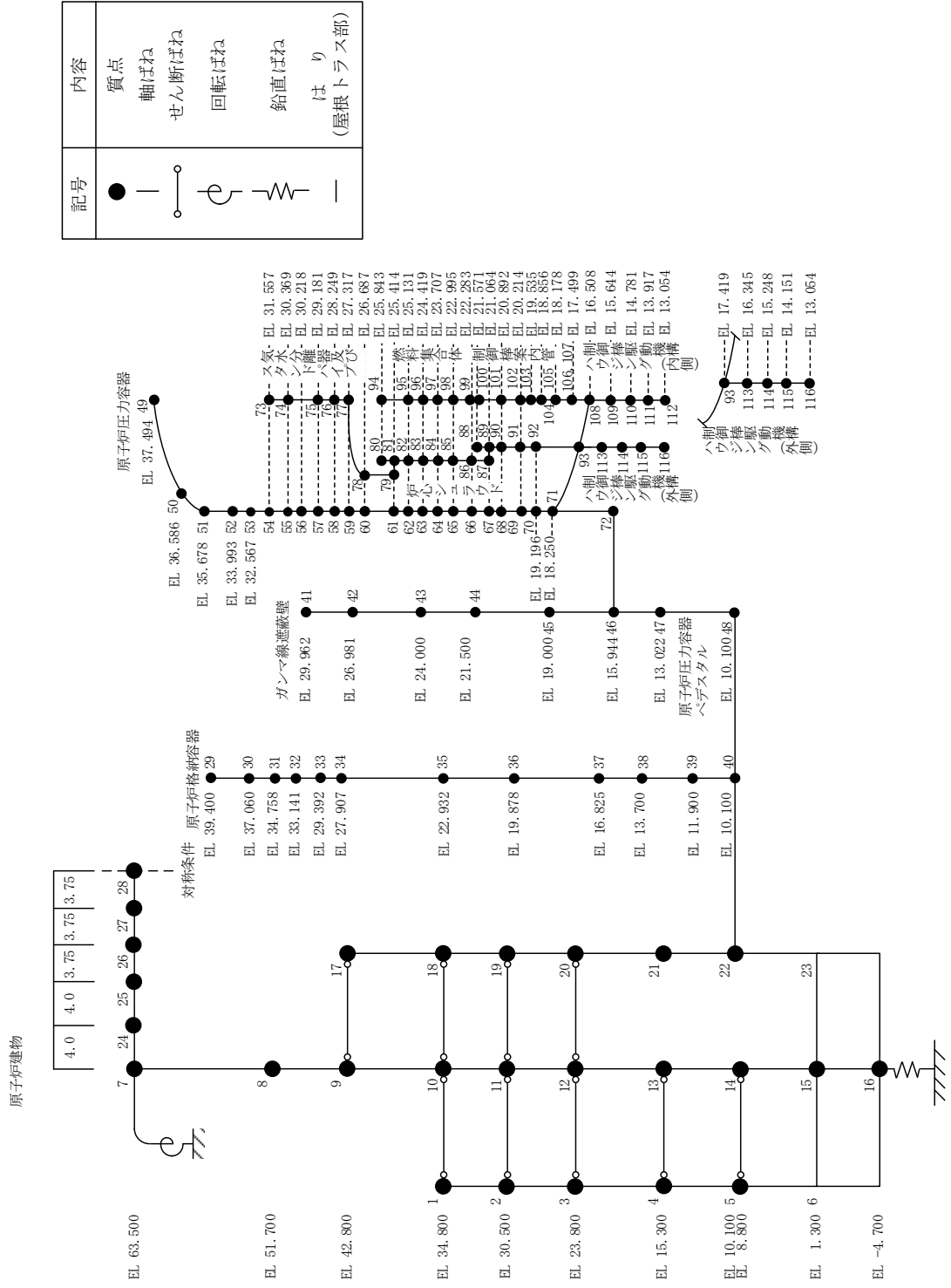


図 1-3 原子炉本体地震応答解析モデル (鉛直方向) (単位: m)

2. 建物－機器連成解析における材料物性の不確かさの考慮

建物－機器連成解析における材料物性の不確かさの考慮には、材料物性の不確かさを考慮した建物－機器連成解析の結果を踏まえる。具体的には、VI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」に基づいた材料物性の不確かさを考慮する。

表 2-1 に基本ケース及び材料物性の不確かさを考慮する検討ケースの諸元を示す。

表 2-1 建物－機器連成解析において材料物性の不確かさを考慮する検討ケース

検討ケース	コンクリート 剛性	地盤物性	備考
ケース 1 (工認モデル)	設計基準強度	標準地盤	基本ケース
ケース 2 (地盤物性 + $\sigma$ )	設計基準強度	標準地盤 + $\sigma^*$ (+10%, +20%)	
ケース 3 (地盤物性 - $\sigma$ )	設計基準強度	標準地盤 - $\sigma^*$ (-10%, -20%)	

注記\* : VI-2-1-3「地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき、地盤の S 波速度及び P 波速度に対して、標準偏差に相当するばらつき ( $\pm 1\sigma$ ) を考慮する。

## 2.1 材料物性の不確かさを考慮した解析に用いる入力地震動

基本ケース及び材料物性の不確かさを考慮した解析の入力地震動については、全ての弾性設計用地震動 S d 及び基準地震動 S s を用いる。

各検討ケースに用いる入力地震動を表 2-2 に示す。

表 2-2 各検討ケースに用いる入力地震動（水平及び鉛直方向）

検討ケース	基準地震動及び弾性設計用地震動					
	Ss-D Sd-D	Ss-N1 Sd-N1	Ss-N2*1 Sd-N2*2	Ss-F1*3 Sd-F1*4	Ss-F2*3 Sd-F2*4	Sd-1
ケース 1 (基本ケース)	○	○	○	○	○	○
ケース 2 (地盤物性+ $\sigma$ )	○	○	○	○	○	○
ケース 3 (地盤物性- $\sigma$ )	○	○	○	○	○	○

注記\*1：基準地震動 Ss-N2 は、2000 年鳥取県西部地震の賀祥ダム（監査廊）の観測記録に基づき策定したものであることから、原子炉本体地震応答解析モデルへの入力として、Ss-N2(NS)に基づく入力地震動を NS、EW 方向モデルにそれぞれ入力し、Ss-N2(EW)に基づく入力地震動を NS、EW 方向モデルにそれぞれ入力する。

\*2：弾性設計用地震動 Sd-N2 は、基準地震動 Ss-N2 と同様に、原子炉本体地震応答解析モデルへの入力として、Sd-N2(NS)に基づく入力地震動を NS、EW 方向モデルにそれぞれ入力し、Sd-N2(EW)に基づく入力地震動を NS、EW 方向モデルにそれぞれ入力する。

\*3：基準地震動 Ss-F1, F2 は、断層モデル手法による基準地震動であることから、原子炉本体地震応答解析モデルへの入力として、Ss-F1(NS), F2(NS)に基づく入力地震動を NS 方向モデルに入力し、Ss-F1(EW), F2(EW)に基づく入力地震動を EW 方向モデルに入力する。

\*4：弾性設計用地震動 Sd-F1, F2 は、基準地震動 Ss-F1, F2 と同様に、原子炉本体地震応答解析モデルへの入力として、Sd-F1(NS), F2(NS)に基づく入力地震動を NS 方向モデルに入力し、Sd-F1(EW), F2(EW)に基づく入力地震動を EW 方向モデルに入力する。

## 2.2 材料物性の不確かさを考慮した設計用荷重の設定

材料物性の不確かさを考慮したケースの地震応答解析結果を踏まえて、設計用荷重 I を設定する。設計用荷重 I の設定方法を以下及び図 2-1 に示す。

設計用荷重 I（材料物性の不確かさを考慮した設計用荷重）は、基本ケースの地震応答解析結果から得られた荷重を 1.2 倍した値及び材料物性の不確かさを考慮したケース（不確かさケース）の地震応答解析結果から得られた荷重を 1.0 倍した値を包絡して作成する（表 2-3 及び表 2-4）。

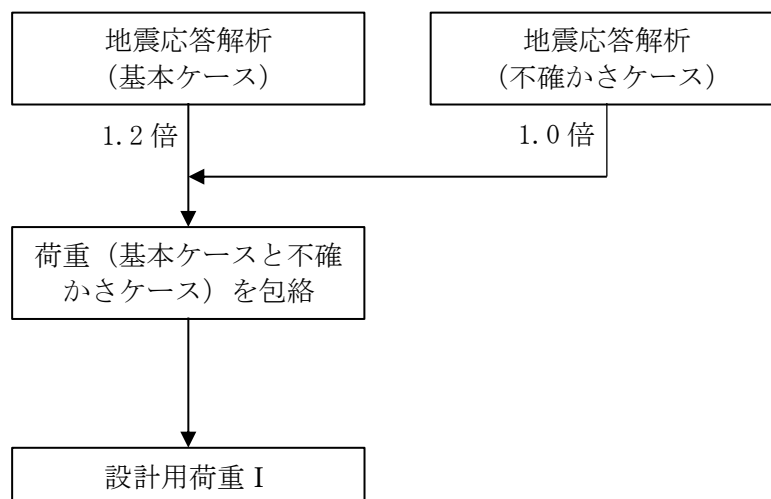


図 2-1 設計用荷重 I の作成方法

表 2-3(1) 設計用荷重 I (せん断力, S d) (1/4)

名称	標高 EL (m)	せん断力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	
原子炉格納容器	39.400	222	184	182	222
	37.060	442	368	358	442
	34.758	3670	3050	2770	3670
	33.141	4390	3650	3340	4390
	29.392	14100	12300	11100	14100
	27.907	14800	12900	11700	14800
	22.932	15800	13700	12400	15800
	19.878	16400	14200	12900	16400
	16.825	17400	15200	13500	17400
	13.700	17700	15400	13700	17700
	11.900	18400	16200	14300	18400
	10.100				
	ガンマ線遮蔽壁	29.962	3580	3430	2650
26.981		4890	4060	3830	4890
24.000		8000	7140	6130	8000
21.500		10800	9920	8510	10800
19.000		14300	12700	11500	14300
原子炉圧力容器 ベデスタル	15.944	25700	23600	22300	25700
	13.022	27700	25600	24600	27700
	10.100				

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。



表 2-3(1) 設計用荷重 I (せん断力, S d) (2/4)

名称	標高 EL (m)	せん断力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	
原子炉压力容器	37.494	328	318	269	328
	36.586	694	673	565	694
	35.678	2150	2080	1740	2150
	33.993	2430	2240	1980	2430
	32.567	4910	4730	3970	4910
	31.557	6150	5920	4970	6150
	30.369	6520	6280	5260	6520
	30.218	1830	1700	1570	1830
	29.181	1860	1770	1520	1860
	28.249	1950	1960	1420	1960
	27.317	2230	2220	1530	2230
	26.687	2750	2720	1930	2750
	25.414	3320	3260	2440	3320
	25.131	3560	3480	2690	3560
	24.419	3870	3770	3020	3870
	23.707	4300	4180	3390	4300
	22.995	4680	4560	3700	4680
	22.283	5160	5020	4080	5160
	21.064	5420	5280	4290	5420
	20.892	5790	5630	4590	5790
	20.214	6210	6030	4920	6210
	19.196	9520	8520	8540	9520
	18.250	10400	9300	9210	10400
15.944					

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-3(1) 設計用荷重 I (せん断力, S d) (3/4)

名称	標高 EL (m)	せん断力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド 及び炉心シュラウド 上部胴	31.557	67.8	64.0	69.0	69.0
	30.369	479	409	488	488
	29.181	732	638	735	735
	28.249	810	707	815	815
	27.317	897	785	910	910
	26.687	1260	1110	1230	1260
	25.414				
炉心シュラウド 中間胴	25.843	2820	2460	3020	3020
	25.414	4170	3590	4400	4400
	25.131	4170	3590	4380	4380
	24.419	4000	3440	4180	4180
	23.707	3760	3220	3940	3940
	22.995	3550	3110	3730	3730
	22.283	3480	3100	3650	3650
	21.064				
炉心シュラウド 下部胴	21.571	2800	2530	2980	2980
	21.064	6260	5520	6670	6670
	20.892	6290	5540	6690	6690
	20.214	6360	5540	6740	6740
	19.196				

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-3(1) 設計用荷重 I (せん断力, S d) (4/4)

名称	標高 EL (m)	せん断力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	
制御棒駆動機構 ハウジング (外側)	17.442	179	162	135	179
	16.345	121	109	90.8	121
	15.248	6.28	5.75	4.02	6.28
	14.151	113	102	84.9	113
	13.054				
燃料集合体	25.843	2720	2390	2830	2830
	25.131	1950	1740	1990	1990
	24.419	719	650	700	719
	23.707	727	669	757	757
	22.995	1960	1750	2000	2000
	22.283	2720	2360	2750	2750
	21.571	—	—	—	—
制御棒案内管	21.571	394	376	258	394
	20.892	289	277	186	289
	20.214	115	108	70.4	115
	19.535	98.7	93.2	65.1	98.7
	18.856	282	270	183	282
	18.178	410	398	267	410
	17.499	—	—	—	—
制御棒駆動機構 ハウジング (内側)	17.499	460	444	301	460
	16.508	68.0	64.6	52.2	68.0
	15.644	43.1	39.2	31.6	43.1
	14.781	9.96	9.07	7.47	9.96
	13.917	36.5	34.7	27.7	36.5
	13.054				

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

表 2-3(2) 設計用荷重 I (モーメント, S d) (1/4)

名称	標高 EL (m)	モーメント (kN・m)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉格納容器	39.400	—	—	—	—
	37.060	519	431	426	519
	34.758	1540	1280	1250	1540
	33.141	7390	6090	5610	7390
	29.392	23900	19800	18200	23900
	27.907	44600	37900	34300	44600
	22.932	119000	102000	92000	119000
	19.878	167000	144000	130000	167000
	16.825	217000	187000	169000	217000
	13.700	271000	234000	212000	271000
	11.900	303000	262000	236000	303000
10.100	336000	291000	262000	336000	
ガンマ線遮蔽壁	29.962	—	—	—	—
	26.981	10700	10200	7900	10700
	24.000	20400	19000	16400	20400
	21.500	38300	31900	30100	38300
	19.000	64400	55400	49700	64400
原子炉圧力容器 ペDESTAL	15.944	105000	93500	80500	105000
		203000	179000	155000	203000
	13.022	278000	248000	216000	278000
	10.100	359000	322000	286000	359000

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

表 2-3(2) 設計用荷重 I (モーメント, S d) (2/4)

名称	標高 EL (m)	モーメント (kN・m)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉压力容器	37.494	—	—	—	—
	36.586	298	289	244	298
	35.678	928	900	757	928
	33.993	4540	4400	3680	4540
	32.567	7910	7590	6490	7910
	31.557	12900	12400	10500	12900
	30.369	20200	19400	16300	20200
	30.218	21100	20400	17100	21100
	29.181	20400	19300	16700	20400
	28.249	20800	19100	16900	20800
	27.317	22000	19800	17800	22000
	26.687	23000	20800	18600	23000
	25.414	25900	23400	20900	25900
	25.131	26700	24200	21600	26700
	24.419	29100	26300	23500	29100
	23.707	31700	28700	25600	31700
	22.995	34500	31700	28000	34500
	22.283	37500	34900	30500	37500
	21.064	43000	41000	35100	43000
	20.892	43800	41900	35700	43800
20.214	47100	45700	38500	47100	
19.196	66700	58500	51400	66700	
18.250	75600	66400	58500	75600	
15.944	98500	86800	78600	98500	

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-3(2) 設計用荷重 I (モーメント, S d) (3/4)

名称	標高 EL (m)	モーメント (kN・m)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド 及び炉心シュラウド 上部胴	31.557	—	—	—	—
	30.369	80.6	76.0	81.9	81.9
	29.181	646	556	661	661
	28.249	1320	1140	1350	1350
	27.317	2070	1800	2100	2100
	26.687	2630	2300	2670	2670
	25.414	4240	3700	4220	4240
炉心シュラウド 中間胴	25.843	—	—	—	—
	25.414	1210	1060	1300	1300
		5180	4580	5490	5490
	25.131	6330	5540	6720	6720
	24.419	9210	7950	9820	9820
	23.707	12000	10400	12800	12800
	22.995	14600	12600	15600	15600
	22.283	17100	14900	18300	18300
21.064	21300	18600	22700	22700	
炉心シュラウド 下部胴	21.571	—	—	—	—
	21.064	1420	1280	1510	1510
		22700	19700	24200	24200
	20.892	23800	20500	25400	25400
	20.214	28100	24100	29900	29900
19.196	34500	29700	36800	36800	

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-3(2) 設計用荷重 I (モーメント, S d) (4/4)

名称	標高 EL (m)	モーメント (kN・m)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
制御棒駆動機構 ハウジング (外側)	17.442	208	188	156	208
	16.345	13.1	12.1	10.1	13.1
	15.248	121	110	91.1	121
	14.151	123	111	93.1	123
	13.054	—	—	—	—
燃料集合体	25.843	—	—	—	—
	25.131	1940	1700	2020	2020
	24.419	3320	2940	3430	3430
	23.707	3830	3370	3910	3910
	22.995	3330	2900	3380	3380
	22.283	1940	1680	1960	1960
	21.571	—	—	—	—
制御棒案内管	21.571	—	—	—	—
	20.892	268	256	176	268
	20.214	461	443	302	461
	19.535	534	516	349	534
	18.856	469	453	305	469
	18.178	278	270	182	278
	17.499	—	—	—	—
制御棒駆動機構 ハウジング (内側)	17.499	—	—	—	—
	16.508	456	440	298	456
		70.6	63.8	51.9	70.6
	15.644	18.1	16.5	13.9	18.1
	14.781	26.7	25.9	20.5	26.7
	13.917	31.5	29.9	23.9	31.5
	13.054	—	—	—	—

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-3(3) 設計用荷重 I (軸力, S d) (1/4)

名称	標高 EL (m)	軸力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	
原子炉格納容器	39.400	91.1	83.9	72.3	91.1
	37.060	187	173	149	187
	34.758	631	584	503	631
	33.141	1010	933	804	1010
	29.392	1630	1530	1320	1630
	27.907	2070	1940	1680	2070
	22.932	2740	2580	2250	2740
	19.878	3170	2980	2630	3170
	16.825	4010	3770	3360	4010
	13.700	4320	4050	3620	4320
	11.900	5270	4890	4400	5270
	10.100				
ガンマ線遮蔽壁	29.962	2170	1880	1610	2170
	26.981	4670	3990	3460	4670
	24.000	7100	6010	5240	7100
	21.500	9340	7870	6880	9340
	19.000	11800	9940	8670	11800
	15.944	21900	18600	16100	21900
原子炉圧力容器 ペDESTAL	13.022	24000	20600	17600	24000
	10.100				

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。



表 2-3(3) 設計用荷重 I (軸力, S d) (2/4)

名称	標高 EL (m)	軸力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	
原子炉压力容器	37.494	70.7	60.4	51.8	70.7
	36.586	153	131	112	153
	35.678	493	421	362	493
	33.993	878	750	644	878
	32.567	1590	1360	1170	1590
	31.557	1950	1670	1430	1950
	30.369	2040	1750	1500	2040
	30.218	2160	1840	1580	2160
	29.181	2350	2010	1730	2350
	28.249	2670	2280	1970	2670
	27.317	2830	2420	2090	2830
	26.687	2990	2550	2200	2990
	25.414	3200	2740	2360	3200
	25.131	3270	2800	2420	3270
	24.419	3380	2890	2500	3380
	23.707	3510	3000	2590	3510
	22.995	3610	3090	2670	3610
	22.283	3760	3210	2780	3760
	21.064	3850	3300	2850	3850
	20.892	4040	3460	2990	4040
20.214	4250	3640	3140	4250	
19.196	4370	3740	3230	4370	
18.250	7740	6600	5700	7740	
15.944					

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-3(3) 設計用荷重 I (軸力, S d) (3/4)

名称	標高 EL (m)	軸力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド 及び炉心シュラウド 上部胴	31.557	22.1	21.5	15.8	22.1
	30.369	159	155	114	159
	29.181	253	245	181	253
	28.249	290	281	207	290
	27.317	335	325	240	335
	26.687	420	407	301	420
	25.414				
炉心シュラウド 中間胴	25.843	45.9	44.7	32.9	45.9
	25.414	512	497	366	512
	25.131	534	519	382	534
	24.419	566	550	405	566
	23.707	597	580	428	597
	22.995	628	610	450	628
	22.283	669	650	479	669
	21.064				
炉心シュラウド 下部胴	21.571	97.8	93.6	71.9	97.8
	21.064	805	785	580	805
	20.892	825	805	595	825
	20.214	865	844	625	865
	19.196	1010	983	734	1010
	17.419				

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

表 2-3(3) 設計用荷重 I (軸力, S d) (4/4)

名称	標高 EL (m)	軸力 (kN)			
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	設計用荷重 I
燃料集合体	25.843	291	245	212	291
	25.131	486	410	355	486
	24.419	681	574	497	681
	23.707	873	736	638	873
	22.995	1070	895	777	1070
	22.283	1250	1050	915	1250
	21.571	1390	1170	1020	1390
制御棒案内管	20.892	1440	1210	1060	1440
	20.214	1490	1260	1100	1490
	19.535	1550	1300	1140	1550
	18.856	1600	1340	1180	1600
	18.178	1650	1390	1220	1650
	17.499	—	—	—	—
制御棒駆動機構 ハウジング (内側)	17.499	1700	1430	1250	1700
	16.508	122	113	90.4	122
	15.644	107	98.3	78.8	107
	14.781	90.7	83.8	67.3	90.7
	13.917	75.0	69.4	55.7	75.0
	13.054	—	—	—	—
制御棒駆動機構 ハウジング (外側)	17.419	126	117	93.6	126
	16.345	107	98.5	79.3	107
	15.248	87.1	80.6	64.9	87.1
	14.151	67.8	62.7	50.5	67.8
	13.054	—	—	—	—

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-3(4) 設計用荷重 I (ばね反力, S d)

名称	ばね反力(kN)			設計用荷重 I
	ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉格納容器 スタビライザ	12700	12500	10200	12700
原子炉圧力容器 スタビライザ	8090	7800	6520	8090
シヤラグ	15200	14000	11800	15200
制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム	367	317	273	367

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

表 2-3(5) 設計用荷重 I (燃料集合体相対変位, S d)

名称	相対変位(mm)			設計用荷重 I
	ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
燃料集合体	33.1	29.1	33.9	33.9

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

表 2-4(1) 設計用荷重 I (せん断力,  $S_s$ ) (1/4)

名称	標高 EL (m)	せん断力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉格納容器	39.400	322	363	261	363
	37.060	649	679	523	679
	34.758	4680	4140	3830	4680
	33.141	5370	4700	4460	5370
	29.392	23400	20500	20700	23400
	27.907	24400	21400	21600	24400
	22.932	25600	22500	22700	25600
	19.878	26400	23200	23200	26400
	16.825	28500	24500	24700	28500
	13.700	29200	25000	25300	29200
	11.900	31300	26400	27000	31300
	10.100				
ガンマ線遮蔽壁	29.962	6980	6440	5860	6980
	26.981	7480	6730	6170	7480
	24.000	12600	12000	10900	12600
	21.500	17400	16900	15900	17400
	19.000	22800	21800	20800	22800
原子炉圧力容器 ペDESTAL	15.944	40400	38600	35400	40400
	13.022	46400	41400	39300	46400
	10.100				

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-4(1) 設計用荷重 I (せん断力,  $S_s$ ) (2/4)

名称	標高 EL (m)	せん断力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉压力容器	37.494	615	586	543	615
	36.586	1290	1240	1140	1290
	35.678	3910	3750	3480	3910
	33.993	4420	4210	3790	4420
	32.567	8700	8380	7680	8700
	31.557	10700	10300	9490	10700
	30.369	11300	11000	10100	11300
	30.218	3460	3250	2660	3460
	29.181	2950	2900	2070	2950
	28.249	2990	2910	2470	2990
	27.317	3320	3200	2670	3320
	26.687	4050	3860	3510	4050
	25.414	5730	5400	4700	5730
	25.131	6490	6060	5250	6490
	24.419	7480	6920	5980	7480
	23.707	8450	7790	6710	8450
	22.995	9220	8500	7280	9220
	22.283	10200	9350	7990	10200
	21.064	10700	9830	8370	10700
	20.892	11300	10500	8890	11300
20.214	12000	11200	9470	12000	
19.196	12300	11700	11600	12300	
18.250	13800	12900	12900	13800	
15.944					

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-4(1) 設計用荷重 I (せん断力,  $S_s$ ) (3/4)

名称	標高 EL (m)	せん断力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド 及び炉心シュラウド 上部胴	31.557	105	89.8	88.4	105
	30.369	737	630	588	737
	29.181	1140	969	904	1140
	28.249	1250	1070	995	1250
	27.317	1350	1160	1080	1350
	26.687	2150	1850	1650	2150
	25.414				
炉心シュラウド 中間胴	25.843	2850	2380	3210	3210
	25.414	4570	3830	4610	4610
	25.131	4630	3890	4580	4630
	24.419	4580	3860	4360	4580
	23.707	4480	3830	4070	4480
	22.995	4630	3990	3950	4630
	22.283	4900	4200	4030	4900
	21.064				
炉心シュラウド 下部胴	21.571	3030	2890	3160	3160
	21.064	6970	5930	6680	6970
	20.892	6980	5950	6690	6980
	20.214	6940	5920	6720	6940
	19.196				

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-4(1) 設計用荷重 I (せん断力,  $S_s$ ) (4/4)

名称	標高 EL (m)	せん断力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	
制御棒駆動機構 ハウジング (外側)	17.442	343	315	250	343
	16.345	231	210	169	231
	15.248	10.4	9.56	7.19	10.4
	14.151	215	196	158	215
	13.054				
燃料集合体	25.843	2670	2320	2960	2960
	25.131	1900	1660	2040	2040
	24.419	712	613	701	712
	23.707	735	634	809	809
	22.995	1910	1660	2060	2060
	22.283	2650	2280	2820	2820
	21.571	—	—	—	—
制御棒案内管	21.571	909	954	538	954
	20.892	664	705	389	705
	20.214	256	277	148	277
	19.535	228	234	136	234
	18.856	649	686	381	686
	18.178	952	1020	559	1020
	17.499	—	—	—	—
制御棒駆動機構 ハウジング (内側)	17.499	1060	1140	626	1140
	16.508	139	130	105	139
	15.644	85.0	78.6	63.4	85.0
	14.781	19.4	17.3	13.9	19.4
	13.917	74.0	69.5	55.4	74.0
	13.054				

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。



表 2-4(2) 設計用荷重 I (モーメント, S s) (1/4)

名称	標高 EL (m)	モーメント (kN・m)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉格納容器	39.400	—	—	—	—
	37.060	754	848	609	848
	34.758	2250	2400	1820	2400
	33.141	9280	7900	7630	9280
	29.392	29400	25500	24200	29400
	27.907	56600	49800	45100	56600
	22.932	178000	154000	152000	178000
	19.878	255000	222000	221000	255000
	16.825	333000	293000	292000	333000
	13.700	417000	369000	368000	417000
	11.900	468000	413000	412000	468000
10.100	523000	460000	458000	523000	
ガンマ線遮蔽壁	29.962	—	—	—	—
	26.981	20800	19200	17500	20800
	24.000	39900	36100	31700	39900
	21.500	57500	51700	47200	57500
	19.000	94400	89100	77100	94400
原子炉圧力容器 ペDESTAL	15.944	161000	152000	136000	161000
		289000	276000	252000	289000
	13.022	399000	384000	349000	399000
	10.100	528000	502000	454000	528000

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

表 2-4(2) 設計用荷重 I (モーメント, S s) (2/4)

名称	標高 EL (m)	モーメント (kN・m)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉压力容器	37.494	—	—	—	—
	36.586	558	533	493	558
	35.678	1730	1650	1530	1730
	33.993	8320	7970	7390	8320
	32.567	14700	14000	12800	14700
	31.557	23400	22500	20600	23400
	30.369	36100	34700	31900	36100
	30.218	37800	36400	33400	37800
	29.181	36900	35500	31600	36900
	28.249	37200	35800	31100	37200
	27.317	38800	37500	31900	38800
	26.687	40200	39100	32700	40200
	25.414	44700	43900	36800	44700
	25.131	46100	45400	38200	46100
	24.419	49800	49400	41900	49800
	23.707	54200	53900	46100	54200
	22.995	59600	58800	50800	59600
	22.283	65400	64300	55900	65400
	21.064	76100	75100	65500	76100
	20.892	77700	76700	66900	77700
20.214	84200	83200	72900	84200	
19.196	94400	93500	82500	94400	
18.250	105000	101000	91000	105000	
15.944	135000	129000	117000	135000	

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-4(2) 設計用荷重 I (モーメント, S s) (3/4)

名称	標高 EL (m)	モーメント (kN・m)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド 及び炉心シュラウド 上部胴	31.557	—	—	—	—
	30.369	125	107	105	125
	29.181	972	834	799	972
	28.249	2030	1740	1620	2030
	27.317	3200	2730	2530	3200
	26.687	4040	3460	3210	4040
	25.414	6640	5640	5300	6640
炉心シュラウド 中間胴	25.843	—	—	—	—
	25.414	1220	1020	1380	1380
		7080	6070	5990	7080
	25.131	8120	6980	7120	8120
	24.419	11400	9390	10400	11400
	23.707	14600	12000	13500	14600
	22.995	17800	14700	16300	17800
	22.283	20900	17300	19000	20900
21.064	26300	22300	23500	26300	
炉心シュラウド 下部胴	21.571	—	—	—	—
	21.064	1540	1460	1600	1600
		27500	22900	25000	27500
	20.892	28700	23900	26100	28700
	20.214	33400	27900	30600	33400
19.196	40500	33900	37400	40500	

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-4(2) 設計用荷重 I (モーメント, S s) (4/4)

名称	標高 EL (m)	モーメント (kN・m)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
制御棒駆動機構 ハウジング (外側)	17.442	397	363	290	397
	16.345	24.7	23.0	18.6	24.7
	15.248	232	212	170	232
	14.151	236	215	174	236
	13.054	—	—	—	—
燃料集合体	25.843	—	—	—	—
	25.131	1900	1650	2110	2110
	24.419	3240	2830	3560	3560
	23.707	3730	3250	4040	4040
	22.995	3240	2810	3470	3470
	22.283	1890	1630	2010	2010
	21.571	—	—	—	—
制御棒案内管	21.571	—	—	—	—
	20.892	617	648	366	648
	20.214	1070	1130	629	1130
	19.535	1240	1320	730	1320
	18.856	1090	1160	638	1160
	18.178	646	690	380	690
	17.499	—	—	—	—
制御棒駆動機構 ハウジング (内側)	17.499	—	—	—	—
	16.508	1050	1130	620	1130
		139	128	104	139
	15.644	34.1	31.7	25.6	34.1
	14.781	54.2	52.0	40.9	54.2
	13.917	63.9	60.0	47.8	63.9
	13.054	—	—	—	—

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-4(3) 設計用荷重 I (軸力, S s) (1/4)

名称	標高 EL (m)	軸力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	
原子炉格納容器	39.400	181	160	134	181
	37.060	371	328	275	371
	34.758	1260	1110	934	1260
	33.141	2010	1770	1500	2010
	29.392	3270	2890	2460	3270
	27.907	4170	3670	3150	4170
	22.932	5550	4860	4210	5550
	19.878	6450	5630	4910	6450
	16.825	8190	7110	6260	8190
	13.700	8820	7620	6740	8820
	11.900	10800	9170	8180	10800
	10.100				
ガンマ線遮蔽壁	29.962	4350	3860	3270	4350
	26.981	9330	8260	7000	9330
	24.000	14100	12500	10600	14100
	21.500	18500	16400	13900	18500
	19.000	23400	20700	17600	23400
	15.944	43200	38600	32600	43200
原子炉圧力容器 ペDESTAL	13.022	47500	42400	35700	47500
	10.100				

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-4(3) 設計用荷重 I (軸力, S<sub>s</sub>) (2/4)

名称	標高 EL (m)	軸力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉压力容器	37.494	139	125	105	139
	36.586	301	271	227	301
	35.678	968	872	730	968
	33.993	1730	1560	1300	1730
	32.567	3120	2810	2360	3120
	31.557	3820	3450	2890	3820
	30.369	4010	3620	3030	4010
	30.218	4230	3820	3200	4230
	29.181	4610	4160	3480	4610
	28.249	5250	4740	3970	5250
	27.317	5560	5030	4210	5560
	26.687	5870	5310	4450	5870
	25.414	6290	5690	4770	6290
	25.131	6440	5820	4880	6440
	24.419	6650	6010	5040	6650
	23.707	6900	6250	5240	6900
	22.995	7110	6430	5390	7110
	22.283	7390	6690	5610	7390
	21.064	7580	6870	5760	7580
	20.892	7950	7200	6030	7950
20.214	8370	7580	6350	8370	
19.196	8600	7800	6530	8600	
18.250	15300	13800	11600	15300	
15.944					

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。

表 2-4(3) 設計用荷重 I (軸力, S s) (3/4)

名称	標高 EL (m)	軸力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド 及び炉心シュラウド 上部胴	31.557	43.4	40.2	31.7	43.4
	30.369	312	290	228	312
	29.181	495	460	362	495
	28.249	568	527	415	568
	27.317	658	610	481	658
	26.687	823	764	602	823
	25.414				
炉心シュラウド 中間胴	25.843	90.4	83.9	66.2	90.4
	25.414	1010	932	733	1010
	25.131	1050	973	766	1050
	24.419	1110	1040	811	1110
	23.707	1180	1090	856	1180
	22.995	1240	1150	900	1240
	22.283	1320	1220	960	1320
	21.064				
炉心シュラウド 下部胴	21.571	193	177	146	193
	21.064	1590	1480	1170	1590
	20.892	1630	1520	1200	1630
	20.214	1710	1590	1260	1710
	19.196	1990	1850	1480	1990
	17.419				

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

表 2-4(3) 設計用荷重 I (軸力, S s) (4/4)

名称	標高 EL (m)	軸力 (kN)			設計用荷重 I
		ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性 + $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性 - $\sigma$ )	
燃料集合体	25.843	576	501	428	576
	25.131	965	840	717	965
	24.419	1350	1180	1010	1350
	23.707	1740	1510	1290	1740
	22.995	2110	1840	1570	2110
	22.283	2480	2170	1850	2480
	21.571	2750	2410	2050	2750
制御棒案内管	20.892	2860	2500	2140	2860
	20.214	2970	2600	2220	2970
	19.535	3070	2690	2300	3070
	18.856	3180	2790	2380	3180
	18.178	3280	2880	2450	3280
	17.499	—	—	—	—
制御棒駆動機構 ハウジング (内側)	17.499	3370	2960	2520	3370
	16.508	241	218	182	241
	15.644	210	190	159	210
	14.781	179	163	136	179
	13.917	149	135	113	149
	13.054	—	—	—	—
制御棒駆動機構 ハウジング (外側)	17.419	248	225	188	248
	16.345	211	191	159	211
	15.248	173	156	130	173
	14.151	134	122	102	134
	13.054	—	—	—	—

注：ハッチング箇所は、最大となるケースを示す。



表 2-4(4) 設計用荷重 I (ばね反力, S s)

名称	ばね反力(kN)			設計用荷重 I
	ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
原子炉格納容器 スタビライザ	21800	22600	20500	22600
原子炉圧力容器 スタビライザ	13100	13200	12600	13200
シヤラグ	34200	31600	27400	34200
制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム	681	621	510	681

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

表 2-4(5) 設計用荷重 I (燃料集合体相対変位, S s)

名称	相対変位(mm)			設計用荷重 I
	ケース1 (基本ケース)	ケース2 (地盤物性+ $\sigma$ )	ケース3 (地盤物性- $\sigma$ )	
燃料集合体	32.3	28.1	35.0	35.0

注：ハッチング箇所は，最大となるケースを示す。

## 2. 建物-機器連成解析における解析モデルの設定

## 目 次

1. 概要	1
2. 水平方向地震応答解析モデル	5
2.1 既工認同様の水平方向地震応答解析モデルの設定	5
2.1.1 質点位置	5
2.1.2 質点質量	8
2.1.3 断面剛性（断面二次モーメント及び有効せん断断面積）	8
2.1.4 構造物間ばね定数	10
2.1.5 材料物性値（縦弾性係数，ポアソン比）	30
2.2 既工認の地震応答解析モデルからの設定変更及びその影響検討	31
2.2.1 既工認の地震応答解析モデルからの設定変更	31
2.2.1.1 水平方向地震応答解析モデルの統合	31
2.2.1.2 構造物間ばね定数の算定方法の変更	33
2.2.1.2.1 原子炉格納容器スタビライザ： $K_4$	33
2.2.1.2.2 原子炉圧力容器スタビライザ： $K_5$	46
2.2.2 既工認と今回工認の地震応答解析モデルの比較による影響検討	69
3. 鉛直方向地震応答解析モデル	147
3.1 鉛直方向地震応答解析モデルの扱い	147
3.2 鉛直方向地震応答解析モデルの設定	149
3.2.1 質点位置	151
3.2.2 質点質量	154
3.2.3 ばね定数	155
3.3 球殻部を考慮したばね定数に関する影響検討	156
3.3.1 モデル化の方針	156
3.3.2 ばね定数及び固有値解析結果の比較	166
3.3.3 地震応答解析結果の比較	171
3.3.4 設備評価への影響検討	201
3.3.4.1 最大応答加速度及び軸力を用いて耐震評価を実施する設備	201
3.3.4.2 床応答スペクトルを用いて耐震評価を実施する設備	207
4. 建物と機器の相互作用を考慮した地震応答解析モデルに係る影響検討	218

## 1. 概要

原子炉建物，原子炉格納容器，ガンマ線遮蔽壁，原子炉压力容器ペDESTAL，原子炉压力容器，原子炉内部構造物等を連成させた原子炉本体地震応答解析モデルは，VI-2-1-6 「地震応答解析の基本方針」に記載の方針に基づいて設定されている。設定内容は，VI-2-2-1 「炉心，原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示すとおりである。

ここで，今回工認の地震応答解析モデルは，既工認のモデル諸元を適用することを基本とするが，以下の変更及び追加を行っている。

本資料では，水平方向及び鉛直方向の原子炉本体地震応答解析モデルについて，設定内容の詳細及びその妥当性を示すものである。

### 水平方向

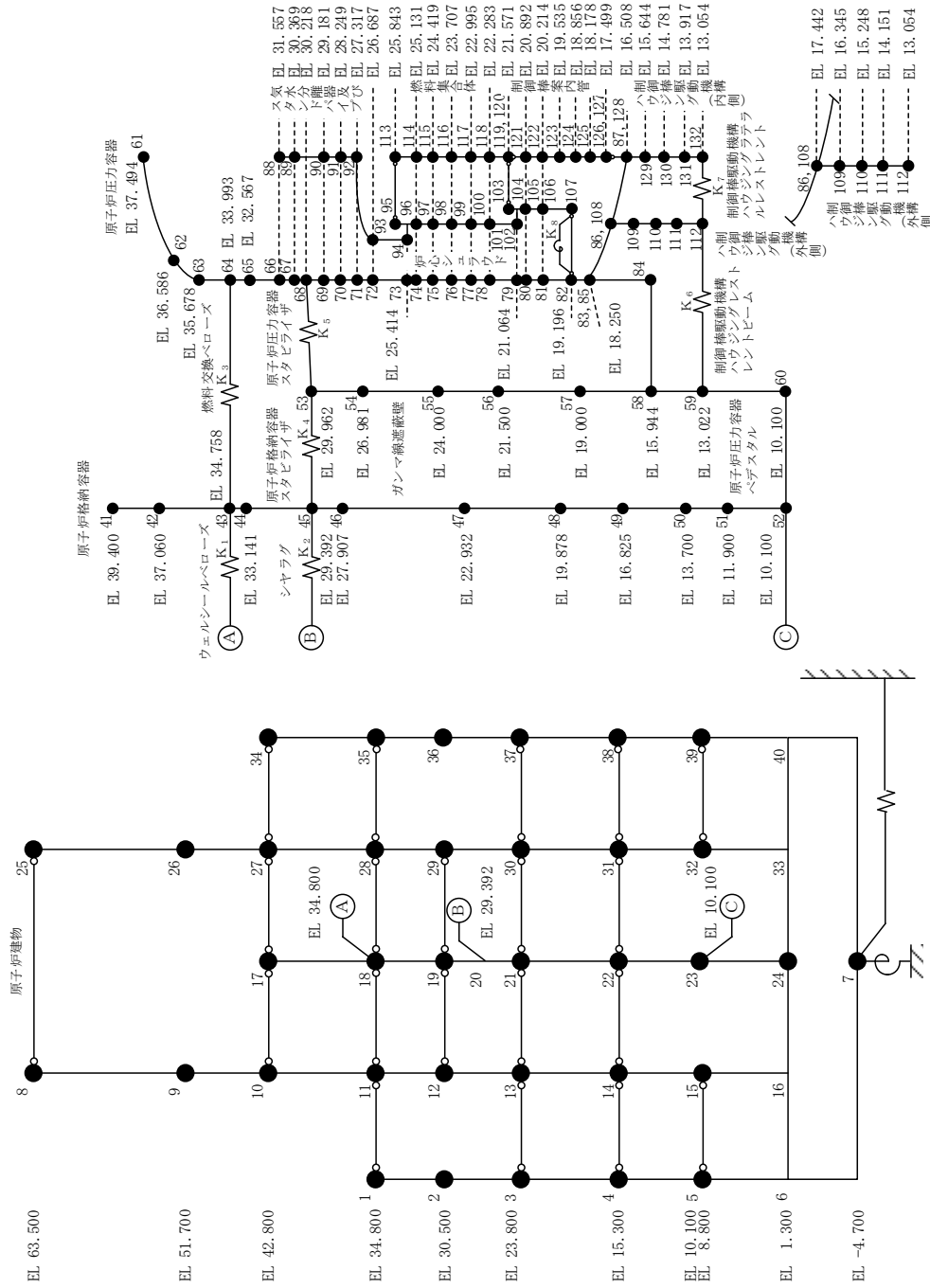
- ・精緻に地震応答解析を実施する観点から，地震応答解析への影響が比較的大きく，先行プラントにて精緻にばね定数を算定した実績のある原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉压力容器スタビライザのばね定数算定方法を変更
- ・既工認のように設計進捗に応じたモデルの使い分けの必要がないこと及び実機に合わせて構造物をモデル化できることから，原子炉格納容器－原子炉压力容器モデルと原子炉压力容器－炉内構造物モデルを統合し，原子炉格納容器－原子炉压力容器－炉内構造物モデルに変更

### 鉛直方向

- ・鉛直方向応答を適切に評価する観点から，鉛直方向地震応答解析モデルを追加

今回工認での水平方向の地震応答解析モデルを図 1-1 及び図 1-2 に，鉛直方向の地震応答解析モデルを図 1-3 に示す。

記号	内容
●	質点
— —	曲げ・せん断部材
—/—	水平ばね
⊕	回転ばね
○—○	剛部材 (ピン結合)

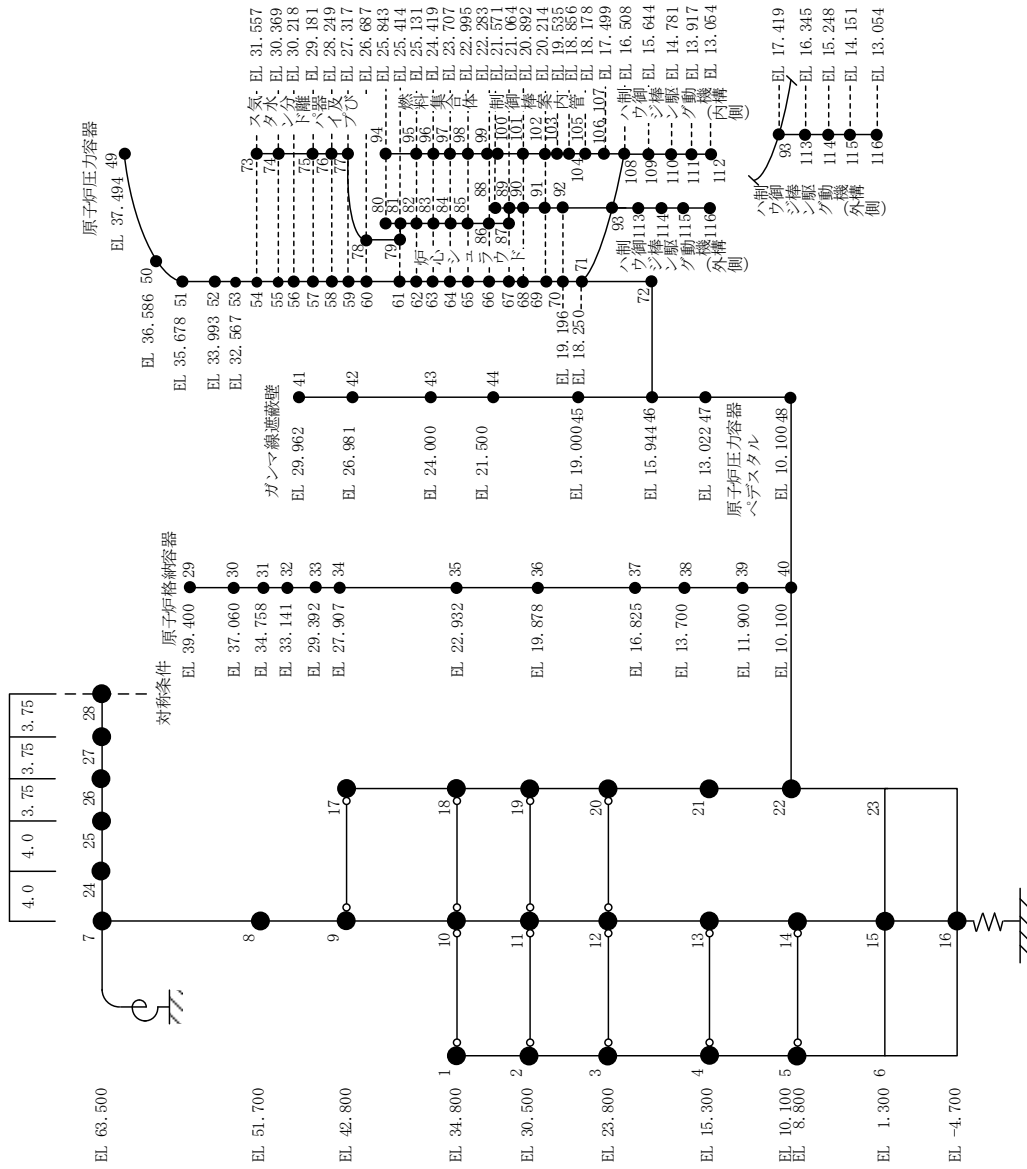


K <sub>1</sub>	ウエルシールベローズ
K <sub>2</sub>	シヤラダ
K <sub>3</sub>	燃料交換ベローズ
K <sub>4</sub>	原子炉格納容器スタビライザ
K <sub>5</sub>	原子炉圧力容器スタビライザ
K <sub>6</sub>	制御棒駆動機構ハウジング レストレイントビーム
K <sub>7</sub>	制御棒駆動機構ハウジング ラテラルレストレイント
K <sub>8</sub>	シユラウドサポータ

図 1-1 原子炉本体地震応答解析モデル (水平方向 (N S 方向)) (単位: m)



原子炉建物



記号	内容
●	質点
—	軸ばね
○	せん断ばね
⊕	回転ばね
⊖	鉛直ばね
—	はり
—	(屋根トラス部)

図 1-3 原子炉本体地震応答解析モデル (鉛直方向) (単位: m)

## 2. 水平方向地震応答解析モデル

本章では、水平方向地震応答解析モデルに関して、既工認同様の設定を行っている事項及び既工認から設定を変更している事項について説明する。

### 2.1 既工認同様の水平方向地震応答解析モデルの設定

#### 2.1.1 質点位置

解析モデルの質点位置は、各構造物の振動性状を適切に評価できるよう配慮するとともに、部材の剛性が変化する位置、構造的に不連続となる位置、応力評価点等を考慮して設定する。原子炉格納容器、ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ペDESTALの質点位置と実機構造の関係を図 2.1.1-1 に、原子炉圧力容器及び炉内構造物系の質点位置と実機構造の関係を図 2.1.1-2 に示す。



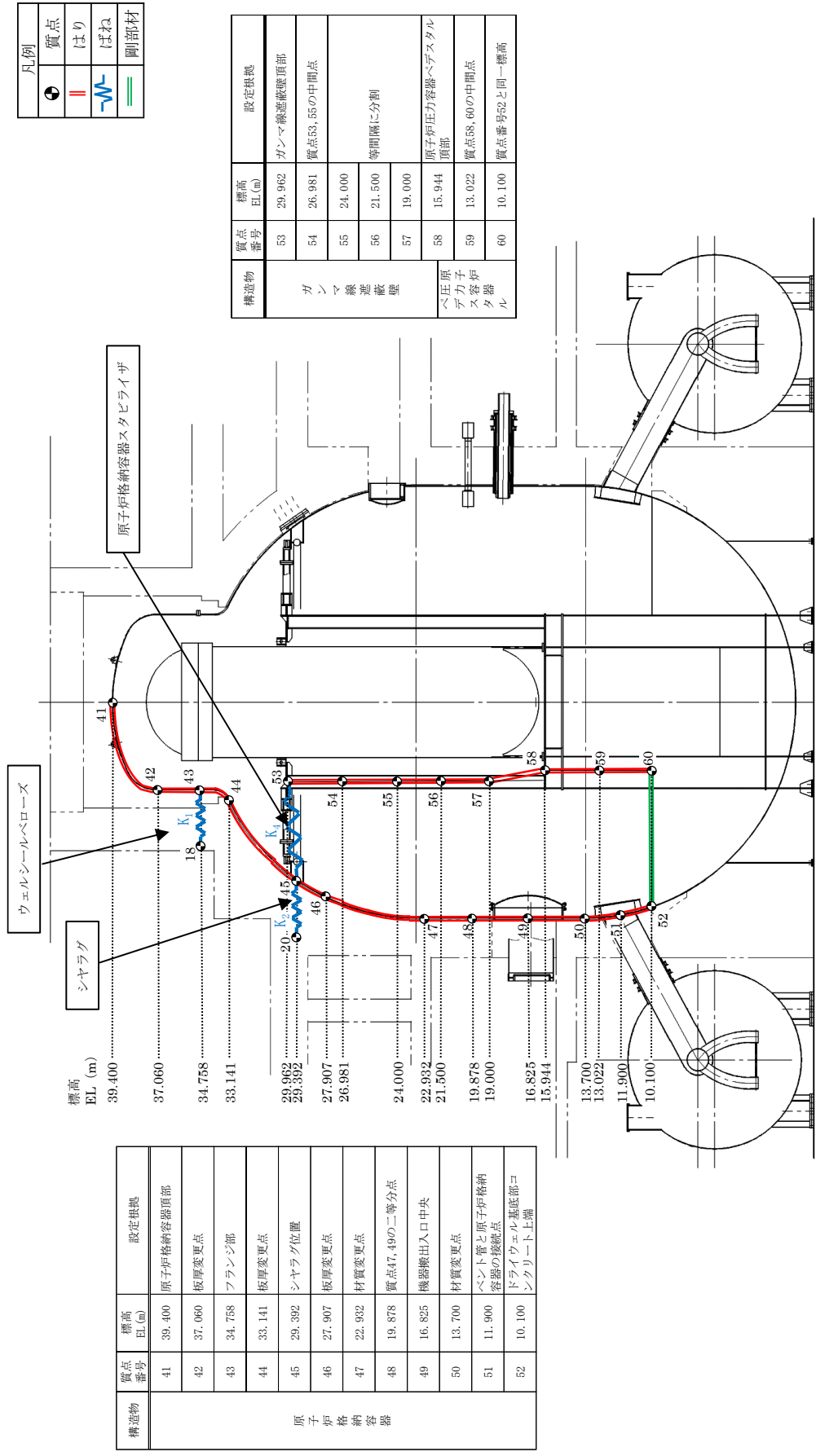
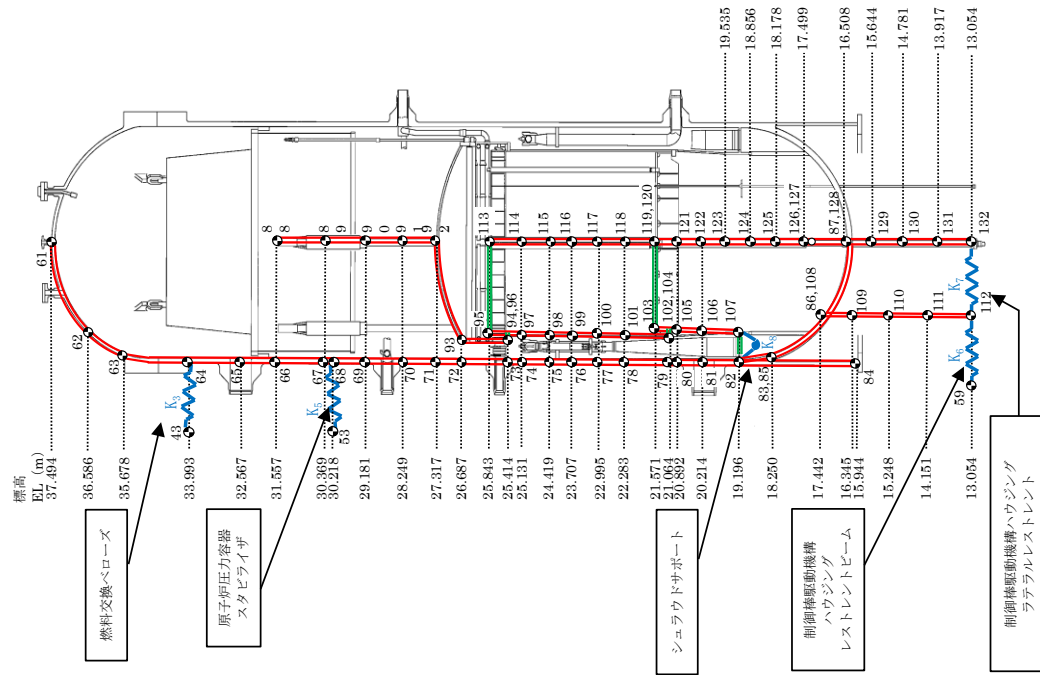


図 2.1.1-1 水平方向の原子炉本体地震応答解析モデルの質点位置と実機構造の関係 (原子炉格納容器, ガンマ線遮蔽壁及び原子炉压力容器ペダスタル)

構造物	質点番号	標高 EL(m)	設定根拠
原子炉圧力容器	61	37.494	原子炉圧力容器頂部
	62	36.586	等間隔に分割
	63	35.678	フランジと上鏡板の取合い部
	64	33.993	フランジと胴板の取合い部
	65	32.567	主蒸気用ノズル位置
	66	31.557	質点番号88位置と合わせている
	67	30.369	質点番号89位置と合わせている
	68	30.218	スタビライザブラケット
	69	29.181	質点番号90と同一標高
	70	28.249	質点番号91と同一標高
	71	27.317	質点番号92と同一標高
	72	26.687	質点番号93と同一標高
	73	25.414	質点番号94と同一標高
	74	25.131	
支持スカー	75	24.419	
	76	23.707	燃料集合体と同一標高
	77	22.995	
	78	22.283	
	79	21.064	質点番号104と同一標高
	80	20.892	質点番号121と同一標高
	81	20.214	再循環水出口用ノズル位置
	82	19.196	シュラウドサポートプレートとの接続位置
	83	18.250	支持スカート頂部
	84	15.944	支持スカート基部
圧力容器	85	18.250	支持スカート頂部
	86	17.442	制御棒通過孔スタブチューブ位置
	87	16.508	原子炉圧力容器底部



構造物	質点番号	標高 EL(m)	設定根拠
原子炉圧力容器	88	31.557	気水分離器頂部
	89	30.369	気水分離器中央
	90	29.181	スタブドハイク頂部
	91	28.249	スタブドハイク中央
	92	27.317	シュラウドヘッド
	93	26.687	胴板頂部
	94	25.414	炉心シュラウド上部胴
	95	25.843	炉心シュラウド下部胴
	96	25.414	
	97	25.131	燃料集合体と同一標高
炉心シュラウド	98	24.419	
	99	23.707	
	100	22.995	
	101	22.283	
	102	21.064	炉心シュラウド中間胴
	103	21.571	炉心支持板位置
	104	21.064	炉心シュラウド下部胴
	105	20.892	質点番号121と同一標高
	106	20.214	質点番号81と同一標高
	107	19.196	炉心シュラウド下部胴

構造物	質点番号	標高 EL(m)	設定根拠
制御棒	108	17.442	制御棒通過孔スタブチューブ位置
	109	16.345	
	110	15.248	等間隔に分割
	111	14.151	
	112	13.054	ハウジング下部
	112	13.054	ハウジング下部

凡例	
	質点
	はり
	ばね
	剛部材

構造物	質点番号	標高 EL(m)	設定根拠
燃料集合体	113	25.843	上部格子板位置
	114	25.131	
	115	24.419	
	116	23.707	等間隔に分割
	117	22.995	
	118	22.283	
	119	21.571	炉心支持板位置
	120	21.571	炉心支持板位置
制御棒案内管	121	20.892	
	122	20.214	
	123	19.535	等間隔に分割
	124	18.856	
	125	18.178	
	126	17.499	制御棒案内管下部
制御棒駆動機構	127	17.499	ハウジング上部
	128	16.508	原子炉圧力容器底部
	129	15.644	
	130	14.781	等間隔に分割
	131	13.917	
	132	13.054	ハウジング下部
	132	13.054	ハウジング下部

図 2.1.1-2 水平方向の原子炉本体地震応答解析モデルの質点位置と実機構造の関係 (原子炉圧力容器及び炉内構造物系)

### 2.1.2 質点質量

質点質量は、各構造物の連続する2質点間の質量の1/2を各質点に加え、2質点間の付加物等の質量も考慮する。なお、質量は定格運転時質量を使用する。

### 2.1.3 断面剛性（断面二次モーメント及び有効せん断断面積）

各構造物の連続する質点間の梁は、等価な曲げ及びせん断剛性を有するようモデル化する。円筒形又はそれに準ずる構造物について、断面二次モーメント及び有効せん断断面積は下式により算定する。なお、算定に際しては、公称寸法を使用し、原則として部材中央の断面で評価する。

$$\text{断面二次モーメント} : I = \frac{\pi}{64} (D_o^4 - D_i^4)$$

$$\text{有効せん断断面積} : A_s = \frac{\pi}{4} (D_o^2 - D_i^2) / K_s$$

ここで、

$D_o$  : 外径 (m)

$D_i$  : 内径 (m)

$K_s$  : せん断係数 (-)

断面剛性（断面二次モーメント及び有効せん断断面積）の算定例を以下に示す。



#### 2.1.4 構造物間ばね定数

各構造物間を接続する各機器を等価なばねでモデル化する。ばね定数の設定に際しては、ばねとしてモデル化する機器の形状を考慮して、材料力学の梁の公式、文献等による理論式又はFEM解析によりばね定数を算定する。ばね定数の数値一覧を表2.1.4-1に、ばね定数の算定方法の詳細を以下に示す。

表 2.1.4-1 各機器のばね定数

記号	名称	ばね定数
K <sub>1</sub>	ウェルシールベローズ	
K <sub>2</sub>	シヤラグ	
K <sub>3</sub>	燃料交換ベローズ	
K <sub>6</sub>	制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム	7.16×10 <sup>5</sup> kN/m
K <sub>7</sub>	制御棒駆動機構ハウジング ラテラルレストレント	
K <sub>8</sub>	シュラウドサポート	

(1) ウェルシールベローズ：K<sub>1</sub>

a. ウェルシールベローズの構造

ウェルシールベローズは、燃料取替時にバルクヘッドプレート上部へ水張りを  
行う際に、原子炉格納容器と原子炉建物との間を接続するためのステンレス製の構  
造物であり、原子炉格納容器と原子炉建物との相対変位を吸収できるよう蛇腹構  
造となっている。ウェルシールベローズの構造概要を図 2.1.4-1 に示す。

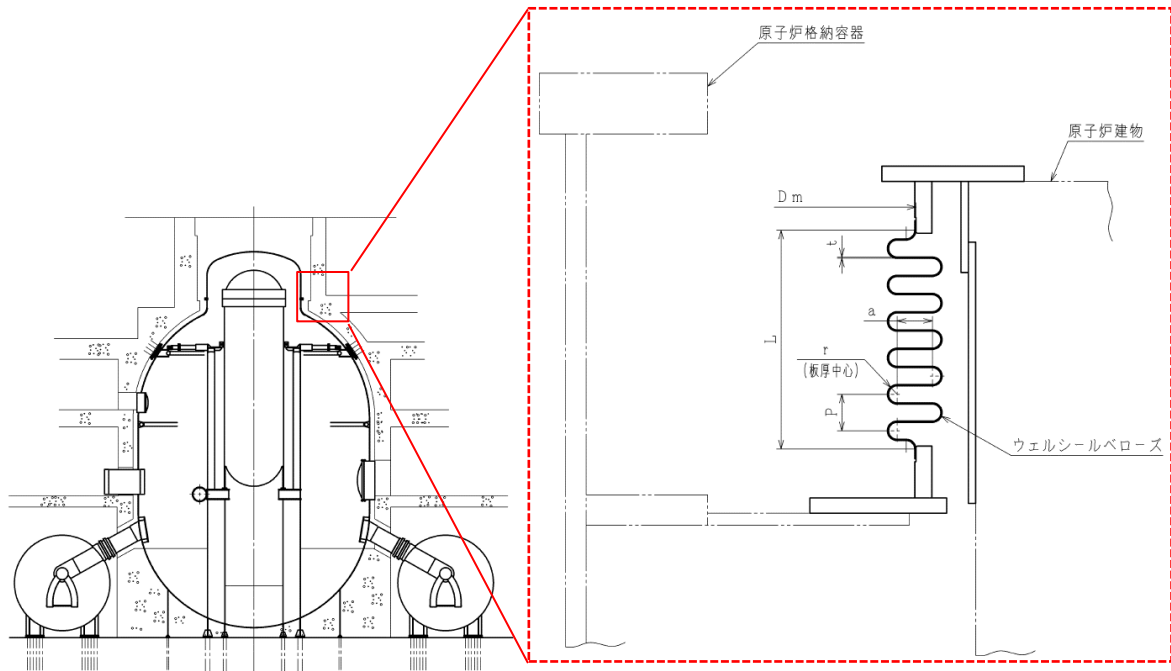


図 2.1.4-1 ウェルシールベローズの構造概要

b. ウェルシールベローズのばね定数算定方法

ウェルシールベローズのばね定数は、文献から導出される計算式の組合せにより  
算定する。

(a) 1山当たりの鉛直方向ばね定数<sup>[1]</sup>：K<sub>v</sub>

$$K_v = \frac{E \cdot \pi \cdot D_m \cdot t^3}{24 \cdot \left\{ \frac{a^3}{12} + r \left( \frac{\pi \cdot a^2}{4} + \frac{\pi \cdot r^2}{2} + 2 \cdot a \cdot r \right) \right\}}$$

(b) 水平方向変位 1mm(単位長さ：Y)に対する鉛直方向変位：δ<sub>y</sub>

$$\delta_y = \frac{2 \cdot D_m \cdot Y}{n^2 \cdot P}$$

(c) 径方向ばね定数<sup>[2]</sup>  $K_1$

$$K_1 = \frac{K_v \cdot D_m \cdot \delta_y}{2 \cdot L}$$

ここで,

E	: 縦弾性係数	=	<input type="text"/>	(MPa)
$D_m$	: 平均径	=	<input type="text"/>	(mm)
L	: 長さ	=	<input type="text"/>	(mm)
P	: ベローズピッチ	=	<input type="text"/>	(mm)
Y	: 単位長さ	=	<input type="text"/>	(mm)
t	: 板厚	=	<input type="text"/>	(mm)
a	: 円板部の長さ	=	<input type="text"/>	(mm)
r	: 山・谷の半径	=	<input type="text"/>	(mm)
n	: 山の個数	=	<input type="text"/>	* (-)

注記\* : 計画時の山の個数を示す。

c. ウェルシールベローズのばね定数算定結果

ウェルシールベローズのばね定数の算定結果を表 2.1.4-2 に示す。

表 2.1.4-2 ウェルシールベローズのばね定数

機器	記号	ばね定数
ウェルシールベローズ	$K_1$	<input type="text"/>

参考文献

[1] : 配管技術 (1967)

[2] : Expansion Joint Manufacturers Association 「STANDARD OF THE EXPANSION JOINT MANUFACTURERS ASSOCIATION, 5th edition」 Table III

(2) シヤラグ：K<sub>2</sub>

a. シヤラグの構造

シヤラグは、ドライウェル上部に周方向に8箇所設置され、原子炉格納容器外側のメイルシヤラグが原子炉建物側のフィメイルシヤラグと嵌め合う構造となっており、水平方向のうち原子炉格納容器周方向の変位を拘束し、径方向変位は拘束しない構造である(図2.1.4-2参照)。

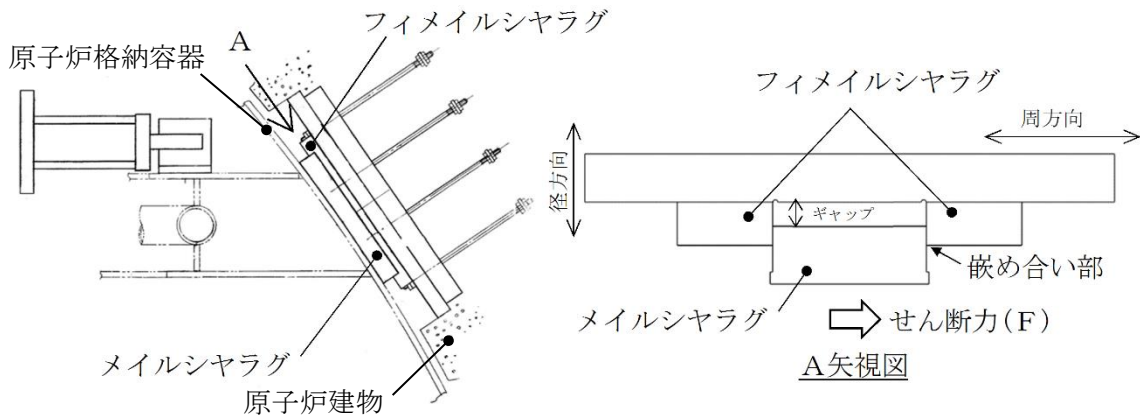


図 2.1.4-2 シヤラグ概要図

b. ばね定数の算定方法

シヤラグのばね定数は、せん断荷重から求めた荷重-変位の関係により算定する。せん断力(F)を受ける際のせん断変形の式から求める荷重-変位関係より、図2.1.4-3に示すメイルシヤラグ及びフィメイルシヤラグの各部に対するシヤラグ1基分のばね定数(k)を算定する。

$$v = \frac{1}{G} \int_0^x \left( \frac{\kappa \cdot F}{A} \right) dx = \frac{\kappa \cdot F}{G} \left( \frac{l_1}{A_1} + \frac{l_2}{A_2} + \frac{l_3}{A_3} \right)$$

$$k = \frac{F}{v} = \frac{G}{\kappa} \left( \frac{l_1}{A_1} + \frac{l_2}{A_2} + \frac{l_3}{A_3} \right)^{-1}$$

よって、シヤラグ8基全体のばね定数(K)は円周状にシヤラグが配置されていることから、次のとおりとなる。

$$K = 4 \cdot k$$

ここで、

- v : せん断ひずみ
- G : せん断弾性係数 =  (MPa)
- κ : 断面の形状係数 =  (-)
- a<sub>1</sub> : フィメイルシヤラグの幅 =  (mm)



- $a_2$  :  $a_1 + a_3$  =  (mm)  
 $a_3$  : メールシヤラグの幅 =  (mm)  
 $l_1$  : フィメールシヤラグの長さ =  (mm)  
 $l_2$  : シヤラグ接触面の長さ =  (mm)  
 $l_3$  : メールシヤラグの長さ =  (mm)  
 $h$  : シヤラグ接触面の長さ =  (mm)  
 $A_1$  : フィメールシヤラグの断面積 (=  $a_1 h$ )  
 $A_2$  :  $A_1 + A_3$  (=  $a_2 h$ )  
 $A_3$  : メールシヤラグの断面積 (=  $a_3 h$ )

ただし、上記の各寸法及び断面積は、常温における値である。

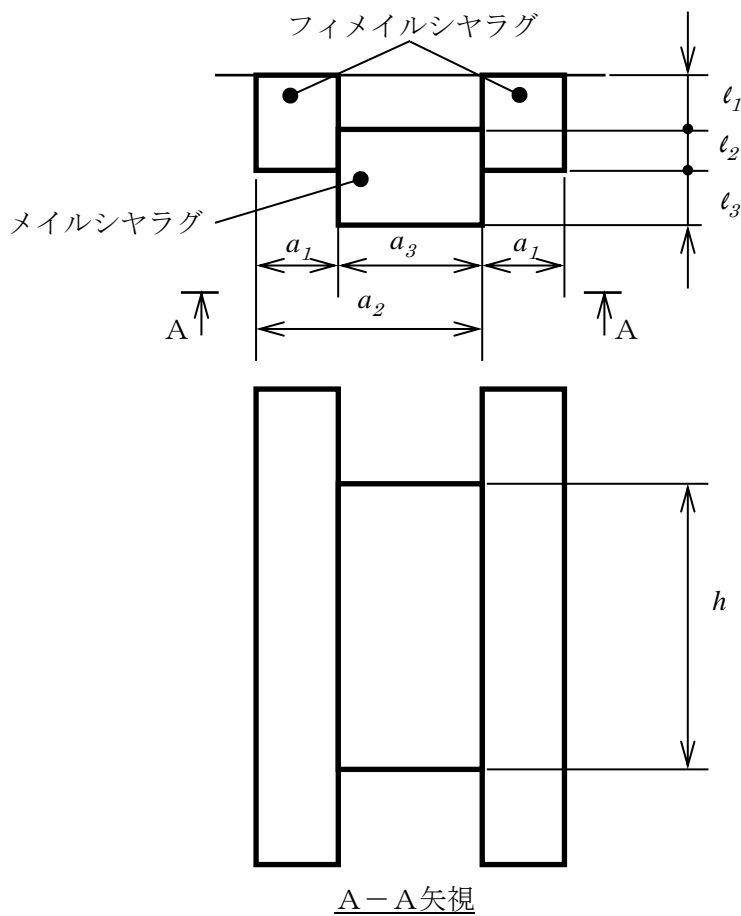


図 2.1.4-3 シヤラグばね定数算定概念図

c. シヤラグのばね定数算定結果

シヤラグのばね定数の算定結果を表 2.1.4-3 に示す。

表 2.1.4-3 シヤラグのばね定数

機器	記号	ばね定数
シヤラグ	$K_2$	<input type="text"/>

(3) 燃料交換ベローズ :  $K_3$

a. 燃料交換ベローズの構造

燃料交換ベローズは、燃料取替時にバルクヘッドプレート上部へ水張りを行う際に、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の間を接続するためのステンレス製の構造物であり、運転時の原子炉圧力容器と原子炉格納容器との熱移動量を吸収できるように蛇腹構造となっている。燃料交換ベローズの構造概要を図 2.1.4-4 に示す。

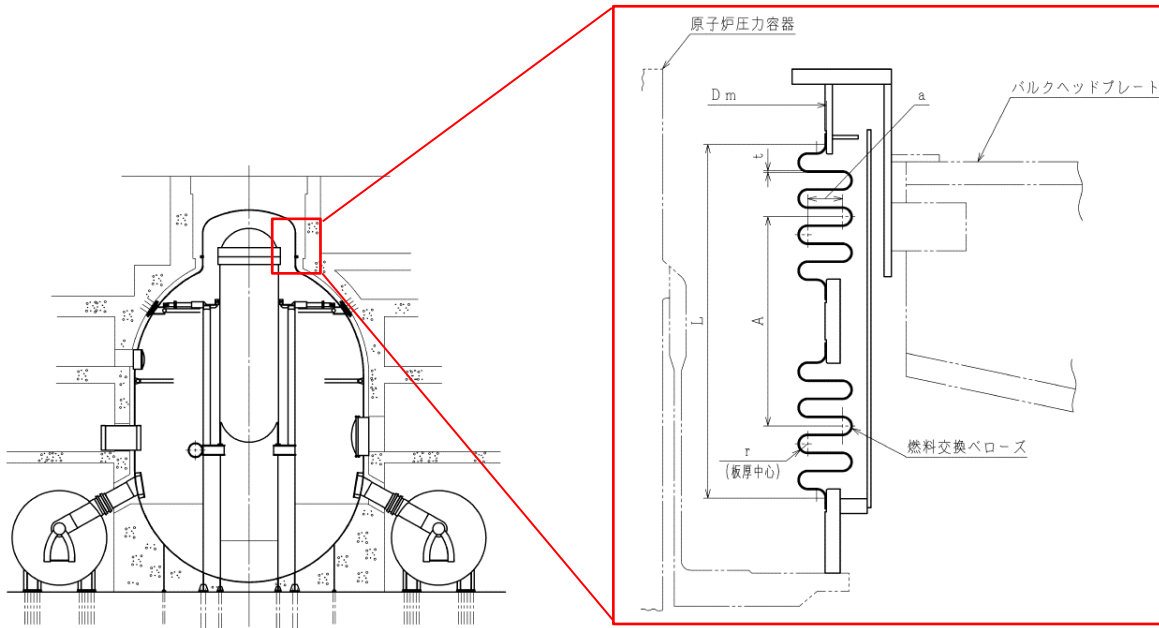


図 2.1.4-4 燃料交換ベローズの構造概要

b. 燃料交換ベローズのばね定数算定方法

燃料交換ベローズのばね定数  $K_3$  は、文献から導出される計算式の組合せにより算定する。

(a) 1山当たりの鉛直方向ばね定数<sup>[1]</sup>:  $K_V$

$$K_V = \frac{E \cdot \pi \cdot D_m \cdot t^3}{24 \cdot \left\{ \frac{a^3}{12} + r \left( \frac{\pi \cdot a^2}{4} + \frac{\pi \cdot r^2}{2} + 2 \cdot a \cdot r \right) \right\}}$$

(b) 水平方向変位 1mm(単位長さ : Y)に対する鉛直方向変位 :  $\delta_y$

$$\delta_y = \frac{D_m \cdot Y}{2 \cdot n \cdot A}$$

(c) 径方向ばね定数<sup>[2]</sup>  $K_3$

$$K_3 = \frac{K_v \cdot D_m \cdot \delta_y}{2 \cdot L}$$

ここで,

A	: ベローズ中心間距離	=	<input type="text"/>	(mm)
E	: 縦弾性係数	=	<input type="text"/>	(MPa)
$D_m$	: 平均径	=	<input type="text"/>	(mm)
L	: 長さ	=	<input type="text"/>	(mm)
Y	: 単位長さ	=	<input type="text"/>	(mm)
t	: 板厚	=	<input type="text"/>	(mm)
a	: 円板部の長さ	=	<input type="text"/>	(mm)
r	: 山・谷の半径	=	<input type="text"/>	(mm)
n	: 山の個数	=	<input type="text"/>	* (—)

注記\*: 計画時の山の個数を示す。

c. 燃料交換ベローズのばね定数算定結果

燃料交換ベローズのばね定数の算定結果を表 2.1.4-4 に示す。

表 2.1.4-4 燃料交換ベローズのばね定数

機器	記号	ばね定数
燃料交換ベローズ	$K_3$	

参考文献

[1]: 配管技術 (1967)

[2]: Expansion Joint Manufacturers Association 「STANDARD OF THE EXPANSION JOINT MANUFACTURERS ASSOCIATION, 5th edition」 Table III

(4) 制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム：K<sub>6</sub>

a. 制御棒駆動機構ハウジングレストレントビームの構造

制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム（以下「CRDハウジングレストレントビーム」という。）は、8箇所のブラケットで原子炉圧力容器ペDESTALと溶接により固定された構造物であり、構成部材としてはレストレントビーム、サポート、ブラケットからなる。

CRDハウジングレストレントビームは、制御棒駆動機構ハウジングの水平方向地震荷重を受けるが、CRDハウジングレストレントビームは制御棒駆動機構ハウジングを接触のみで支持しているため、圧縮方向の荷重は伝達するが引張方向の荷重は伝達しない構造である。

CRDハウジングレストレントビームの構造を図 2.1.4-5 に示す。

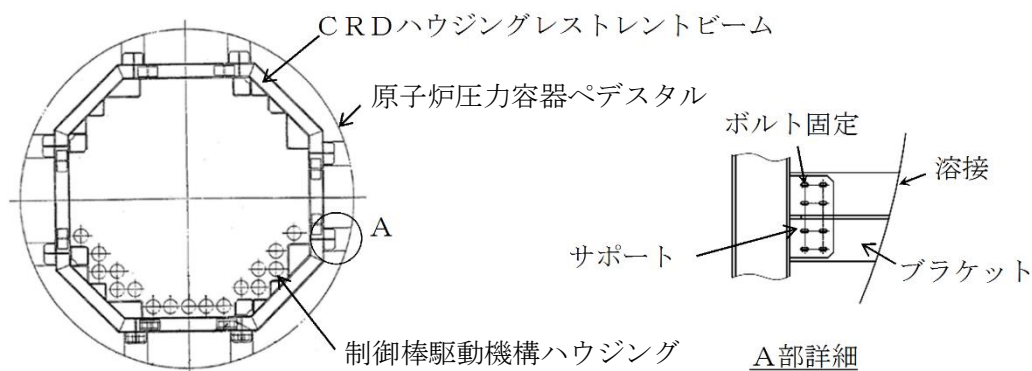


図 2.1.4-5 CRDハウジングレストレントビームの構造

b. CRDハウジングレストレントビームのばね定数算定方法

CRDハウジングレストレントビームのばね定数は、FEM解析により算定する。

c. 計算方法

計算機コード「SAP-IV」により、各部材ごとに断面積、断面二次モーメント、重量等を与える梁要素モデルで解析する。

d. 計算条件

(a) 解析モデル

解析モデルの概要を図 2.1.4-6 に示す。

解析モデルはCRDハウジングレストレントビームの対称性を考慮し、180° の範囲をモデル化する。

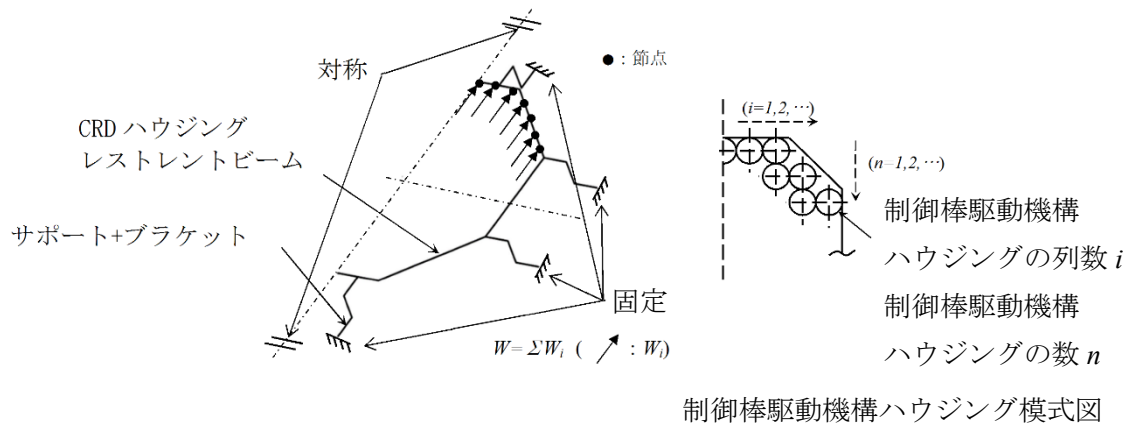


図 2.1.4-6 解析モデルの概要

(b) 各構成部材の材質及び材料物性

解析に用いる各構成部材の材質及び材料物性を表 2.1.4-5 に示す。

表 2.1.4-5 各構成部材の材質及び材料物性

構成部材	材質	縦弾性係数E (MPa)	ポアソン比 $\nu$
レストレイントビーム	SS400	$1.92 \times 10^5$	0.30
サポート	SM400A	$1.92 \times 10^5$	0.30
ブラケット	SM400A	$1.92 \times 10^5$	0.30

(c) 荷重条件

制御棒駆動機構ハウジング全水平荷重Wを分配して、制御棒駆動機構ハウジングの列ごとの荷重W<sub>i</sub>を設定し、それらの荷重W<sub>i</sub>を制御棒駆動機構ハウジング列上の最も近い節点に負荷する。

荷重W<sub>i</sub>は列ごとの制御棒駆動機構ハウジング本数に応じた比例配分により、次のとおり算定する。

$$W_i = \frac{W \cdot n_i}{\sum n_i} \quad (n : \text{本数}, i : \text{列数})$$

(d) 境界条件

CRDハウジングレストレイントビームと原子炉圧力容器ペDESTALは溶接にて固定されていることから境界条件は固定とする。また、180°の範囲をモデル化していることから、対称性を考慮した拘束条件とする。

e. 解析結果

ばね定数は、全水平荷重Wを最大変位量 $\delta$ で割ることにより求める。ばね定数を以下に示す。

また、変形前(荷重付与前)及び変形後のモデル形状を図2.1.4-7に示す。

$$\text{ばね定数} : K = \frac{W}{\delta} = 7.16 \times 10^5 [\text{kN/m}]$$

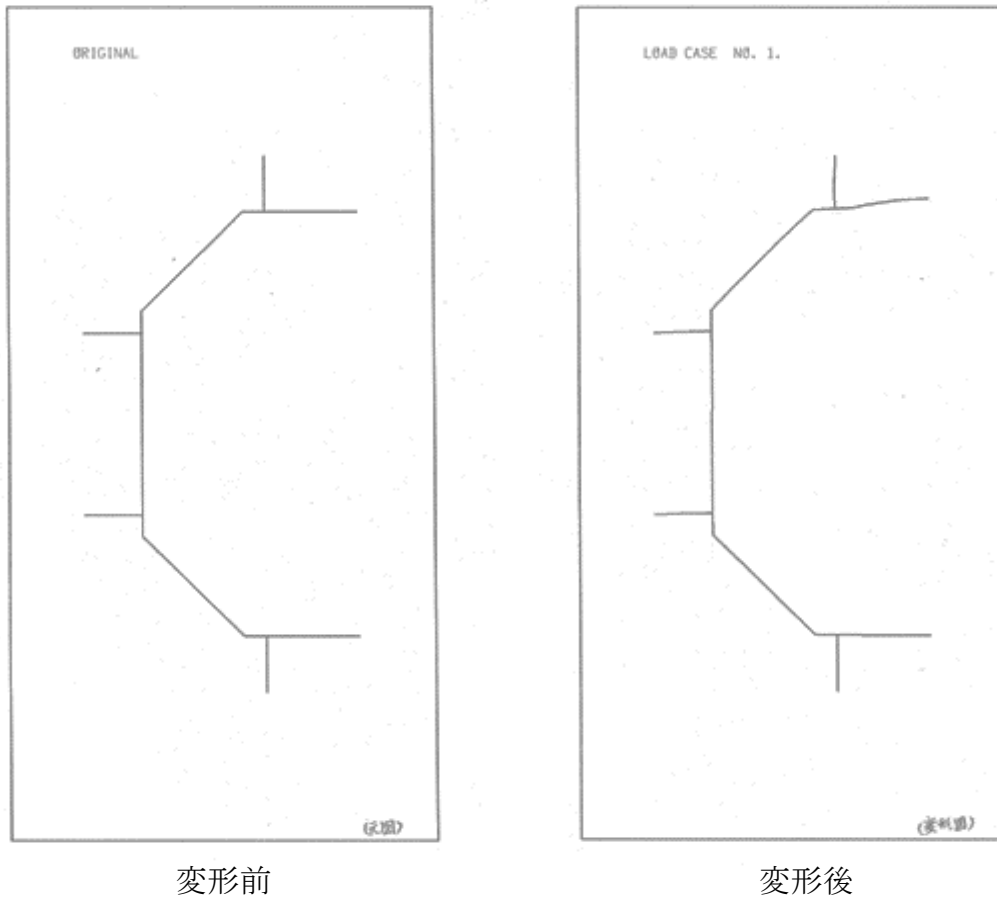


図 2.1.4-7 変形前後のモデル形状

f. CRDハウジングレストレントビームのばね定数算定結果

CRDハウジングレストレントビームのばね定数の算定結果を表2.1.4-6に示す。

表 2.1.4-6 CRDハウジングレストレントビームのばね定数

機器	記号	ばね定数
CRDハウジングレストレントビーム	$K_6$	$7.16 \times 10^5 \text{ kN/m}$

(5) 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレント：K<sub>7</sub>

a. 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントの構造

制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントは、制御棒駆動機構ハウジングの下端フランジにボルト締結にて設置された構造物であり、ヘッドボルト、ベースからなる。

制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントは地震時に制御棒駆動機構ハウジングを水平方向に支持し、制御棒駆動機構ハウジングレストレントビームへ荷重を伝達する。隣り合う制御棒駆動機構ハウジングは制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントを介して互いに接触しているため、圧縮方向の荷重は伝達するが、引張方向の荷重は伝達しない構造である。

制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントの構造概要を図 2.1.4-8 に示す。

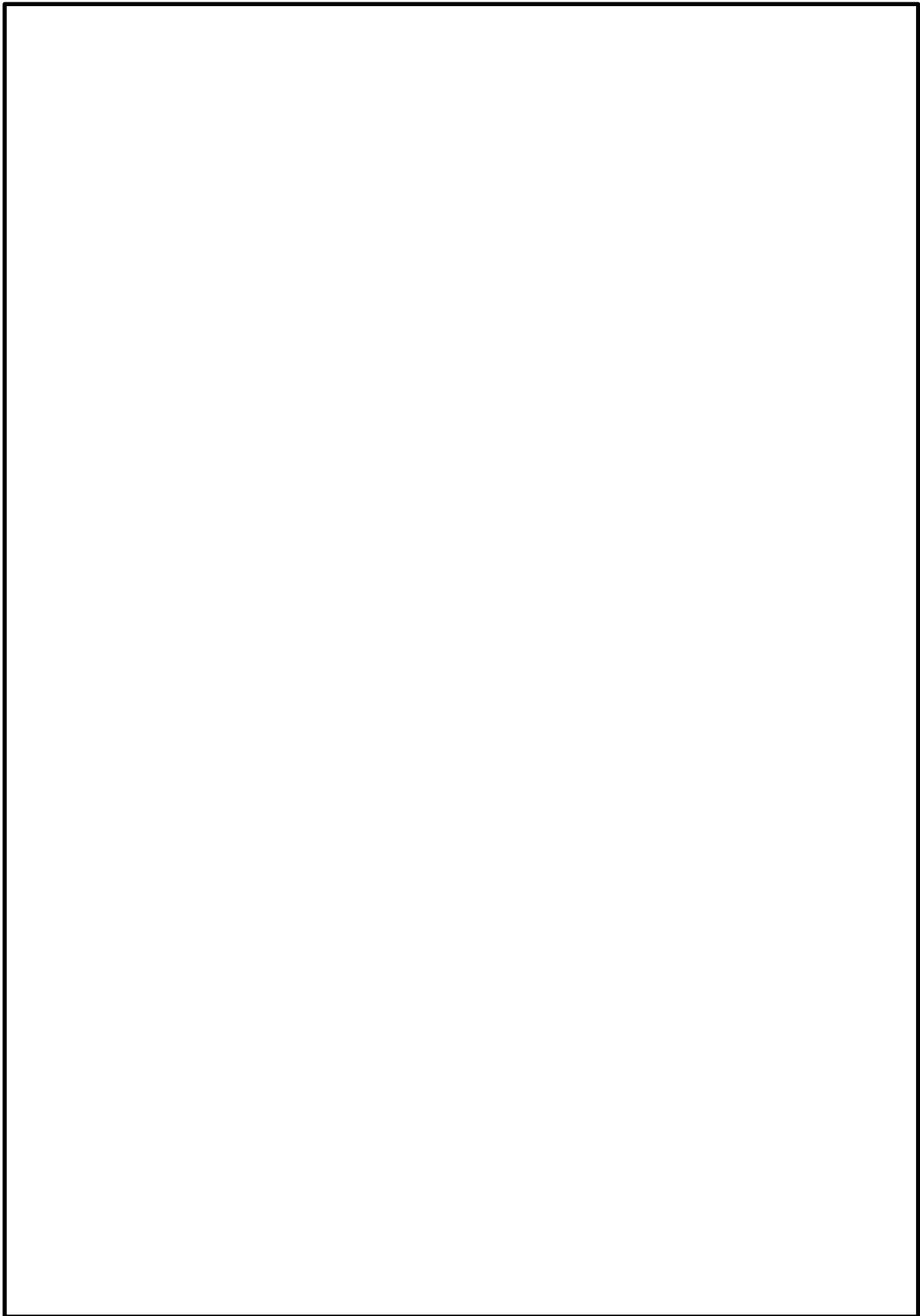


図 2.1.4-8 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレートの構造概要



b. 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレートのばね定数算定方法

(a) 全体でのばね定数の算定方法

制御棒駆動機構ハウジング（内側）と制御棒駆動機構ハウジング（外側）は、制御棒駆動機構ハウジングの固有周期が最も短いものとして最短部材の中心部 1 本、固有周期が最も長いものとして最長部材の最外部 1 本の制御棒駆動機構ハウジングを代表として、それぞれの質量、断面剛性を考慮しモデル化する。それぞれモデル化した制御棒駆動機構ハウジングに対し、制御棒駆動機構ラテラルレストレートを介した荷重伝達をモデル化するため、制御棒駆動機構ハウジング（内側）と制御棒駆動機構ハウジング（外側）間は、ラテラルレストレートの剛性を考慮したばねで接続する。ここで、制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレートのばね定数については、代表としてモデル化している最短と最長の制御棒駆動機構ハウジング間の制御棒駆動機構ラテラルレストレートを考慮する。

(図 2.1.4-8 中の  で囲んだ範囲)

図 2.1.4-8 中の  で囲んだ中央 1 列には、制御棒駆動機構ハウジング間のラテラルレストレイト  個と制御棒駆動機構ハウジング/レストレイトビーム間のラテラルレストレイト  個が直列に接続されているため、制御棒駆動機構ハウジング（内側）1 本当たりのばね定数として、中央 1 列の直列ばねのばね定数  $K$  を以下の式に基づき算定する。

$$K = \text{} \text{ (kN/m)}$$

ここで、 $K_A$  は制御棒駆動機構ラテラルレストレイト 1 個当たりのばね定数であり、 $K_A$  の算定方法を後述の (b) に示す。

制御棒駆動機構ハウジング（内側）は、上記のとおり代表 1 本をモデル化しているが、実機の制御棒駆動機構ハウジング（内側）全体の重量を模擬するため、モデル化した 1 本に  本分の重量を集約している。モデル化した制御棒駆動機構ハウジング（内側）の振動特性を実機と合わせるために、重量に合わせて剛性を  倍し、あわせてモデル化した制御棒駆動機構ラテラルレストレイトのばね定数も  倍している。したがって、制御棒駆動機構ラテラルレストレイト全体のばね定数  $K_7$  は以下のとおり算定される。算定のイメージを図 2.1.4-9 に示す。

$$K_7 = \text{} \text{ (kN/m)}$$

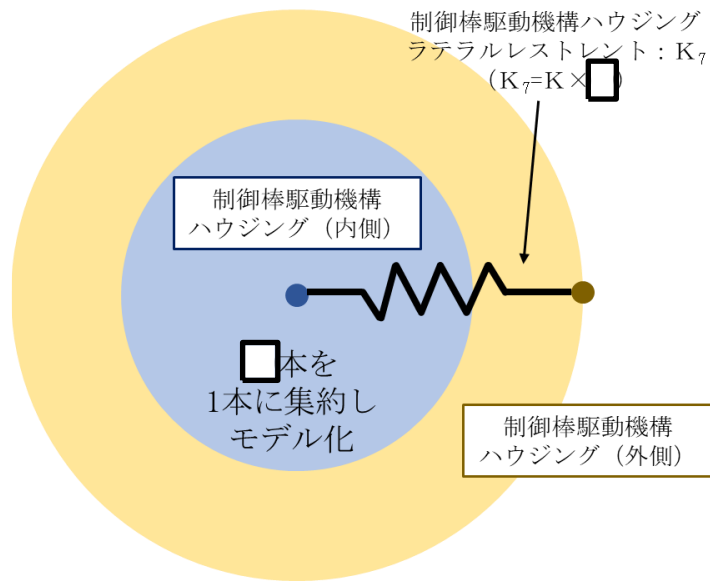


図 2.1.4-9 全体のばね定数算定イメージ

- (b) 制御棒駆動機構ハウジング間及び制御棒駆動機構ハウジング/レストレントビーム間のラテラルレストレントばね定数算定方法

制御棒駆動機構ハウジング間及び制御棒駆動機構ハウジング/レストレントビーム間のラテラルレストレントのばね定数 $K_A$ は、以下の式に基づき算定する。

$$K_A = \frac{1}{\left(\frac{1}{K_{P1}}\right) + \left(\frac{1}{K_{P2}}\right) + \left(\frac{1}{K_{P3}}\right) + \left(\frac{1}{K_{P4}}\right)}$$

$$K_{Pi} = \frac{A_i \cdot E_i}{l_i}, \quad i = 1 \sim 4$$

ここで、各記号は以下の記号の説明及び図 2.1.4-10 に示す制御棒駆動機構ハウジング間及び制御棒駆動機構ハウジング/レストレントビーム間のラテラルレストレントの構成部材構造図による。

- $K_{Pi}$  : 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントの構成部材のばね定数
- $A_i$  : 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントの構成部材の断面積
- $l_i$  : 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントの構成部材の長さ
- $B_1, B_2$  : 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントの構成部材の高さ

- $\phi_1, \phi_2$  : 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレートの構成部材の直径
- $t$  : 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレートの構成部材の幅
- $E_i$  : 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレートの構成部材の縦弾性係数 =  (MPa)
- $l_1$  =  (mm)
- $l_2$  =  (mm)
- $l_3$  =  (mm)
- $l_4$  =  (mm)
- $B_1$  =  (mm)
- $B_2$  =  (mm)
- $t$  =  (mm)
- $\phi_1$  =  (mm)
- $\phi_2$  =  (mm)

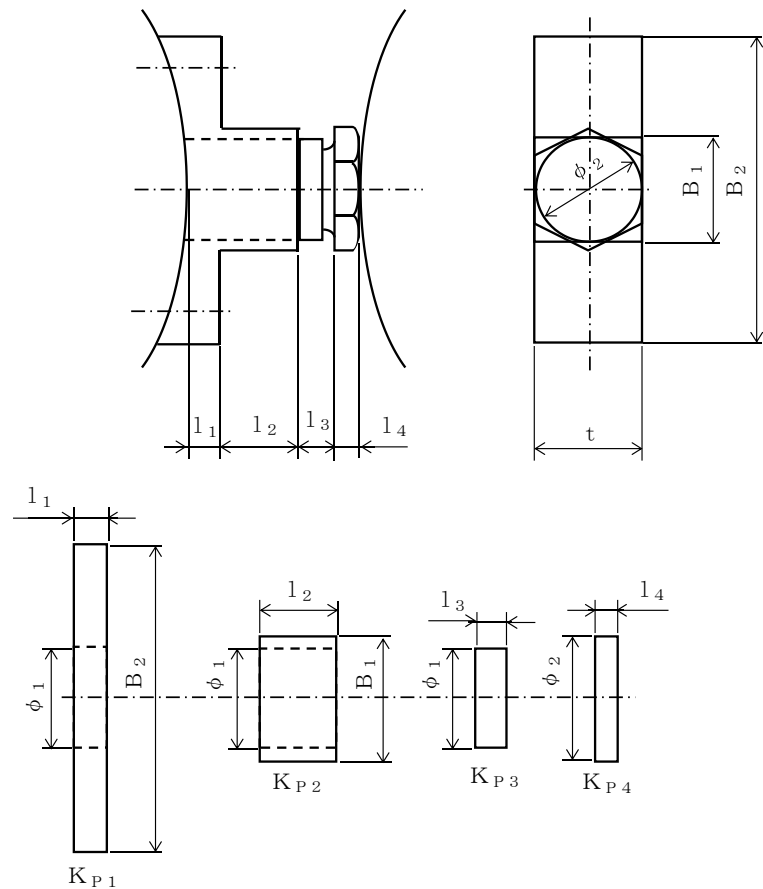


図 2.1.4-10 制御棒駆動機構ハウジング間及び制御棒駆動機構ハウジング/レストレートビーム間のラテラルレストレートの構成部材構造図

- c. 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントのばね定数算定結果  
 以上より算定した構成部材及び全体のばね定数の算定結果を表 2.1.4-7 に示す。

表 2.1.4-7 制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレントのばね定数

	記号	ばね定数 (kN/m)
制御棒駆動機構ハウジング間及び制御棒駆動機構ハウジング/レストレントビーム間のラテラルレストレントのばね定数	$K_A$	
制御棒駆動機構ハウジングラテラルレストレント全体のばね定数	$K_7$	

(6) シュラウドサポート (回転ばね) :  $K_8$

a. シュラウドサポートの構造

シュラウドサポートは、シュラウドサポートシリンダ、シュラウドサポートプレート及びシュラウドサポートレグからなる溶接構造物である。シュラウドサポートレグ下端及びシュラウドサポートプレート外周が原子炉圧力容器に溶接されており、シュラウドサポートシリンダを介して炉心シュラウドを支持する。

シュラウドサポートの構造概要を図 2.1.4-11 に示す。

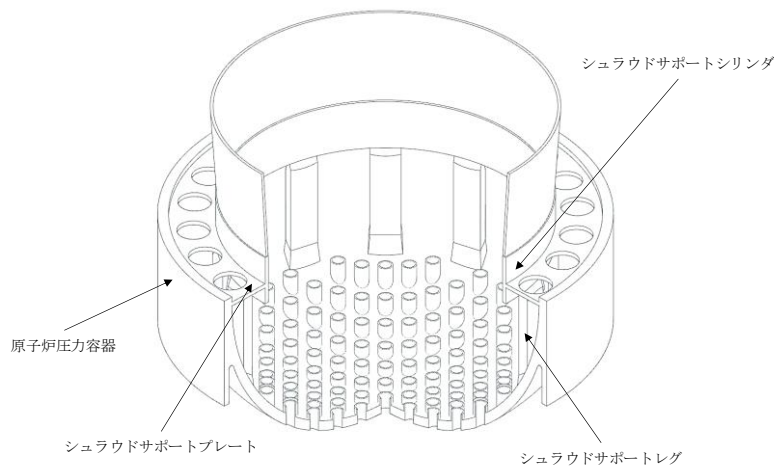


図 2.1.4-11 シュラウドサポートの構造概要

b. シュラウドサポートのばね定数算定方法

(a) 全体でのばね定数算定方法

シュラウドサポート全体でのばね定数 $K_8$ は、シュラウドサポートシリンダ、シュラウドサポートレグ及びシュラウドサポートプレートの回転ばね定数を算定し、以下のとおり組み合わせて算定する。図 2.1.4-12 にばね全体の模式図を示す。

$$K_8 = \frac{1}{\frac{1}{K_{MA1}} + \frac{1}{K_{MA2}}} + K_{MB}$$

ここで、

$K_{MA1}$  : シュラウドサポートシリンダのばね定数

$K_{MA2}$  : シュラウドサポートレグのばね定数

$K_{MB}$  : シュラウドサポートプレートのばね定数

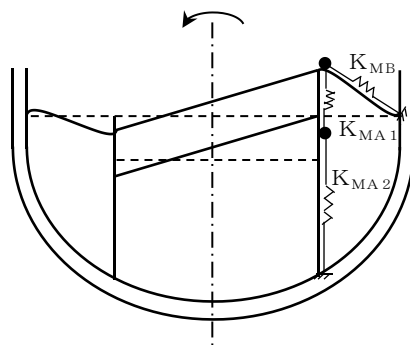


図 2.1.4-12 全体ばねの模式図

(b) 構成部材のばね定数算定方法

イ. シュラウドサポートシリンダ :  $K_{MA1}$

シュラウドサポートシリンダのばね定数 $K_{MA1}$ は、以下の式に基づき算定する。

$$K_{MA1} = \frac{R_m^2 \cdot A_1 \cdot E}{2L_1}$$

ロ. シュラウドサポートレグ :  $K_{MA2}$

シュラウドサポートレグのばね定数 $K_{MA2}$ は、以下の式に基づき算定する。

$$K_{MA2} = \frac{R_m^2 \cdot A_2 \cdot E}{2L_2}$$

ハ. シュラウドサポートプレート :  $K_{MB}$

シュラウドサポートプレートのばね定数 $K_{MB}$ は、以下の式<sup>[1]</sup>に基づき算定する。

$$K_{MB} = \frac{\pi \cdot R_m^2 \cdot E \cdot t_3^3}{3C_2 \cdot D_o^2 \cdot (1 - \nu^2)}$$

ここで、以下の各記号は図 2.1.4-13 に示す原子炉压力容器断面図による。

$$R_m : \frac{1}{2}(D_i - t_1) = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$A_1 : \text{シュラウドサポートシリンダ断面積} \\ A_1 = \pi \cdot t_1 (D_i - t_1) = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm}^2\text{)}$$

$$A_2 : \text{シュラウドサポートレグ断面積} \\ A_2 = N \cdot B \cdot t_2 = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm}^2\text{)}$$

$$L_1 : \text{シュラウドサポートシリンダ長さ} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$L_2 : \text{シュラウドサポートレグ長さ} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$t_1 : \text{シュラウドサポートシリンダ厚さ} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$t_2 : \text{シュラウドサポートレグ厚さ} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$t_3 : \text{シュラウドサポートプレート厚さ} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$D_o : \text{原子炉圧力容器内径} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$D_i : \text{炉心シュラウド外径} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$C_1 : = \frac{D_i - t_1}{D_o} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (-)}$$

$$C_2 : = \frac{1}{8} \left\{ 1 - C_1^2 - \frac{4C_1^2}{1 - C_1^2} \left( \ln \frac{1}{C_1} \right)^2 \right\} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (-)}$$

$$B : \text{シュラウドサポートレグ幅} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (mm)}$$

$$N : \text{シュラウドサポートレグ個数} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (-)}$$

$$E : \text{縦弾性係数} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (MPa)}$$

$$\nu : \text{ポアソン比} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (-)}$$

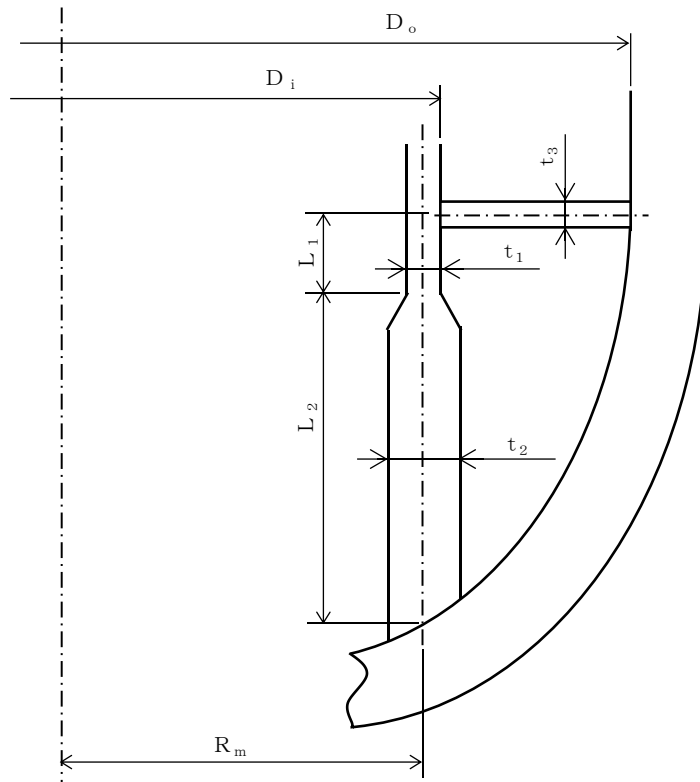


図 2.1.4-13 原子炉圧力容器断面図

c. シュラウドサポートのばね定数算定結果

以上より算定した構成部材及び全体のばね定数の算定結果を表 2.1.4-8 に示す。

表 2.1.4-8 シュラウドサポートのばね定数

	記号	ばね定数 (kN・m/rad)
シュラウドサポートシリンダのばね定数	$K_{MA1}$	
シュラウドサポートレグのばね定数	$K_{MA2}$	
シュラウドサポートプレートのばね定数	$K_{MB}$	
シュラウドサポートのばね定数	$K_8$	

参考文献

[1] : Roark 「FORMULAS for STRESS and STRAIN, 4th edition」 Table X No.20



### 2.1.5 材料物性値（縦弾性係数，ポアソン比）

大型機器，炉内構造物系の材料物性値（縦弾性係数，ポアソン比）は，適用する規格・基準等に基づき，表 2.1.5-1 に示す値を使用する。また，原子炉建物の材料物性値（縦弾性係数，ポアソン比）は，VI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」に基づき，表 2.1.5-2 に示す値を使用する。

表 2.1.5-1 解析に用いる物性値（水平方向）

名称		縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	出典
原子炉格納容器			0.30	(縦弾性係数及びポアソン比) 1973年 鋼構造設計基準
ガンマ線遮蔽壁			0.30	(縦弾性係数) 昭和55年 告示501号  (ポアソン比) 1973年 鋼構造設計基準
原子炉圧力容器ペDESTAL			0.30	
原子炉圧力容器	上部(質点61~70間)*		0.30	
	下部(質点70~83間)*		0.30	
	支持スカート		0.30	
気水分離器			0.30	
スタンドパイプ			0.30	
炉心シュラウド			0.30	
燃料集合体			0.40	試験，文献に基づく メーカー採用値
制御棒案内管		0.30	(縦弾性係数) 昭和55年 告示501号	
制御棒駆動機構ハウジング		0.30	(ポアソン比) 1973年 鋼構造設計基準	

注記\*：質点番号は代表してNS方向の地震応答解析モデルのものを示す。

表 2.1.5-2 原子炉建物の物性値

名称	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	出典
原子炉建物（建物，基礎スラブ）	$2.25 \times 10^4$	0.20	鉄筋コンクリート構造計算規準 ・同解説—許容応力度設計法— ( (社) 日本建築学会， 1999改定)
原子炉建物（屋根トラス部）	$2.05 \times 10^5$	0.30	鋼構造設計規準—許容応力度 設計法— ( (社) 日本建築学会， 2005改定)

## 2.2 既工認の地震応答解析モデルからの設定変更及びその影響検討

### 2.2.1 既工認の地震応答解析モデルからの設定変更

#### 2.2.1.1 水平方向地震応答解析モデルの統合

水平方向の原子炉本体地震応答解析モデルについて、既工認では建設工程の関係上、原子炉格納容器－原子炉圧力容器モデル（以下「PCV－RPVモデル」という。）と原子炉圧力容器－炉内構造物モデル（以下「RPV－Rinモデル」という。）の2種類のモデルを用いていた。しかし、今回工認では既工認のように設計進捗に応じたモデルの使い分けの必要がないこと及び実機に合わせて構造体をモデル化できることから、RPV－Rinモデルに原子炉格納容器を追加した原子炉格納容器－原子炉圧力容器－炉内構造物モデル（以下「PCV－RPV－Rinモデル」という。）を水平方向の原子炉本体地震応答解析モデルとする。既工認及び今回工認の原子炉本体地震応答解析モデルを表2.2.1.1-1に示す。

今回工認で用いるPCV－RPV－Rinモデルの質点位置、質点質量、断面剛性は、既工認のモデル諸元を適用することを基本とするため、既工認のPCV－RPVモデル（炉内構造物は原子炉圧力容器の付加質量として考慮）及びRPV－Rinモデル（原子炉格納容器は原子炉建物の付加質量として考慮）と同等である。そのため、PCV－RPV－Rinモデルを採用することによる地震応答への影響は十分小さい。

表 2.2.1.1-1 既工認及び今回工認における地震応答解析モデル

	既工認		今回工認																																																																																																																																							
	PCV-RPVモデル	RPV-Rinモデル	PCV-RPV-Rinモデル																																																																																																																																							
モデル化範囲	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>原子炉格納容器</li> <li>ガンマ線遮蔽壁</li> <li>原子炉圧力容器ペDESTAL</li> <li>原子炉圧力容器 (炉内構造物を付加質量として考慮)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物 (原子炉格納容器を付加質量として考慮)</li> <li>ガンマ線遮蔽壁</li> <li>原子炉圧力容器ペDESTAL</li> <li>原子炉圧力容器</li> <li>炉内構造物 (気水分離器及びスタントパイプ, 炉心シュラウド, 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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物</li> <li>原子炉格納容器</li> <li>ガンマ線遮蔽壁</li> <li>原子炉圧力容器ペDESTAL</li> <li>原子炉圧力容器</li> <li>炉内構造物 (気水分離器及びスタントパイプ, 炉心シュラウド, 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>																																																																																																																																							
解析モデル図 (NS方向)	<p>原子炉格納容器 出力格納 原子炉圧力容器 ペDESTAL</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>材料</th> <th>縦</th> <th>横</th> <th>密度</th> <th>弾性係数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>K1</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K2</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K3</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K4</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K5</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K6</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K7</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K8</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> </tbody> </table>	材料	縦	横	密度	弾性係数	K1	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K2	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K3	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K4	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K5	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K6	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K7	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K8	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	<p>原子炉格納容器 出力格納 原子炉圧力容器 ペDESTAL 炉内構造物 制御棒案内管</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>材料</th> <th>縦</th> <th>横</th> <th>密度</th> <th>弾性係数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>K1</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K2</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K3</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K4</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K5</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K6</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K7</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K8</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> </tbody> </table>	材料	縦	横	密度	弾性係数	K1	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K2	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K3	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K4	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K5	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K6	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K7	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K8	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	<p>原子炉格納容器 出力格納 原子炉圧力容器 ペDESTAL 炉内構造物 制御棒案内管</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>材料</th> <th>縦</th> <th>横</th> <th>密度</th> <th>弾性係数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>K1</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K2</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K3</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K4</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K5</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K6</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K7</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>K8</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>3.0 × 10<sup>8</sup> / cm</td> <td>2.5</td> <td>2.0 × 10<sup>10</sup> / cm<sup>2</sup></td> </tr> </tbody> </table>	材料	縦	横	密度	弾性係数	K1	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K2	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K3	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K4	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K5	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K6	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K7	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>	K8	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>
材料	縦	横	密度	弾性係数																																																																																																																																						
K1	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K2	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K3	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K4	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K5	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K6	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K7	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K8	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
材料	縦	横	密度	弾性係数																																																																																																																																						
K1	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K2	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K3	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K4	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K5	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K6	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K7	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K8	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
材料	縦	横	密度	弾性係数																																																																																																																																						
K1	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K2	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K3	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K4	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K5	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K6	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K7	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						
K8	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	3.0 × 10 <sup>8</sup> / cm	2.5	2.0 × 10 <sup>10</sup> / cm <sup>2</sup>																																																																																																																																						

## 2.2.1.2 構造物間ばね定数の算定方法の変更

今回工認では解析モデルを最新化して精緻に地震応答解析を実施するため、先行プラントにおいて適用実績のあるモデル化手法を参照し、原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉压力容器スタビライザのばね定数を精緻化する。精緻化したばね定数の数値一覧を表 2.2.1.2-1 に、ばね定数の算定方法の詳細を以下に示す。

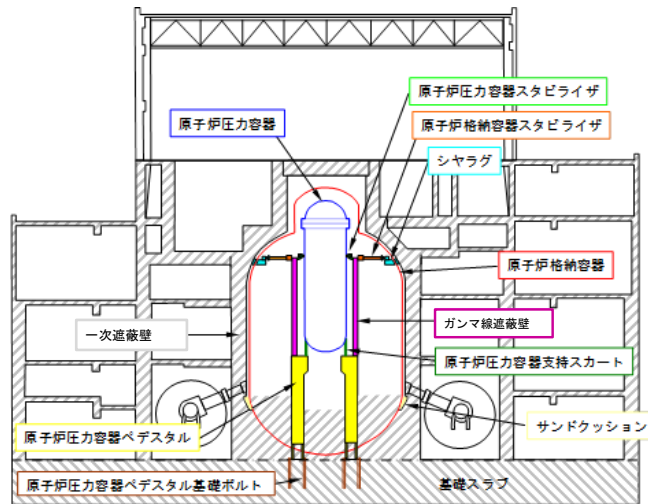
表 2.2.1.2-1 各機器のばね定数

記号	名称	ばね定数
K <sub>4</sub>	原子炉格納容器スタビライザ	3.50×10 <sup>6</sup> kN/m
K <sub>5</sub>	原子炉压力容器スタビライザ	6.80×10 <sup>6</sup> kN/m

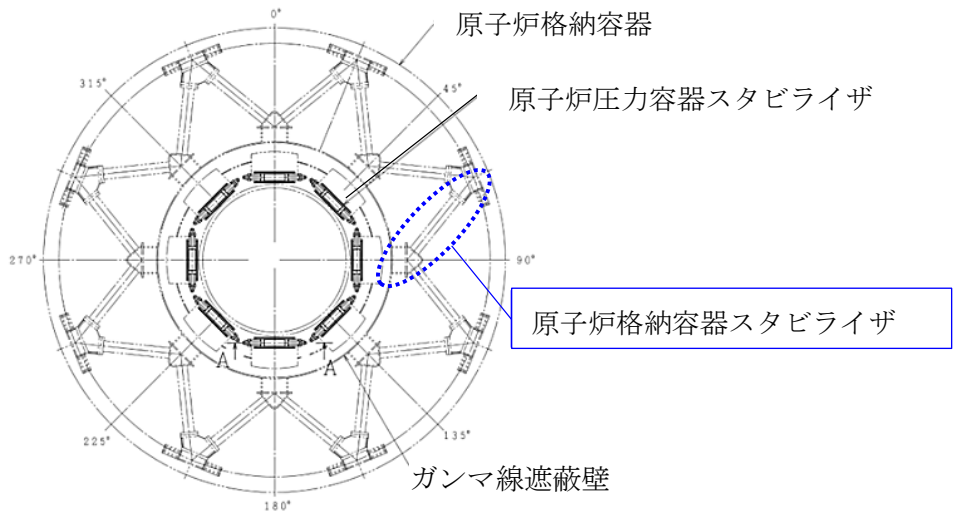
### 2.2.1.2.1 原子炉格納容器スタビライザ：K<sub>4</sub>

#### (1) 原子炉格納容器スタビライザの構造

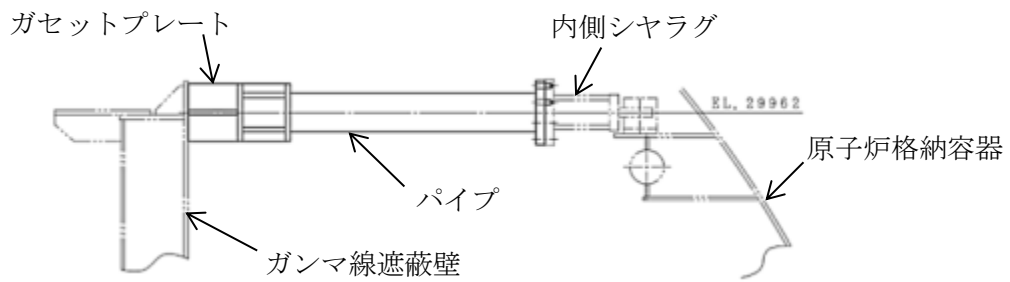
原子炉格納容器スタビライザはガンマ線遮蔽壁外側上部に溶接で固定されたトラス状の構造物であり、多角形配置のシヤラグを介してガンマ線遮蔽壁に作用する水平地震荷重を原子炉格納容器に伝達する機能を有する。原子炉格納容器スタビライザの概略図を図 2.2.1.2.1-1 に示す。原子炉格納容器スタビライザの構成部材としては、円筒形状のパイプ、ガンマ線遮蔽壁との取り付け部であるガセットプレート、原子炉格納容器との取り付け部である内側シヤラグ（内側メイルシヤラグ、内側フィメールシヤラグ）からなる。ガセットプレートとガンマ線遮蔽壁の取付け部及び内側シヤラグの構造を図 2.2.1.2.1-2 に示す。



原子炉建物全体模式図

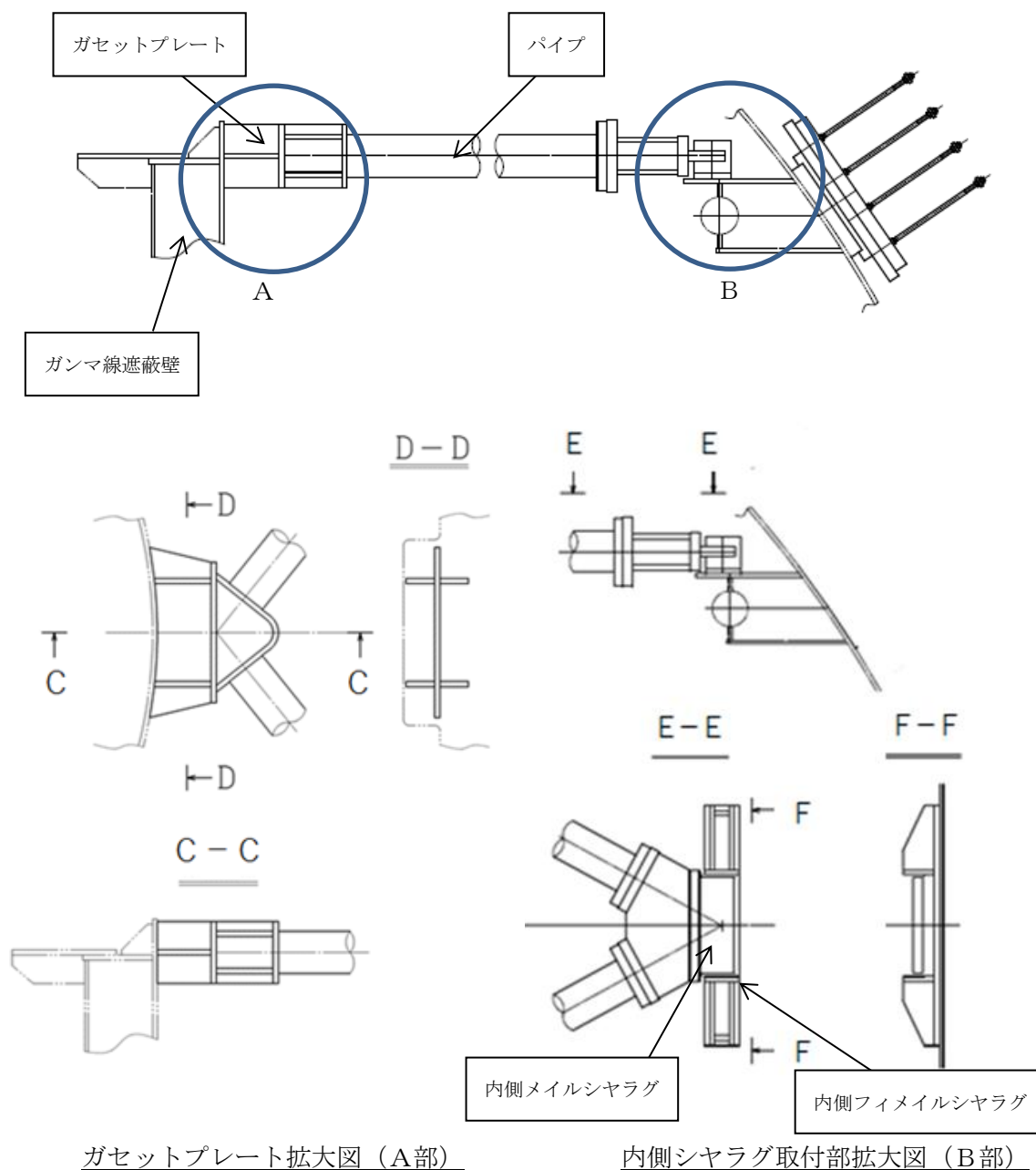


原子炉格納容器平面図



原子炉格納容器スタビライザ構造図

図 2.2.1.2.1-1 原子炉格納容器スタビライザ概略図



ガセットプレート拡大図 (A部)

内側シヤラグ取付部拡大図 (B部)

図 2.2.1.2.1-2 ガセットプレートとガンマ線遮蔽壁の取付け部及び内側シヤラグの構造

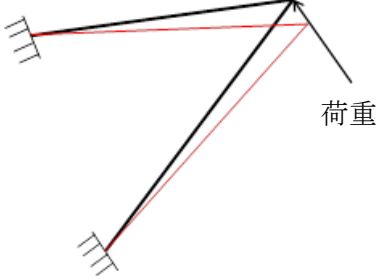
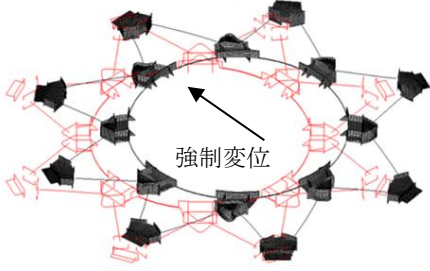
(2) 既工認と今回工認での変更点

原子炉格納容器スタビライザばね定数について、既工認からの変更点を表 2.2.1.2.1-1 に示す。既工認では、原子炉格納容器スタビライザの剛性に最も大きく寄与するパイプをモデル化対象として、1 対のトラス (パイプ 2 本) の荷重-変位関係によりばね定数を算定していた。今回工認では、取り合い部であるガセットプレート及び内側シヤラグについてもモデル化対象に含め、最新の許認可手法に合わせて全体系モデルによる FEM 解析を適用し、より実現象に即したばね定数を算

定する。

全体系モデルによるFEM解析手法は、東海第二の新規制工認において原子炉格納容器スタビライザのばね定数算定にて適用実績があり、また、大間1号炉建設工認において同様な多角形配置の構造物である制御棒駆動機構ハウジングレストレントビームのばね定数算定にて適用実績がある。

表 2.2.1.2.1-1 原子炉格納容器スタビライザのばね定数算出方法の変更点

	既工認	今回工認
計算方法	手計算 (1対のトラス(パイプ2本)の荷重-変位関係により算定)	FEM解析 (取り合い部のガセットプレート及び内側シヤラグを含めてモデル化した全体モデルの荷重-変位関係により算定)
評価モデル		
ばね定数	$5.30 \times 10^6$ (kN/m)	$3.50 \times 10^6$ (kN/m)

(3) 既工認におけるばね定数算定方法

a. 計算モデルの範囲

既工認におけるばね定数算定のモデル化範囲を図 2.2.1.2.1-3 に示す。原子炉格納容器スタビライザのうち、1対のトラス(パイプ2本)についてモデル化し、パイプの断面剛性を設定したトラスでの荷重-変位関係からばね定数を算定する。

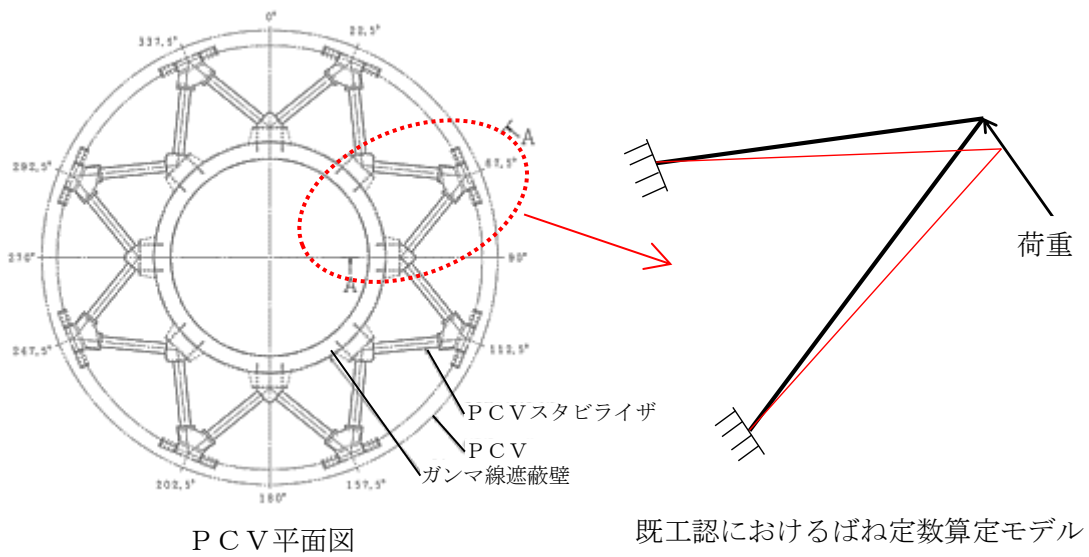


図 2.2.1.2.1-3 既工認におけるばね定数算定のモデル化範囲

b. 算定方法

既工認におけるばね定数算定モデルを図 2.2.1.2.1-4 に示す。1 対のトラス (パイプ 2 本) において、水平方向荷重による変位量  $\delta$  が生じた際の荷重及び変位の算定式は以下となる。

$$\delta_1 = \delta \sin \theta$$

$$F = \sigma \cdot A = E \cdot \frac{\delta_1}{L} \cdot A$$

$$W = 2 \cdot F \cdot \sin \theta$$

ここで、

- $\delta$  : トラスの荷重方向の変位
- $\delta_1$  : トラスの長さ方向の変位
- $\theta$  : パイプ角度
- $W$  : 1 対のトラスに生じる荷重
- $F$  : パイプに生じる荷重
- $E$  : 縦弾性係数
- $L$  : パイプの長さ
- $A$  : パイプの断面積

上記の式より、1 対のトラス (パイプ 2 本) における荷重－変位関係の式は以下となる。

$$W = 2 \cdot E \cdot \frac{\delta_1}{L} \cdot A \cdot \sin \theta = 2 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta \cdot \delta$$



よって、1対のトラス（パイプ2本）におけるばね定数( $K_P$ )は以下となる。

$$K_P = \frac{W}{\delta} = 2 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta$$

以上より、原子炉格納容器スタビライザ全体でのばね定数( $K$ )は以下となる。

$$K = 4 K_P = 4 \cdot 2 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta = 8 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta$$

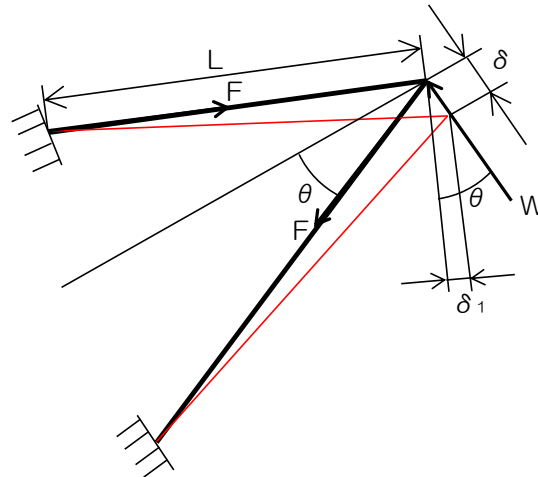


図 2.2.1.2.1-4 既工認におけるばね定数算定モデル

(4) 今回工認におけるばね定数算定方法

a. 解析モデルの範囲

今回工認におけるばね定数算定のモデル化範囲を図 2.2.1.2.1-5 に示す。原子炉格納容器スタビライザの構成部材であるパイプ、ガセットプレート及び内側シヤラグを 360° 全体でモデル化する。

なお、今回評価に用いる FEM 解析には「MSC NASTRAN Ver. 2005」を使用する。

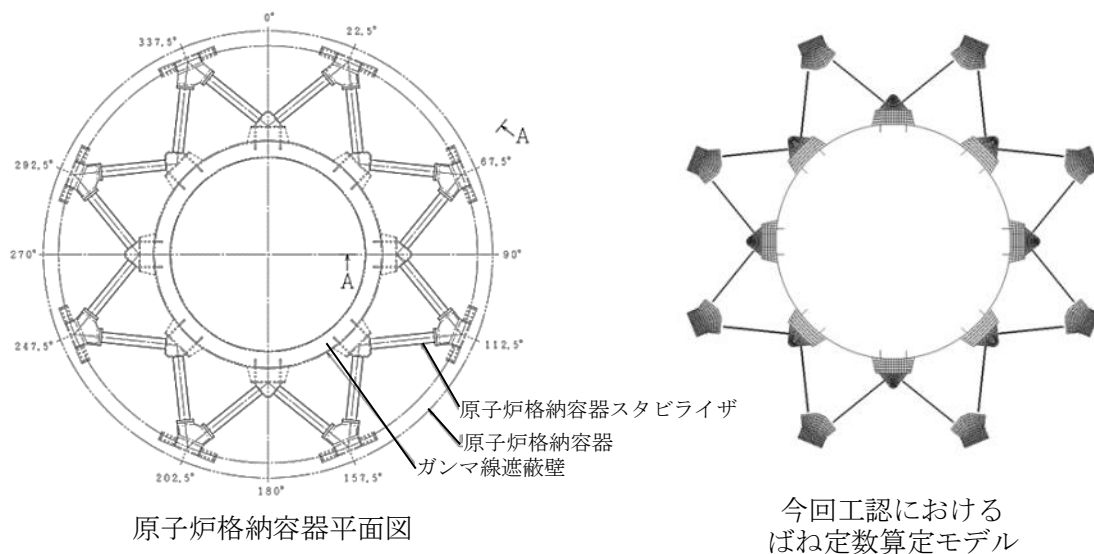


図 2.2.1.2.1-5 今回工認におけるばね定数算定のモデル化範囲

b. 解析モデル

解析モデルの諸元を表 2.2.1.2.1-2 に、解析モデル図を図 2.2.1.2.1-6 に示す。パイプは断面剛性を考慮した梁要素，ガセットプレート及び内側シヤラグはシェル要素によりモデル化する。

表 2.2.1.2.1-2 FEM解析モデルの諸元

節点数	要素数	使用要素タイプ	
		パイプ	梁要素
19,336	18,768	ガセットプレート	シェル要素
		内側シヤラグ	

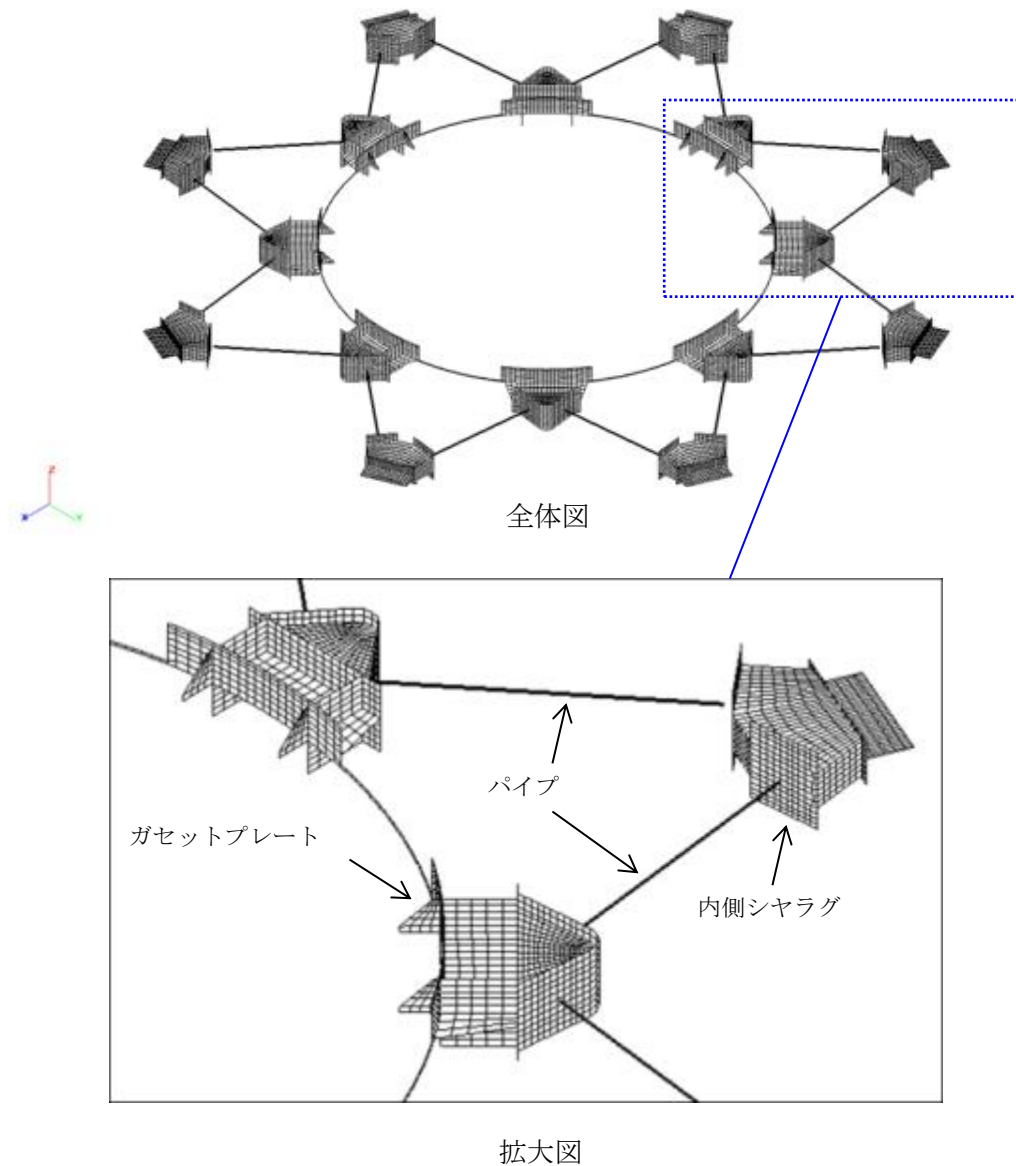


図 2.2.1.2.1-6 原子炉格納容器スタビライザ解析モデル

c. 解析条件

解析モデルの境界条件及び負荷条件を図 2.2.1.2.1-7 に示す。ガンマ線遮蔽壁とガセットプレートの境界条件はモデル中心と剛体結合として定義し、剛体結合されたモデル中心に強制変位を対角の位置にある内側シヤラグを結んだ線上に負荷する。なお、周方向に等間隔で設置された原子炉格納容器スタビライザ 8 基で荷重を負担するため、ばね定数は強制変位を負荷する方向によらず一定の値となる。内側シヤラグと原子炉格納容器との境界条件は、内側メイルシヤラグが内側フィメールシヤラグと嵌め合い構造となっていることから、円筒座標系の R 方向及び鉛直方向 (Z 方向) は拘束せず、 $\theta$  方向を拘束する。

原子炉格納容器スタビライザの各構成部材の材質及び材料物性を表 2.2.1.2.1-3 に示す。縦弾性係数は、JSME2005/2007 年版における原子炉格納容器スタビラ

イザ通常運転温度（57℃）の値を用いる。

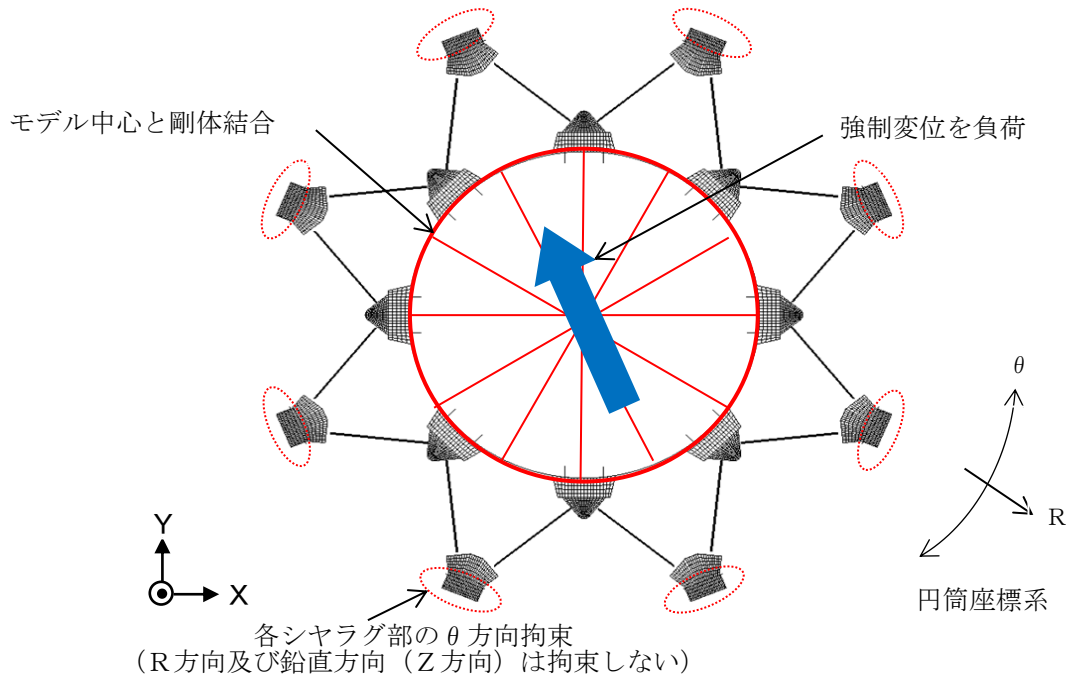


図 2.2.1.2.1-7 境界条件及び負荷条件

表 2.2.1.2.1-3 各構成部材の材質及び材料物性

構成部材	材質	縦弾性係数 E (MPa)	ポアソン比 $\nu$
パイプ	STS410	$2.01 \times 10^5$	0.30
ガセットプレート	SM400B	$2.01 \times 10^5$	0.30
内側シヤラグ	SGV480	$2.01 \times 10^5$	0.30

d. 解析結果

強制変位を負荷させた際の変形図を図 2.2.1.2.1-8 に示す。この図では変形前の形状を赤線、変形後の形状を黒線で示す。荷重は、剛体結合されたモデル中心の反力として算定する。この解析結果から得た荷重－変位関係から、原子炉格納容器スタビライザのばね定数を  $3.50 \times 10^6$  [kN/m] と設定する。

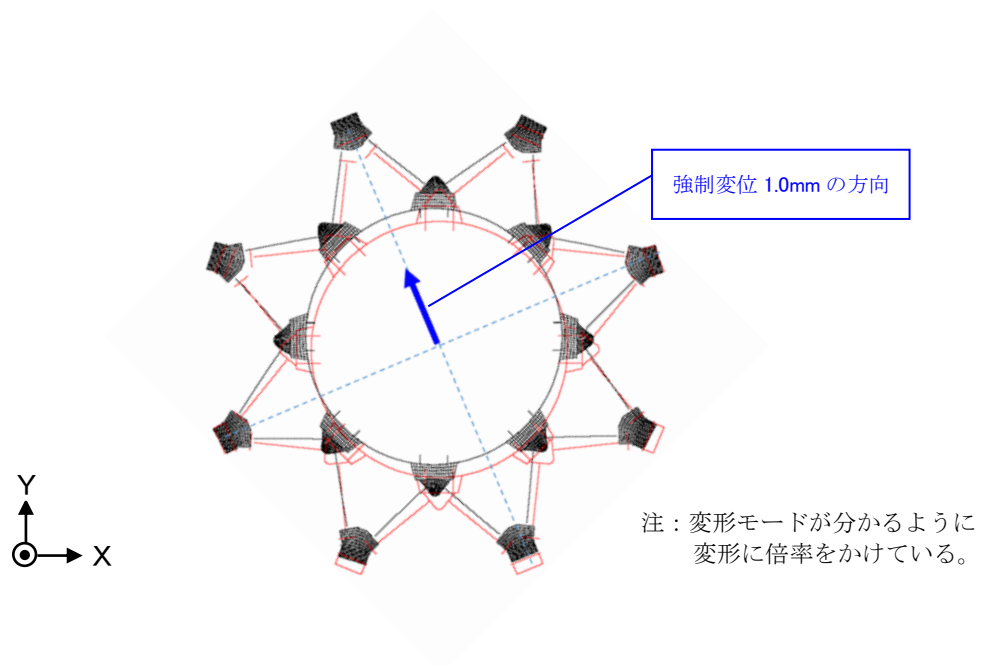


図 2.2.1.2.1-8 変形図

- e. 原子炉格納容器スタビライザのばね定数算定結果  
 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の算定結果を表 2.2.1.2.1-4 に示す。

表 2.2.1.2.1-4 原子炉格納容器スタビライザのばね定数

機器	記号	ばね定数
原子炉格納容器スタビライザ	$K_4$	$3.50 \times 10^6 \text{ kN/m}$

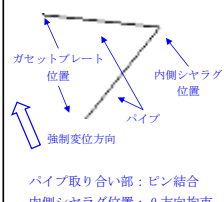
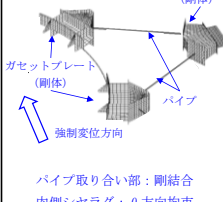
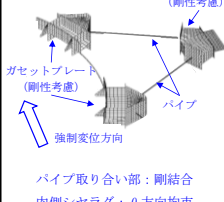
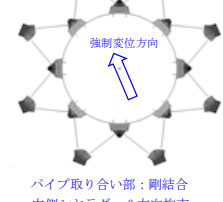
f. ばね定数低下に係る要因の考察

(a) 要因の考察

既工認と比べて今回工認（FEM解析）のばね定数が低下した要因を考察するため、部材の剛性の考慮有無や結合方法等を変更した参考モデル（I-1、2及びII）を用いてばね定数を算定した。

要因の考察に用いた解析モデルの概要を表 2.2.1.2.1-5 に示す。また、各解析モデルにより算定されたばね定数を図 2.2.1.2.1-9 に示す。

表 2.2.1.2.1-5 解析モデルの概要

モデル名称	参考モデル I-1	参考モデル I-2	参考モデル II	今回工認モデル
モデル概要	既工認のトラス 1 対モデルを FEM モデルで再現したモデル	トラス 1 対について、ガセットプレート及び内側シヤラグを剛体として考慮し、パイプの曲げ及びせん断剛性を考慮したモデル	トラス 1 対について、パイプの曲げ及びせん断剛性に加え、ガセットプレート及び内側シヤラグの剛性を考慮したモデル	全トラスについて、パイプの曲げ及びせん断剛性と、ガセットプレート及び内側シヤラグの剛性を考慮したモデル
ガセットプレート／内側シヤラグ	—	剛体	剛性考慮	剛性考慮
パイプとの取り付け部	ピン結合	剛結合	剛結合	剛結合
パイプ	軸変形を考慮 (長さ L=3749mm)	軸変形、曲げ、せん断を考慮 (長さ L=2574.1mm)	軸変形、曲げ、せん断を考慮 (長さ L=2574.1mm)	軸変形、曲げ、せん断を考慮 (長さ L=2574.1mm)
解析モデル図				

《解析結果の考察》

① 既工認と参考モデル I-1 の比較・考察

参考モデル I-1 により算定されたばね定数は既工認と同値であるため、FEM解析モデルは既工認の計算モデルと同等である。

② 参考モデル I-1 と参考モデル I-2 の比較・考察

参考モデル I-2 では、ガセットプレート及び内側シヤラグを剛体としてモデル化したことによりパイプ長が短くなったため、ばね定数の値が参考モデル I-1 より大きくなる。

③ 参考モデル I-2 と参考モデル II の比較・考察

参考モデル II では、ガセットプレート及び内側シヤラグに剛性を考慮することにより、ばね定数の値が参考モデル I-2 より小さくなる。

④ 参考モデル II と今回工認モデルの比較・考察

本来ガセットプレートは隣り合うパイプの荷重を受け持つこととなるが

(図 2.2.1.2.1-10 (b) 参照), 参考モデルⅡでは, 1 対のトラスのみの荷重を受け持つモデル化を行っており (図 2.2.1.2.1-10 (a) 参照), 隣り合うパイプからの荷重を考慮していない。これに対し, 今回工認モデルでは隣り合うパイプからの荷重も考慮されることから, ガセットプレートの変形が大きくなり, ばね定数の値が参考モデルⅡより小さくなる。

原子炉格納容器スタビライザを構成する各部材の剛性を考慮することにより, 現実的なばね定数を算定した。その中でも, ガセットプレート及び内側シヤラグの剛性を考慮したことが, ばね定数低下に大きく寄与している。

[単位:  $\times 10^6 \text{kN/m}$ ]

項目	既工認	参考モデル I-1	参考モデル I-2	参考モデル II	今回工認モデル
トラス 1 対	1.3	1.3	1.9	1.0	—
全体 (トラス 8 対)	5.3	5.3	7.7	3.9	3.5

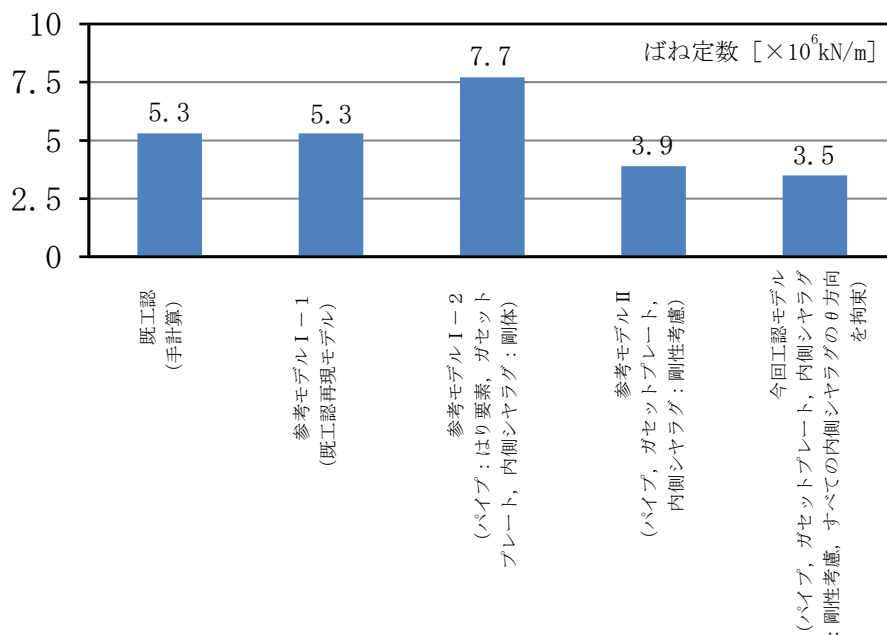


図 2.2.1.2.1-9 各解析モデルにより算定されたばね定数

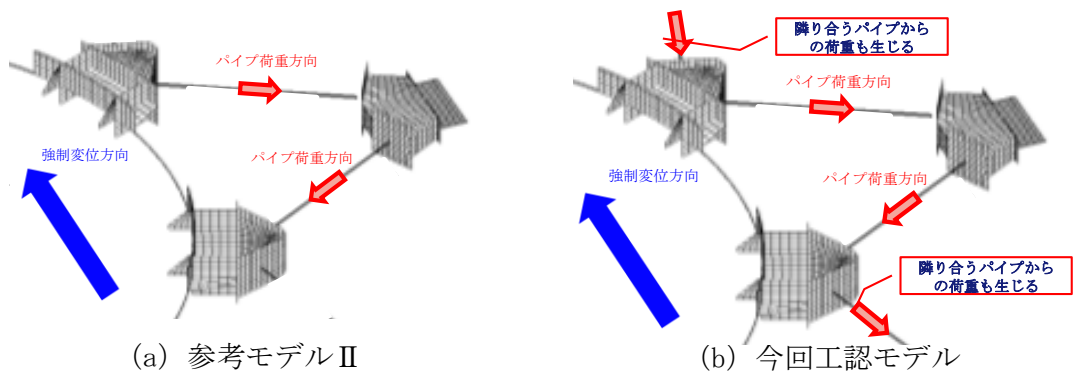


図 2.2.1.2.1-10 参考モデルⅡと今回工認モデルの荷重伝達

(5) 今回工認におけるばね定数の妥当性

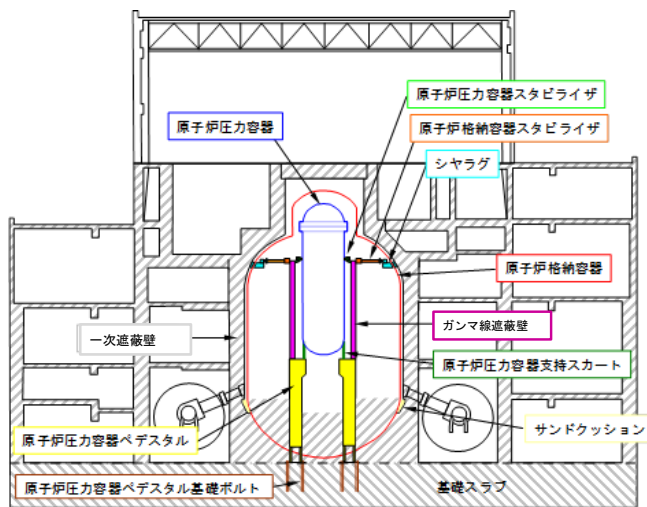
(4)f. 項より，今回工認モデルには，パイプの曲げ及びせん断剛性，ガセットプレート及び内側シヤラグの剛性と隣り合うパイプからの荷重も考慮されており，実現象をより精緻に模擬したモデルとなっている。また，既工認のばね定数から低下することは，(4)f. 項の考察よりモデルの変更内容と整合しており，今回工認におけるばね定数は妥当であると考ええる。



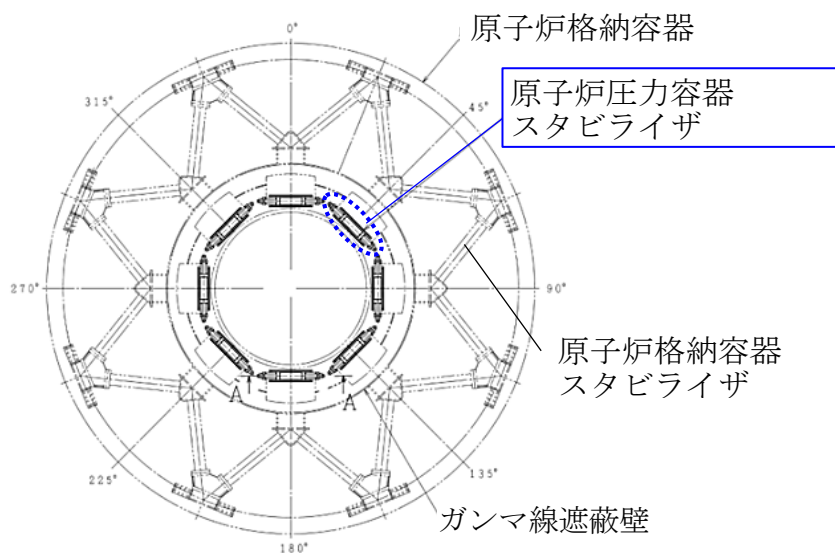
## 2.2.1.2.2 原子炉圧力容器スタビライザ：K<sub>5</sub>

### (1) 原子炉圧力容器スタビライザの構造

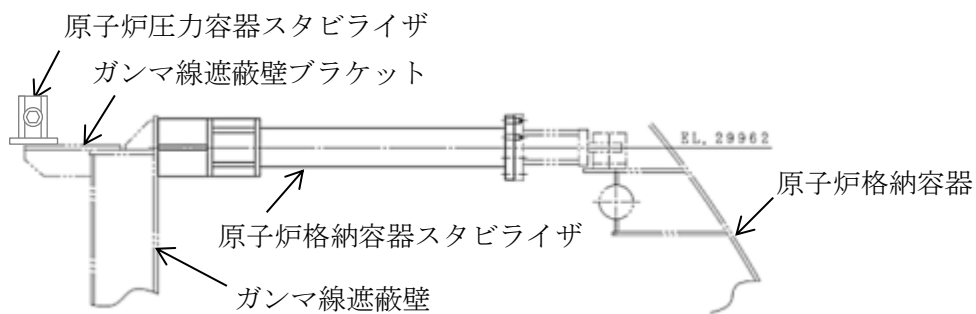
原子炉圧力容器スタビライザは、ガンマ線遮蔽壁頂部に円周状に8箇所設置され、原子炉圧力容器付属構造物であるスタビライザブラケットをあらかじめ初期締付荷重を与えたサラバネを介して両側から挟み込む構造であり、スリーブ、ロッド、サラバネ、ヨーク、六角ナット、ワッシャ、シム、ガセット、ガンマ線遮蔽壁ブラケットを介して原子炉圧力容器の円周方向の水平地震荷重をガンマ線遮蔽壁へ伝達する機能を有する。なお、原子炉圧力容器の半径方向及び鉛直方向については、スタビライザブラケットと原子炉圧力容器スタビライザのヨークの間にギャップが設けられており、原子炉圧力容器及びガンマ線遮蔽壁間の相対変位を拘束しないことから、原子炉圧力容器の熱膨張による荷重及び地震荷重は伝達されない。原子炉圧力容器スタビライザの概略図を図 2.2.1.2.2-1 に、構造図を図 2.2.1.2.2-2 に示す。



原子炉建物全体模式図

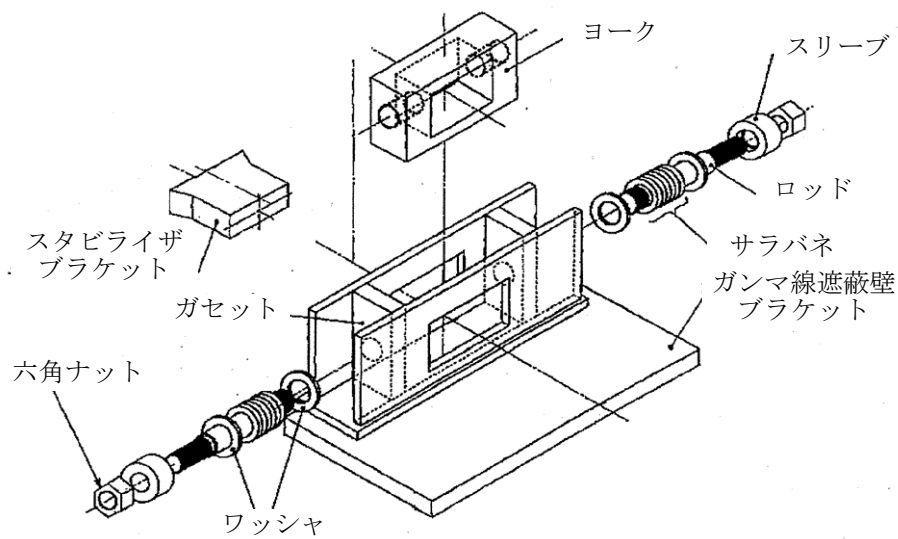


原子炉格納容器平面図

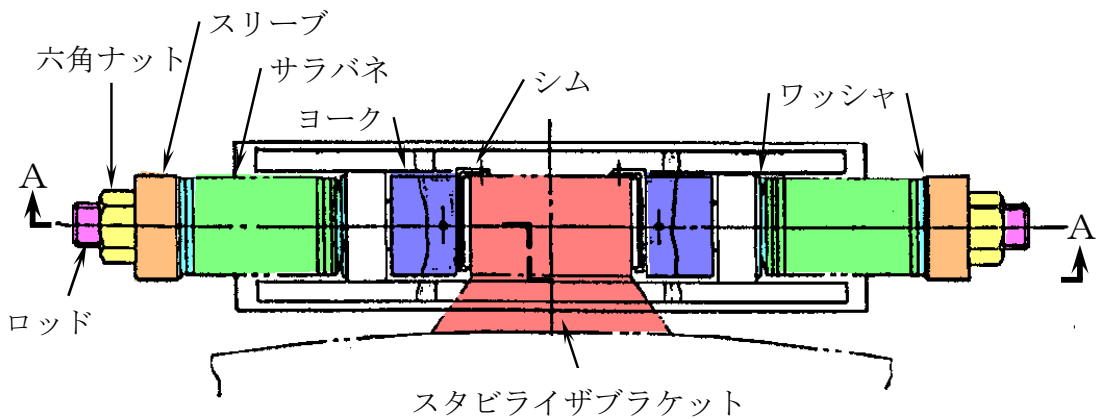


原子炉压力容器スタビライザ配置図

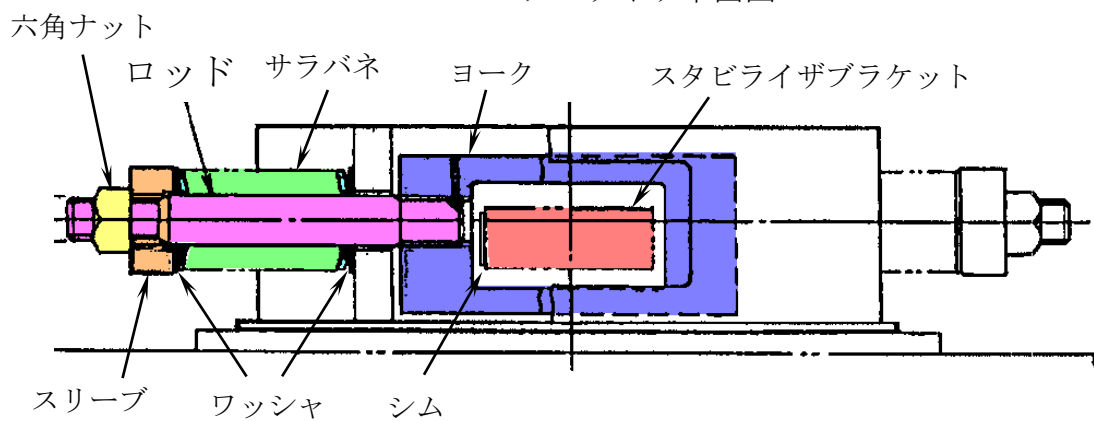
図 2.2.1.2.2-1 原子炉压力容器スタビライザ概略図



原子炉压力容器スタビライザ分解図



R P Vスタビライザ平面図



断面 A - A

注：シムは原子炉压力容器スタビライザとスタビライザブラケットのギャップを小さくするため現地にて厚さを調整する。ばね定数の算定には設計寸法を用いる。

図 2.2.1.2.2-2 原子炉压力容器スタビライザ構造図

(2) 既工認と今回工認での変更点

原子炉压力容器スタビライザのばね定数について、既工認からの変更点を表 2.2.1.2.2-1 に示す。既工認では、原子炉压力容器スタビライザの剛性に大きく寄与するロッド、サラバネのみ剛性を考慮しているが、今回工認では最新の許認可手法に合わせてガンマ線遮蔽壁ブラケット、スリーブ等の剛性を追加で考慮し、より実現象に即したばね定数を算定する。既工認及び今回工認において剛性を考慮する部材の接続イメージを図 2.2.1.2.2-3 に示す。

なお、上記ばね定数算定方法は大間 1 号炉建設工認、島根 3 号機建設工認及び東海第二、柏崎刈羽 7 号炉及び女川 2 号炉の新規制工認において適用実績がある。

表 2.2.1.2.2-1 原子炉压力容器スタビライザばね定数算定方法の変更点

	既工認	今回工認
計算方法	理論式による (各部材の剛性を直列ばねとして合成)	同左
剛性を考慮する部材 (赤枠部)	<p>ヨーク スリーブ ロッド サラバネ ガンマ線遮蔽壁 ブラケット スタビライザ ブラケット ガゼット 六角ナット ワッシャ</p>	<p>ヨーク スリーブ ロッド サラバネ ガンマ線遮蔽壁 ブラケット スタビライザ ブラケット ガゼット 六角ナット ワッシャ シムを評価部材として 考慮 (図示なし)</p>
ばね定数	$9.61 \times 10^6$ [kN/m]	$6.80 \times 10^6$ [kN/m]

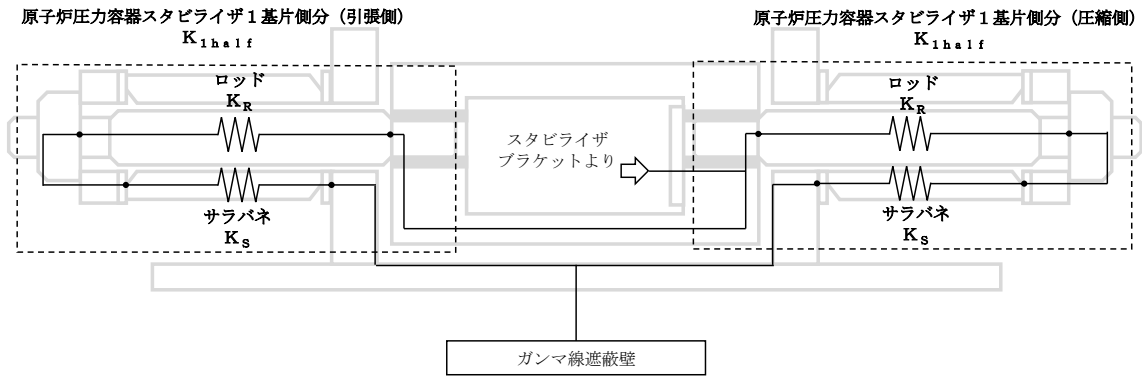


図 2.2.1.2.2-3(1) 剛性を考慮する部材の接続イメージ (既工認)

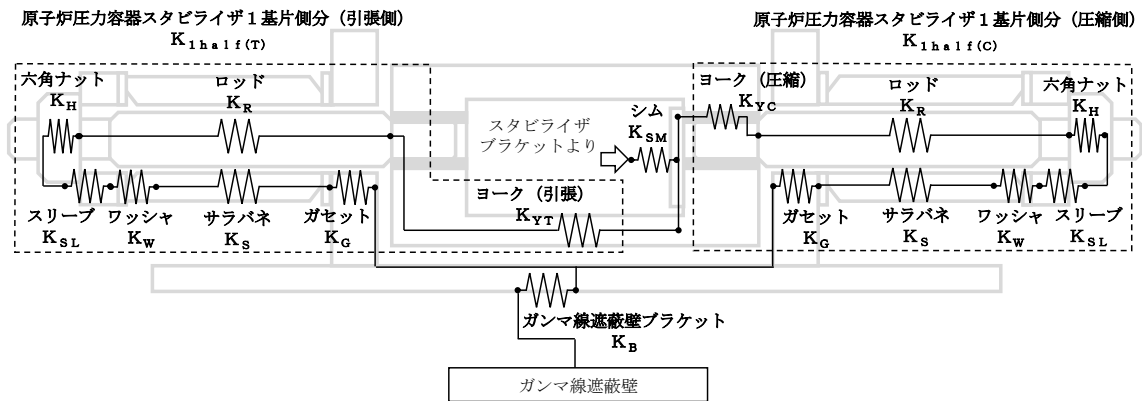


図 2.2.1.2.2-3(2) 剛性を考慮する部材の接続イメージ (今回工認)

(3) 既工認におけるばね定数算定方法

既工認では、サラバネ及びロッドを主たる支持部材と考え、図2.2.1.2.2-4に示すとおればね定数算定モデルを設定した。

原子炉压力容器スタビライザ1基の片側分のばね定数( $K_{1half}$ )は、サラバネ( $K_S$ )及びロッド( $K_R$ )の直列ばねとして、以下の式に基づき算定する。

$$K_{1half} = \frac{K_S \cdot K_R}{K_S + K_R}$$

原子炉压力容器スタビライザ1基の両側分のばね定数( $K_{1ambi}$ )は片側分のばね定数( $K_{1half}$ )の並列ばねとして、以下の式に基づき算定する。

$$K_{1ambi} = K_{1half} + K_{1half} = \frac{2 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R}$$

原子炉压力容器スタビライザ8基分の全体でのばね定数( $K_5$ )を荷重-変位の関係から算定する。図2.2.1.2.2-5のとおり原子炉压力容器スタビライザに強制変位  $x$  を負荷した場合に強制変位と同じ方向に生じる全体荷重  $W$  を算定する。

90° 及び270° の位置に設置された原子炉压力容器スタビライザに生じる荷重を  $W_1$ 、45°、135°、225° 及び315° の位置に設置された原子炉压力容器スタビライザに生じる荷重を  $W_2'$  とし、荷重  $W_2'$  の強制変位  $x$  と同じ方向の分力を  $W_2$  とする。

強制変位  $x$  を負荷したときの45°、135°、225° 及び315° の位置に設置された原子炉压力容器スタビライザに生じる接線方向の変位は  $x \cdot \cos \alpha$  であることから、荷重  $W_2'$  は以下のとおりとなる。

$$W_2' = K_{1 \text{ambi}} \cdot x \cdot \cos \alpha$$

図2.2.1.2.2-5内の拡大図の関係から強制変位  $x$  と同じ方向の分力  $W_2$  は以下のとおりとなる。

$$W_2 = W_2' \cos \alpha = K_{1 \text{ambi}} \cdot x \cdot \cos^2 \alpha$$

したがって、原子炉压力容器スタビライザ全体のばね定数 ( $K_5$ ) は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} W &= 2 \cdot W_1 + 4 \cdot W_2 = 2 \cdot (K_{1 \text{ambi}} \cdot x) + 4 \cdot (K_{1 \text{ambi}} \cdot x \cdot \cos^2 \alpha) \\ &= 4 \cdot K_{1 \text{ambi}} \cdot x \\ K_5 &= \frac{W}{x} = 4 K_{1 \text{ambi}} = 4 \cdot \frac{2 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R} = \frac{8 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R} \end{aligned}$$

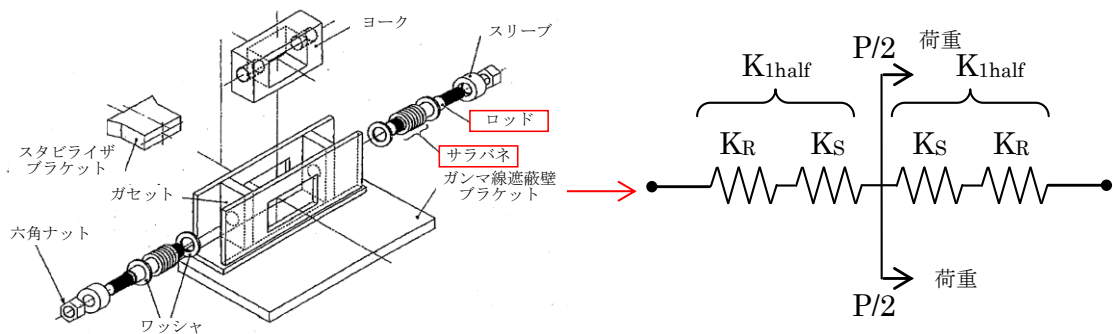


図 2.2.1.2.2-4 既工認におけるばね定数算定モデル

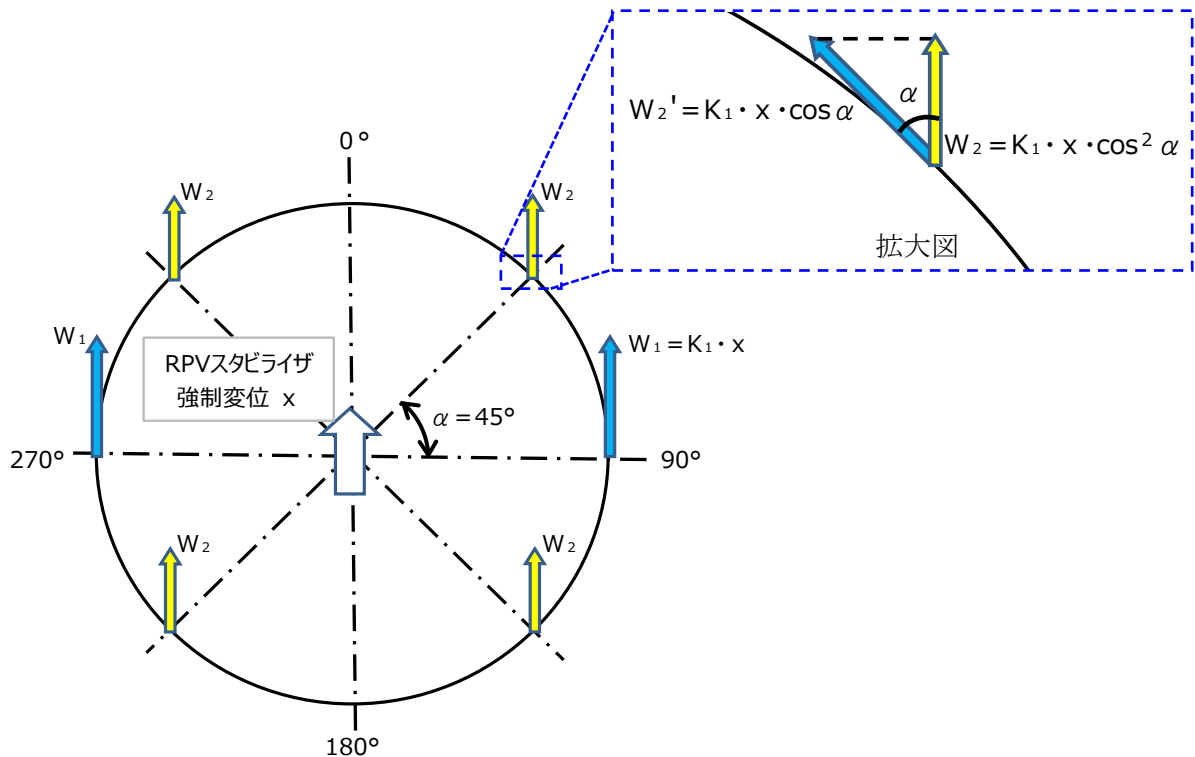


図 2.2.1.2.2-5 水平荷重の分配

(4) 今回工認におけるばね定数算定方法

a. 原子炉压力容器スタビライザのばね定数算定方法

今回工認においては、サラバネ及びロッドの他に原子炉压力容器からの外力の支持に寄与する部材を剛性を考慮する対象として追加する。今回工認におけるばね定数算定モデルを図 2.2.1.2.2-6 に示す。サラバネ( $K_S$ )及びロッド ( $K_R$ )に加え、ガセット( $K_G$ )、ヨーク(引張方向 $K_{YT}$ 、圧縮方向 $K_{YC}$ )、スリーブ( $K_{SL}$ )、六角ナット( $K_H$ )、ワッシャ( $K_W$ )について、原子炉压力容器スタビライザ1基の片側分のばね定数( $K_{half}$ )は、サラバネ( $K_S$ )及びロッド ( $K_R$ )に加え、ガセット( $K_G$ )、ヨーク(引張方向 $K_{YT}$ 、圧縮方向 $K_{YC}$ )、スリーブ( $K_{SL}$ )、六角ナット( $K_H$ )、ワッシャ( $K_W$ )の直列ばねとして、以下の式に基づき算定する。なお、縦弾性係数は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む)) (以下「JSME2005/2007年版」という。)における原子炉压力容器スタビライザ最高使用温度(302℃)の値を用いる。

$$K_{half(T)} = \frac{1}{\frac{1}{K_H} + \frac{1}{K_{SL}} + \frac{1}{K_W} + \frac{1}{K_S} + \frac{1}{K_R} + \frac{1}{K_G} + \frac{1}{K_{YT}}} \quad (\text{引張側})$$

$$K_{half(C)} = \frac{1}{\frac{1}{K_H} + \frac{1}{K_{SL}} + \frac{1}{K_W} + \frac{1}{K_S} + \frac{1}{K_R} + \frac{1}{K_G} + \frac{1}{K_{YC}}} \quad (\text{圧縮側})$$

また、原子炉压力容器スタビライザ1基の両側分のばね定数 ( $K_{ambi}$ ) は片側分のばね定数の並列ばね及びガンマ線遮蔽壁ブラケット ( $K_B$ )、シム ( $K_{SM}$ ) の直

列ばねとして、以下の式に基づき算定する。

$$K_{1\text{ambi}} = \frac{1}{\frac{1}{K_{1\text{half}}(T) + K_{1\text{half}}(C)} + \frac{1}{K_B} + \frac{1}{K_{SM}}}$$

8基分全体でのばね定数は次式のように表される。

$$K_5 = 4K_{1\text{ambi}} = \frac{4}{\frac{1}{K_{1\text{half}}(T) + K_{1\text{half}}(C)} + \frac{1}{K_B} + \frac{1}{K_{SM}}}$$

ここで、

- $K_5$  : 原子炉压力容器スタビライザ8基分のばね定数
- $K_{1\text{ambi}}$  : 原子炉压力容器スタビライザ1基分のばね定数
- $K_{1\text{half}}$  : 原子炉压力容器スタビライザ1基分（片側分）のばね定数
- $K_S$  : サラバネのばね定数
- $K_R$  : ロッドのばね定数
- $K_G$  : ガセットのばね定数
- $K_{YT}$  : ヨークのばね定数（引張方向）
- $K_{YC}$  : ヨークのばね定数（圧縮方向）
- $K_{SL}$  : スリーブのばね定数
- $K_H$  : 六角ナットのばね定数
- $K_W$  : ワッシャのばね定数
- $K_B$  : ガンマ線遮蔽壁ブラケットのばね定数
- $K_{SM}$  : シムのばね定数



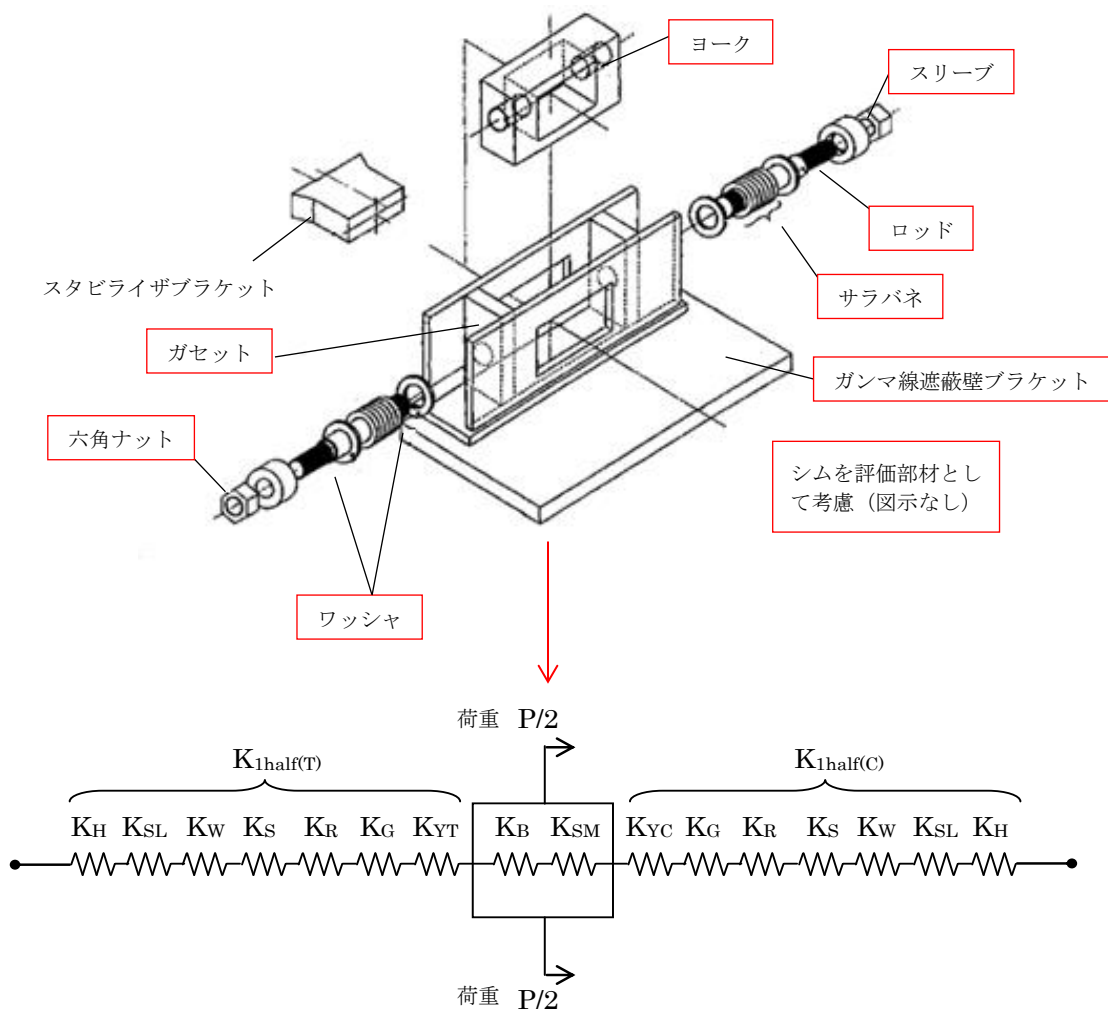


図 2.2.1.2.2-6 今回工認におけるばね定数算定モデル

b. 各部材のばね定数算定方法

(a) サラバネ

メーカ試験結果よりサラバネ 1 枚当たりのばね定数は,  [N/mm] である。

原子炉圧力容器スタビライザの片側にサラバネは並列ばねになるように  枚重ねている (図 2.2.1.2.2-7 参照) ため, 片側全体のばね定数は以下の式に基づき算定する。

$$K_s = \text{} \times \text{} = \text{} \text{ [kN/m]}$$

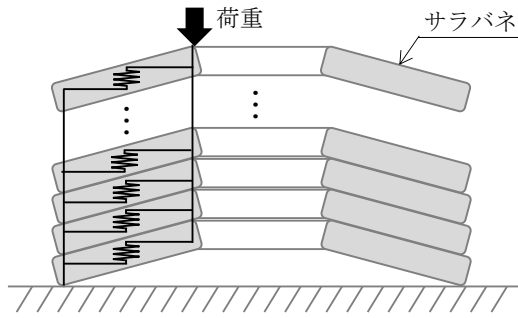


図 2.2.1.2.2-7 サラバネ接続イメージ

(b) ロッド

ロッドの概略図を図 2.2.1.2.2-8 に示す。ロッドの軸方向ばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_R = \frac{E}{\frac{L_{R1}}{A_{R1}} + \frac{L_{R2}}{A_{R2}}}$$

ここで、

- $A_{R1}$  : 丸棒部断面積 =  (mm<sup>2</sup>)
- $A_{R2}$  : ねじ部断面積 =  (mm<sup>2</sup>)
- $L_{R1}$  : 丸棒部長さ =  (mm)
- $L_{R2}$  : 丸棒部先端～スリーブの六角ナット側端面の距離 =  (mm)
- $E$  : 縦弾性係数 =  (MPa)

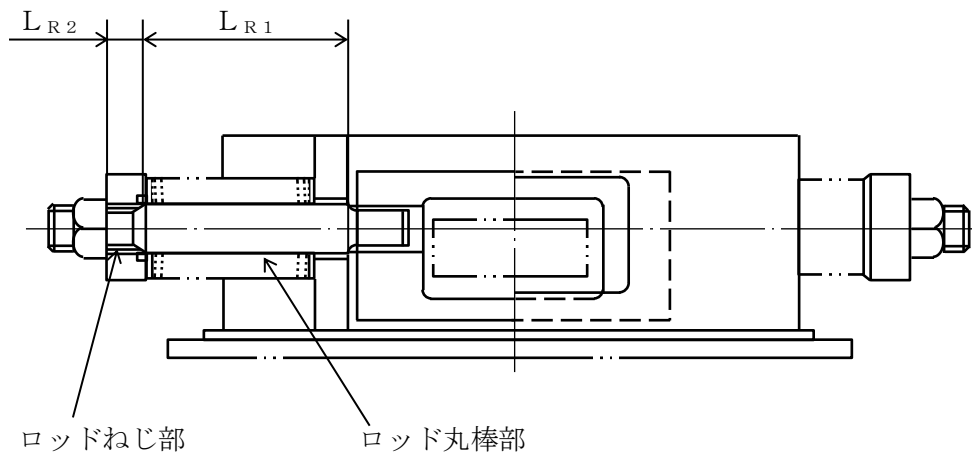


図 2.2.1.2.2-8 ロッド概略図

(c) ガセット

ガセットは、図 2.2.1.2.2-9 に示す計算モデルを用いて、サラバネからの荷重を受けた際のガセットの荷重-変位関係から FEM 解析により算定する。

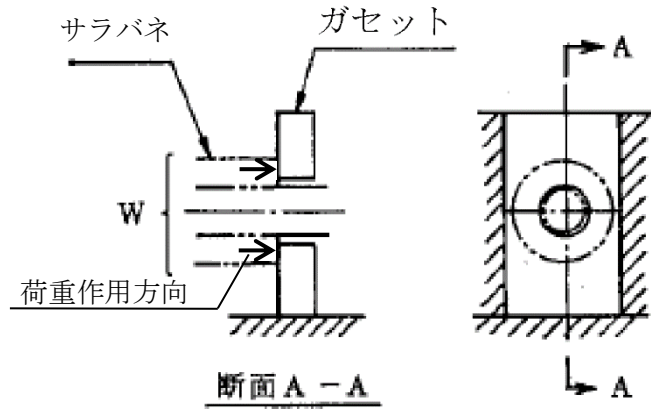


図 2.2.1.2.2-9 ガセットの構造

(d) ヨーク

ヨークのばね定数は、図 2.2.1.2.2-10 のとおり分割した①～④のそれぞれのばね定数を計算し、直列ばねとして引張ばね定数 ( $K_{YT}$ ) と圧縮ばね定数 ( $K_{YC}$ ) を算定する。

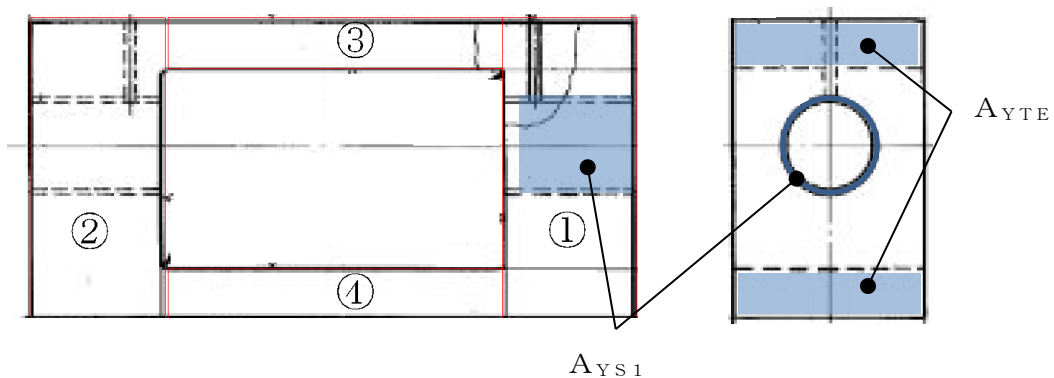


図 2.2.1.2.2-10 ヨークのばね定数算定のための計算モデル分割

ア. 引張

ヨークの引張によるばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_{YT} = \frac{1}{\frac{1}{K_{YS1}} + \frac{1}{K_{YTE}} + \frac{2}{K_{YB}} + \frac{2}{K_{YS2}}}$$

ここで、

$K_{YS1}$  : ①及び②のねじ部 (ヨークとロッドの接続部) のせん断によるば

$$\text{ね定数} (= \frac{A_{YS1} \cdot G_Y}{R_Y})$$

- $A_{YS1}$  : ①及び②のねじ穴の側面積 =  (mm<sup>2</sup>)  
 $R_Y$  : ねじ穴半径 =  (mm)  
 $G_Y$  : せん断弾性係数 =  (MPa)  
 $K_{YTE}$  : ③及び④の引張りによるばね定数 (=  $\frac{A_{YTE} \cdot E}{L_{YTE}}$ )  
 $A_{YTE}$  : ③及び④の断面積 =  (mm<sup>2</sup>)  
 $L_{YTE}$  : ③及び④の長さ =  (mm)  
 $K_{YB}$  : ①及び②の曲げによるばね定数

- $I$  : 断面二次モーメント =  (mm<sup>4</sup>)  
 $E$  : 縦弾性係数 =  (MPa)

以下は、図 2.2.1.2.2-11 を参照。

- $a_Y$  : 支持端～分布荷重作用範囲のうち、支持端から近い端点の距離 =  (mm)  
 $b_Y$  : 支持端～分布荷重作用範囲のうち、支持端から遠い端点の距離 =  (mm)  
 $c_Y$  : 分布荷重作用範囲 =  (mm)  
 $d_Y$  : 分布荷重作用範囲中央～支持端（他端）の距離 =  (mm)  
 $x_Y$  :  $x_Y$ 座標 =  (mm)  
 $l_Y$  : 支持端間の距離 =  (mm)  
 $R_1$  : 支持端に作用する反力  
 $W$  : ヨークに作用する分布荷重  
 $K_{YS2}$  : ①及び②の板部のせん断によるばね定数
- $t_Y$  : ①及び②の板部の長さ =  (mm)  
 $G_Y$  : せん断弾性係数 =  (MPa)  
 $I$  : 断面二次モーメント =  (mm<sup>4</sup>)



図 2.2.1.2.2-11 ①及び②の曲げによるばね定数計算モデル

イ. 圧縮

ヨークの圧縮によるばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_{YC} = K_{YS1}$$

(e) スリーブ

スリーブの概略図を図 2.2.1.2.2-12 に示す。スリーブの軸方向ばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_{SL} = \frac{E}{\frac{L_{SL1}}{A_{SL1}} + \frac{L_{SL2}}{A_{SL2}}}$$

ここで、

$A_{SL1}$	: 座繰り穴側断面積	= <input type="text"/> (mm <sup>2</sup> )
$A_{SL2}$	: 貫通穴側断面積	= <input type="text"/> (mm <sup>2</sup> )
$L_{SL1}$	: 座繰り穴深さ	= <input type="text"/> (mm)
$L_{SL2}$	: 貫通穴深さ	= <input type="text"/> (mm)
$E$	: 縦弾性係数	= <input type="text"/> (MPa)

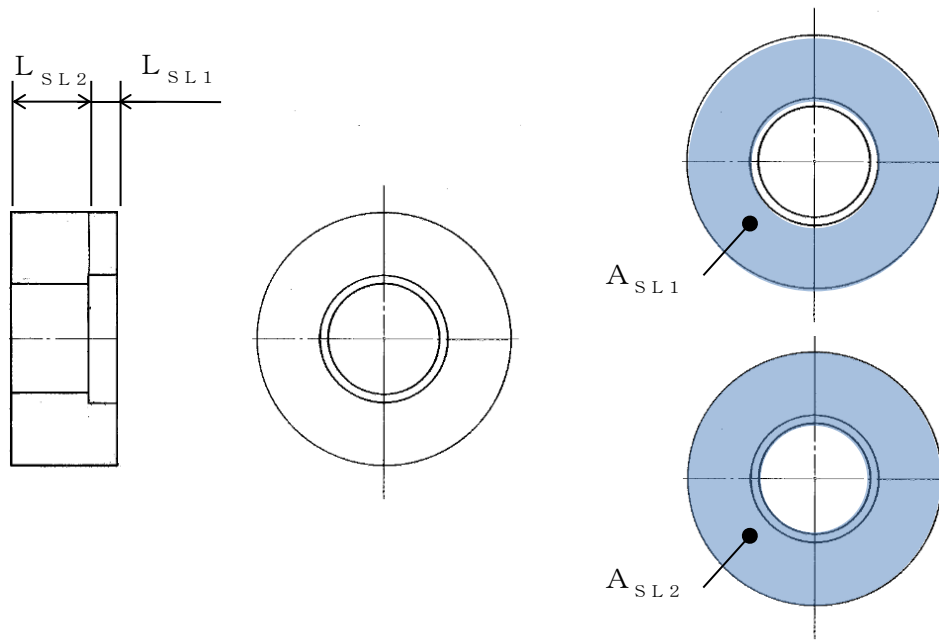


図 2.2.1.2.2-12 スリーブ概略図

(f) 六角ナット

六角ナットの概略図を図 2.2.1.2.2-13 に示す。六角ナットのせん断によるばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_H = \frac{A_H \cdot G_H}{R_H}$$

ここで、

- |       |           |   |
|-------|-----------|---|
| $A_H$ | : ねじ穴の側面積 | = <input type="text"/> (mm <sup>2</sup> ) |
| $R_H$ | : 穴の半径    | = <input type="text"/> (mm)               |
| $G_H$ | : せん断弾性係数 | = <input type="text"/> (MPa)              |

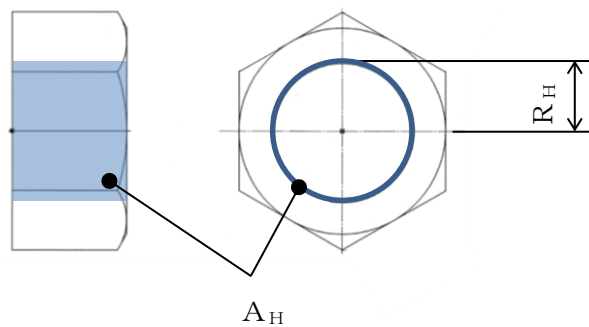


図 2.2.1.2.2-13 六角ナット概略図

(g) ワッシャ

ワッシャの概略図を図 2.2.1.2.2-14 に示す。ワッシャの軸方向ばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_w = \frac{A_w \cdot E}{L_w}$$

ここで、

$A_w$	: 断面積	= <input type="text"/> (mm <sup>2</sup> )
$L_w$	: 板厚	= <input type="text"/> (mm)
$E$	: 縦弾性係数	= <input type="text"/> (MPa)

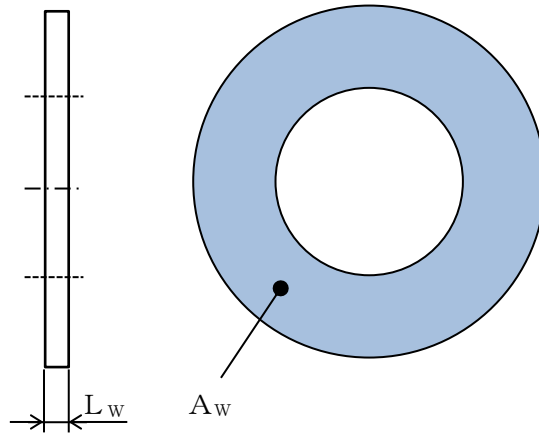


図 2.2.1.2.2-14 ワッシャ概略図

(h) ガンマ線遮蔽壁ブラケット

ガンマ線遮蔽壁ブラケットの概略図を図 2.2.1.2.2-15 に示す。ガンマ線遮蔽壁ブラケットによるばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_B = \frac{A_B \cdot G_B}{L_B}$$

ここで、

$A_B$  : 断面積 =  (mm<sup>2</sup>)

$L_B$  : ガンマ線遮蔽壁～原子炉圧力容器スタビライザ端部の距離 =  (mm)

$G_B$  : せん断弾性係数 =  (MPa)

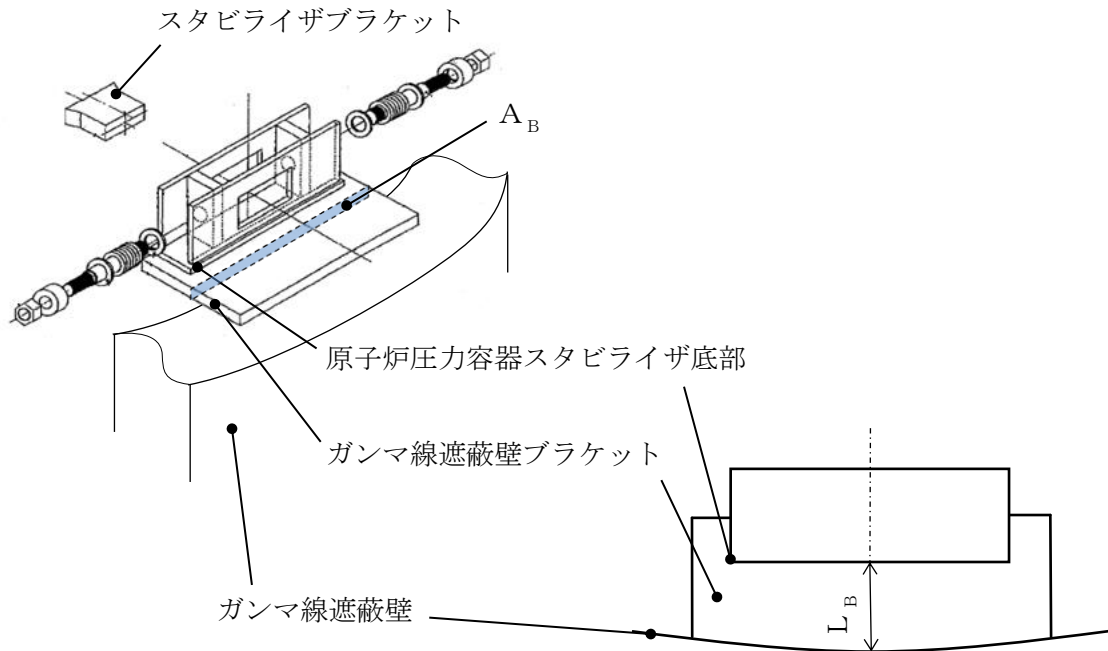


図 2.2.1.2.2-15 ガンマ線遮蔽壁ブラケット概略図

(i) シム

シムの概略図を図 2.2.1.2.2-16 に示す。シムの軸方向ばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_{SM} = \frac{A_{SM} \cdot E}{t_{SM}}$$



ここで,

$A_{SM}$  : 断面積 =  (mm<sup>2</sup>)  
 $t_{SM}$  : 厚さ =  (mm)  
 $E$  : 縦弾性係数 =  (MPa)

シムは, 原子炉圧力容器スタビライザとスタビライザブラケットのギャップを小さくするために現地にて調整しているが, ばね定数の算定には設計寸法を用いる。

なお, シムとヨークのギャップは  mm で調整されており, 地震時には原子炉圧力容器スタビライザとスタビライザブラケットはすぐに接触することから, ばね定数の算定においてギャップの影響は軽微である。

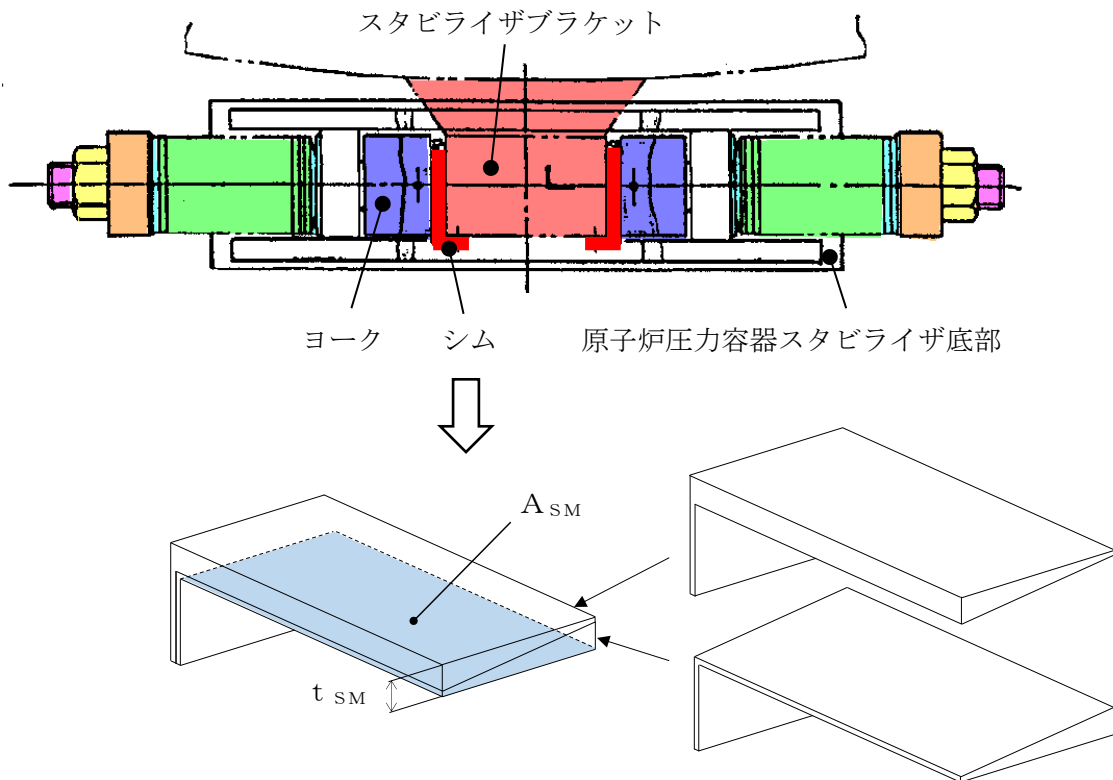


図 2.2.1.2.2-16 シム概略図

c. 原子炉圧力容器スタビライザのばね定数算定結果

各部材のばね定数並びに原子炉圧力容器スタビライザ 1 基及び全体のばね定数の算定結果を表 2.2.1.2.2-2 に示す。

表 2.2.1.2.2-2 原子炉压力容器スタビライザのばね定数

[単位：kN/m]

原子炉压力容器スタビライザの部材	既工認	今回工認
サラバネ ( $K_S$ )	$1.78 \times 10^6$ *1	$2.32 \times 10^6$
ロッド ( $K_R$ )	$3.69 \times 10^6$ *2	$3.33 \times 10^6$
ガセット ( $K_G$ )	—	$3.28 \times 10^7$
ヨークのばね定数 (引張方向) ( $K_{YT}$ )	—	$4.31 \times 10^6$
ヨークのばね定数 (圧縮方向) ( $K_{YC}$ )	—	$6.73 \times 10^7$
スリーブのばね定数 ( $K_{SL}$ )	—	$7.10 \times 10^7$
六角ナットのばね定数 ( $K_H$ )	—	$3.95 \times 10^7$
ワッシャのばね定数 ( $K_W$ )	—	$5.81 \times 10^8$
ガンマ線遮蔽壁ブラケット ( $K_B$ )	—	$8.77 \times 10^6$
シムのばね定数 ( $K_{SM}$ )	—	$2.84 \times 10^8$
原子炉压力容器スタビライザ 1 基分のばね定数 ( $K_{\text{Lambi}}$ )	$2.40 \times 10^6$	$1.70 \times 10^6$
原子炉压力容器スタビライザ全体のばね定数 ( $K_5$ )	$9.61 \times 10^6$	$6.80 \times 10^6$

注記\*1：既工認の計画時の枚数（片側  枚）から算定している。

\*2：既工認の計画時の仕様（ロッドの寸法を 685 mm として丸棒部のみ考慮）から算定している。

#### (5) FEM解析によるばね定数算出

(4)で示したとおり、原子炉压力容器スタビライザのばね定数は計算式を用いて算定している。本項では、実機を模擬したFEMモデルにより原子炉压力容器スタビライザのばね定数を算定し、(4)c.により得られたばね定数との比較を行う。

##### a. 計算方法

計算機コード「ABAQUS」により、部材ごとの形状、材料物性値等を設定した3次元ソリッドモデルで解析する。

##### b. 計算条件

###### (a) 解析モデル

解析モデルの概要を図 2.2.1.2.2-17 に示す。なお、解析モデルにおいて、ヨークはシム及びロッドのみに接続されており、ロッドはヨーク及び六角ナットのみに接続されている。その他の部材については、隣り合う部材同士で接続されている。図 2.2.1.2.2-16 において、図中の記号は(4)c.における各部材のばね定数算定における項目の記号に対応している。なお、(4)c.ではブラケット（RPVスタビライザ）の面内方向の剛性は大きいいためばね定数の算出対象としてブラケッ

ト（R P Vスタビライザ）は含まれていないが，本項では実機構造を忠実に模擬したばね定数について検討するため，ブラケット（R P Vスタビライザ）を含む解析モデルによりばね定数を算定する。

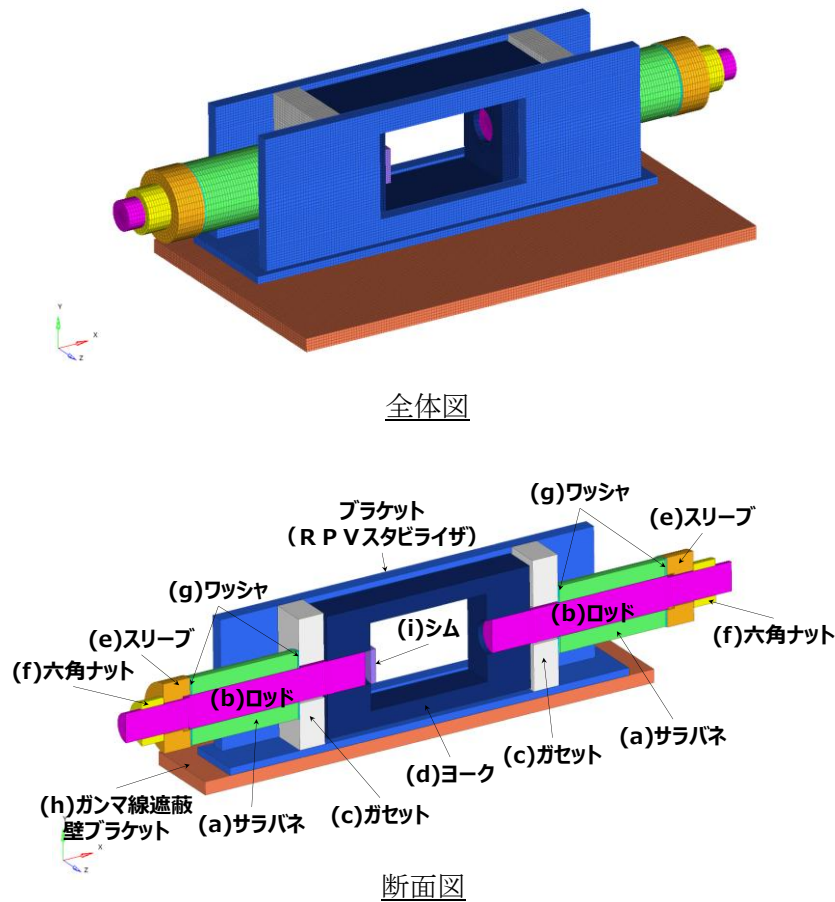


図 2.2.1.2.2-17 解析モデルの概要

(b) 各構成部材の材質及び材料物性

解析に用いる各構成部材の材質及び材料物性は(4) b. と同様とする。ただし，サラバネ（(4)b. (a)に対応），六角ナット（(4)b. (f)に対応）及びヨークとロッドの接続部（(4)b. (d)のうち $K_{YS1}$ でばね定数を設定する部位に対応）によるばね定数については形状によるモデル化が困難であるため，(4) b. と同じばね定数になるように縦弾性係数を調整して設定する。該当箇所を図 2.2.1.2.2-18 に，設定した縦弾性係数を表 2.2.1.2.2-3 に示す。

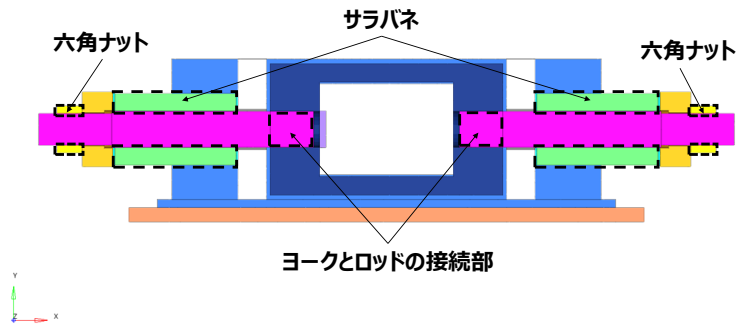


図 2.2.1.2.2-18 縦弾性係数を調整して設定する範囲

表 2.2.1.2.2-3 調整して設定した縦弾性係数

構成部材	縦弾性係数E (MPa)
サラバネ	$2.71 \times 10^4$
ヨークとロッドの接続部	$2.00 \times 10^6$
六角ナット	$1.86 \times 10^5$

(c) 境界条件及び荷重条件

境界条件及び荷重条件を図 2.2.1.2.2-19 に示す。ガンマ線遮蔽壁ブラケットは図 2.2.1.2.2-20 に示すとおり、ガンマ線遮蔽壁及びリブに溶接で固定されていることから、側面は全方向拘束として、下面は鉛直方向拘束とする。ばね定数算定にあたっては、原子炉压力容器スタビライザブラケットから原子炉压力容器スタビライザが荷重を受けることを想定し、シムに強制変位を負荷する。

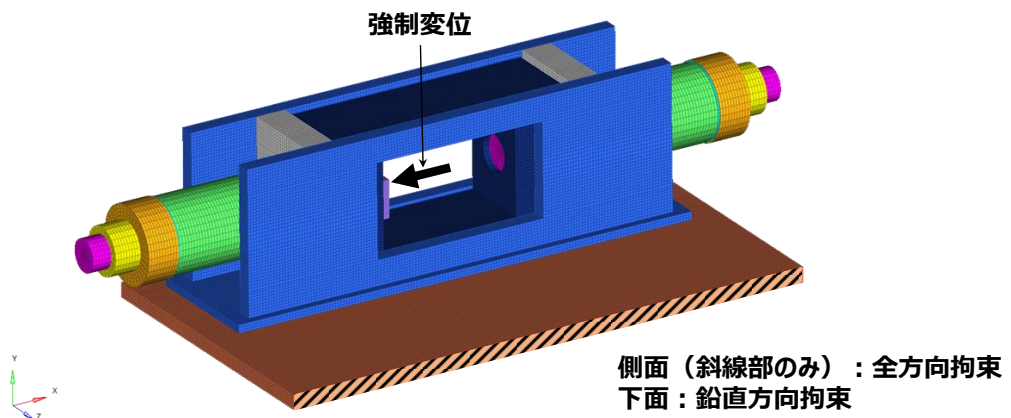


図 2.2.1.2.2-19 境界条件及び荷重条件

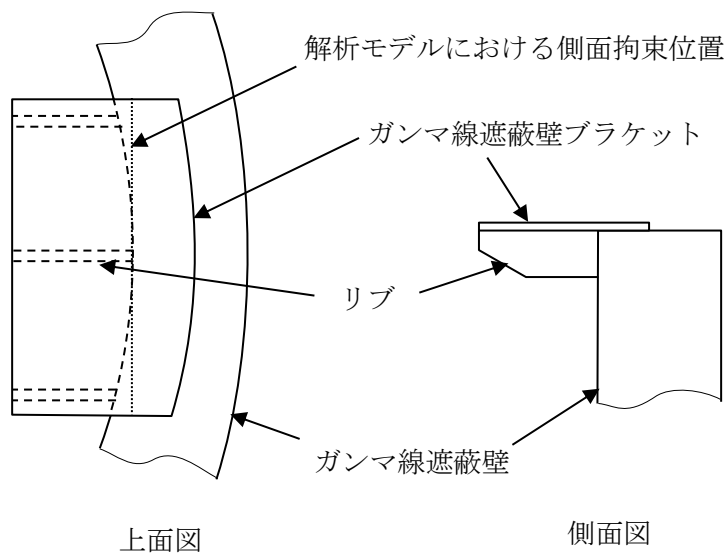
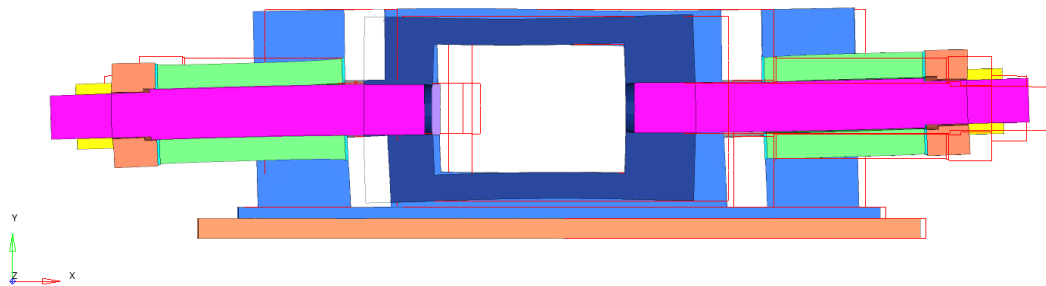


図 2.2.1.2.2-20 ガンマ線遮蔽壁ブラケットの設置条件

c. 解析結果

ばね定数は、強制変位によりシムに作用する反力  $F$  を強制変位  $\delta$  で割ることにより求める。ばね定数を以下に示す。また、変形前後のモデル形状を図 2.2.1.2.2-21 に示す。

$$\text{ばね定数} : K = \frac{F}{\delta} = 1.51 \times 10^5 [\text{kN/m}]$$



注：赤線は変形前の形状を示す。

図 2.2.1.2.2-21 変更前後のモデル形状

d. FEMモデルによるばね定数算定結果

原子炉圧力容器スタビライザにおいて、今回工認で考慮するばね定数及びFEMモデルによるばね定数の算定結果の比較を表 2.2.1.2.2-4 に示す。

表 2.2.1.2.2-4 に示すとおり、実機を忠実に模擬したFEMモデルより算定したばね定数と今回工認のばね定数が同等であることが確認された。

なお、今回工認では各部材のばね定数の合成として全体のばね定数を算定するため、各部材が水平方向のみに変形する状態が想定されているが、FEMモデルではガセット等の部材が斜めに変形することにより、サラバネ、ロッド等が斜めに傾くことで、ばね定数算定に用いる変位が大きくなることから、表 2.2.1.2.2-4 に示す差異が生じるものと考えられる。

表 2.2.1.2.2-4 原子炉压力容器スタビライザのばね定数

機器	ばね定数 (1 基分)	
	今回工認	FEMモデルによる算定結果
原子炉压力容器スタビライザ	$1.70 \times 10^6$ kN/m	$1.51 \times 10^6$ kN/m

(参考)

ガンマ線遮蔽壁ブラケットには、図 2.2.1.2.2-20 に示すとおり 3 箇所にはリブが取り付けられているが、ガンマ線遮蔽壁ブラケットの水平方向の剛性に対してリブの水平方向の剛性が小さいことから、FEMモデルによるばね定数算定にあたっては、解析モデルにリブをモデル化していない。

図 2.2.1.2.2-22 のとおり荷重を受ける板としてリブをモデル化してリブ 3 枚分のばね定数を算定し、ガンマ線遮蔽壁ブラケットのばね定数 ((4)c. の  $K_B$ ) と比較した結果を表 2.2.1.2.2-5 に示す。表 2.2.1.2.2-5 のとおり、リブのばね定数はガンマ線遮蔽壁に対して十分小さく、FEMモデルでのモデル化有無による、ばね定数の算定結果への影響は軽微である。

リブのばね定数は、以下の式に基づき算定する。

$$K_r = 3 \cdot \frac{3E \cdot I}{L_B^3}$$

ここで、

$L_B$  : ガンマ線遮蔽壁～原子炉压力容器スタビライザ端部の距離

$$= \square \text{ (mm)}$$

$E$  : 縦弾性係数

$$= \square \text{ (MPa)}$$

$I$  : 断面二次モーメント ( $= \frac{h_r \cdot b_r^3}{12}$ )

$h_r$  : リブの高さ

$$= \square \text{ (mm)}$$

$b_r$  : リブの厚さ

$$= \square \text{ (mm)}$$

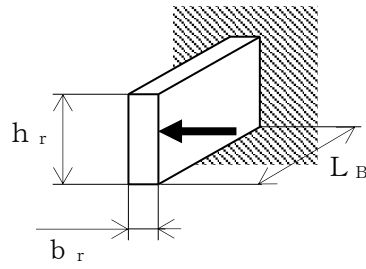


図 2. 2. 1. 2. 2-22 リブのばね定数算定モデル

表 2. 2. 1. 2. 2-5 リブとガンマ線遮蔽壁ブラケットのばね定数の比較

[単位：kN/m]

部材	ばね定数
リブ ( $K_r$ )	$4.13 \times 10^4$
ガンマ線遮蔽壁ブラケット ( $K_B$ )	$8.77 \times 10^6$

(6) 今回工認におけるばね定数の妥当性

(4)に示すとおり、既工認と比べて今回工認のばね定数が小さくなっているが、今回工認ではガセット、ヨーク、スリーブ、六角ナット、ワッシャ、ガンマ線遮蔽壁ブラケット、シムの剛性を考慮しており、直列ばね成分が増えたことにより全体のばね定数が低下したことが要因であると考えられることから、算定方法の変更内容と整合している。また、(5)に示すとおり、実機を忠実に模擬したFEMモデルより算定したばね定数と今回工認のばね定数が同等であることが確認された。したがって、今回工認におけるばね定数は妥当であると考えられる。

## 2.2.2 既工認と今回工認の地震応答解析モデルの比較による影響検討

原子炉本体地震応答解析モデルを既工認から変更することに伴い、地震応答への影響を確認する。具体的には、PCV-RPV-Rinモデルの導入及び原子炉格納容器スタビライザ・原子炉圧力容器スタビライザのばね定数の精緻化による地震応答への影響を固有値解析及び地震応答解析により確認する。今回工認の原子炉本体地震応答解析モデルと比較する影響検討モデルの概要を表2.2.2-1に、それらを用いた比較ケースの概要を表2.2.2-2に示す。

比較ケースAは、PCV-RPVモデルをPCV-RPV-Rinモデルに変更したことによる地震応答への影響を確認することを目的として、表2.2.2-1に示す影響検討モデル1と今回工認の原子炉本体地震応答解析モデルの固有値解析結果及び地震応答解析結果を比較する。影響検討モデル1の原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉圧力容器スタビライザのばね定数には精緻化した値を適用する。影響検討モデル1のモデル図を図2.2.2-1及び図2.2.2-2に示す。

比較ケースBは、原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉圧力容器スタビライザのばね定数を精緻化したことによる地震応答への影響を確認することを目的として、表2.2.2-1に示す影響検討モデル2と今回工認の原子炉本体地震応答解析モデルの固有値解析結果及び地震応答解析結果を比較する。原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉圧力容器スタビライザのばね定数について、影響検討モデル2には既工認時の値を適用し、今回工認の原子炉本体地震応答解析モデルには精緻化した値を適用する。影響検討モデル2のモデル図を図2.2.2-3及び図2.2.2-4に示す。

比較ケースCは、原子炉圧力容器スタビライザのばね定数をFEMで算定した値に変更したことによる地震応答への影響を確認することを目的として、表2.2.2-1に示す影響検討モデル3と今回工認の原子炉本体地震応答解析モデルの固有値解析結果及び地震応答解析結果を比較する。原子炉圧力容器スタビライザのばね定数について、影響検討モデル3にはFEMから算定した値を適用し、今回工認の原子炉本体地震応答解析モデルには精緻化した値を適用する。影響検討モデル3のモデル図を図2.2.2-5及び図2.2.2-6に示す。

なお、本検討における地震応答解析では、設備評価に支配的な基準地震動 $S_s-D$ を用いる。



表 2.2.2-1 影響検討モデルの概要

影響検討 モデル	解析モデル	モデル諸元		備考
		スタビライザ ばね定数	その他	
1	PCV-RPVモデル	精緻化値	既工認と同じ	—
2	PCV-RPV-Rin モデル	既工認と同じ	既工認と同じ	—
3	PCV-RPV-Rin モデル	原子炉压力容器 スタビライザ： FEM算定値 原子炉格納容器 スタビライザ： 精緻化値	既工認と同じ	—
—	PCV-RPV-Rin モデル	精緻化値	既工認と同じ	今回工認 モデル

表 2.2.2-2 比較ケースの概要

比較 ケース	比較対象モデル	比較目的	比較結果	
			固有値解析	地震応答解析
A	<ul style="list-style-type: none"> <li>影響検討モデル 1</li> <li>今回工認モデル</li> </ul>	PCV-RPVモ デルをPCV-R PV-Rinモデ ルに変更したこ とによる地震応 答への影響検討	表 2.2.2-3 ～ 表 2.2.2-4 図 2.2.2-7	表 2.2.2-5 ～ 表 2.2.2-6
B	<ul style="list-style-type: none"> <li>影響検討モデル 2</li> <li>今回工認モデル</li> </ul>	原子炉格納容器 スタビライザ及 び原子炉圧力容 器スタビライザ のばね定数を精 緻化したこと による地震応答 への影響検討	表 2.2.2-7 ～ 表 2.2.2-8 図 2.2.2-8	表 2.2.2-9 ～ 表 2.2.2-10
C	<ul style="list-style-type: none"> <li>影響検討モデル 3</li> <li>今回工認モデル</li> </ul>	原子炉压力容器 スタビライザの ばね定数をFEM で算定した値 に変更したこと による地震応答 への影響検討	表 2.2.2-13 ～ 表 2.2.2-14 図 2.2.2-13	表 2.2.2-15 ～ 表 2.2.2-16

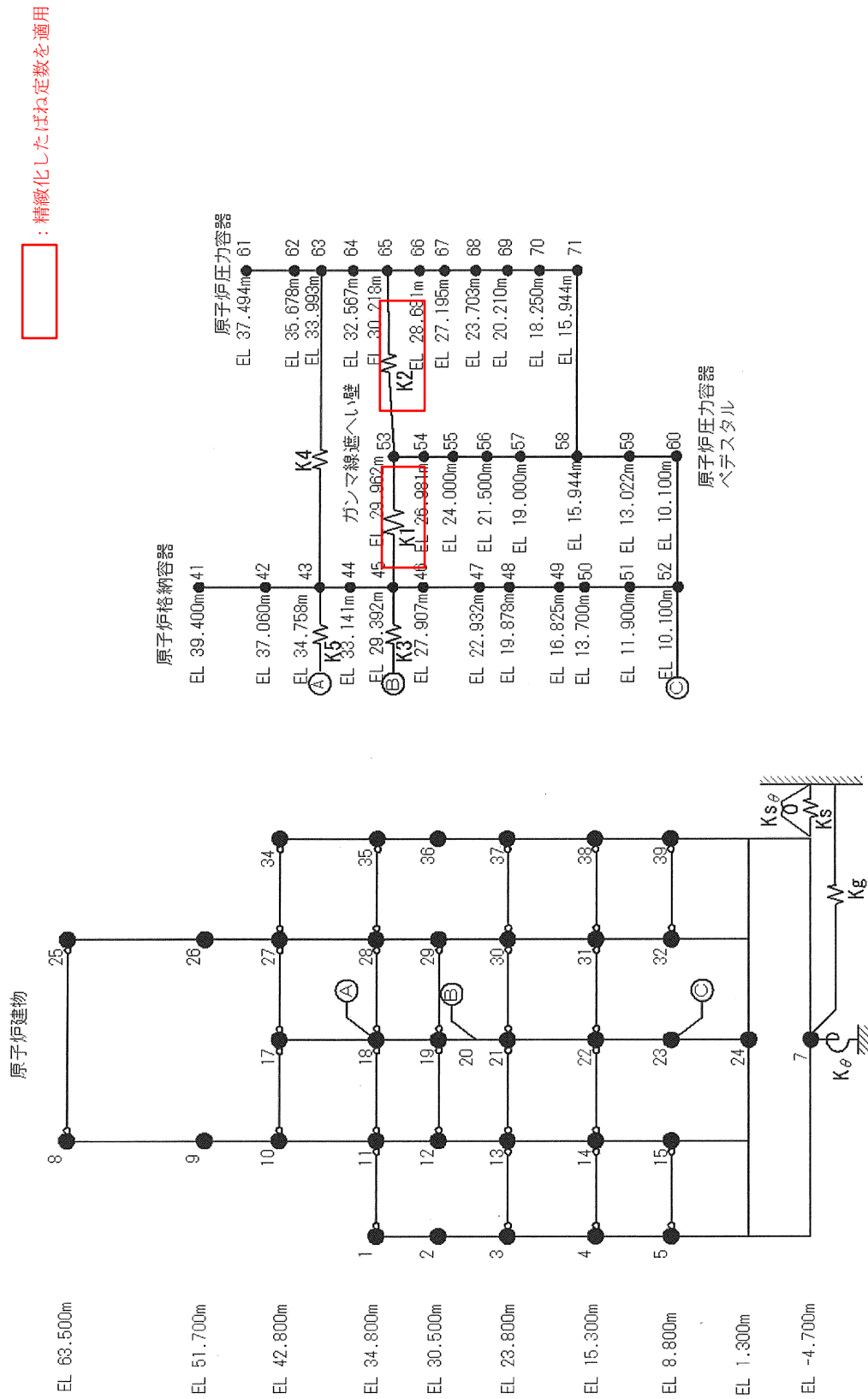
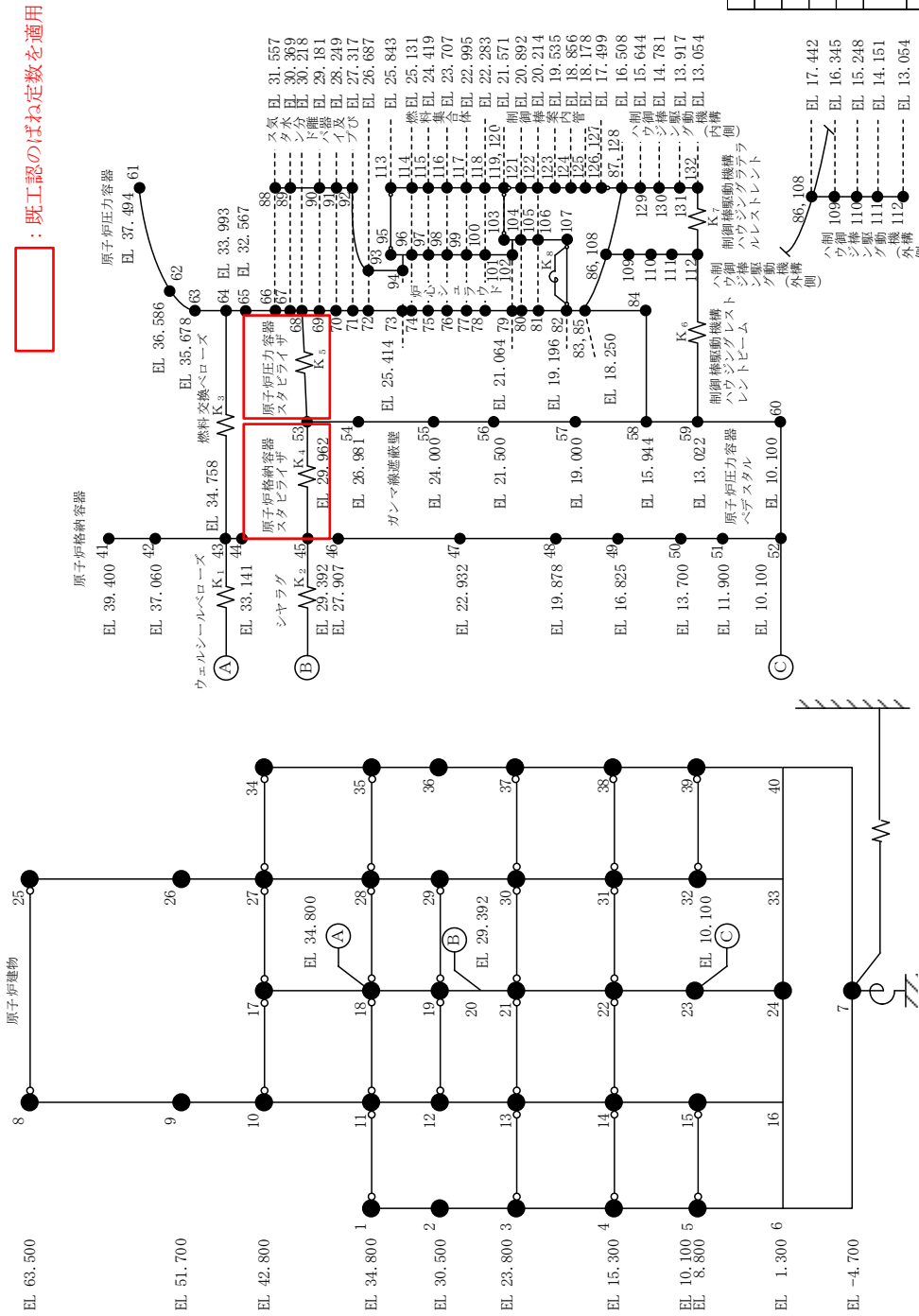


図 2.2.2-1 影響検討モデル 1 (NS 方向)





：既工認のばね定数を適用

図 2.2.2-3 影響検討モデル 2 (NS 方向) (単位：m)

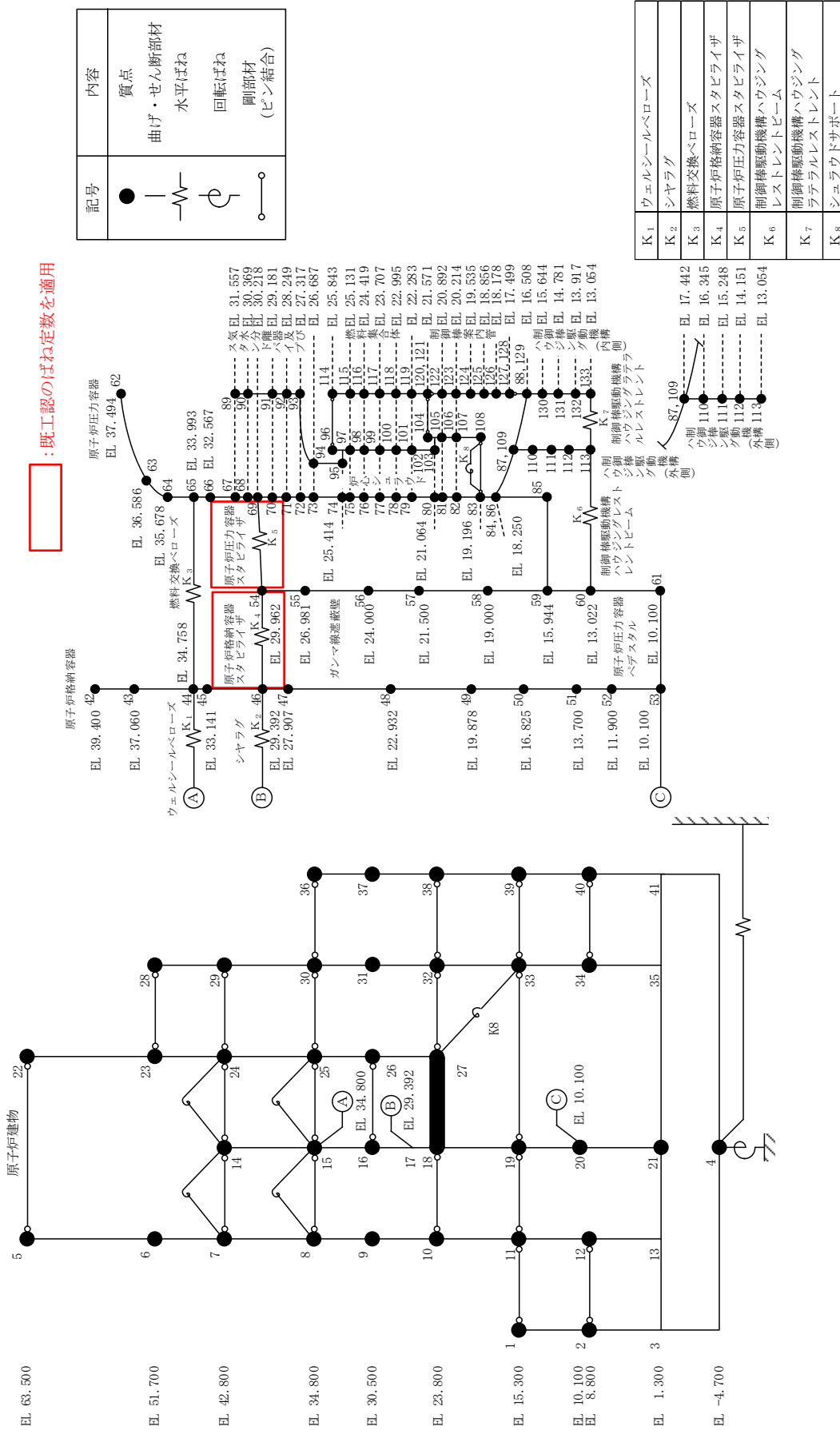


図 2.2.2-4 影響検討モデル 2 (E-W方向) (単位: m)

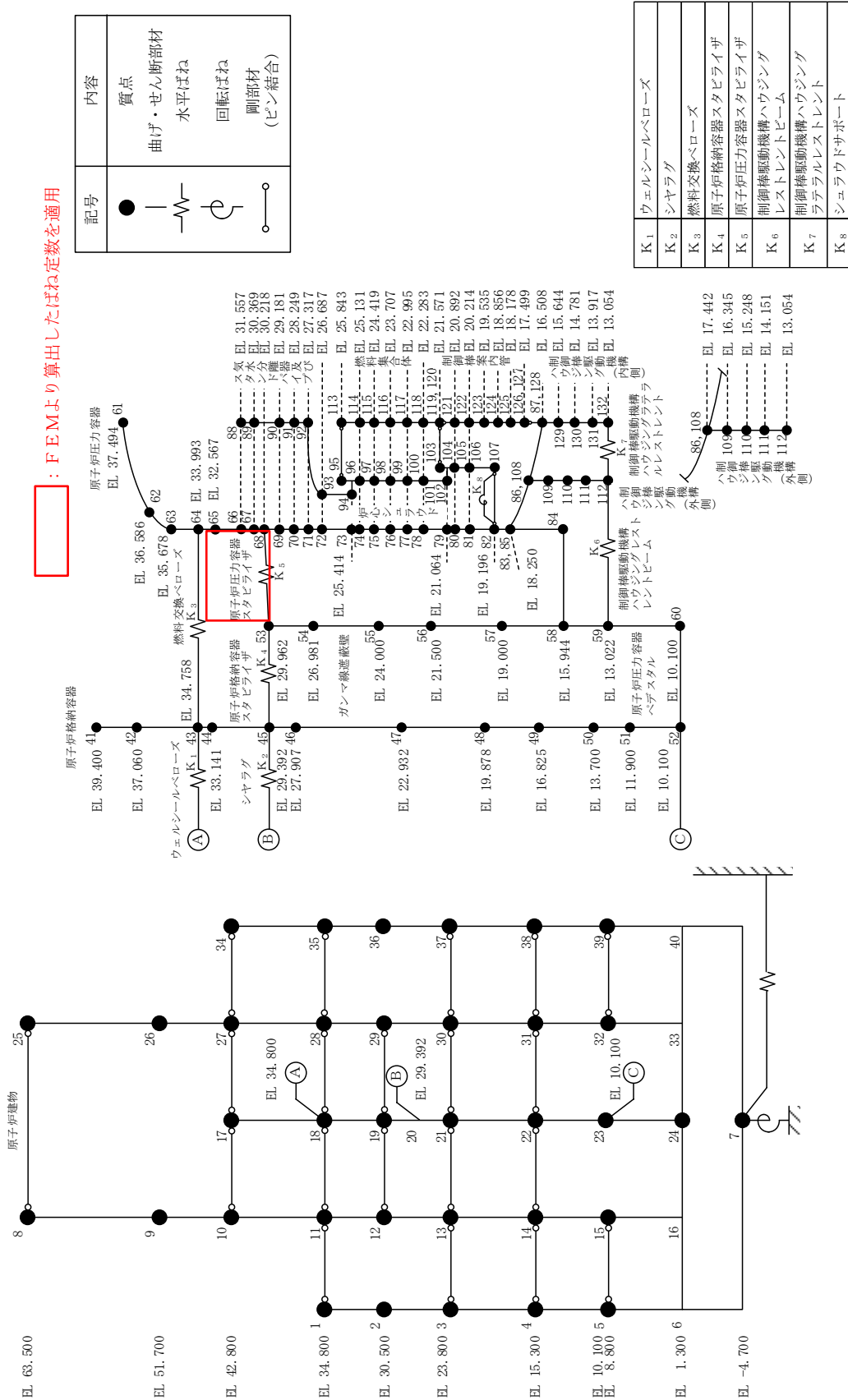
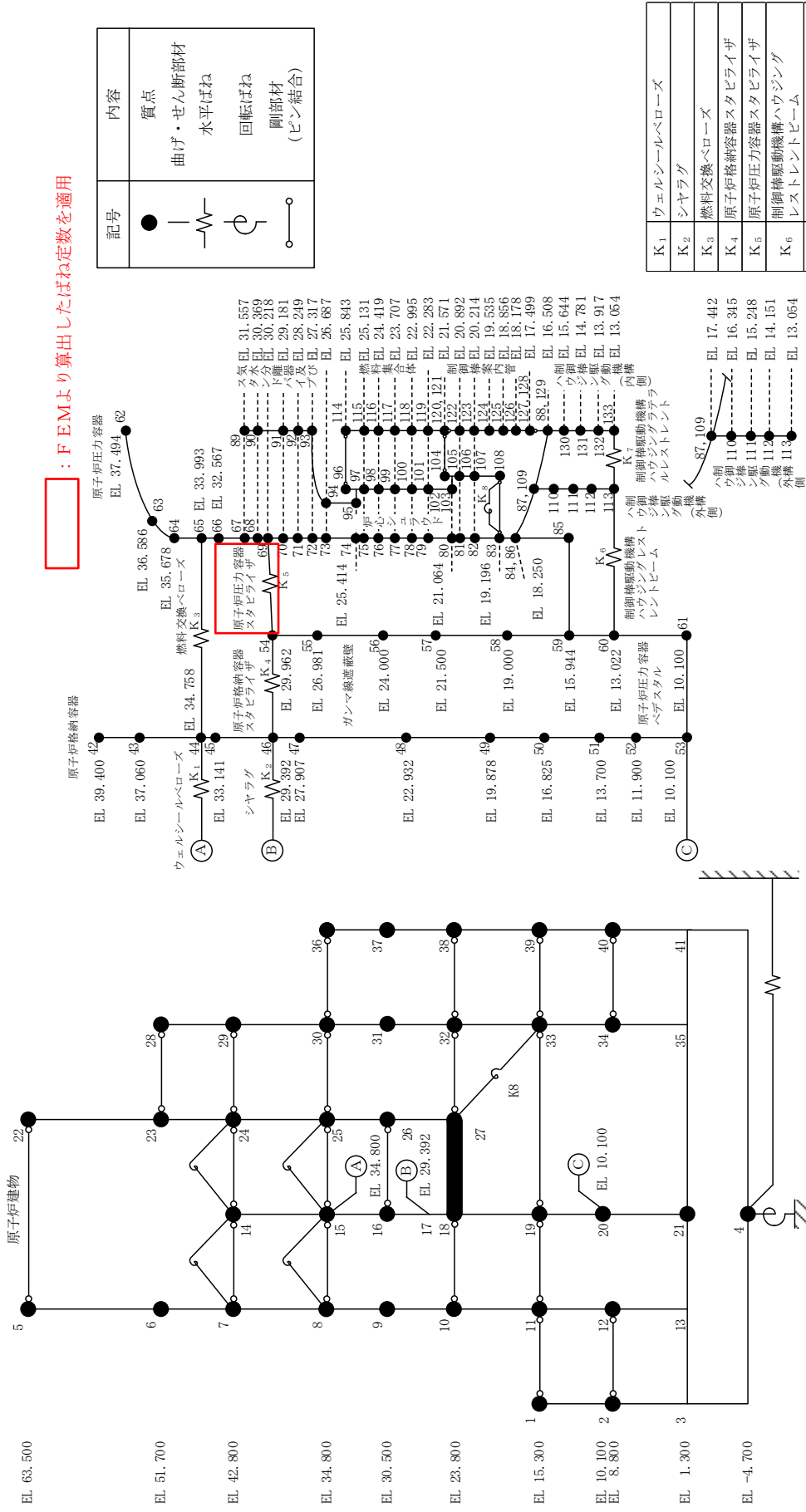


図 2.2.2-5 影響検討モデル 3 (NS方向) (単位: m)



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

K <sub>1</sub>	ウェルシールペロローズ
K <sub>2</sub>	シヤラグ
K <sub>3</sub>	燃料交換ペロローズ
K <sub>4</sub>	原子炉格納容器スタビライザ
K <sub>5</sub>	原子炉圧力容器スタビライザ
K <sub>6</sub>	制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム
K <sub>7</sub>	制御棒駆動機構ハウジング ラチアルレストレント
K <sub>8</sub>	シユラウドサポート

図 2.2.2-6 影響検討モデル 3 (E-W方向) (単位:m)

a. 検討結果（比較ケース A）

(1) 固有周期及び刺激係数

表 2.2.2-3～表 2.2.2-4 に示す固有値解析結果及び図 2.2.2-7(1/24)～図 2.2.2-7(24/24)に示す刺激関数図から，影響検討モデル 1 と今回工認モデルにおける固有周期の変動は小さく（最大 4%変動），各刺激関数の変形状態は一致していることが確認できた。

(2) 主要機器の地震荷重

表 2.2.2-5～表 2.2.2-6 に示す地震応答解析結果（基準地震動 S<sub>s</sub>-D 入力時）から，各部位の荷重が概ね一致している（最大 10%変動）ことがわかる。したがって，PCV-RPVモデルをPCV-RPV-Rinモデルに変更したことによる地震応答への影響は軽微である。

表 2.2.2-3 固有値解析結果（比較ケース A，NS 方向）

① 影響検討モデル1		②今回工認モデル		固有周期 の比率 (②/①)	卓越部位
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)		
1	0.219	1	0.219	1.00	原子炉建物
—	—	2	0.202	—	燃料集合体
—	—	3	0.135	—	炉心シュラウド
2	0.113	4	0.110	0.97	原子炉圧力容器
3	0.098	5	0.098	1.00	原子炉建物
4	0.069	6	0.069	1.00	原子炉建物
—	—	7	0.066	—	制御棒案内管
5	0.058	8	0.057	0.98	原子炉圧力容器
6	0.052	9	0.052	1.00	原子炉建物
—	—	10	0.050	—	燃料集合体



表 2.2.2-4 固有値解析結果（比較ケース A, EW方向）

①影響検討モデル1		②今回工認モデル		固有周期 の比率 (②/①)	卓越部位
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)		
—	—	1	0.204	—	燃料集合体
1	0.202	2	0.200	0.99	原子炉建物
—	—	3	0.135	—	炉心シュラウド
2	0.113	4	0.109	0.96	原子炉压力容器
3	0.093	5	0.093	1.00	原子炉建物
4	0.067	6	0.067	1.00	原子炉建物
—	—	7	0.066	—	制御棒案内管
5	0.058	8	0.057	0.98	原子炉压力容器
6	0.051	9	0.051	1.00	原子炉建物
—	—	10	0.050	—	燃料集合体

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.219 刺激係数 ; 2.038

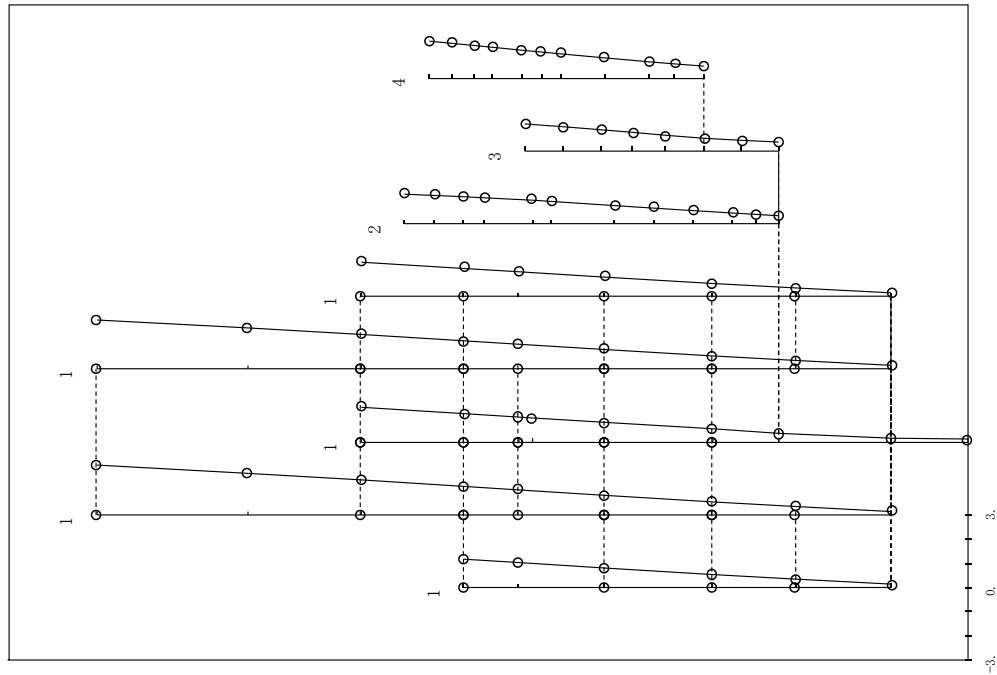


図 2.2.2-7 (1/24) 刺激関数 (第1次モード, NS方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
- 6 炉心シュワウド中間胴
- 7 炉心シュワウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.219 刺激係数 ; 5.031

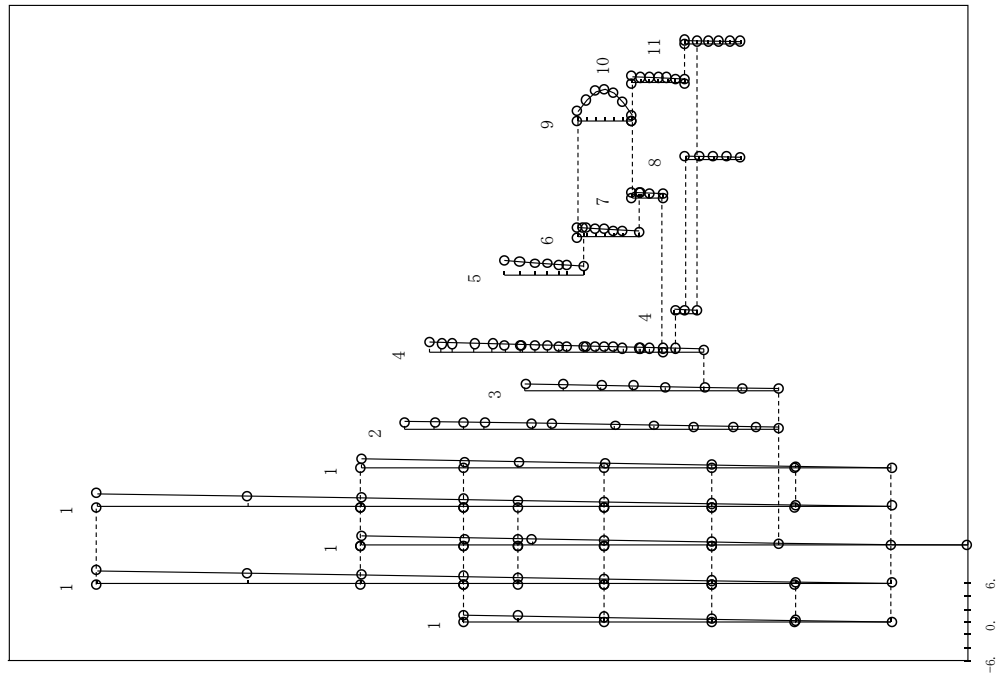


図 2.2.2-7 (2/24) 刺激関数 (第1次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.113 刺激係数 ; 2.130

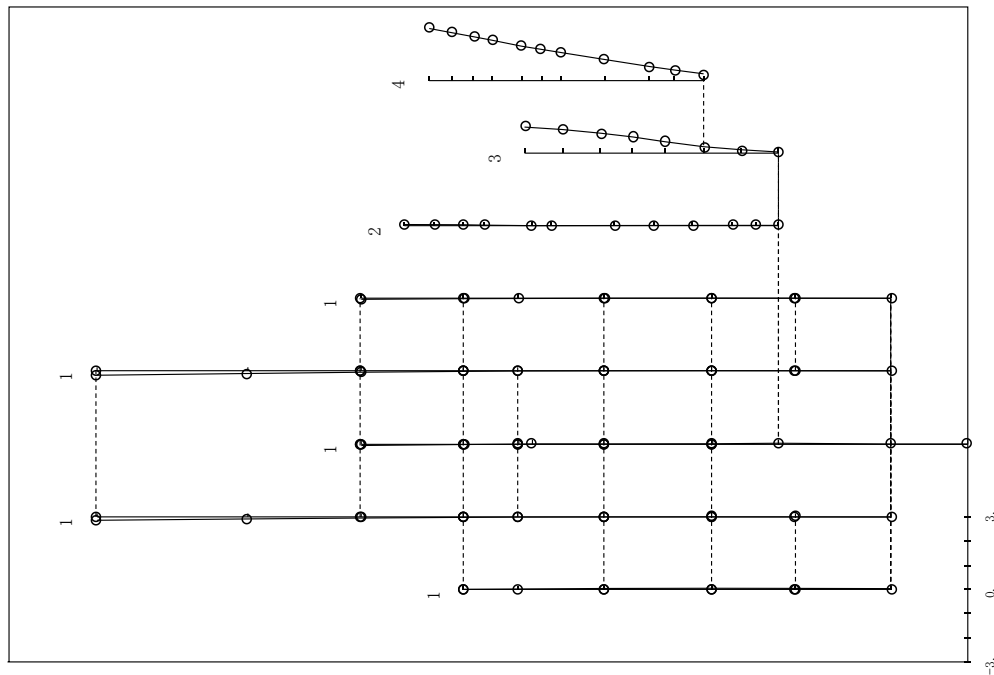


図 2.2.2-7 (3/24) 刺激関数 (第2次モード, NS方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シェラウドヘッド及び炉心シユラウド上部胴
- 6 炉心シユラウド中間胴
- 7 炉心シユラウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.110 刺激係数 ; 2.617

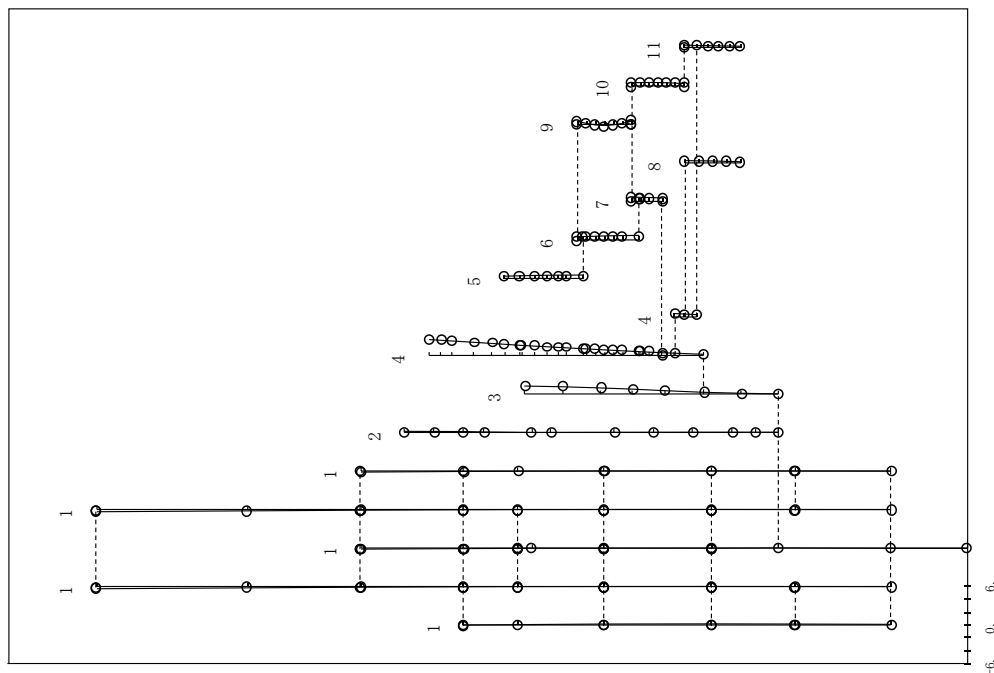


図 2.2.2-7 (4/24) 刺激関数 (第4次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-デスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.098 刺激係数 ; -2.443

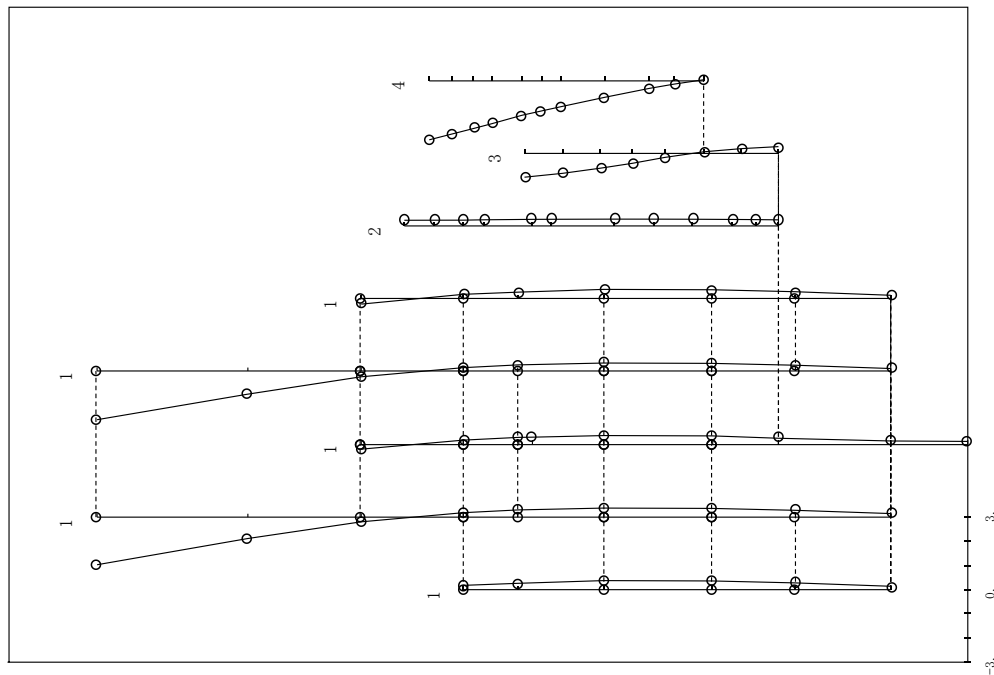


図 2.2.2-7 (5/24) 刺激関数 (第3次モード, NS方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-デスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
- 6 炉心シユラウド中間胴
- 7 炉心シユラウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.098 刺激係数 ; -2.880

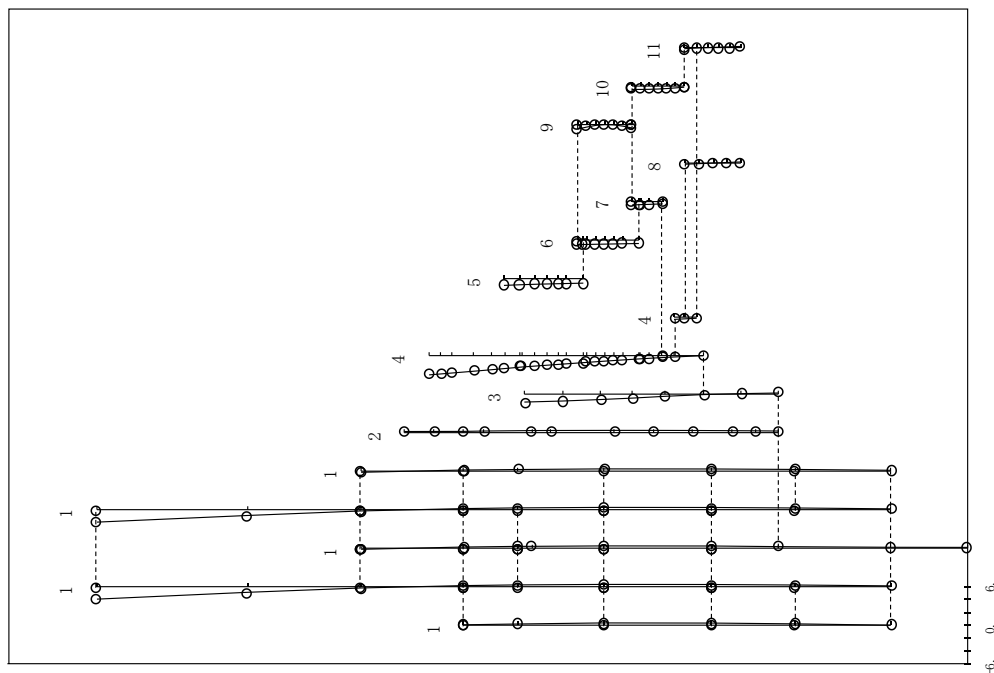


図 2.2.2-7 (6/24) 刺激関数 (第5次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.069 刺激係数 ; -1.998

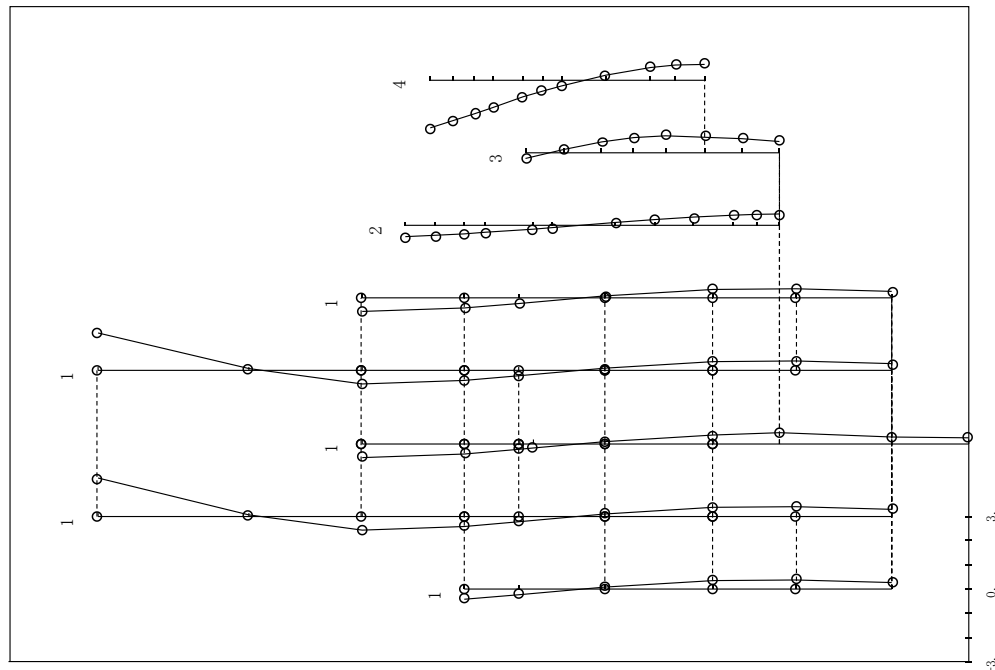


図 2.2.2-7 (7/24) 刺激関数 (第4次モード, NS方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シェラウドヘッド及び炉心シェラウド上部脚
- 6 炉心シェラウド中間脚
- 7 炉心シェラウド下部脚
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.069 刺激係数 ; 2.641

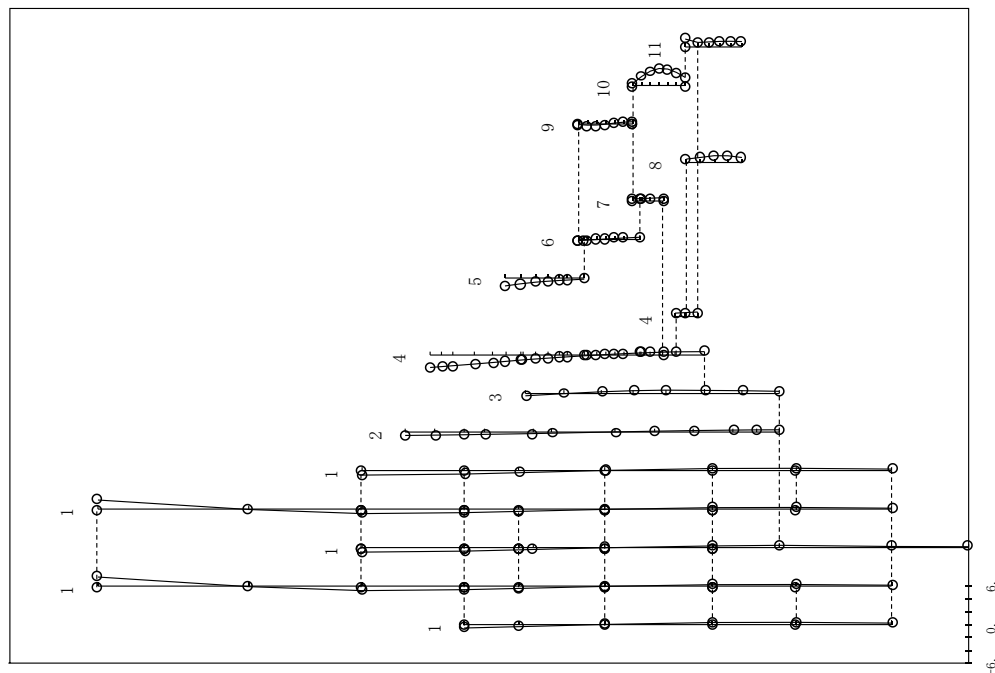


図 2.2.2-7 (8/24) 刺激関数 (第6次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.058 刺激係数 ; 1.127

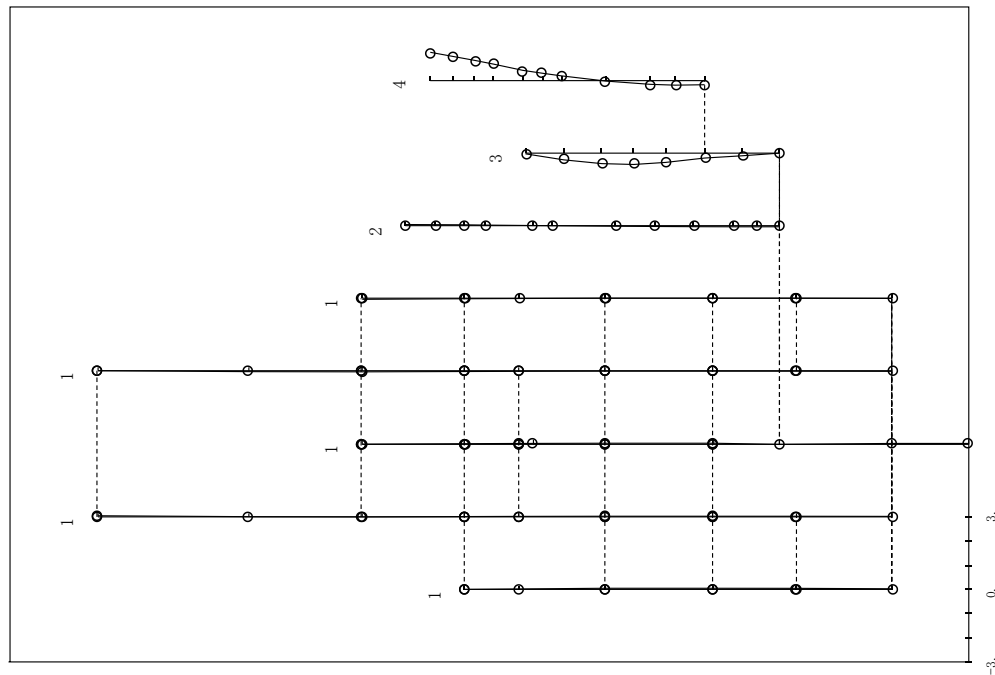


図 2.2.2-7 (9/24) 刺激関数 (第5次モード, NS方向)

: 影響検討モデル 1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シェラウドヘッド及び炉心シユラウド上部脚
- 6 炉心シユラウド中間脚
- 7 炉心シユラウド下部脚
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.057 刺激係数 ; 0.799

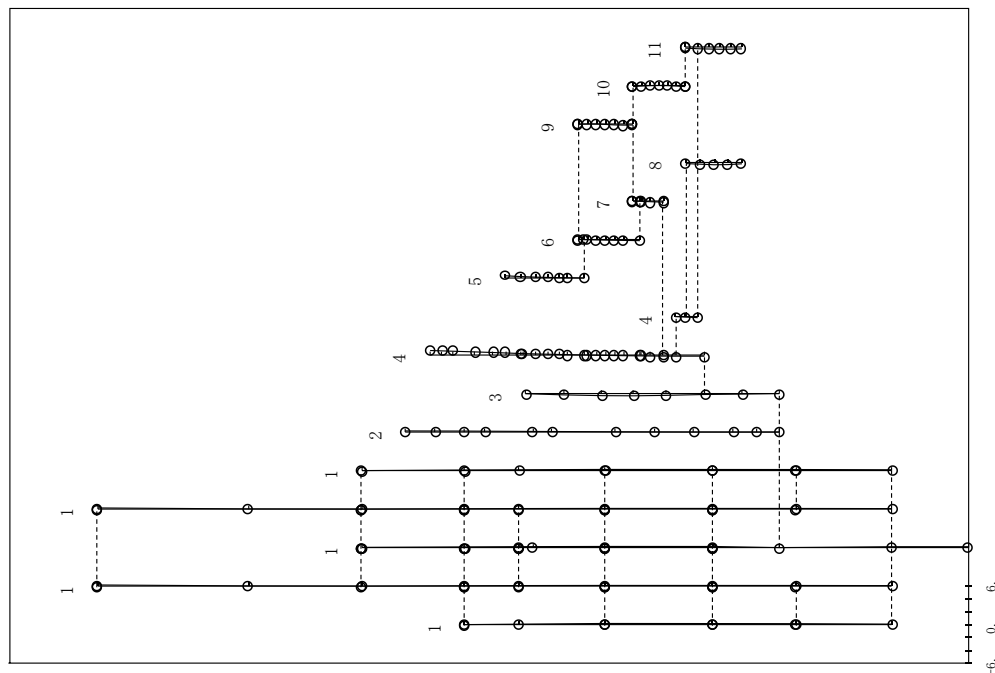


図 2.2.2-7 (10/24) 刺激関数 (第8次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-デスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.052 刺激係数 ; 0.885

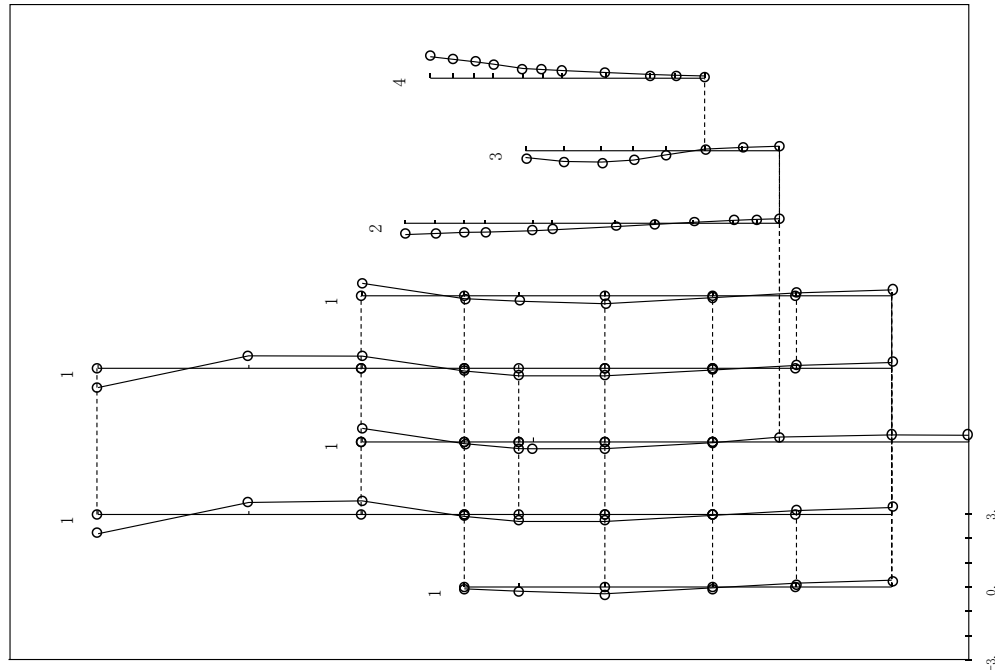


図 2.2.2-7 (11/24) 刺激関数 (第6次モード, NS方向)

: 影響検討モデル 1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-デスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
- 6 炉心シュラウド中間胴
- 7 炉心シュラウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.052 刺激係数 ; 1.032

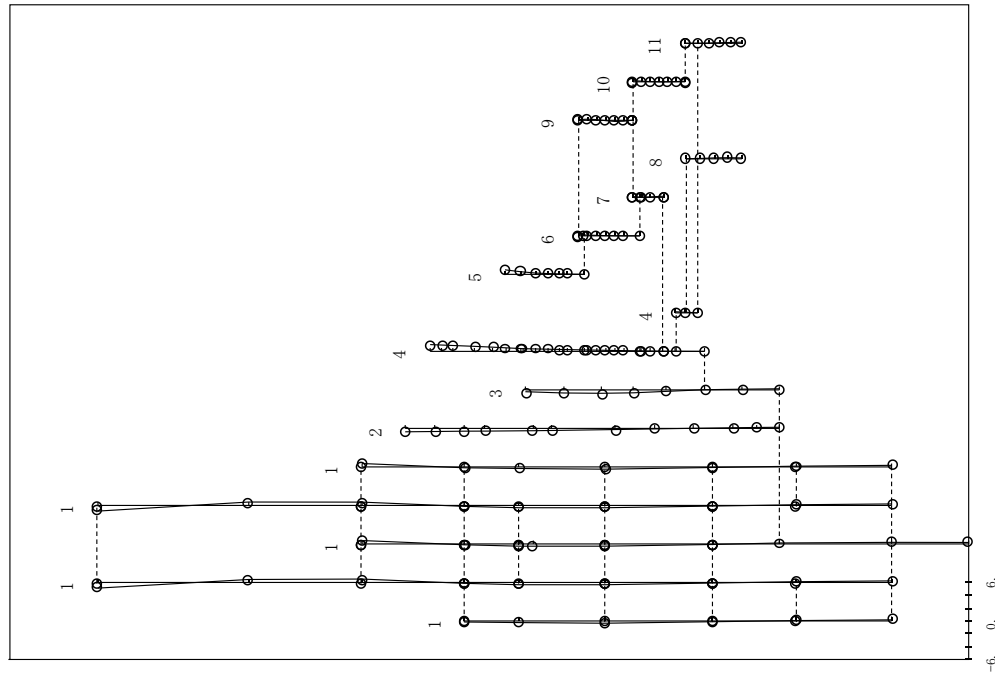


図 2.2.2-7 (12/24) 刺激関数 (第9次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.202 刺激係数 ; 2.020

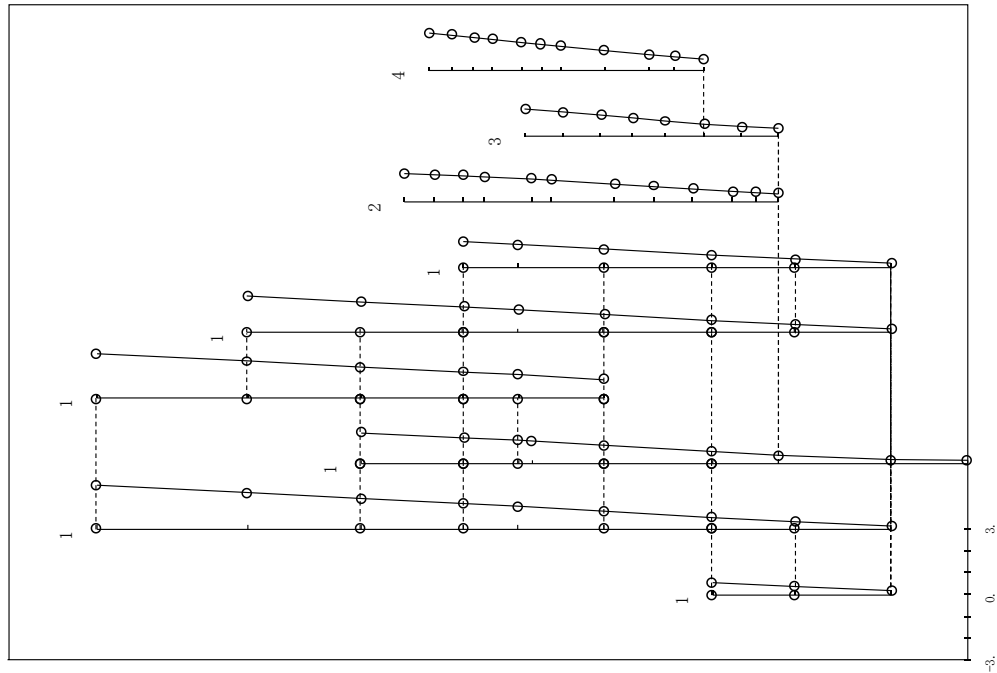


図 2.2.2-7 (13/24) 刺激関数 (第1次モード, EW方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シェラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
- 6 炉心シュラウド中間胴
- 7 炉心シュラウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.200 刺激係数 ; -19.300

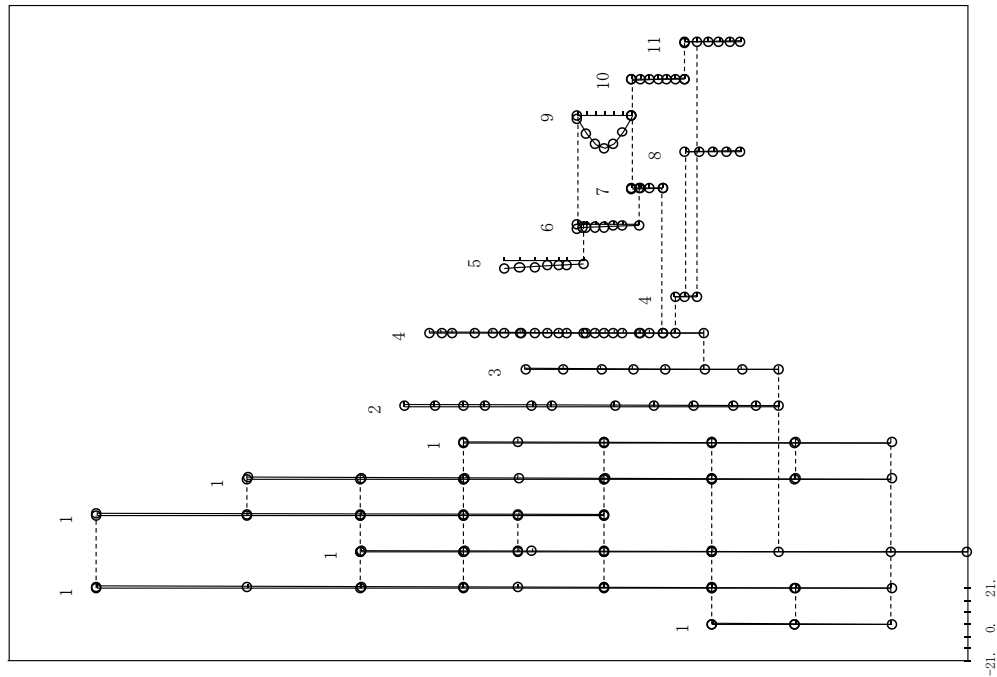


図 2.2.2-7 (14/24) 刺激関数 (第2次モード, EW方向)

: 今回工認モデル



プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.113 刺激係数 ; 1.223

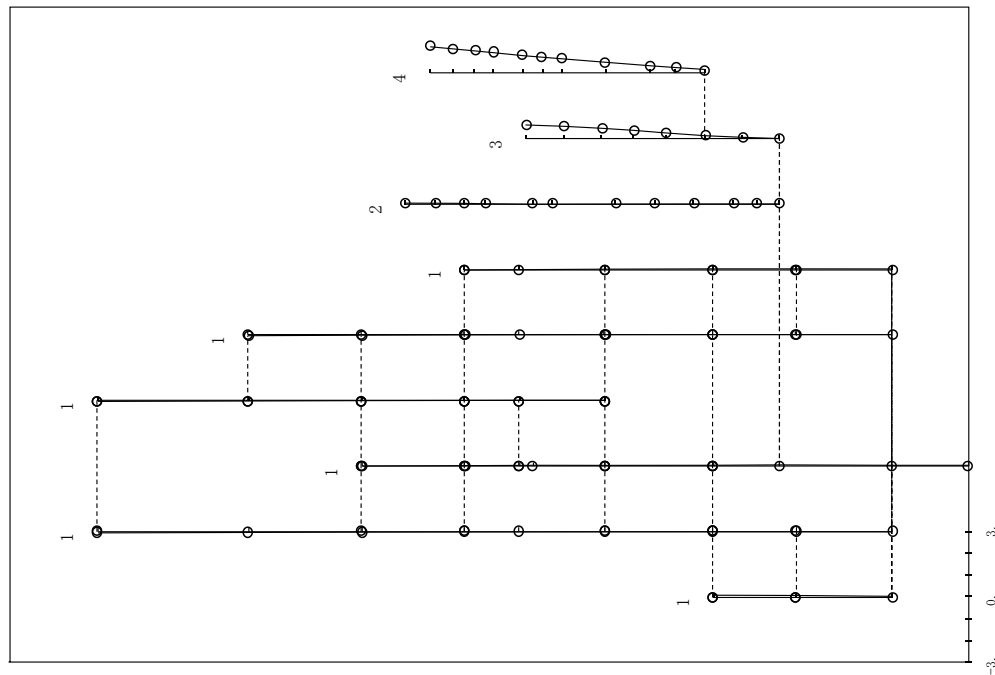


図 2.2.2-7 (15/24) 刺激関数 (第2次モード, E-W方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
- 6 炉心シユワウド中間胴
- 7 炉心シユワウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.109 刺激係数 ; 1.510

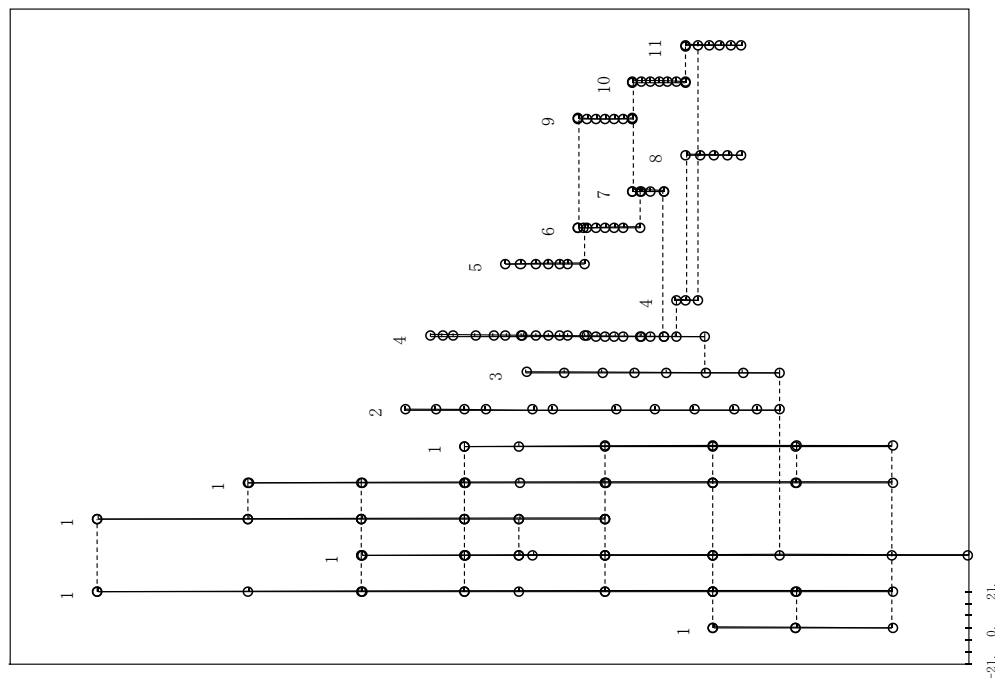


図 2.2.2-7 (16/24) 刺激関数 (第4次モード, E-W方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.093 刺激係数 ; -2.080

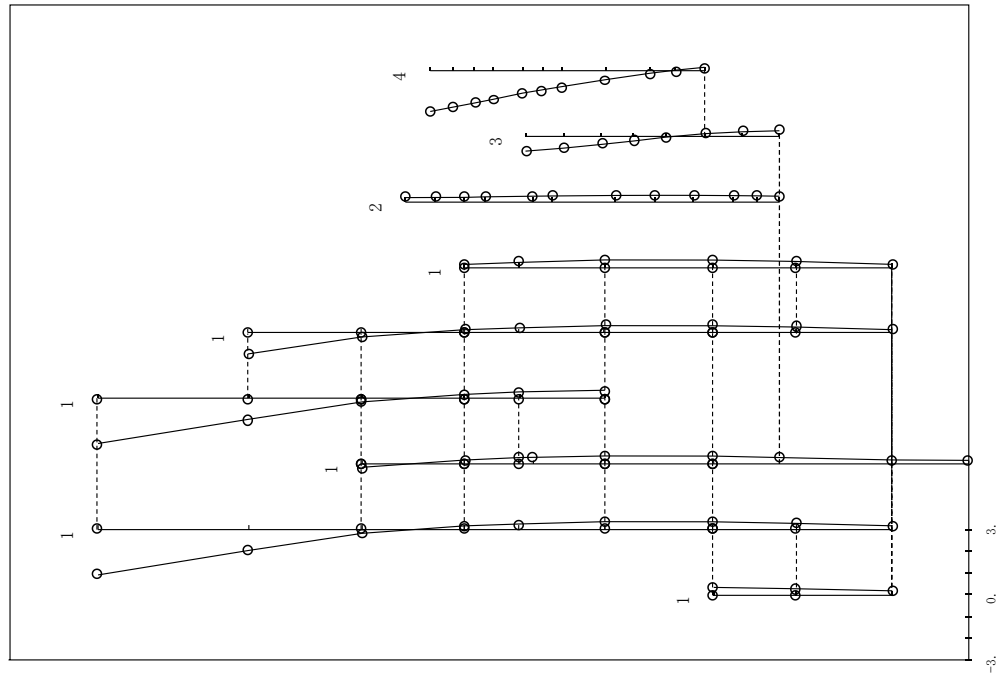


図 2.2.2-7 (17/24) 刺激関数 (第3次モード, EW方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シュエウドヘッド及び炉心シュエウド上部胴
- 6 炉心シュエウド中間胴
- 7 炉心シュエウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.093 刺激係数 ; -2.079

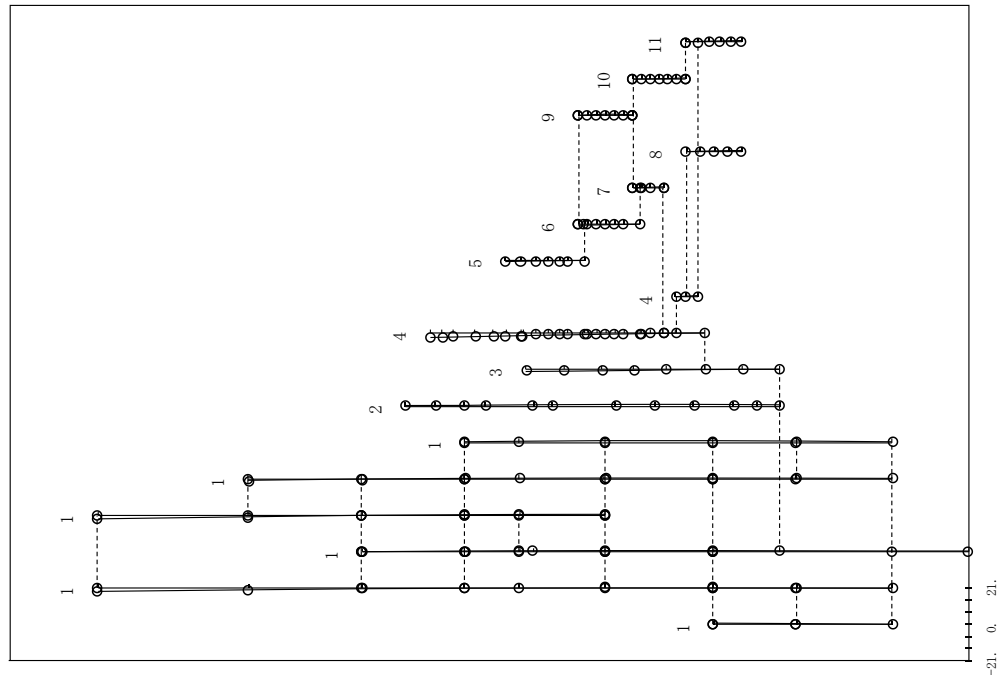


図 2.2.2-7 (18/24) 刺激関数 (第5次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.067 刺激係数 ; -2.527

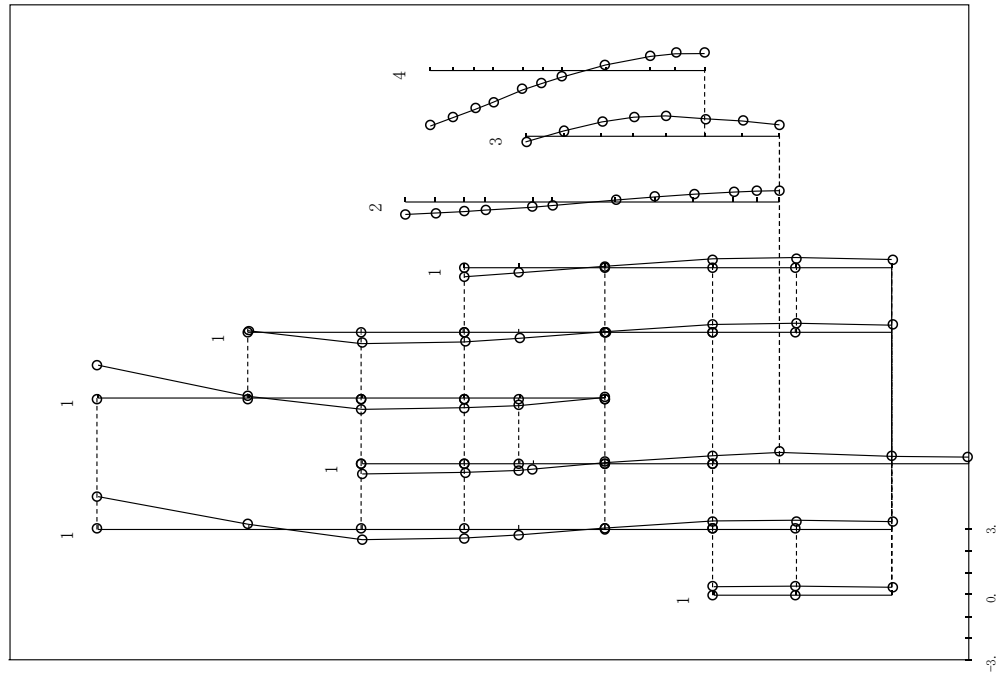


図 2.2.2-7 (19/24) 刺激関数 (第4次モード, EW方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
- 6 炉心シユワウド中間胴
- 7 炉心シユワウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.067 刺激係数 ; 9.382

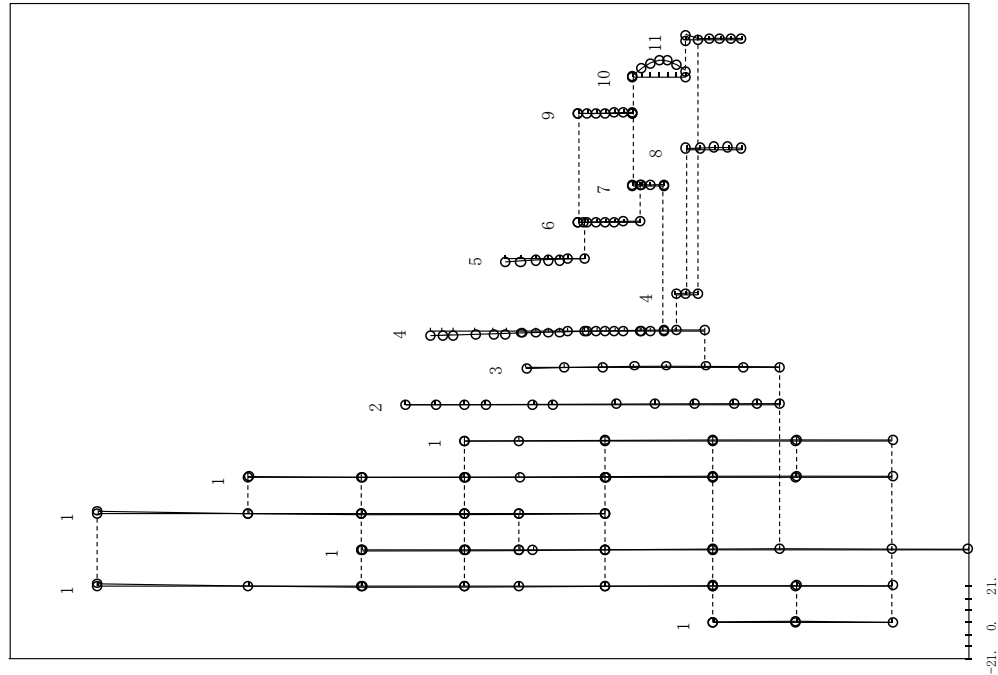


図 2.2.2-7 (20/24) 刺激関数 (第6次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.568 刺激係数 ; 2.365

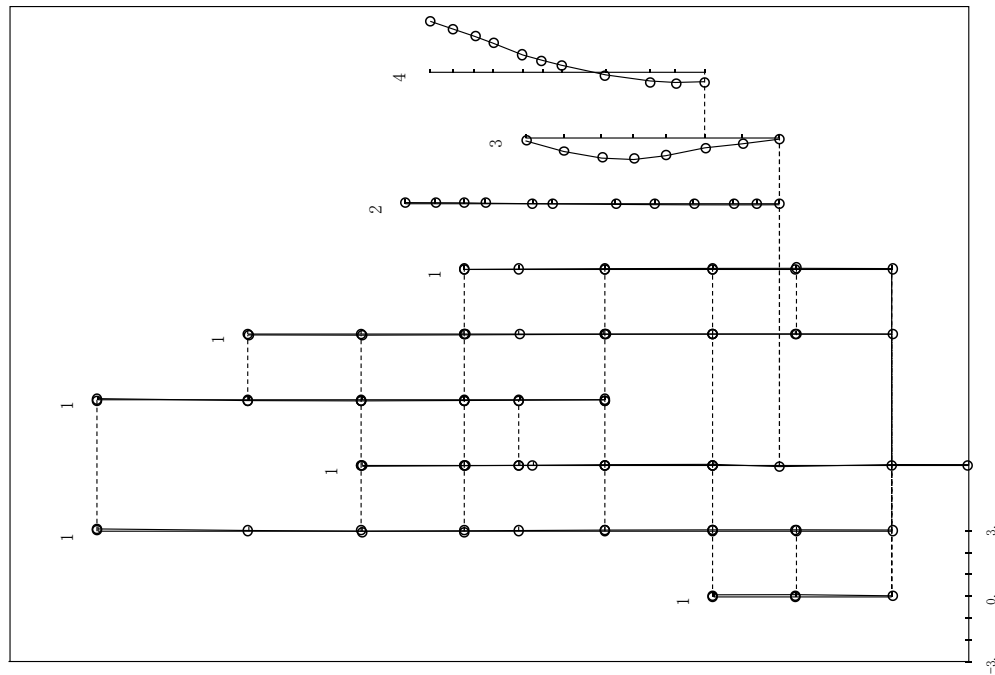


図 2.2.2-7 (21/24) 刺激関数 (第5次モード, EW方向)

: 影響検討モデル1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
- 6 炉心シュワウド中間胴
- 7 炉心シュワウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.057 刺激係数 ; 2.023

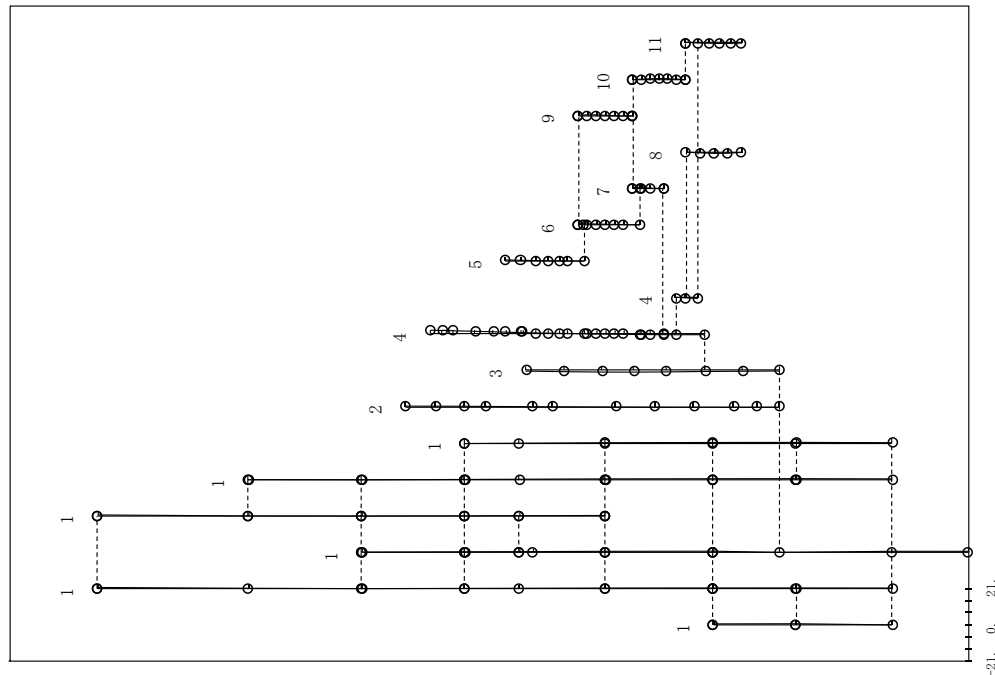


図 2.2.2-7 (22/24) 刺激関数 (第8次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器へデスタル
- 4 原子炉圧力容器

固有周期 (s) ; 0.051 刺激係数 ; 0.130

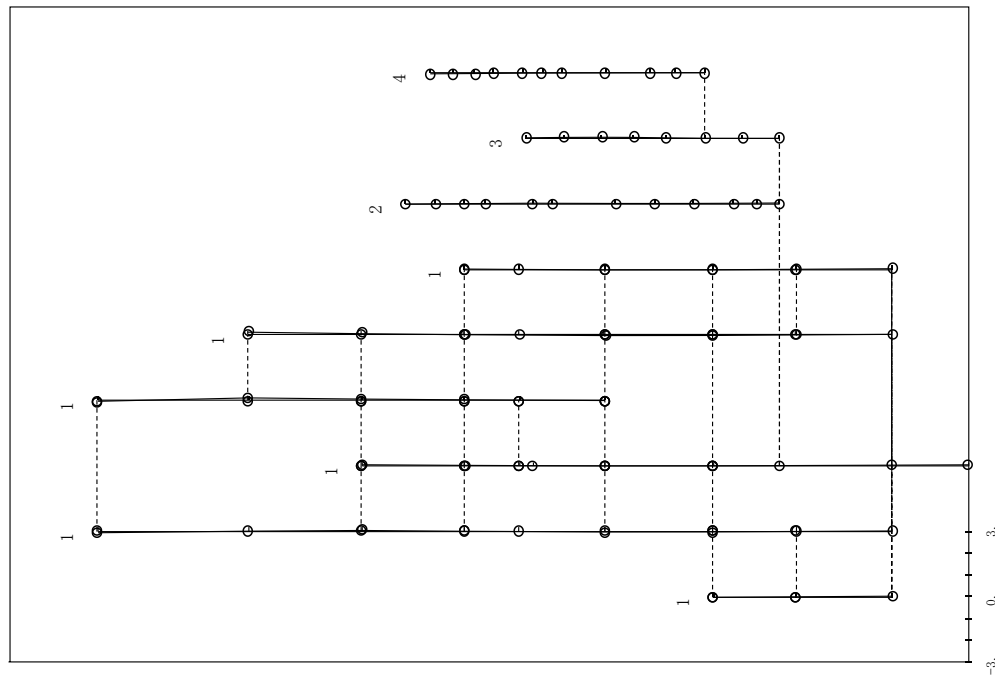


図 2.2.2-7 (23/24) 刺激関数 (第 6 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 1

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器へデスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器, スタンドパイプ, シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
- 6 炉心シユワウド中間胴
- 7 炉心シユワウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.051 刺激係数 ; 0.131

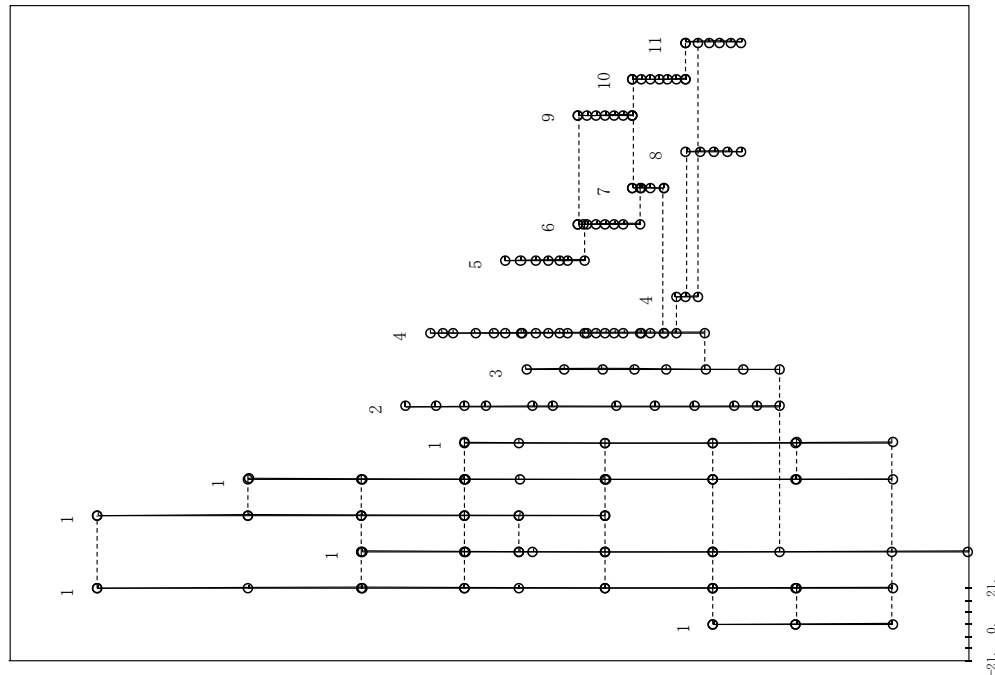


図 2.2.2-7 (24/24) 刺激関数 (第 9 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

表 2.2.2-5 主要設備の地震応答解析結果（比較ケース A, NS 方向, 基準地震動 S s - D）

主要設備・部位	荷重	①影響検討 モデル 1	②今回工認 モデル	比率 (②/①)
原子炉圧力容器 支持スカート基部	せん断力 (kN)	12200	11500	0.94
	モーメント (kN・m)	120000	112000	0.93
原子炉格納容器基部	せん断力 (kN)	23400	23200	0.99
	モーメント (kN・m)	428000	426000	1.00
ガンマ線 遮蔽壁基部	せん断力 (kN)	18600	18400	0.99
	モーメント (kN・m)	140000	134000	0.96
原子炉圧力容器 ペDESTAL基部	せん断力 (kN)	40400	38600	0.96
	モーメント (kN・m)	459000	435000	0.95
原子炉圧力容器 スタビライザ	反力 (kN)	12000	10800	0.90
原子炉格納容器 スタビライザ	反力 (kN)	19300	18100	0.94
シヤラグ	反力 (kN)	28900	28400	0.98

応答値は有効数字 4 桁目を四捨五入

表 2.2.2-6 主要設備の地震応答解析結果（比較ケース A, E W方向, 基準地震動 S s - D）

主要設備・部位	荷重	①影響検討 モデル 1	②今回工認 モデル	比率 (②/①)
原子炉圧力容器 支持スカート基部	せん断力 (kN)	11800	11100	0.94
	モーメント (kN・m)	112000	102000	0.91
原子炉格納容器基部	せん断力 (kN)	26700	24900	0.93
	モーメント (kN・m)	465000	428000	0.92
ガンマ線 遮蔽壁基部	せん断力 (kN)	20200	19000	0.94
	モーメント (kN・m)	143000	133000	0.93
原子炉圧力容器 ペDESTAL基部	せん断力 (kN)	39500	37100	0.94
	モーメント (kN・m)	464000	439000	0.95
原子炉圧力容器 スタビライザ	反力 (kN)	11200	10900	0.97
原子炉格納容器 スタビライザ	反力 (kN)	17300	18100	1.05
シヤラグ	反力 (kN)	24800	25300	1.02

応答値は有効数字 4 桁目を四捨五入

b. 検討結果（比較ケース B）

(1) 固有周期及び刺激関数

表 2.2.2-7～表 2.2.2-8 に示す固有値解析結果より、今回工認モデルは影響検討モデル 2 に対し、原子炉压力容器の応答が卓越する振動モードで固有周期が長くなる（最大 9%）が、その他の振動モードの固有周期の変動は小さいことが確認できた。また、図 2.2.2-8（1/40）～図 2.2.2-8（40/40）に示す刺激関数図より、両モデルの刺激関数が概ね一致することが確認できた。

(2) 原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉压力容器スタビライザの反力

表 2.2.2-9～表 2.2.2-10 に示す地震応答解析結果より、原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉压力容器スタビライザのばね定数を変更したことにより、原子炉格納容器スタビライザ、原子炉压力容器スタビライザ及びシヤラグの荷重が比較的大きく変動した。最も大きく変動したのは原子炉格納容器スタビライザであり、今回工認モデルは、影響検討モデル 2 に対しばね反力が 36%減少した。

この要因として、原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉压力容器スタビライザのばね定数が低下したことにより、これらが分担する荷重が小さくなったと考えられる。

(3) 原子炉压力容器支持スカート基部、ガンマ線遮蔽壁基部、原子炉压力容器ペDESTAL基部、シヤラグの地震荷重

原子炉压力容器支持スカート基部、ガンマ線遮蔽壁基部、原子炉压力容器ペDESTAL基部、シヤラグでは、影響検討モデル 2（①）と今回工認モデル（②）の荷重の大小関係（比率（②／①））が NS 方向と EW 方向で異なり、NS 方向の荷重は②の方が大きくなる（比率（②／①）が 1 より大きい）のに対し、EW 方向の荷重は②の方が小さくなった（比率（②／①）が 1 より小さい）。

図 2.2.2-9～図 2.2.2-10 に原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉压力容器スタビライザが接続するガンマ線遮蔽壁頂部における影響検討モデル 2 と今回工認モデルの基準地震動の床応答スペクトルを示す。また、表 2.2.2-11 に影響検討モデル 2（①）と今回工認モデル（②）における、原子炉压力容器の振動が卓越する振動モードのうち、最も低次である第 4 次モードの固有周期と床応答スペクトル及びその比率（②／①）を示す。NS 方向はスタビライザばね定数の変更に伴い応答加速度が大きくなるが、EW 方向は小さくなっており、上述した各荷重の大小関係と一致する。

図 2.2.2-9～図 2.2.2-10 に示したガンマ線遮蔽壁頂部における床応答スペクトルに関して、影響検討モデル 2 と今回工認モデルの固有周期 0.1 秒付近の震度のピーク値の大小関係が NS 方向と EW 方向で逆転している理由を以下に考察する。

原子炉压力容器と原子炉建物の振動がそれぞれ卓越する第 4 次モードと第 5 次モードの固有周期とその差分を表 2.2.2-12 に示す。ばね定数変更により NS 方向、EW 方向共に第 4 次モードと第 5 次モードの固有周期の差が大きくなっており、今回工認モデルの方が応答が低減することが予想される。

一方、原子炉建物 EL10.100m の質点（原子炉压力容器ペDESTALの基部と接続され



る質点)の床応答スペクトル(図 2.2.2-11~図 2.2.2-12 参照)を確認すると、原子炉圧力容器の振動が卓越する第 4 次モードの震度は、NS 方向では影響検討モデル 2 の方が小さいが、EW 方向では今回工認モデルの方が小さい。第 4 次モードでは、原子炉圧力容器とともにガンマ線遮蔽壁の振動も卓越するため、この傾向は、ガンマ線遮蔽壁の振動に寄与する成分の大小関係を示していると考えられる。

以上より、第 4 次モードと第 5 次モードの固有周期の近接関係からは NS 方向、EW 方向共に今回工認モデルの方が応答が低減されることが予想されたが、ガンマ線遮蔽壁の入力地震動成分においては、NS 方向のみ今回工認モデルの方が大きくなる傾向を示しているため、ガンマ線遮蔽壁頂部の床応答スペクトルの傾向が NS 方向と EW 方向で異なると考える。

この傾向が原子炉圧力容器支持スカート基部、ガンマ線遮蔽壁基部、原子炉圧力容器ペデスタル基部、シヤラグの荷重の傾向にも表れているものと考えられる。

#### (4) 炉心シュラウド下部胴下端、燃料集合体の地震荷重

炉心シュラウド下部胴下端のせん断力及びモーメント、燃料集合体の変位はスタビライザばね定数の変更前後で応答の差分が 10%以下であり、他主要設備と比較して変化が小さい。この理由は、表 2.2.2-7 及び表 2.2.2-8 に示した固有値解析結果からわかるとおり、原子炉格納容器スタビライザ及び原子炉圧力容器スタビライザのばね定数を変更したことによる影響は、原子炉圧力容器の固有周期に表れるが、原子炉圧力容器と炉心シュラウド及び燃料集合体の固有周期は十分離れているため、ばね定数変更がそれら設備の応答特性に大きく影響しないと考えられる。

以上の考察のとおり、ばね定数の変更に対して妥当な結果が得られていると考える。

表 2.2.2-7 固有値解析結果（比較ケース B, NS 方向）

①影響検討モデル 2		②今回工認モデル		固有周期 の比率 (②/①)	卓越部位
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)		
1	0.219	1	0.219	1.00	原子炉建物
2	0.202	2	0.202	1.00	燃料集合体
3	0.135	3	0.135	1.00	炉心シュラウド
4	0.102	4	0.110	1.08	原子炉圧力容器
5	0.095	5	0.098	1.03	原子炉建物
6	0.069	6	0.069	1.00	原子炉建物
7	0.066	7	0.066	1.00	制御棒案内管
8	0.056	8	0.057	1.02	原子炉圧力容器
9	0.052	9	0.052	1.00	原子炉建物
10	0.050	10	0.050	1.00	燃料集合体

表 2.2.2-8 固有値解析結果（比較ケース B, EW 方向）

①影響検討モデル 2		②今回工認モデル		固有周期 の比率 (②/①)	卓越部位
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)		
1	0.204	1	0.204	1.00	燃料集合体
2	0.200	2	0.200	1.00	原子炉建物
3	0.135	3	0.135	1.00	炉心シュラウド
4	0.100	4	0.109	1.09	原子炉圧力容器
5	0.091	5	0.093	1.02	原子炉建物
6	0.067	6	0.067	1.00	原子炉建物
7	0.066	7	0.066	1.00	制御棒案内管
8	0.055	8	0.057	1.04	原子炉圧力容器
9	0.051	9	0.051	1.00	原子炉建物
10	0.050	10	0.050	1.00	燃料集合体

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.219 刺激係数 ; 4.881

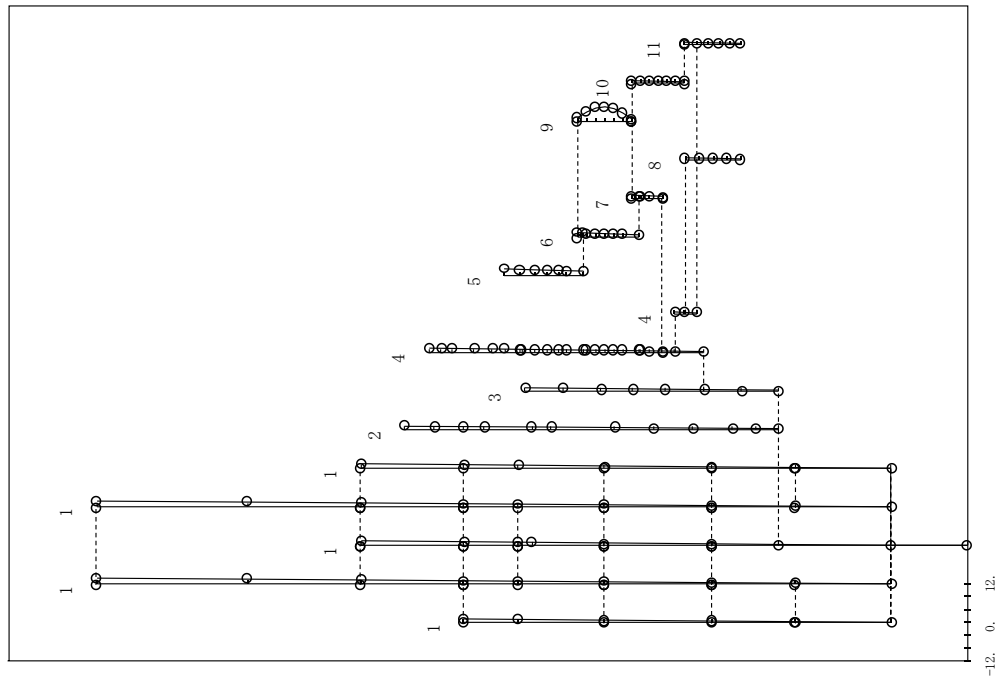


図 2.2.2-8 (1/40) 刺激関数 (第 1 次モード, NS 方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.219 刺激係数 ; 5.031

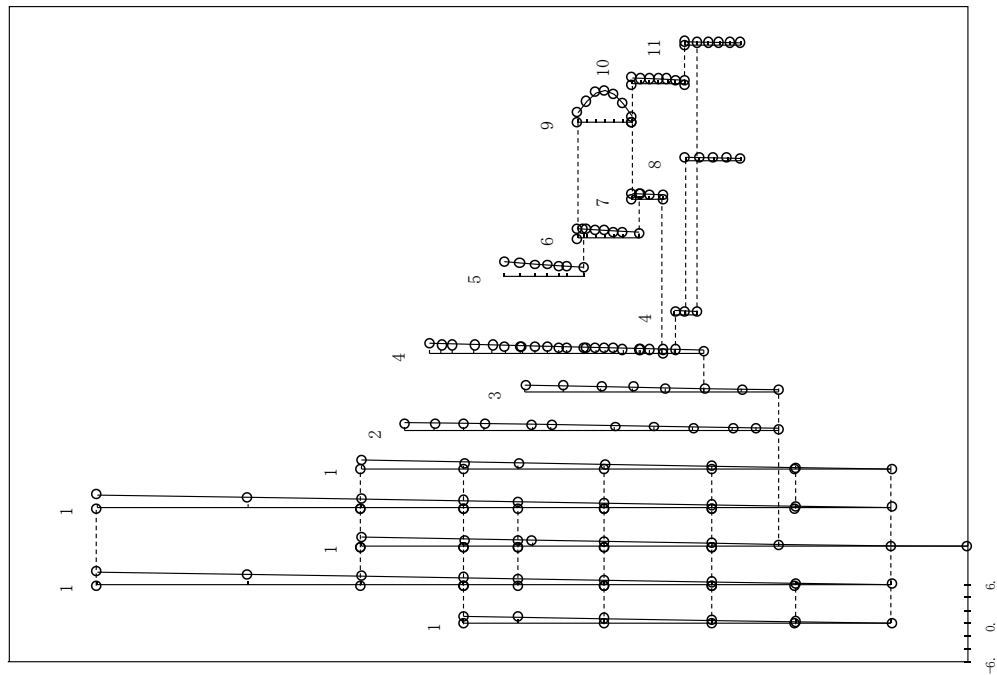


図 2.2.2-8 (2/40) 刺激関数 (第 1 次モード, NS 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シユラウドヘッド及び炉心シユラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.202 刺激係数 ; -3.746

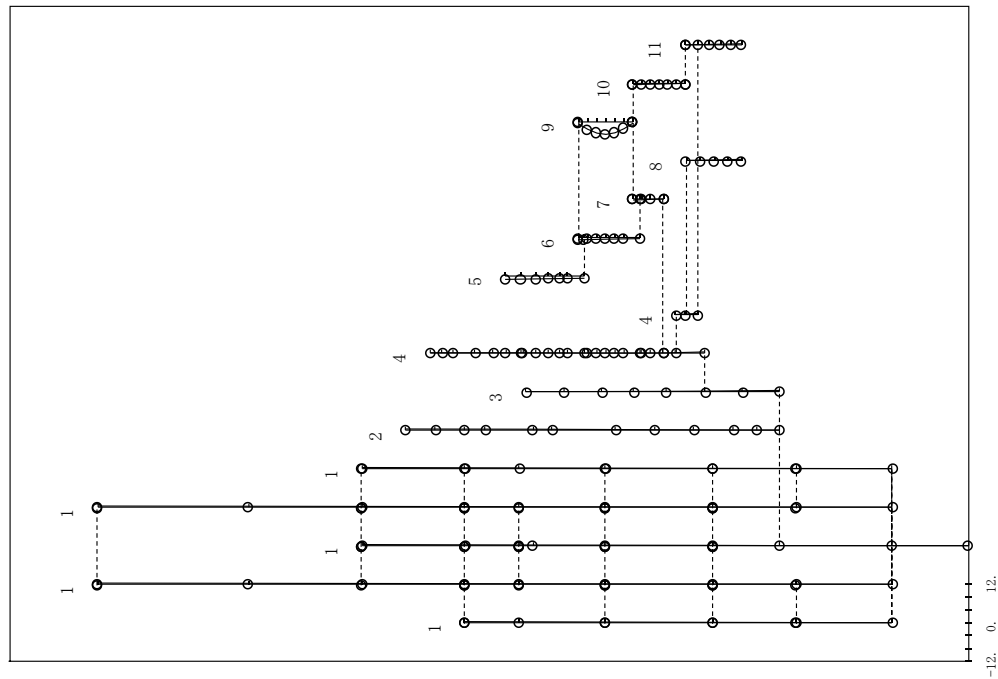


図 2.2.2-8 (3/40) 刺激関数 (第2次モード, NS方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シユラウドヘッド及び炉心シユラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.202 刺激係数 ; -3.889

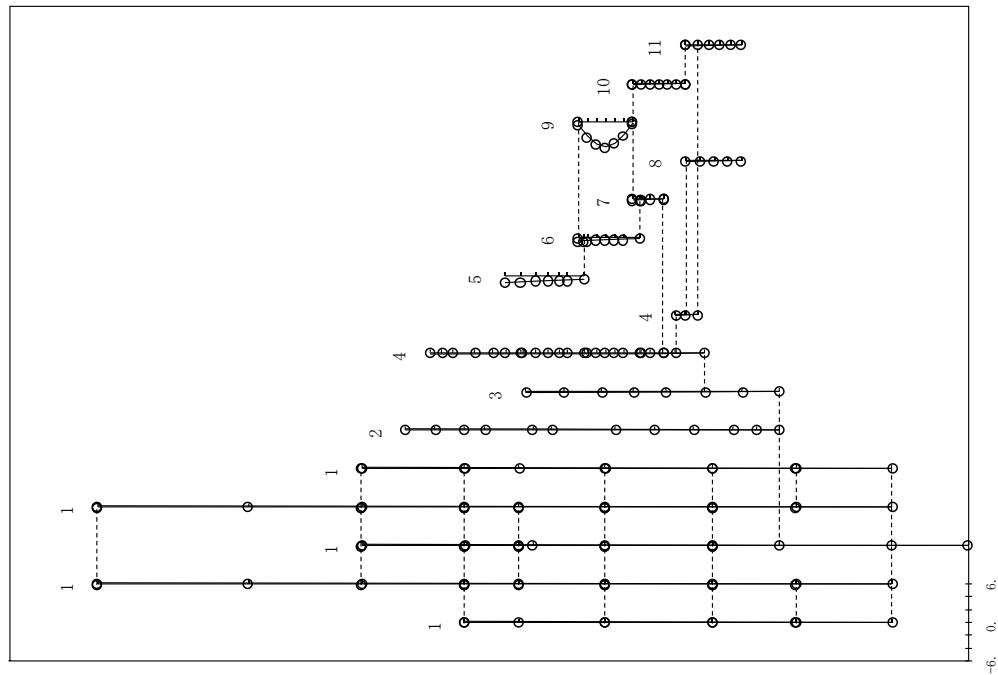


図 2.2.2-8 (4/40) 刺激関数 (第2次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1. 原子炉建物
  - 2. 原子炉格納容器
  - 3. ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4. 原子炉圧力容器
  - 5. 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6. 炉心シュラウド中間胴
  - 7. 炉心シュラウド下部胴
  - 8. 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9. 燃料集合体
  - 10. 制御棒案内管
  - 11. 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.135    刺激係数    ; 0.295

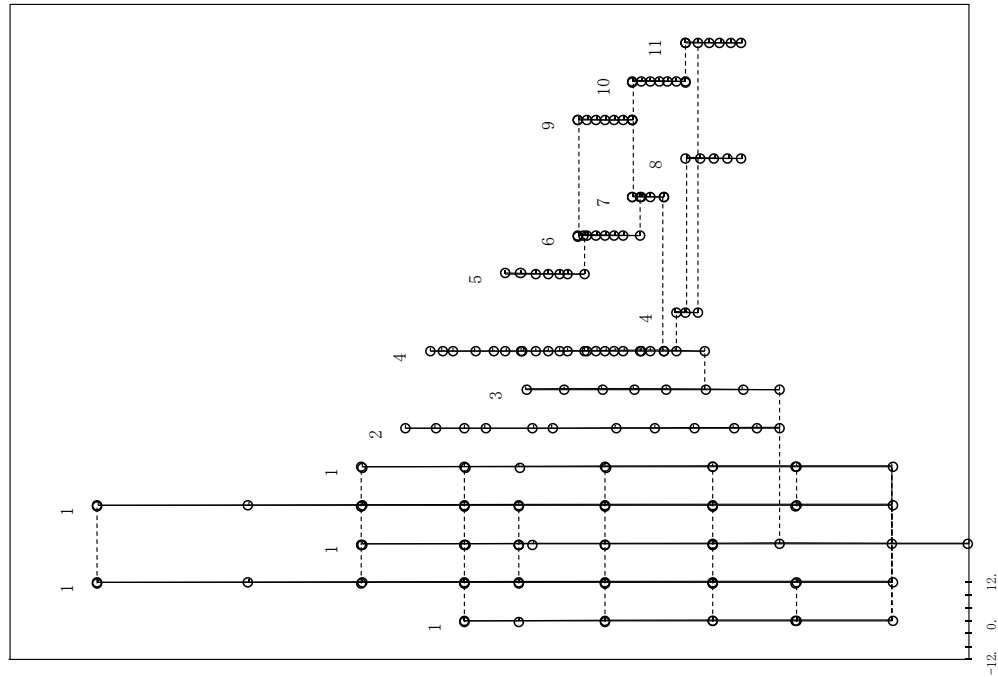


図 2.2.2-8 (5/40) 刺激関数 (第3次モード, NS方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1. 原子炉建物
  - 2. 原子炉格納容器
  - 3. ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4. 原子炉圧力容器
  - 5. 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6. 炉心シュラウド中間胴
  - 7. 炉心シュラウド下部胴
  - 8. 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9. 燃料集合体
  - 10. 制御棒案内管
  - 11. 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.135    刺激係数    ; 0.341

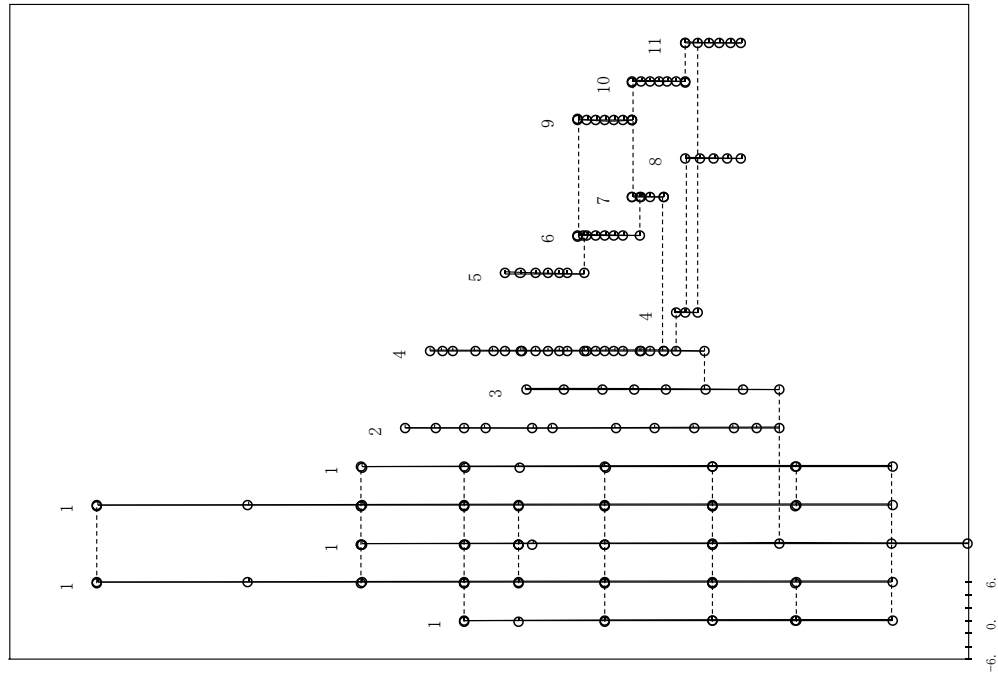


図 2.2.2-8 (6/40) 刺激関数 (第3次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.102 刺激係数 ; 4.197

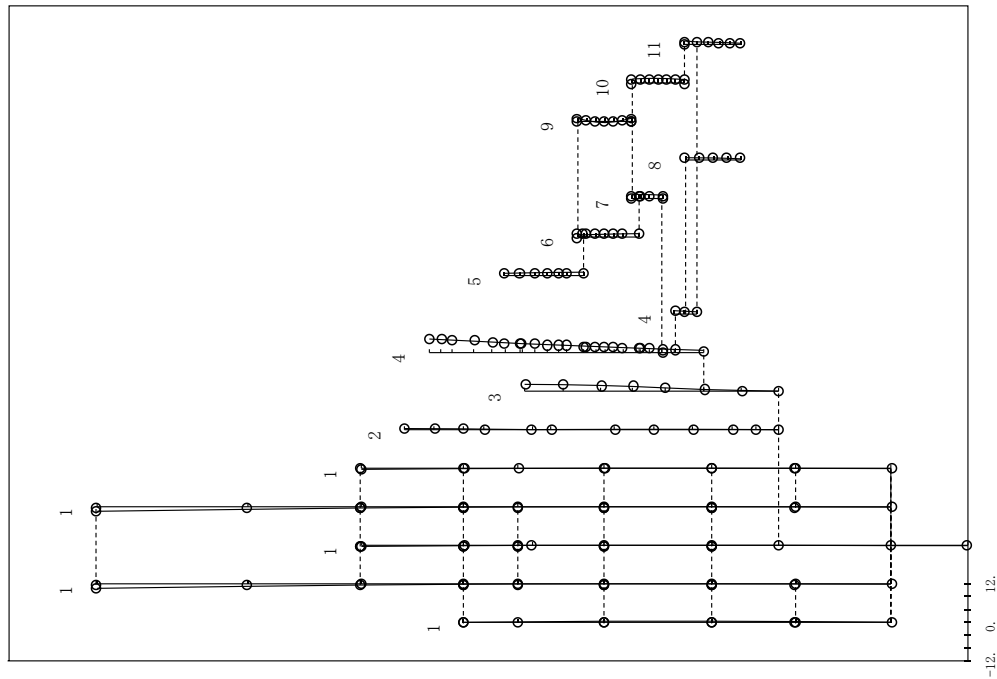


図 2.2.2-8 (7/40) 刺激関数 (第 4 次モード, NS 方向)  
: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.110 刺激係数 ; 2.617

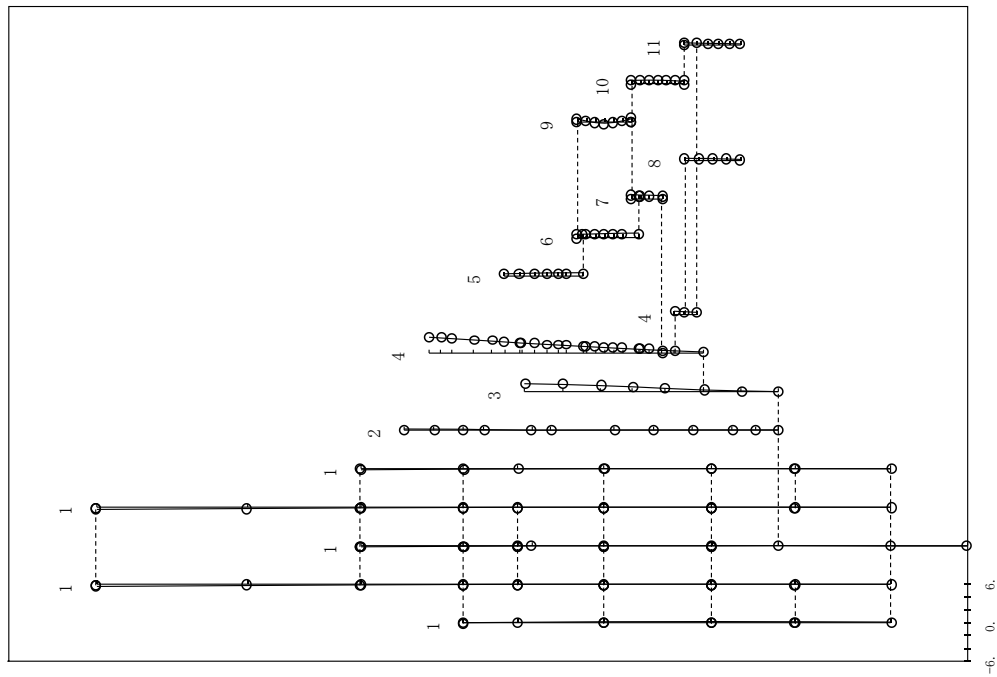


図 2.2.2-8 (8/40) 刺激関数 (第 4 次モード, NS 方向)  
: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
- 6 炉心シュラウド中間胴
- 7 炉心シュラウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.095 刺激係数 ; -4.330

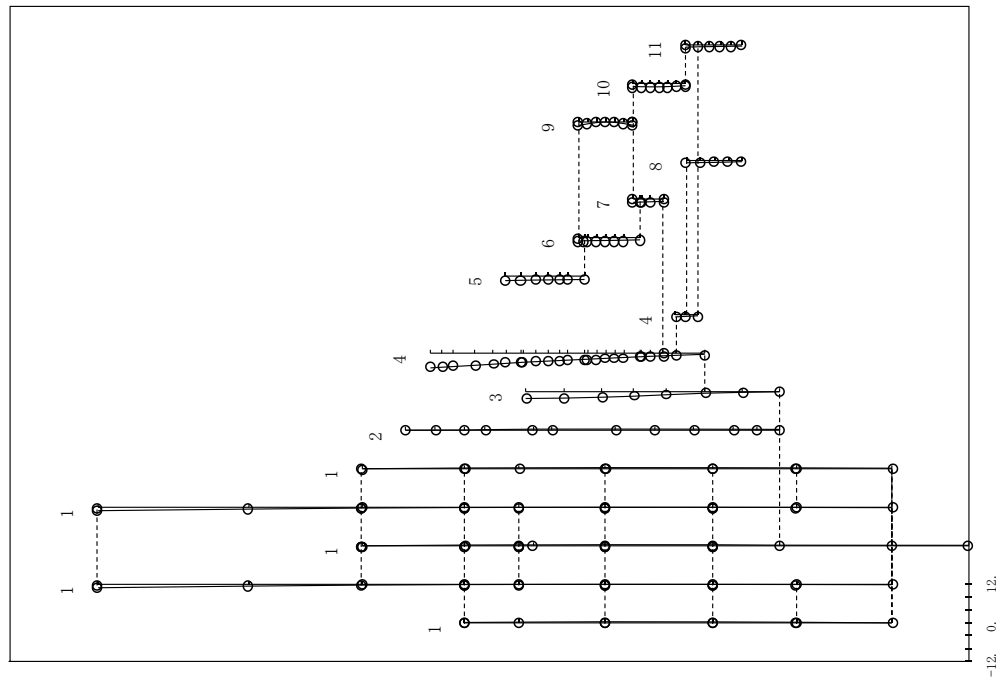


図 2.2-8 (9/40) 刺激関数 (第 5 次モード, NS 方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 原子炉格納容器
- 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
- 4 原子炉圧力容器
- 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
- 6 炉心シュラウド中間胴
- 7 炉心シュラウド下部胴
- 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
- 9 燃料集合体
- 10 制御棒案内管
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

固有周期 (s) ; 0.098 刺激係数 ; -2.880

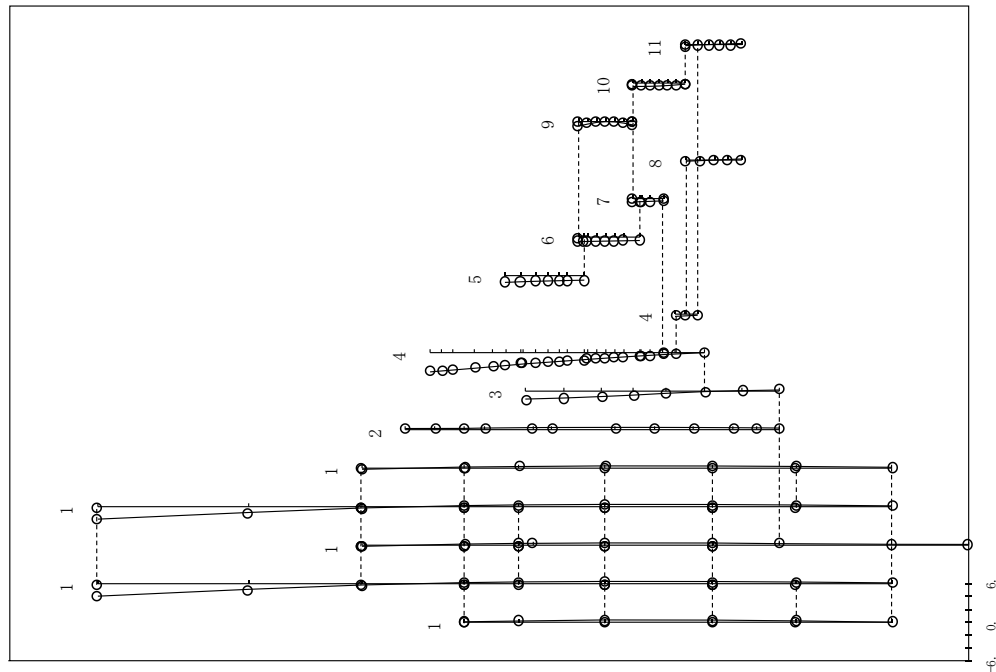


図 2.2-8 (10/40) 刺激関数 (第 5 次モード, NS 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部脚
  - 6 炉心シュワウド中間脚
  - 7 炉心シュワウド下部脚
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.069 制激係数 ; 2.492

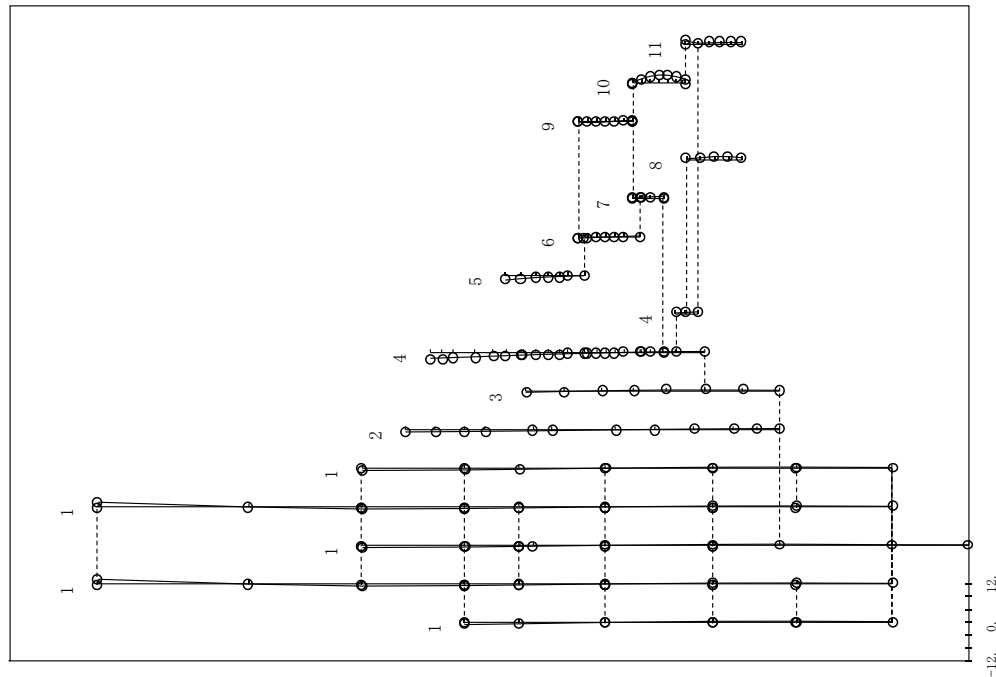


図 2.2.2-8 (11/40) 制激関数 (第 6 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部脚
  - 6 炉心シュワウド中間脚
  - 7 炉心シュワウド下部脚
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.069 制激係数 ; 2.641

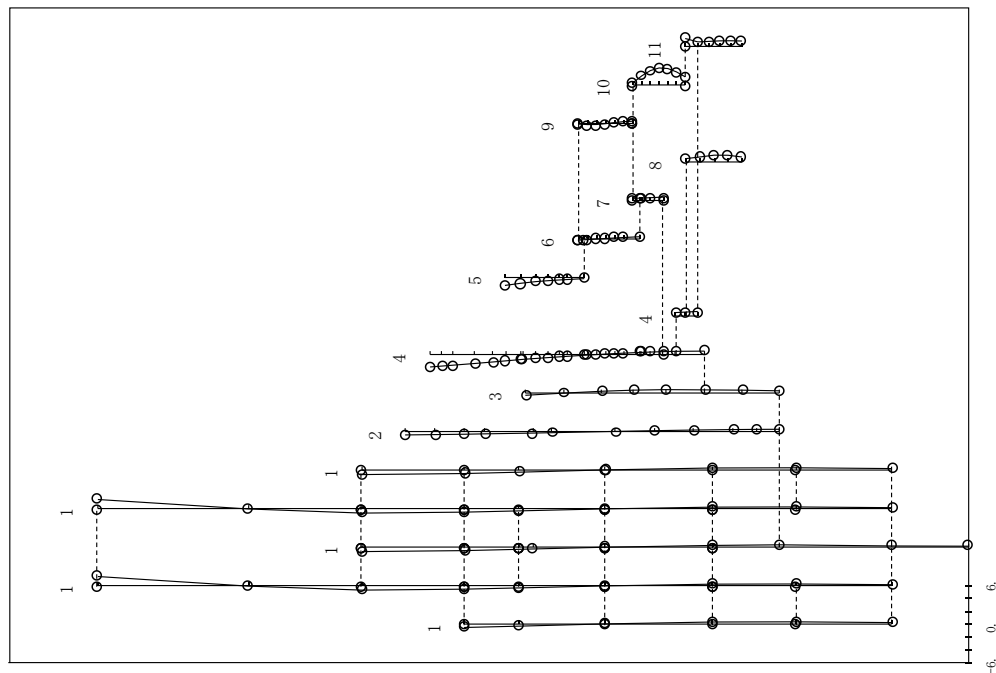


図 2.2.2-8 (12/40) 制激関数 (第 6 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル



プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタントパイプ、シユラウドヘッド及び炉心シユラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.066 刺激係数 ; -2.406

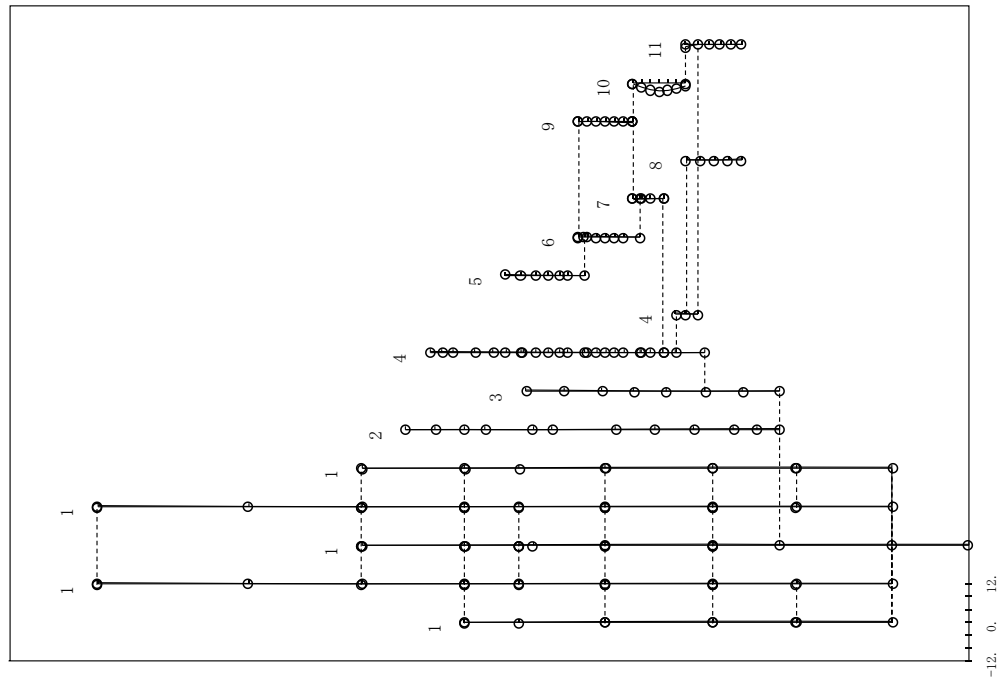


図 2.2.2-8 (13/40) 刺激関数 (第 7 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタントパイプ、シユラウドヘッド及び炉心シユラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.066 刺激係数 ; -2.622

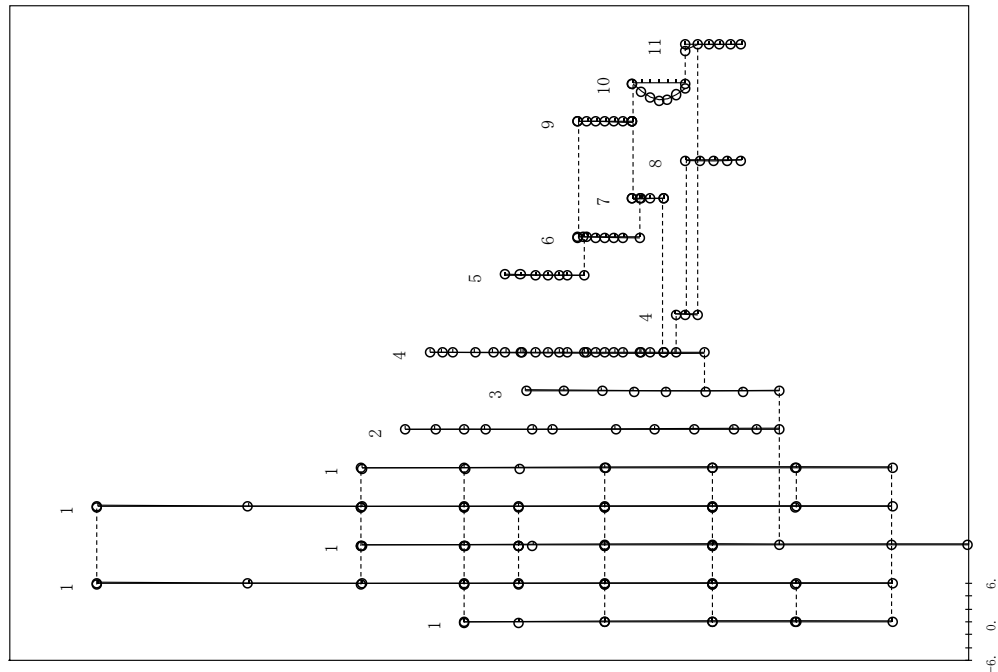


図 2.2.2-8 (14/40) 刺激関数 (第 7 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベドスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.056 刺激係数 ; 0.073

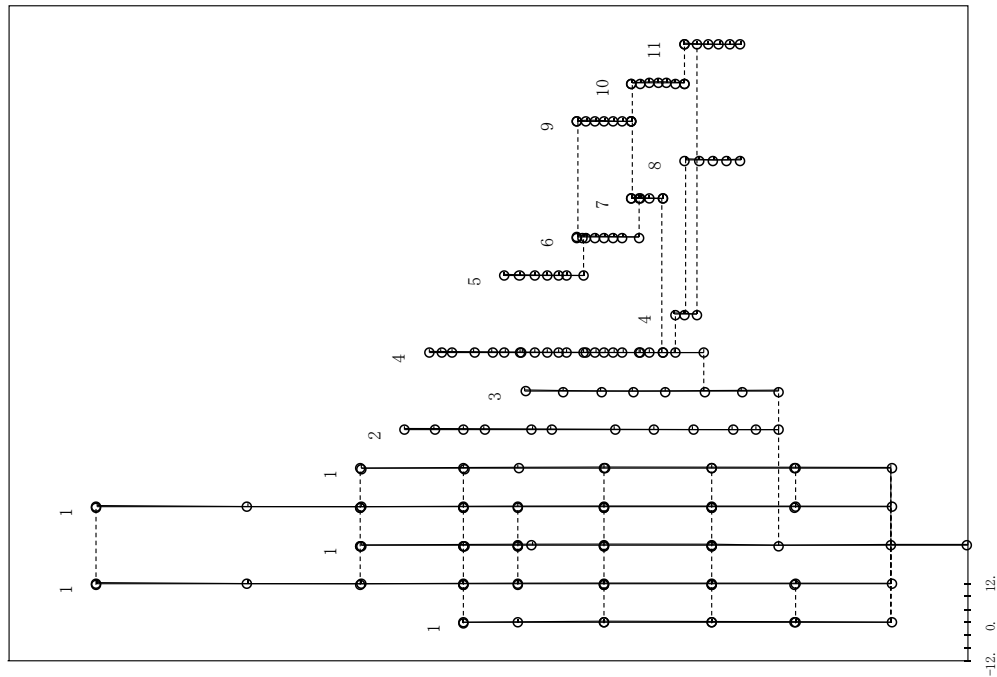


図 2.2.2-8 (15/40) 刺激関数 (第 8 次モード, NS 方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器-ベドスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.057 刺激係数 ; 0.799

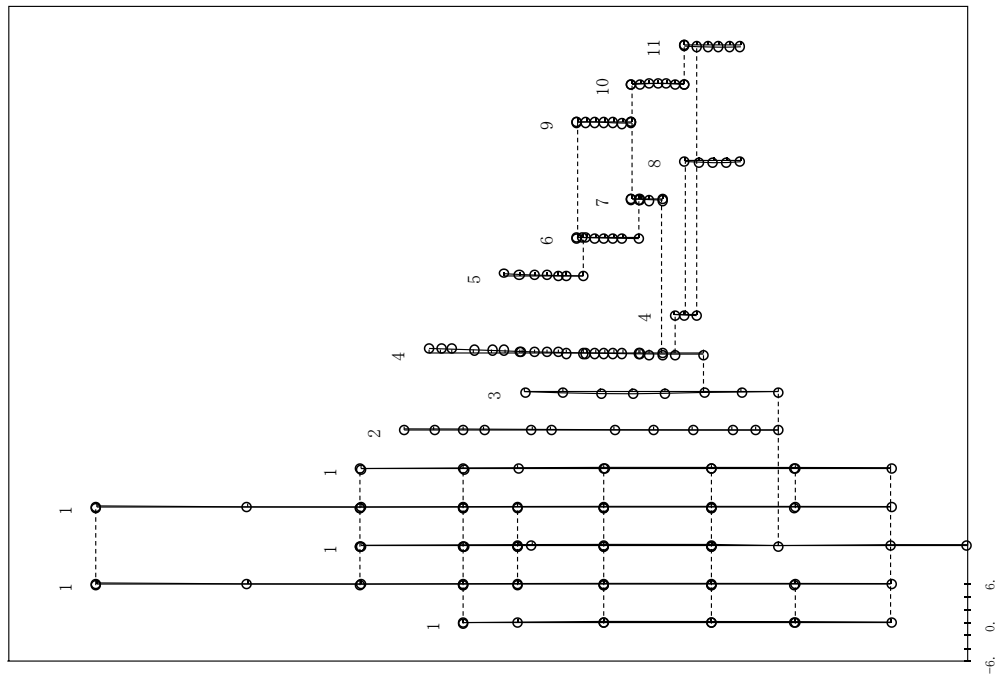


図 2.2.2-8 (16/40) 刺激関数 (第 8 次モード, NS 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1. 原子炉建物
  - 2. 原子炉格納容器
  - 3. ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4. 原子炉圧力容器
  - 5. 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6. 炉心シュワウド中間胴
  - 7. 炉心シュワウド下部胴
  - 8. 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9. 燃料集合体
  - 10. 制御棒案内管
  - 11. 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.052    刺激係数    ; 1.738

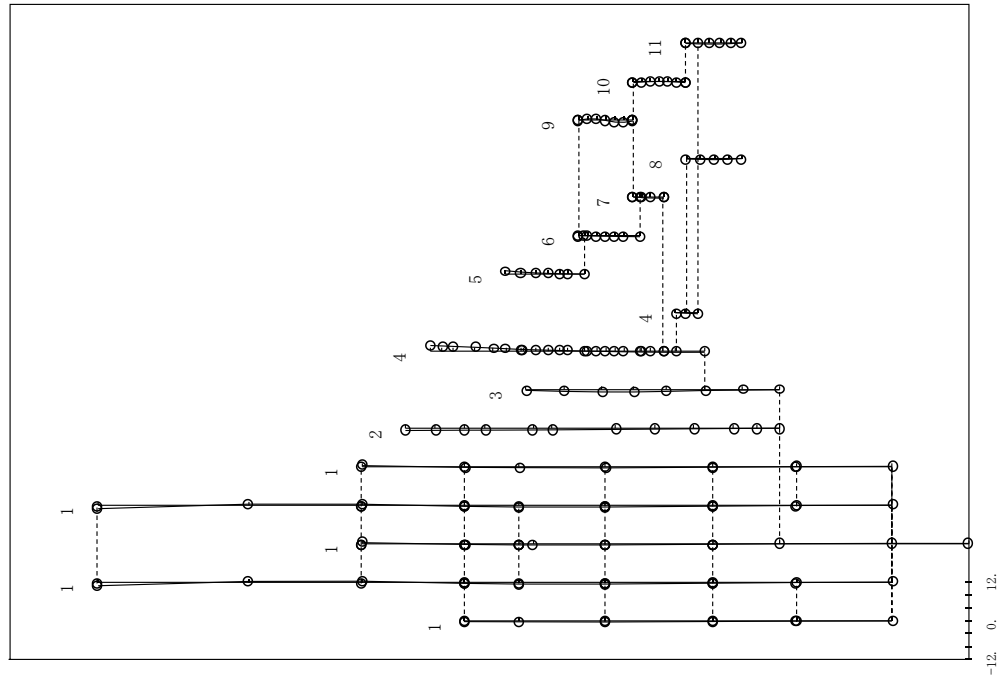


図 2.2.2-8 (17/40) 刺激関数 (第9次モード, NS方向)

: 影響検討モデル2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1. 原子炉建物
  - 2. 原子炉格納容器
  - 3. ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4. 原子炉圧力容器
  - 5. 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6. 炉心シュワウド中間胴
  - 7. 炉心シュワウド下部胴
  - 8. 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9. 燃料集合体
  - 10. 制御棒案内管
  - 11. 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.052    刺激係数    ; 1.032

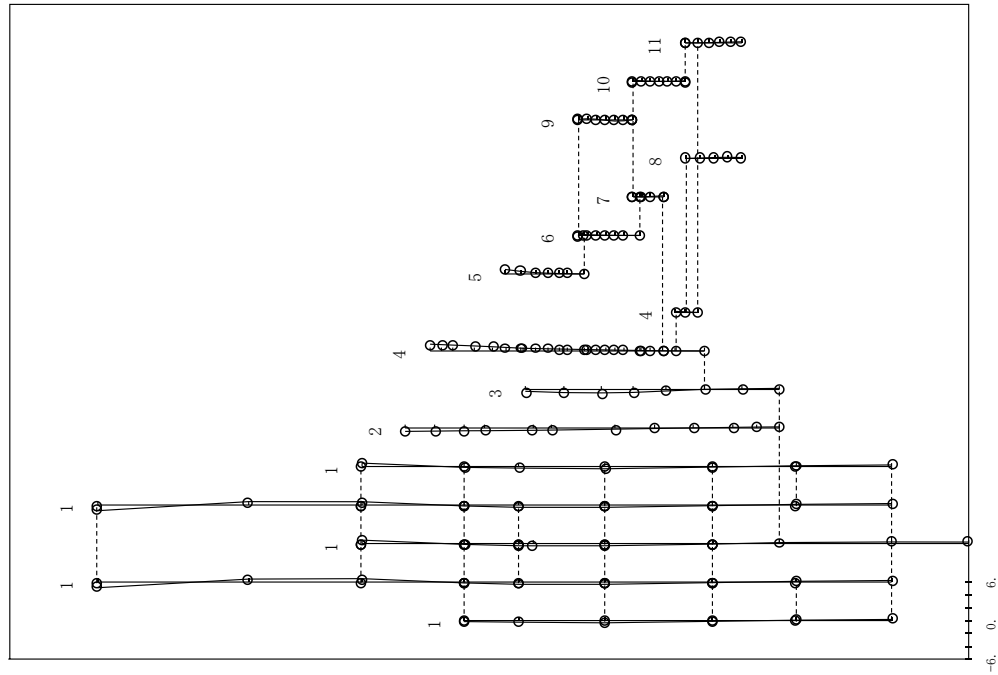


図 2.2.2-8 (18/40) 刺激関数 (第9次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 カンパネ遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シユワウドヘッド及び炉心シユワウド上部胴
  - 6 炉心シユワウド中間胴
  - 7 炉心シユワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; -0.201

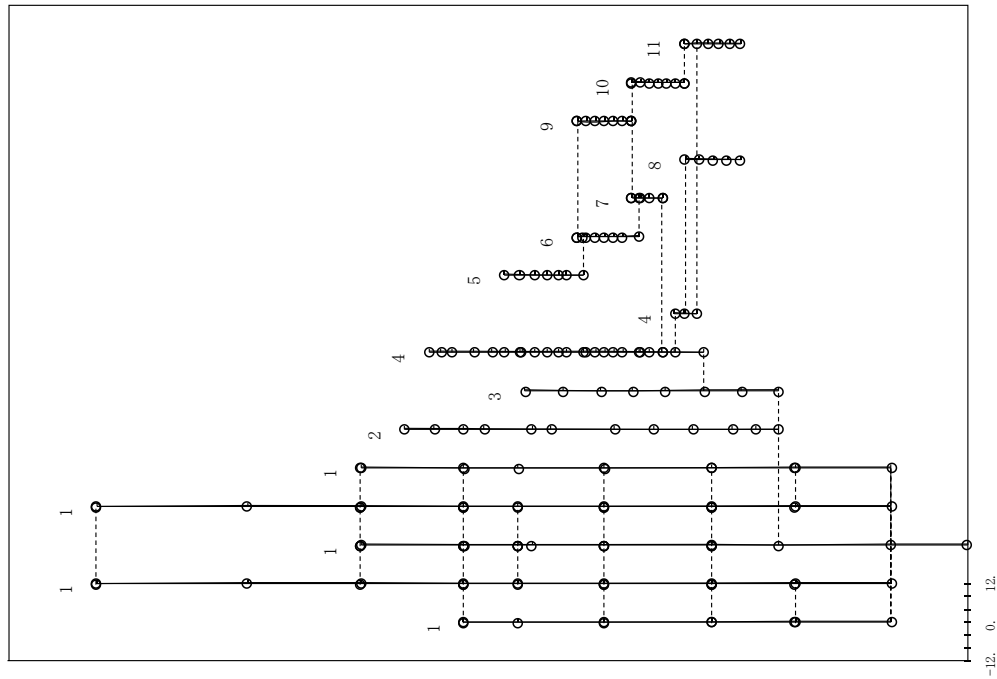


図 2.2.2-8 (19/40) 刺激関数 (第 10 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 カンパネ遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シユワウドヘッド及び炉心シユワウド上部胴
  - 6 炉心シユワウド中間胴
  - 7 炉心シユワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; 0.062

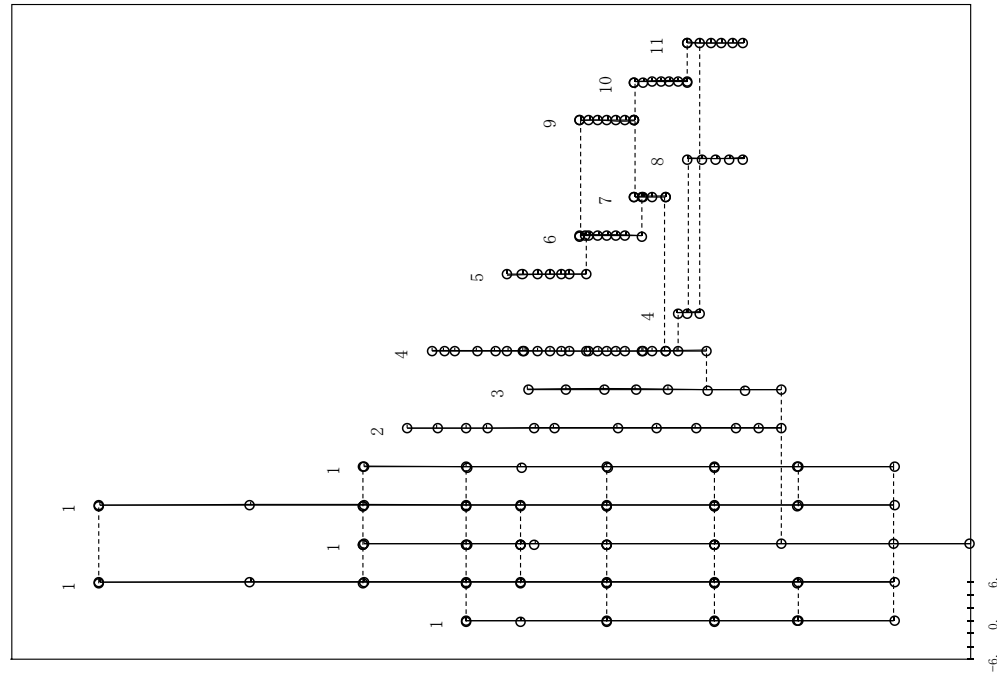


図 2.2.2-8 (20/40) 刺激関数 (第 10 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュエラウドヘッド及び炉心シュエラウド上部胴
  - 6 炉心シュエラウド中間胴
  - 7 炉心シュエラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.204 刺激係数 ; 20.452

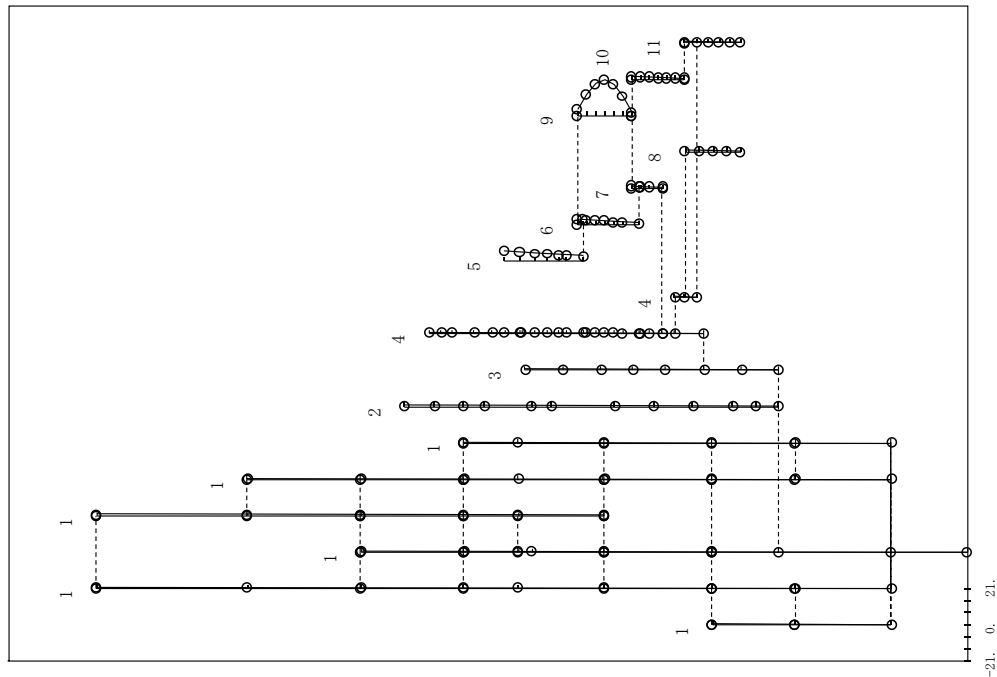


図 2.2.2-8 (21/40) 刺激関数 (第 1 次モード, E W 方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュエラウドヘッド及び炉心シュエラウド上部胴
  - 6 炉心シュエラウド中間胴
  - 7 炉心シュエラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.204 刺激係数 ; 20.379

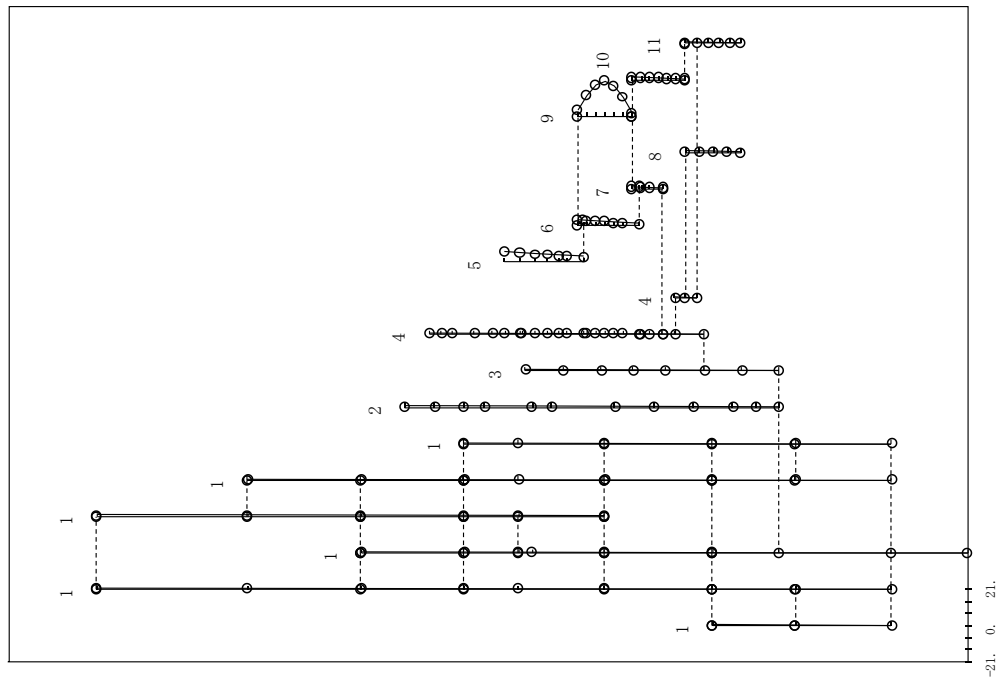


図 2.2.2-8 (22/40) 刺激関数 (第 1 次モード, E W 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.200 刺激係数 ; -19.370

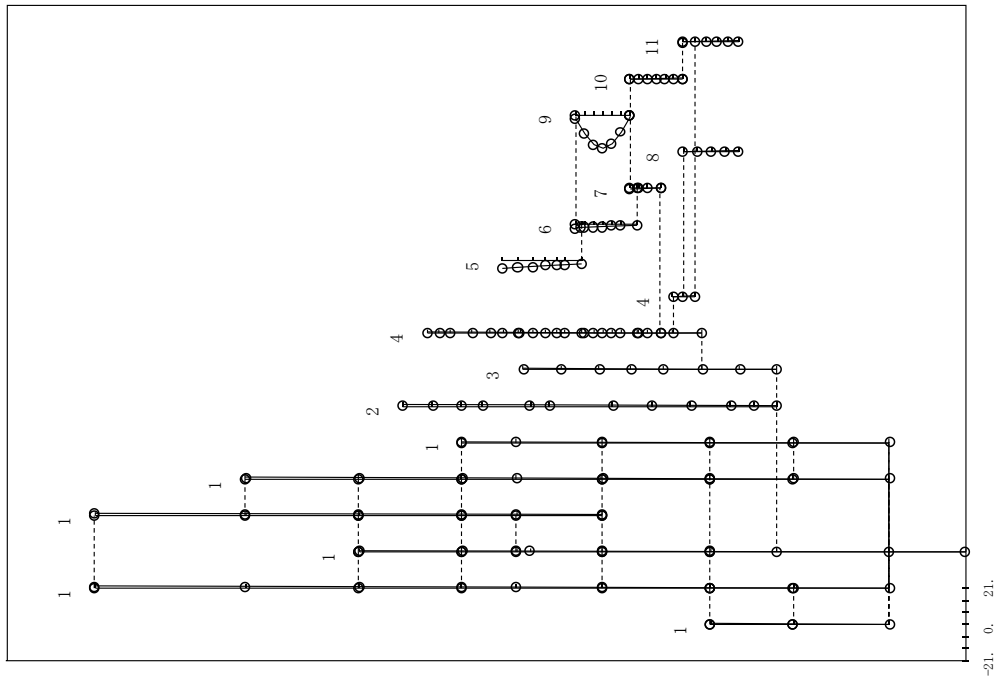


図 2.2.2-8 (23/40) 刺激関数 (第 2 次モード, E W 方向)  
: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第 2 号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器→デスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.200 刺激係数 ; -19.300

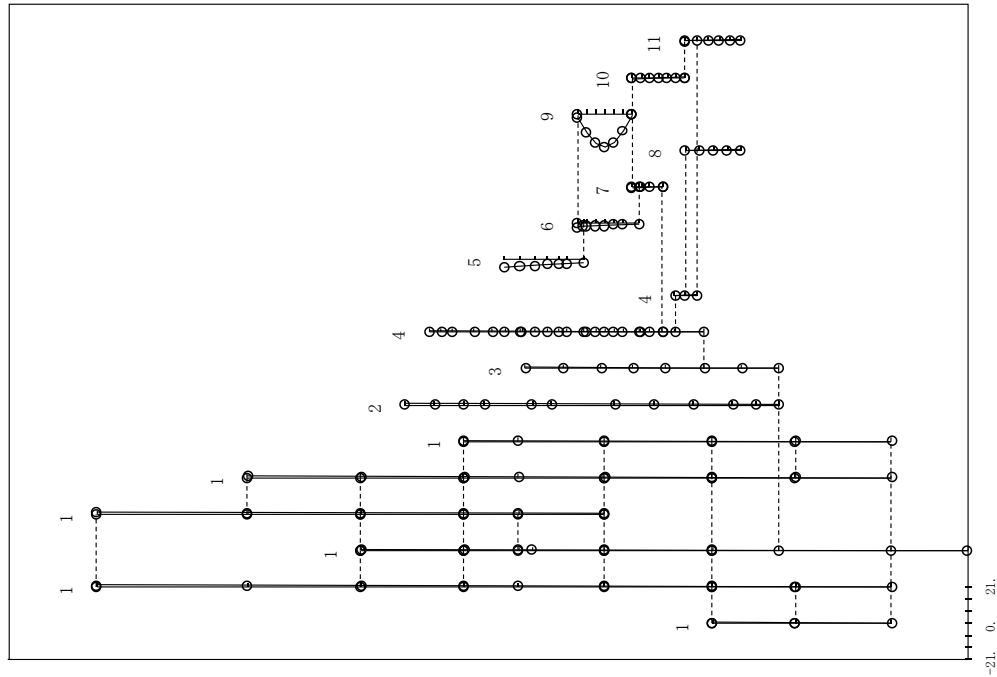


図 2.2.2-8 (24/40) 刺激関数 (第 2 次モード, E W 方向)  
: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュエラウドヘッド及び炉心シュエラウド上部胴
  - 6 炉心シュエラウド中間胴
  - 7 炉心シュエラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.135 刺激係数 ; 0.101

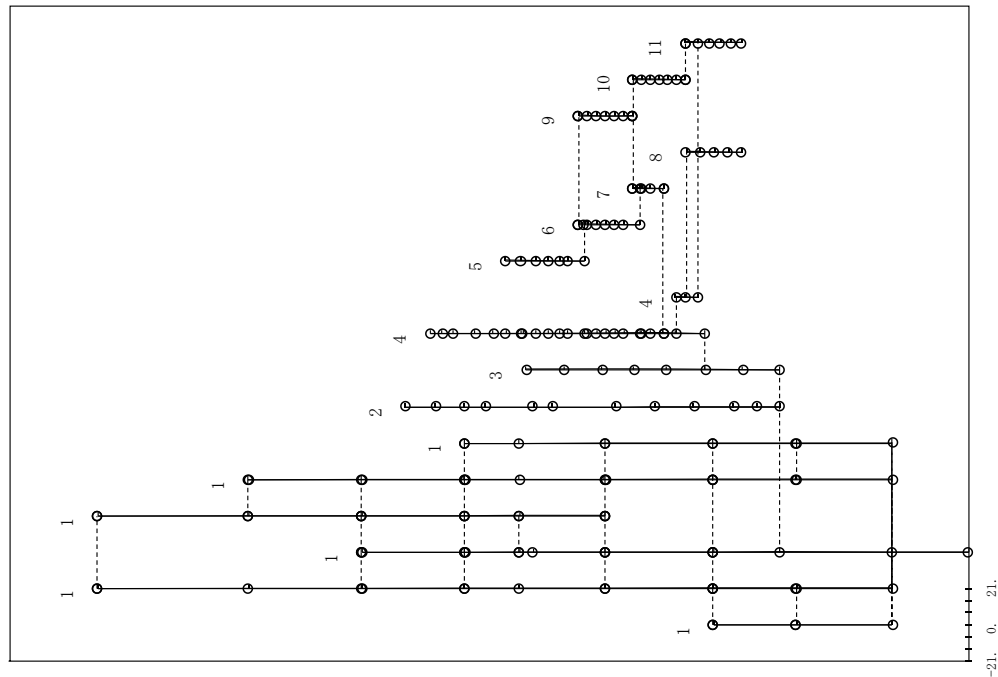


図 2.2.2-8 (25/40) 刺激関数 (第3次モード, EW方向)

: 影響検討モデル2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュエラウドヘッド及び炉心シュエラウド上部胴
  - 6 炉心シュエラウド中間胴
  - 7 炉心シュエラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.135 刺激係数 ; 0.114

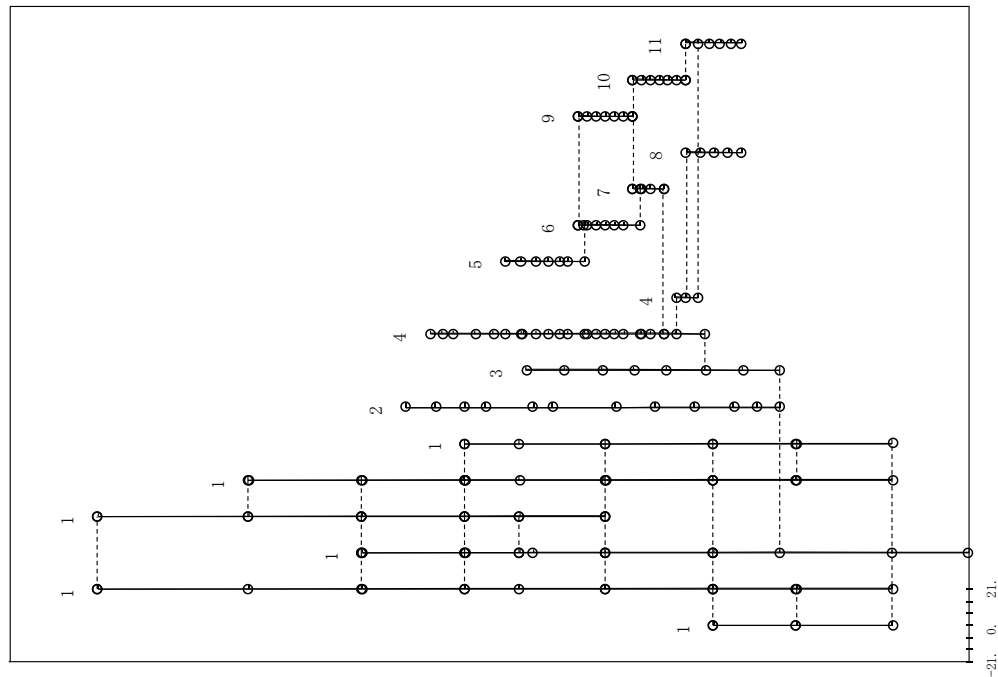


図 2.2.2-8 (26/40) 刺激関数 (第3次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.100 刺激係数 ; 3.389

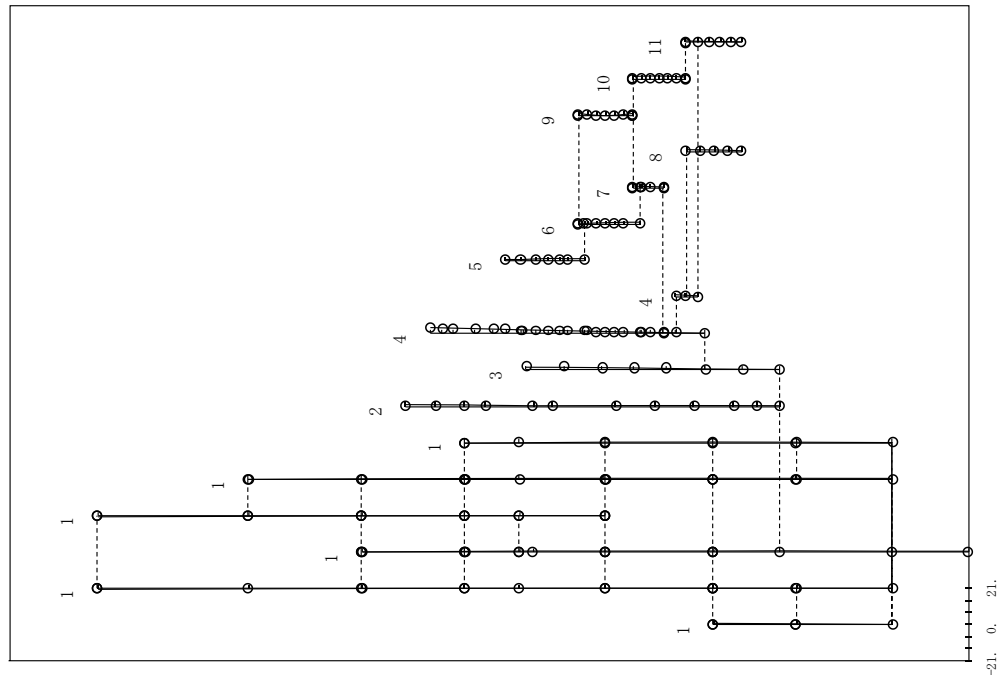


図 2.2.2-8 (27/40) 刺激関数 (第4次モード, EW方向)

: 影響検討モデル2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.109 刺激係数 ; 1.510

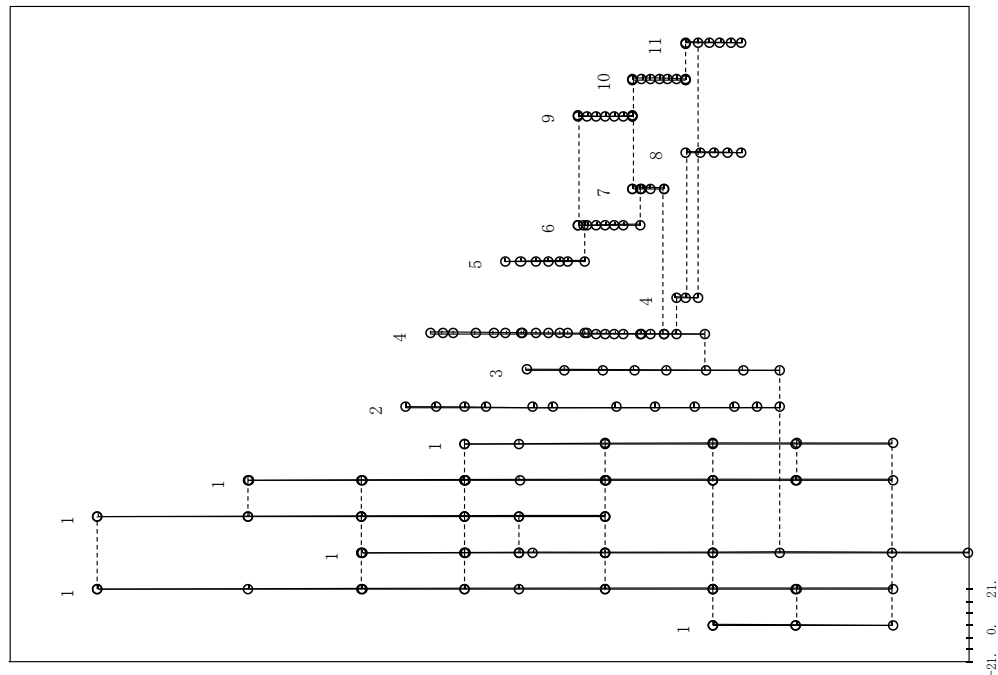


図 2.2.2-8 (28/40) 刺激関数 (第4次モード, EW方向)

: 今回工認モデル



プリント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.091 刺激係数 ; -3.822

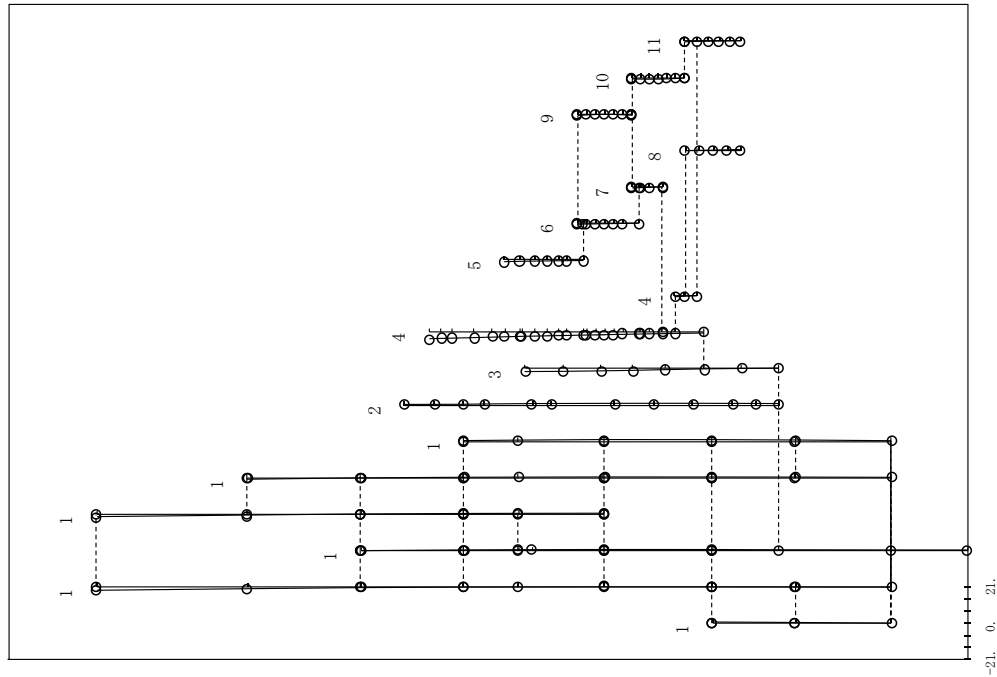


図 2.2.2-8 (29/40) 刺激関数 (第 5 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 2

プリント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.093 刺激係数 ; -2.079

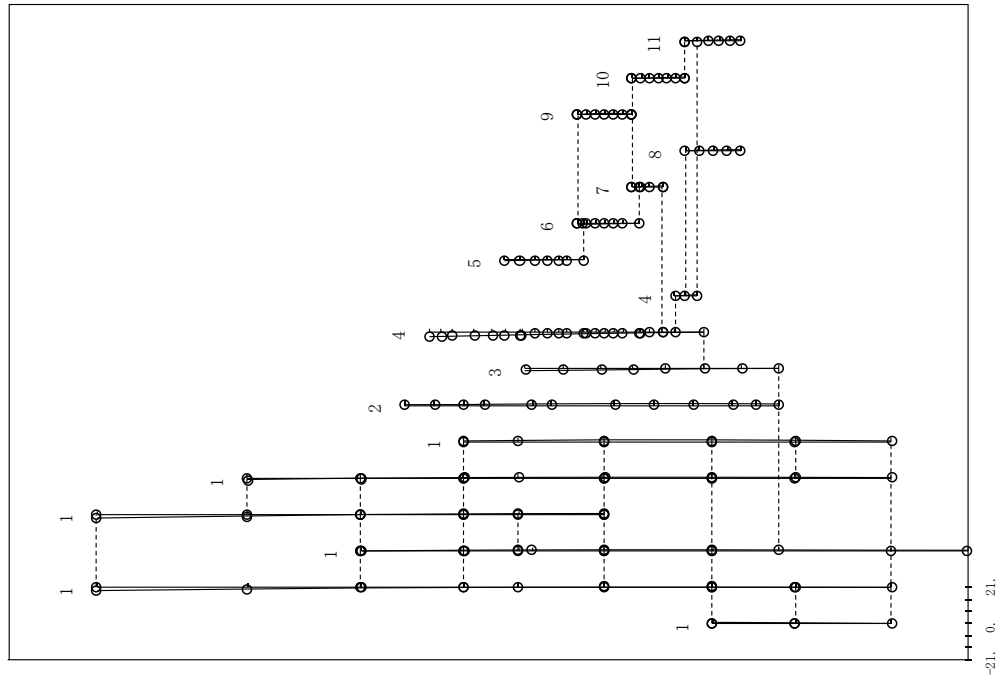


図 2.2.2-8 (30/40) 刺激関数 (第 5 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心建物
  - 7 炉心シュワウド中間胴
  - 8 炉心シュワウド下部胴
  - 9 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 10 燃料集合体
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.067 刺激係数 ; 9.298

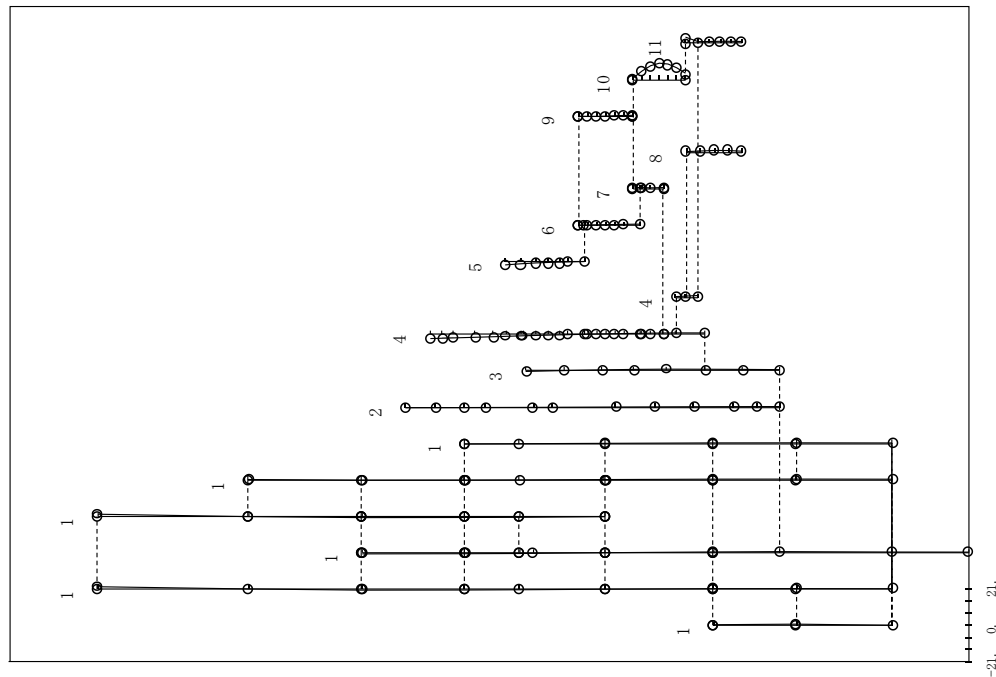


図 2.2.2-8 (31/40) 刺激関数 (第 6 次モード, E W 方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心建物
  - 7 炉心シュワウド中間胴
  - 8 炉心シュワウド下部胴
  - 9 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 10 燃料集合体
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.067 刺激係数 ; 9.382

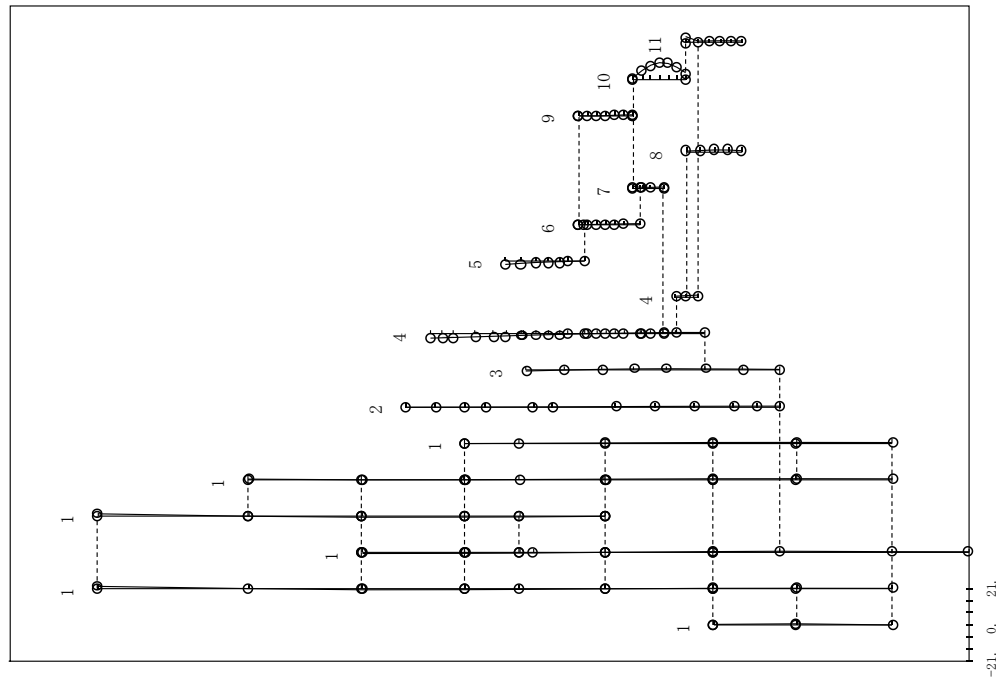


図 2.2.2-8 (32/40) 刺激関数 (第 6 次モード, E W 方向)

: 今回工認モデル

プリント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュエラウドヘッド及び炉心シュエラウド上部胴
  - 6 炉心シュエラウド中間胴
  - 7 炉心シュエラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.066 刺激係数 ; -9.337

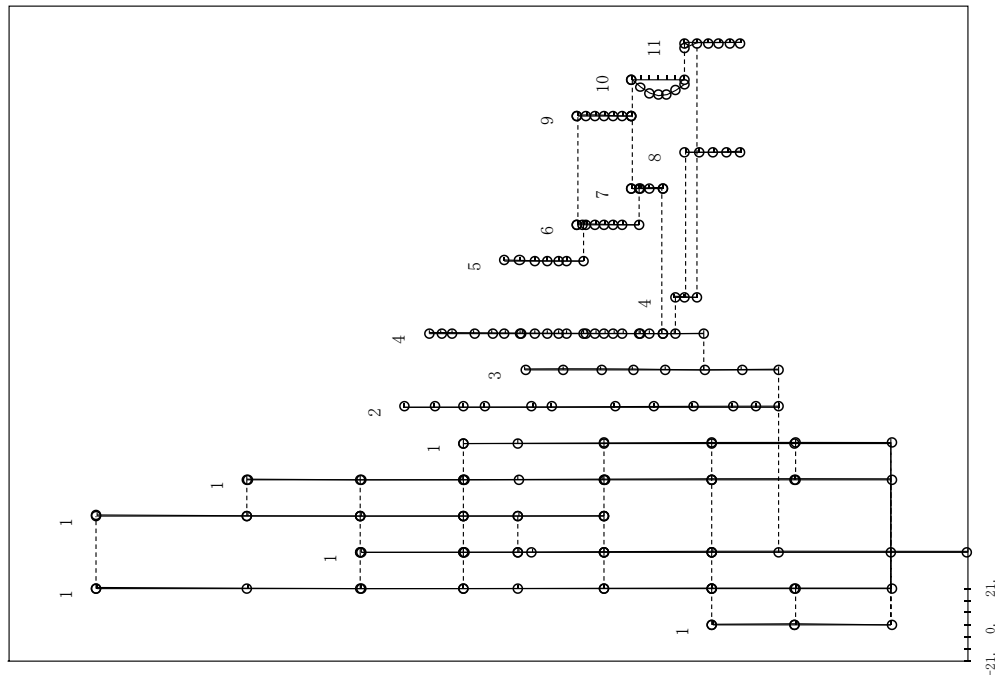


図 2.2.2-8 (33/40) 刺激関数 (第 7 次モード, E W 方向)

: 影響検討モデル 2

プリント名：島根原子力発電所第 2 号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュエラウドヘッド及び炉心シュエラウド上部胴
  - 6 炉心シュエラウド中間胴
  - 7 炉心シュエラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.066 刺激係数 ; -9.524

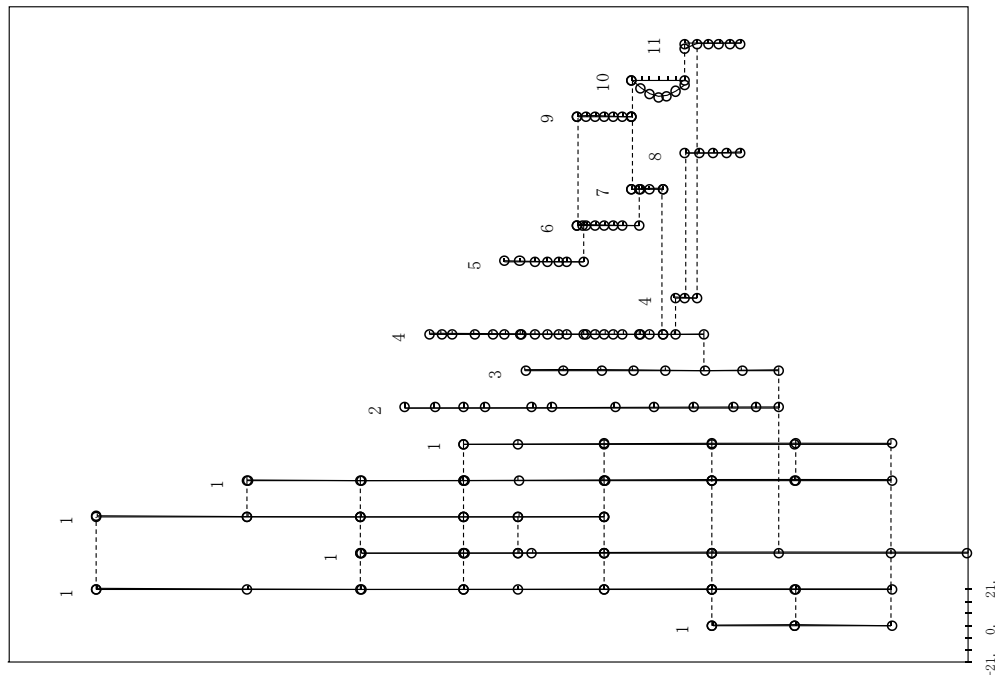


図 2.2.2-8 (34/40) 刺激関数 (第 7 次モード, E W 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1. 原子炉建屋
  - 2. 原子炉格納容器
  - 3. ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4. 原子炉圧力容器
  - 5. 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6. 炉心シユラウド中間胴
  - 7. 炉心シユラウド下部胴
  - 8. 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9. 燃料集合体
  - 10. 制御棒案内管
  - 11. 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.055    刺激係数    ; 1.715

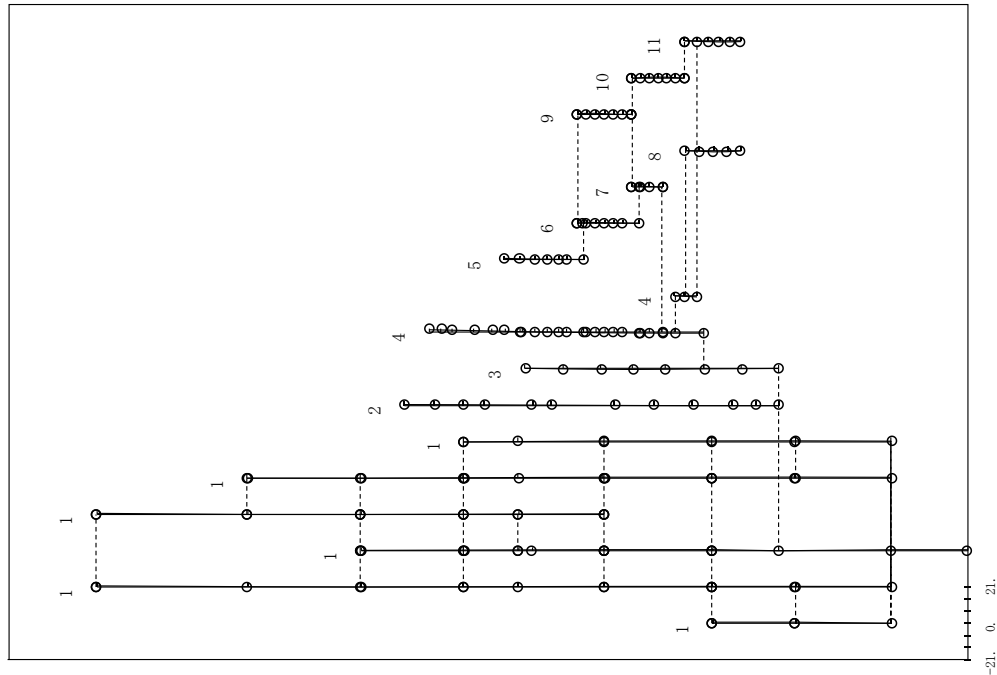


図 2.2.2-8 (35/40) 刺激関数 (第 8 次モード, E W 方向)  
: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1. 原子炉建屋
  - 2. 原子炉格納容器
  - 3. ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4. 原子炉圧力容器
  - 5. 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6. 炉心シユラウド中間胴
  - 7. 炉心シユラウド下部胴
  - 8. 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9. 燃料集合体
  - 10. 制御棒案内管
  - 11. 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.057    刺激係数    ; 2.023

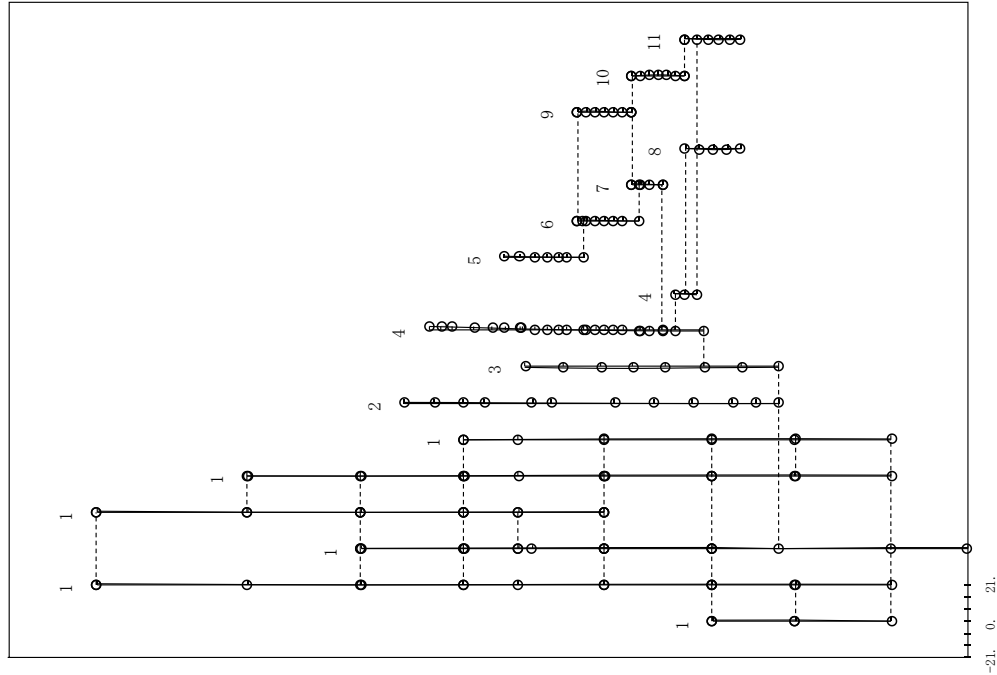


図 2.2.2-8 (36/40) 刺激関数 (第 8 次モード, E W 方向)  
: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュエラウドヘッド及び炉心シュエラウド上部胴
  - 6 炉心シュエラウド中間胴
  - 7 炉心シュエラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.051 刺激係数 ; 0.134

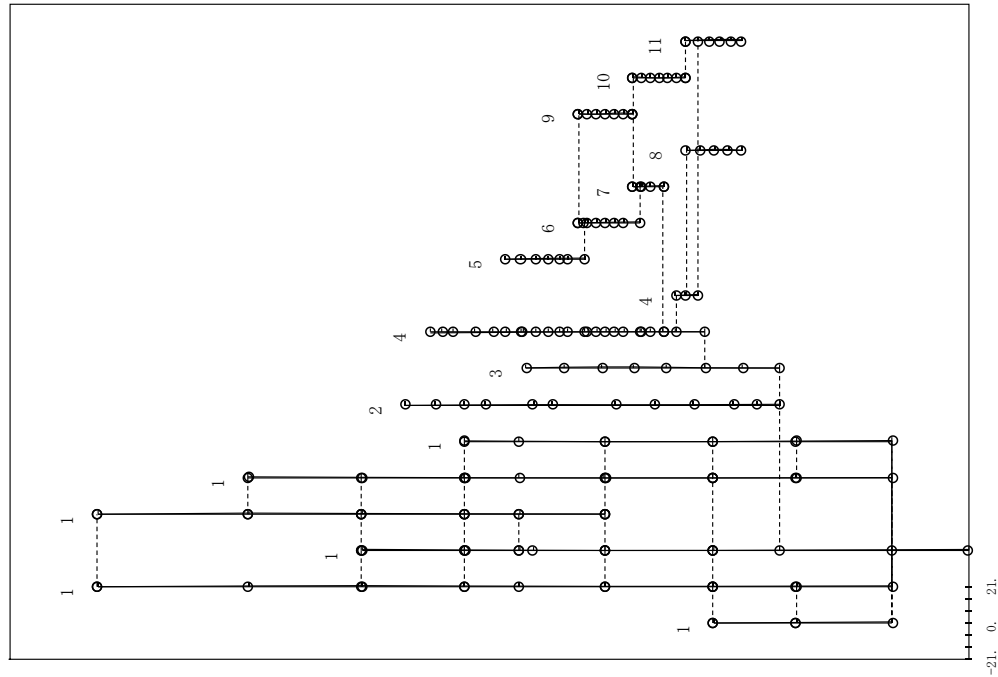


図 2.2.2-8 (37/40) 刺激関数 (第9次モード, E W方向)  
: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュエラウドヘッド及び炉心シュエラウド上部胴
  - 6 炉心シュエラウド中間胴
  - 7 炉心シュエラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.051 刺激係数 ; 0.131

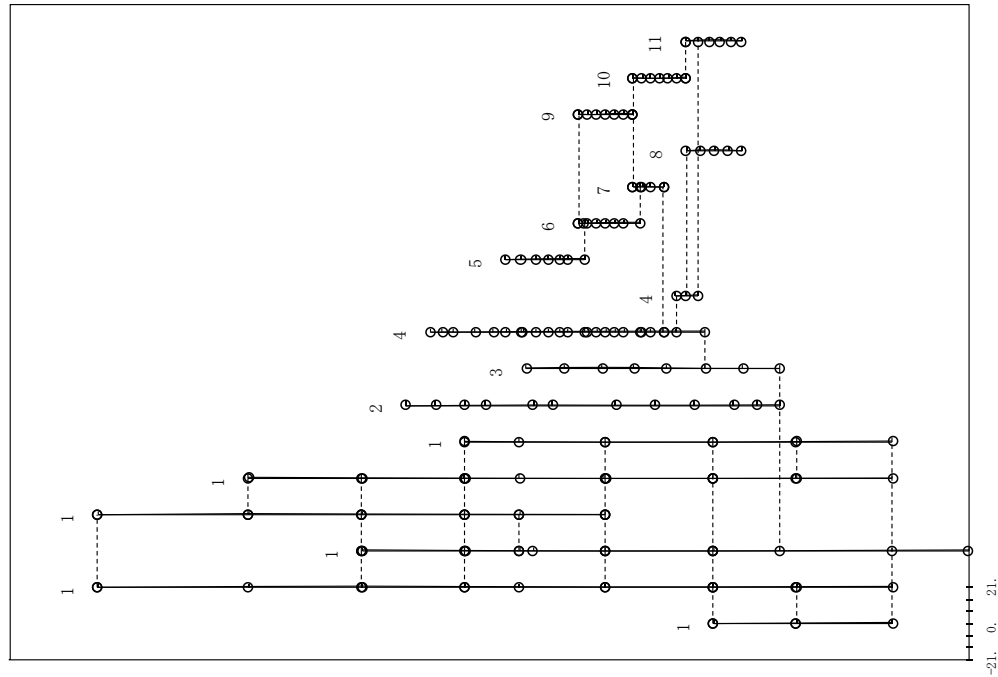


図 2.2.2-8 (38/40) 刺激関数 (第9次モード, E W方向)  
: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベドスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; 0.188

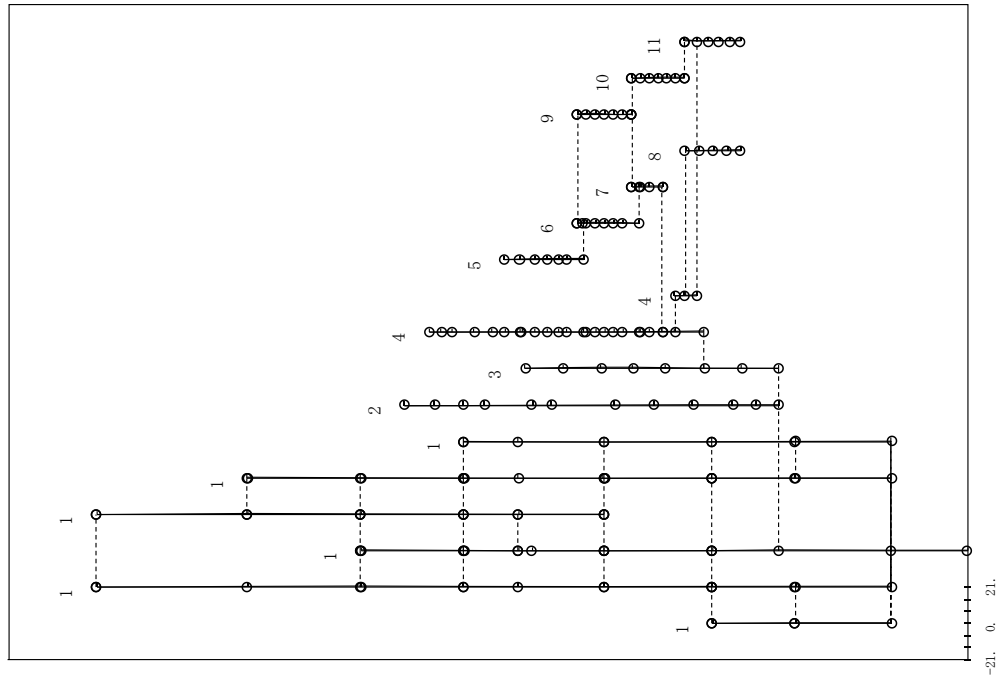


図 2.2.2-8 (39/40) 刺激関数 (第 10 次モード, E W方向)

: 影響検討モデル 2

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽及び原子炉圧力容器ベドスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; -0.127

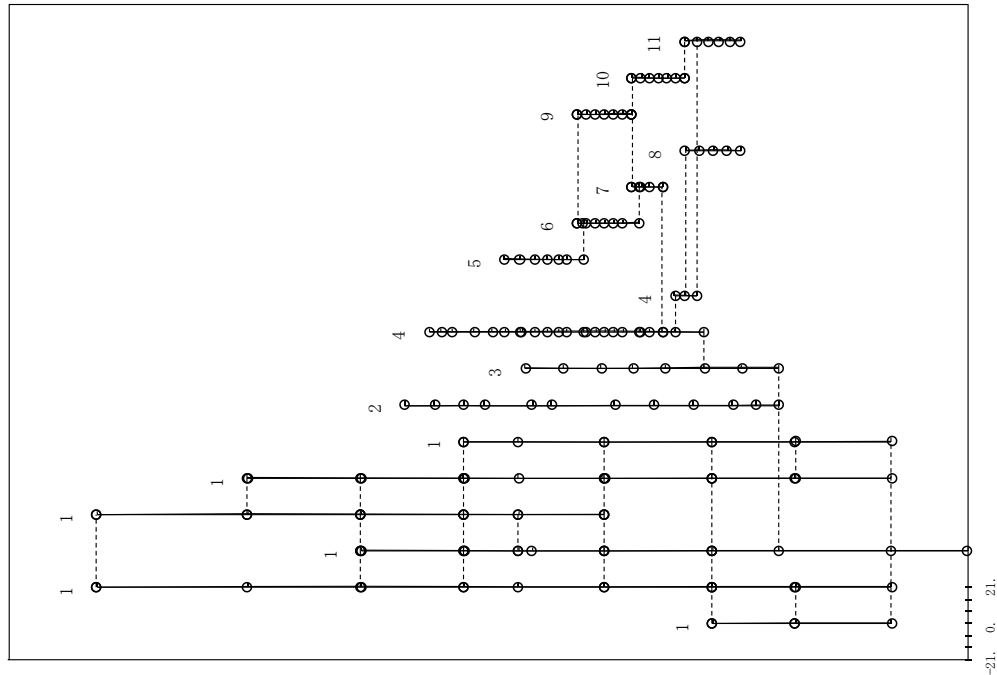


図 2.2.2-8 (40/40) 刺激関数 (第 10 次モード, E W方向)

: 今回工認モデル

表 2.2.2-9 主要設備の地震応答解析結果（比較ケース B, NS 方向, 基準地震動 S s-D）

主要設備・部位	荷重	① 影響検討 モデル 2	② 今回工認 モデル	比率 (②/①)
炉心シュラウド 下部胴下端	せん断力 (kN)	5500	5780	1.05
	モーメント (kN・m)	31300	33700	1.08
原子炉圧力容器 支持スカート基部	せん断力 (kN)	9610	11500	1.20
	モーメント (kN・m)	93800	112000	1.19
原子炉格納容器基部	せん断力 (kN)	23500	23200	0.99
	モーメント (kN・m)	426000	426000	1.00
ガンマ線 遮蔽壁基部	せん断力 (kN)	16200	18400	1.14
	モーメント (kN・m)	106000	134000	1.26
原子炉圧力容器 ペDESTAL基部	せん断力 (kN)	32600	38600	1.18
	モーメント (kN・m)	369000	435000	1.18
原子炉圧力容器 スタビライザ	反力 (kN)	11900	10800	0.91
原子炉格納容器 スタビライザ	反力 (kN)	19200	18100	0.94
シヤラグ	反力 (kN)	21600	28400	1.31
燃料集合体	変位 (mm)	21.9	22.6	1.03

応答値は有効数字 4 桁目を四捨五入

表 2.2.2-10 主要設備の地震応答解析結果 (比較ケース B, E W方向, 基準地震動 S s - D)

主要設備・部位	荷重	①影響検討 モデル 2	② 今回工認 モデル	比率 (②/①)
炉心シュラウド 下部胴下端	せん断力 (kN)	5270	5700	1.08
	モーメント (kN・m)	31900	30400	0.95
原子炉圧力容器 支持スカート基部	せん断力 (kN)	11600	11100	0.96
	モーメント (kN・m)	107000	102000	0.95
原子炉格納容器基部	せん断力 (kN)	24800	24900	1.00
	モーメント (kN・m)	431000	428000	0.99
ガンマ線 遮蔽壁基部	せん断力 (kN)	23300	19000	0.82
	モーメント (kN・m)	137000	133000	0.97
原子炉圧力容器 ペDESTAL基部	せん断力 (kN)	42900	37100	0.86
	モーメント (kN・m)	462000	439000	0.95
原子炉圧力容器 スタビライザ	反力 (kN)	16000	10900	0.68
原子炉格納容器 スタビライザ	反力 (kN)	28100	18100	0.64
シヤラグ	反力 (kN)	33700	25300	0.75
燃料集合体	変位 (mm)	25.1	26.9	1.07

応答値は有効数字 4 桁目を四捨五入



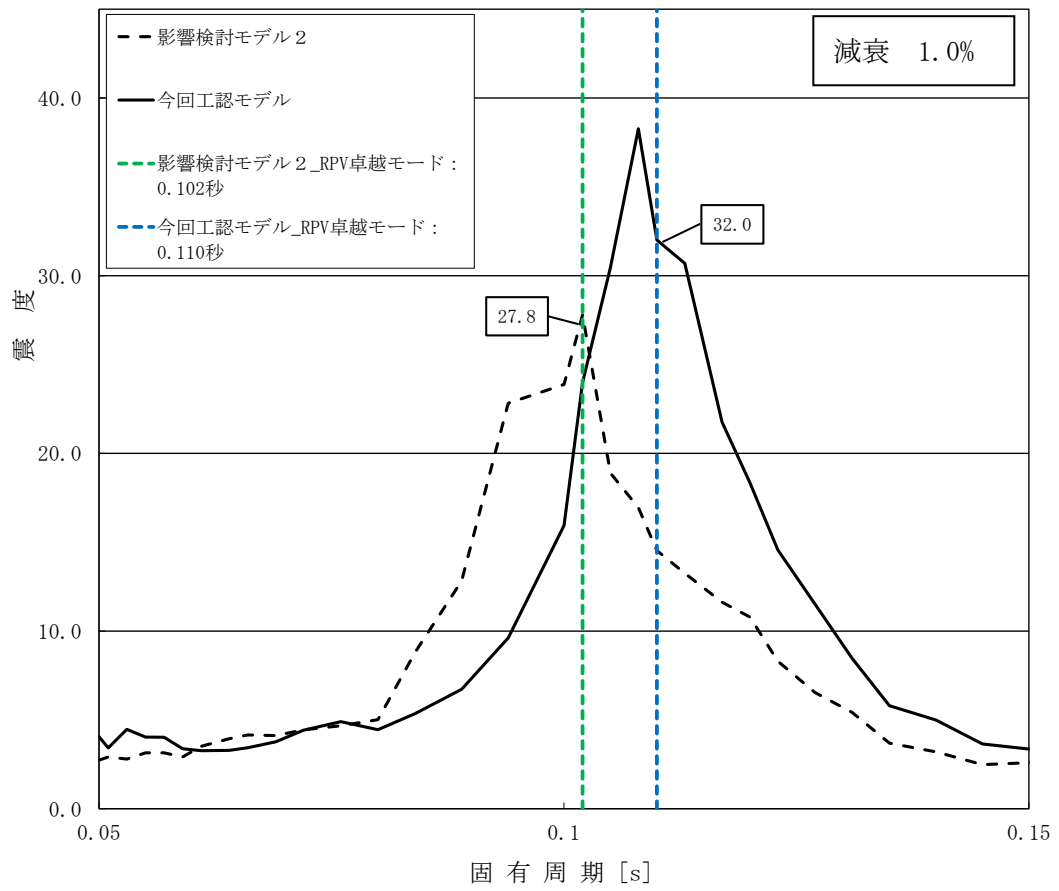


図 2.2.2-9 ガンマ線遮蔽壁頂部（質点番号 53）における床応答スペクトル（NS方向，基準地震動 S s-D，減衰定数 1.0%）

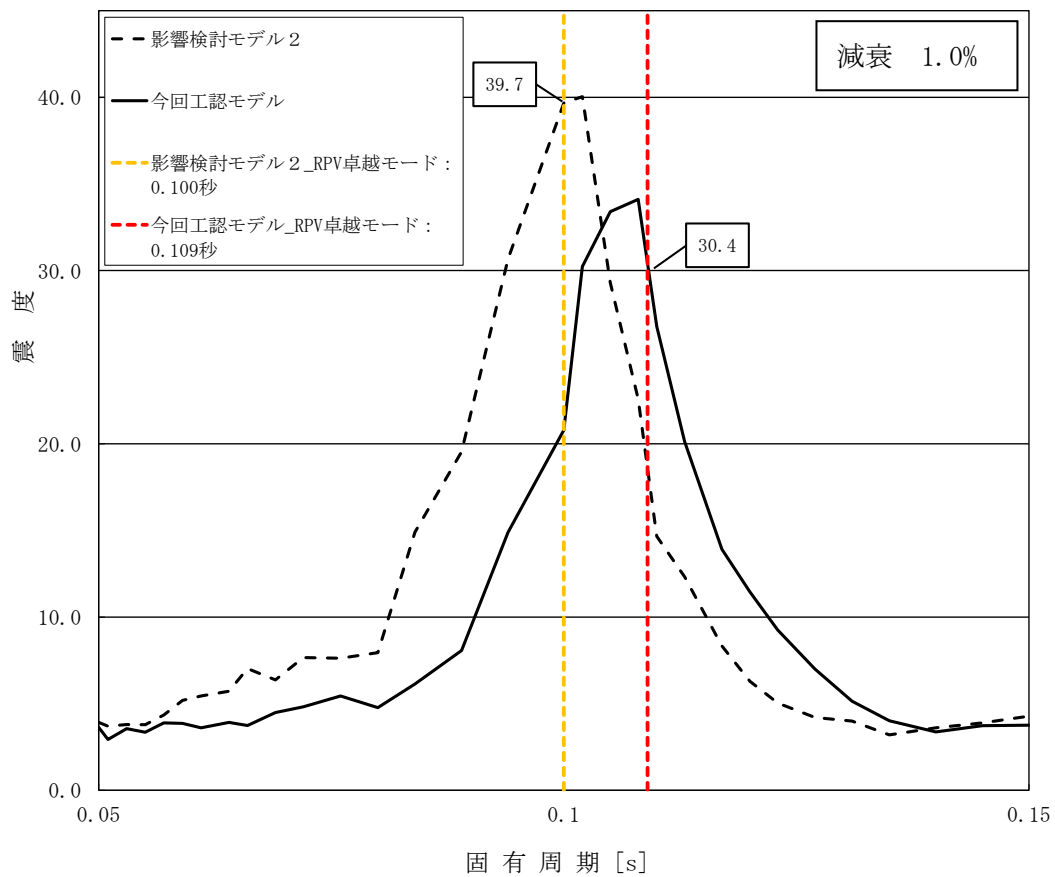


図 2.2.2-10 ガンマ線遮蔽壁頂部（質点番号 54）における床応答スペクトル  
（EW方向，基準地震動 S s-D，減衰定数 1.0%）

表 2.2.2-11 ガンマ線遮蔽壁頂部における原子炉圧力容器の振動が卓越する  
第4次モードの固有周期と床応答加速度

	NS方向 (質点番号 53)		EW方向 (質点番号 54)	
	①影響検討 モデル 2	②今回工認 モデル	①影響検討 モデル 2	②今回工認 モデル
固有周期 (s)	0.102	0.110	0.100	0.109
加速度 (G)	27.8	32.0	39.7	30.4
加速度の比率 (②/①)	1.15		0.77	

表 2.2.2-12 原子炉圧力容器の振動が卓越する第4次モードと原子炉建物の  
振動が卓越する第5次モードの固有周期とその差分

	NS方向		EW方向	
	影響検討 モデル 2	今回工認 モデル	影響検討 モデル 2	今回工認 モデル
①第4次モード (原子炉圧力容器) の 固有周期 (s)	0.102	0.110	0.100	0.109
②第5次モード (原子炉建物) の 固有周期 (s)	0.095	0.098	0.091	0.093
固有周期の差分 (①-②)	0.007	0.012	0.009	0.016

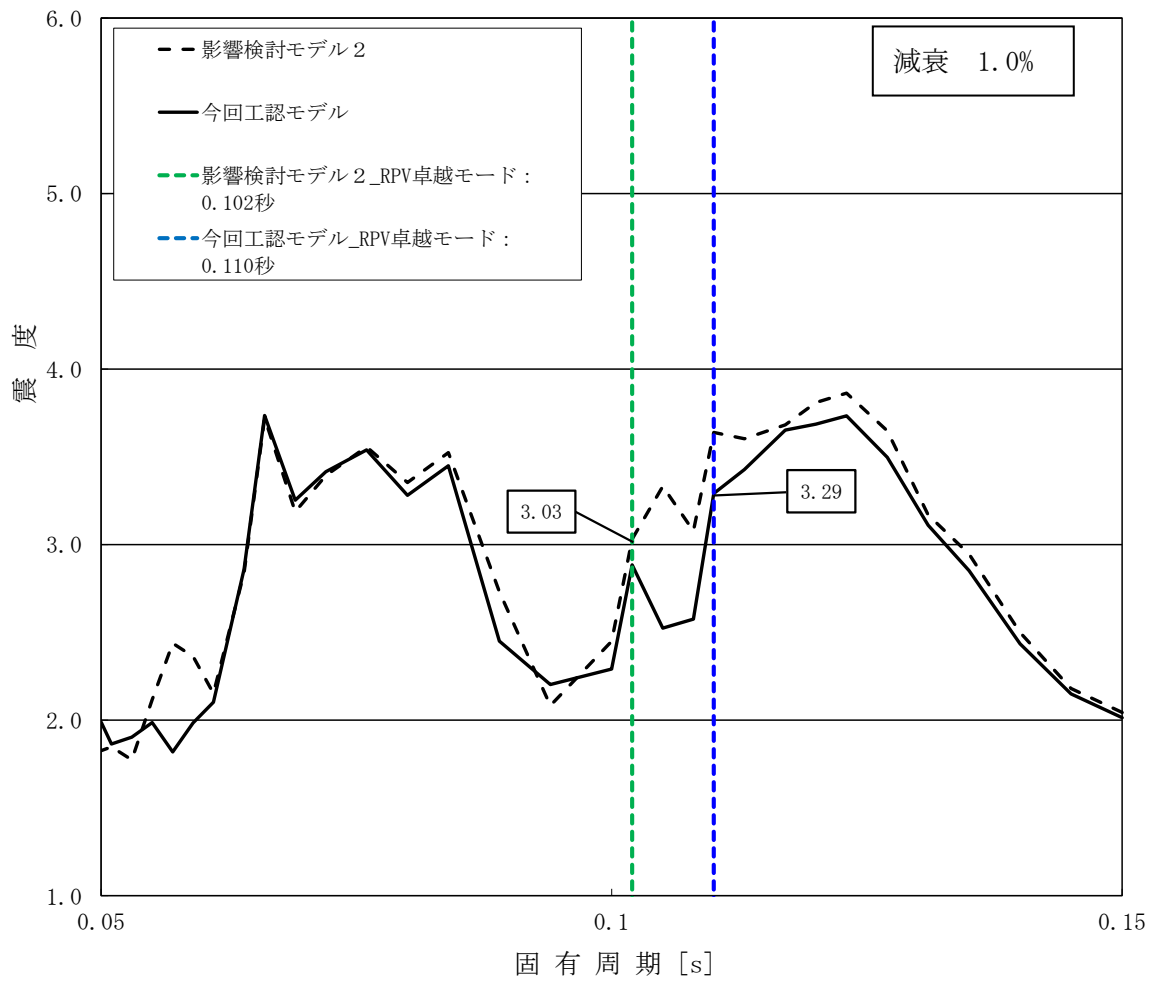


図 2.2.2-11 原子炉建物（質点番号 23）における床応答スペクトル  
（NS方向，基準地震動 S s - D，減衰定数 1.0%）

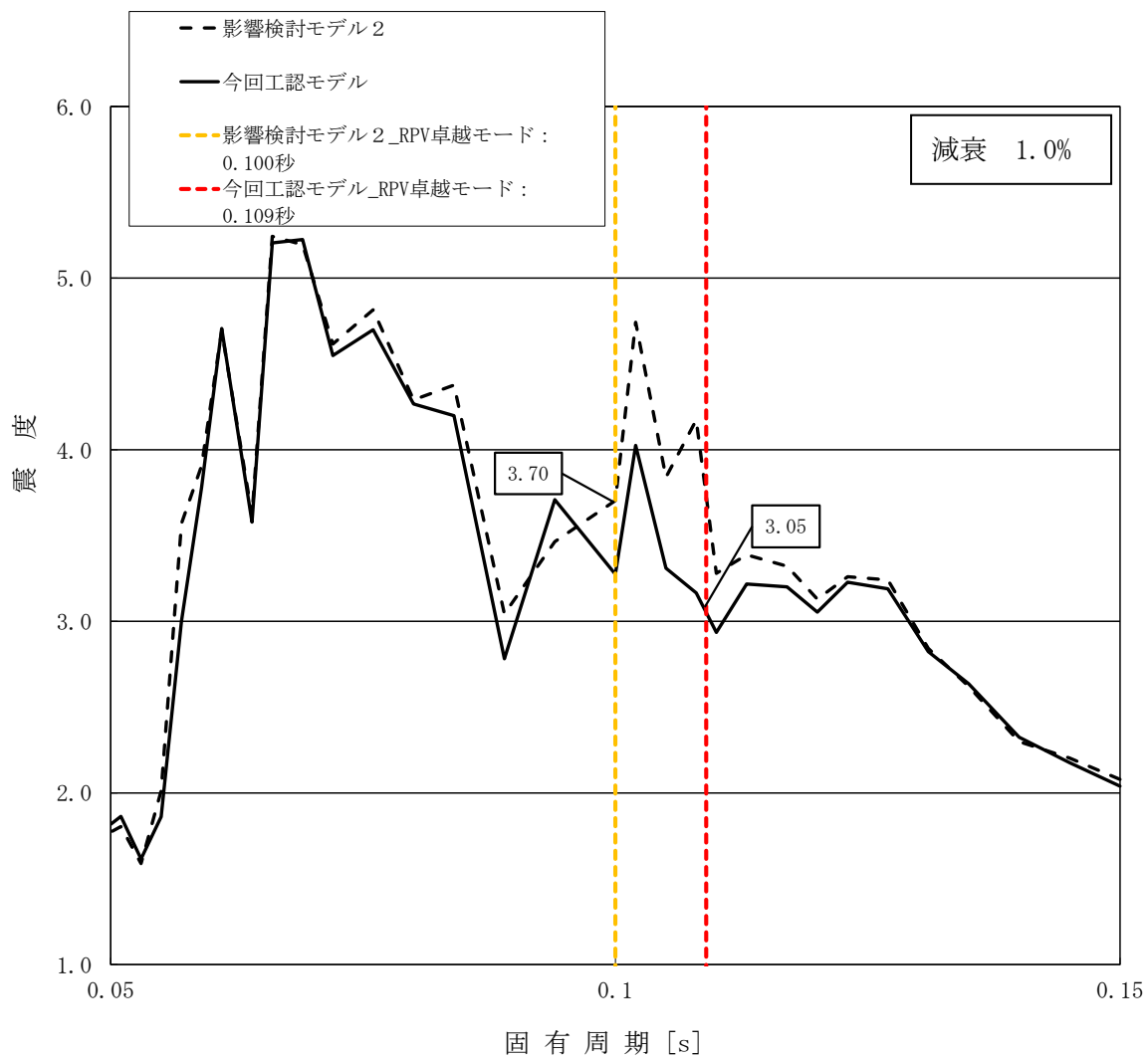


図 2.2.2-12 原子炉建物（質点番号 20）における床応答スペクトル  
（EW方向，基準地震動 S s-D，減衰定数 1.0%）

c. 検討結果（比較ケース C）

(1) 固有周期及び刺激関数

表 2.2.2-13～表 2.2.2-14 に示す固有値解析結果より、影響検討モデル 3 は今回工認モデルに対し、原子炉压力容器の応答が卓越するモードの固有周期が長くなる（最大 2%）が、その他の振動モードの固有周期は変動しないことが確認できた。また、図 2.2.2-13（1/40）～図 2.2.2-13（40/40）に示す刺激関数図より、両モデルの刺激関数が概ね一致することが確認できた。

(2) 主要機器の地震荷重

表 2.2.2-15～表 2.2.2-16 に示す地震応答解析結果より、各部位の荷重が概ね一致している（最大 3%変動）ことが確認できた。荷重においても、影響検討モデル 3 は今回工認モデルに対し、原子炉格納容器スタビライザ及びシヤラグの各々 2%～3%の減少となっており、大きな変動がないことを確認した。

ばね定数の増減と荷重の関係は、原子炉压力容器スタビライザのばね定数が増加したことにより、原子炉压力容器スタビライザ及びこれに繋がる一連のばねの反力が大きくなっており、比較ケース B の検討結果と同様の傾向となっている。

以上の結果より、FEMで算定したばね定数を考慮しても影響は軽微であることを確認した。

表 2.2.2-13 固有値解析結果（比較ケース C, NS 方向）

①影響検討モデル 3		②今回工認モデル		固有周期 の比率 (①/②)	卓越部位
次数	固有周期 (s)	次数	固有周期 (s)		
1	0.219	1	0.219	1.00	原子炉建物
2	0.202	2	0.202	1.00	燃料集合体
3	0.135	3	0.135	1.00	炉心シュラウド
4	0.110	4	0.110	1.00	原子炉压力容器
5	0.098	5	0.098	1.00	原子炉建物
6	0.069	6	0.069	1.00	原子炉建物
7	0.066	7	0.066	1.00	制御棒案内管
8	0.058	8	0.057	1.02	原子炉压力容器
9	0.052	9	0.052	1.00	原子炉建物
10	0.050	10	0.050	1.00	燃料集合体

表 2.2.2-14 固有値解析結果（比較ケース C, EW 方向）

①影響検討モデル 3		②今回工認モデル		固有周期 の比率 (①/②)	卓越部位
次数	固有周期 (s)	次数	固有周期 (s)		
1	0.204	1	0.204	1.00	燃料集合体
2	0.200	2	0.200	1.00	原子炉建物
3	0.135	3	0.135	1.00	炉心シュラウド
4	0.110	4	0.109	1.01	原子炉压力容器
5	0.093	5	0.093	1.00	原子炉建物
6	0.067	6	0.067	1.00	原子炉建物
7	0.066	7	0.066	1.00	制御棒案内管
8	0.058	8	0.057	1.02	原子炉压力容器
9	0.051	9	0.051	1.00	原子炉建物
10	0.050	10	0.050	1.00	燃料集合体

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部筒
  - 6 炉心シュワウド中間筒
  - 7 炉心シュワウド下部筒
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.219 刺激係数 ; 5.041

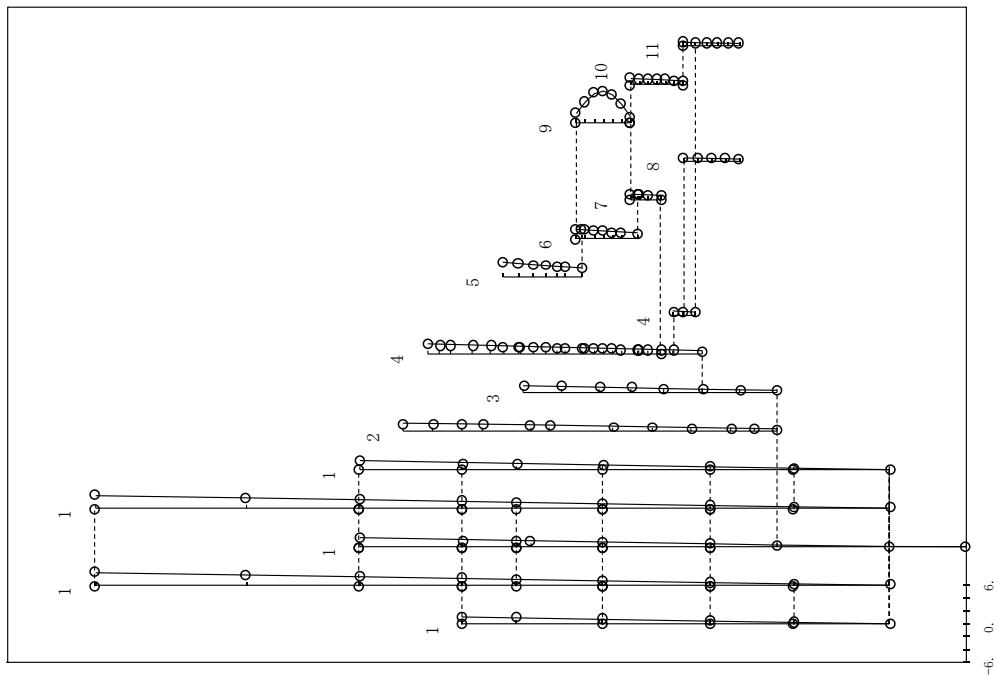


図 2.2.2-13 (1/40) 刺激関数 (第 1 次モード, NS 方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部筒
  - 6 炉心シュワウド中間筒
  - 7 炉心シュワウド下部筒
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.219 刺激係数 ; 5.031

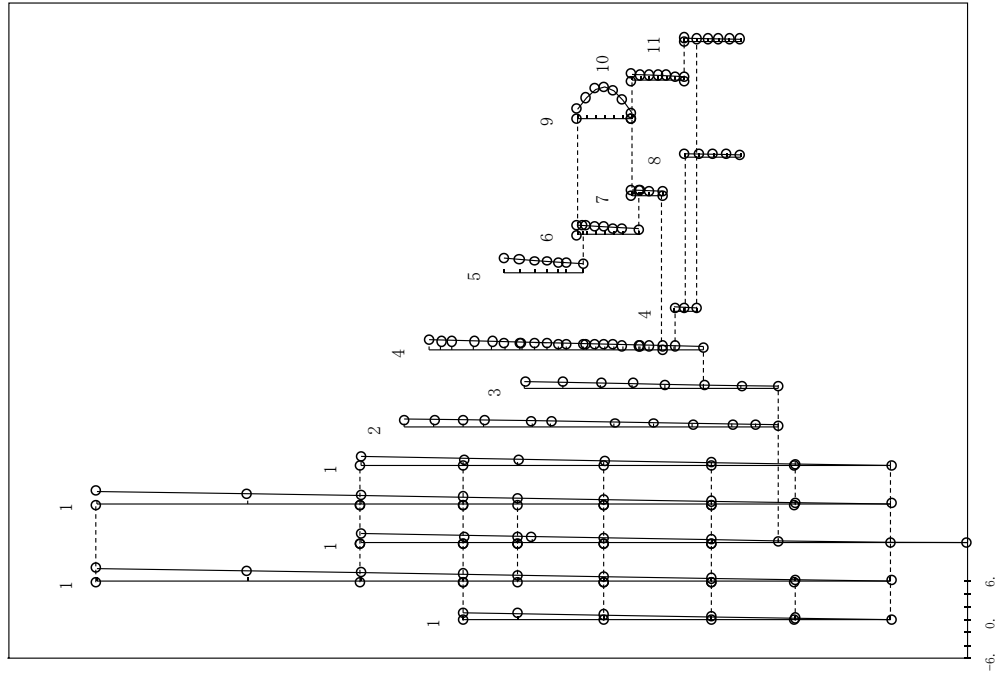


図 2.2.2-13 (2/40) 刺激関数 (第 1 次モード, NS 方向)

: 今回工認モデル



プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽建及炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器, スタンドスライプ, シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部筒
  - 6 炉心シュワウド中間筒
  - 7 炉心シュワウド下部筒
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.202 刺激係数 ; -3.900

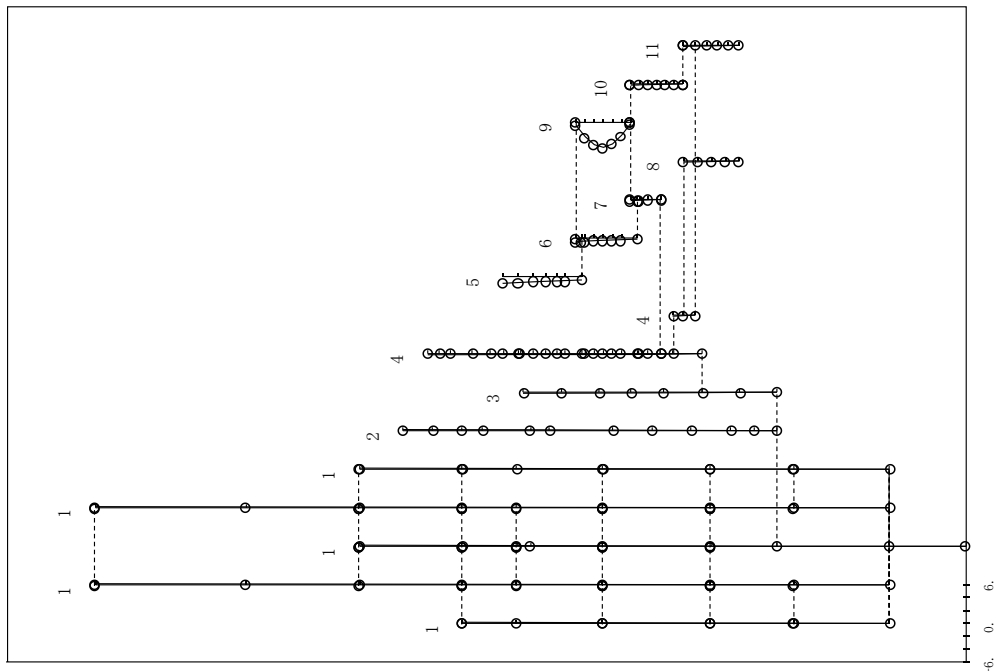


図 2.2.2-13 (3/40) 刺激関数 (第2次モード, NS方向)

: 影響検討モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽建及炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器, スタンドスライプ, シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部筒
  - 6 炉心シュワウド中間筒
  - 7 炉心シュワウド下部筒
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.202 刺激係数 ; -3.889

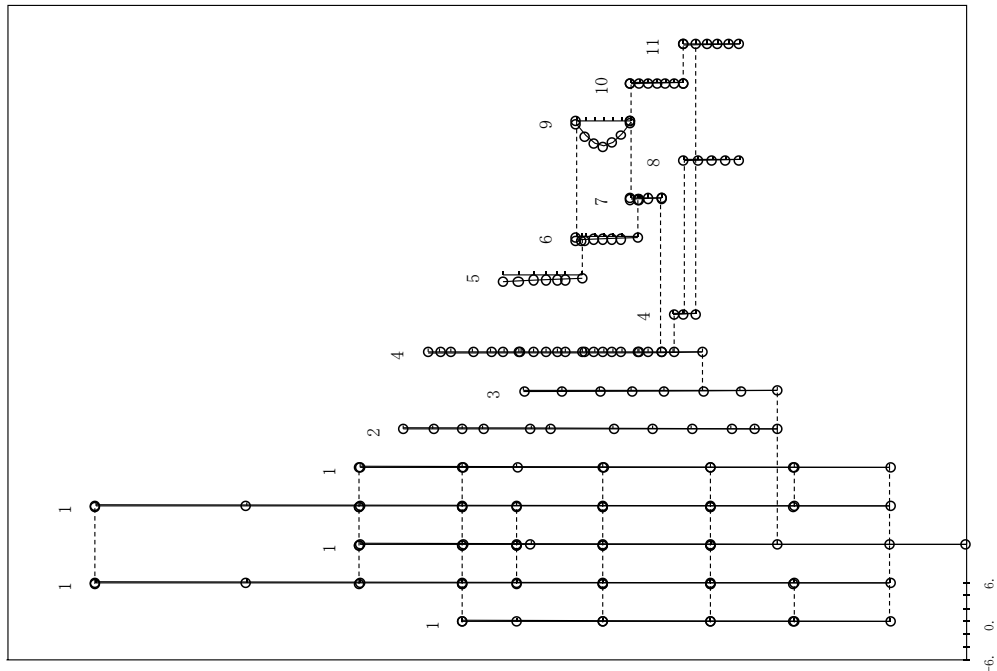


図 2.2.2-13 (4/40) 刺激関数 (第2次モード, NS方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器→デスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シユラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.135 刺激係数 ; 0.342

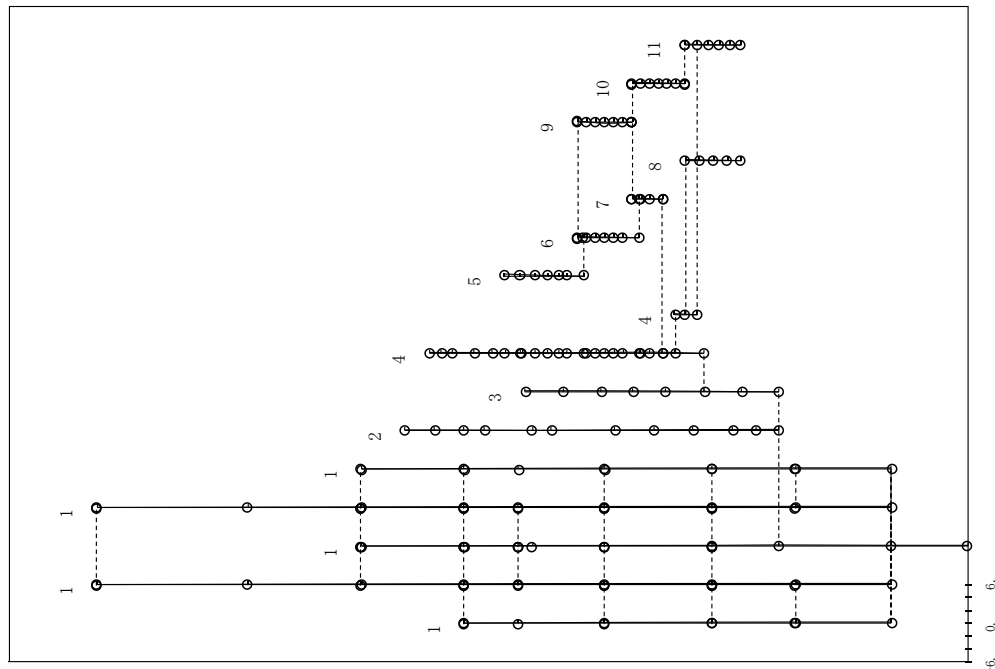


図 2.2.2-13 (5/40) 刺激関数 (第3次モード, N S方向)

: 影響検討モデル3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器→デスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シユラウド上部胴
  - 6 炉心シユラウド中間胴
  - 7 炉心シユラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.135 刺激係数 ; 0.341

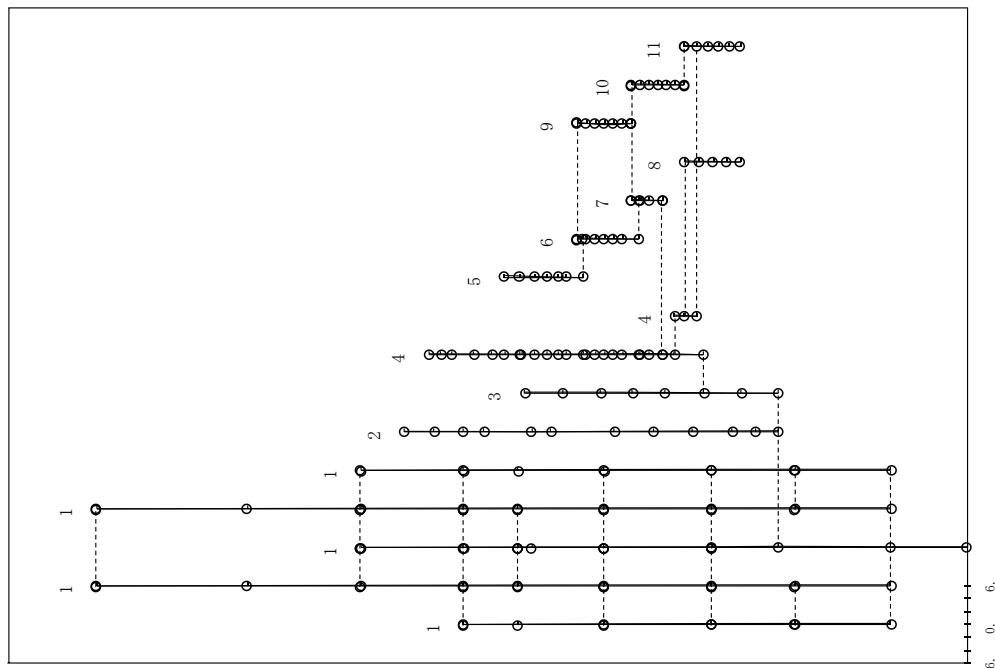


図 2.2.2-13 (6/40) 刺激関数 (第3次モード, N S方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部調
  - 6 炉心シュワウド中間調
  - 7 炉心シュワウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.110 刺激係数 ; 2.567

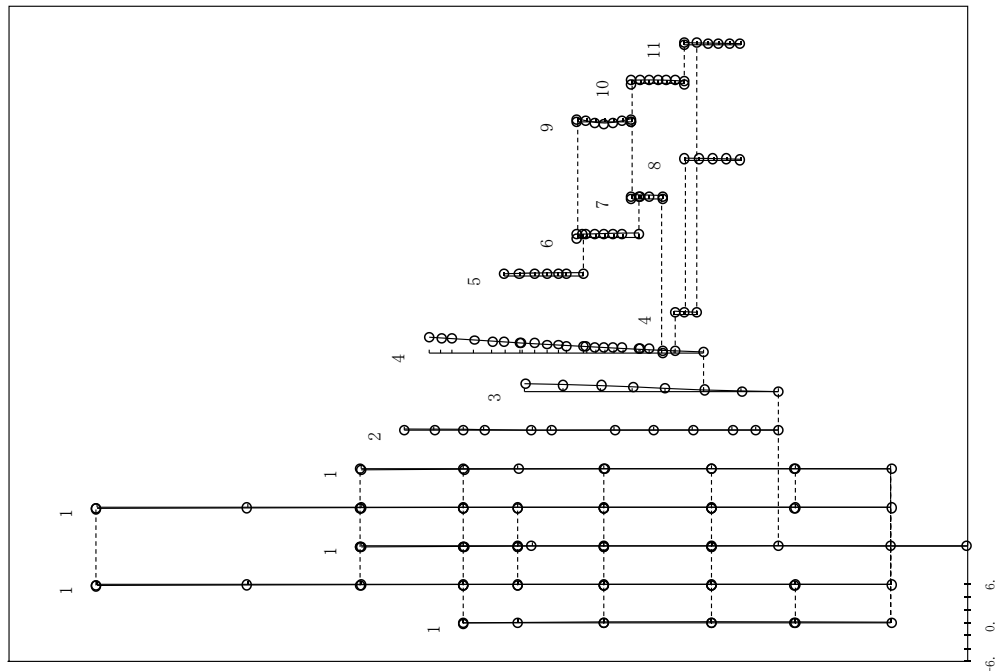


図 2.2.2-13 (7/40) 刺激関数 (第 4 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部調
  - 6 炉心シュワウド中間調
  - 7 炉心シュワウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.110 刺激係数 ; 2.617

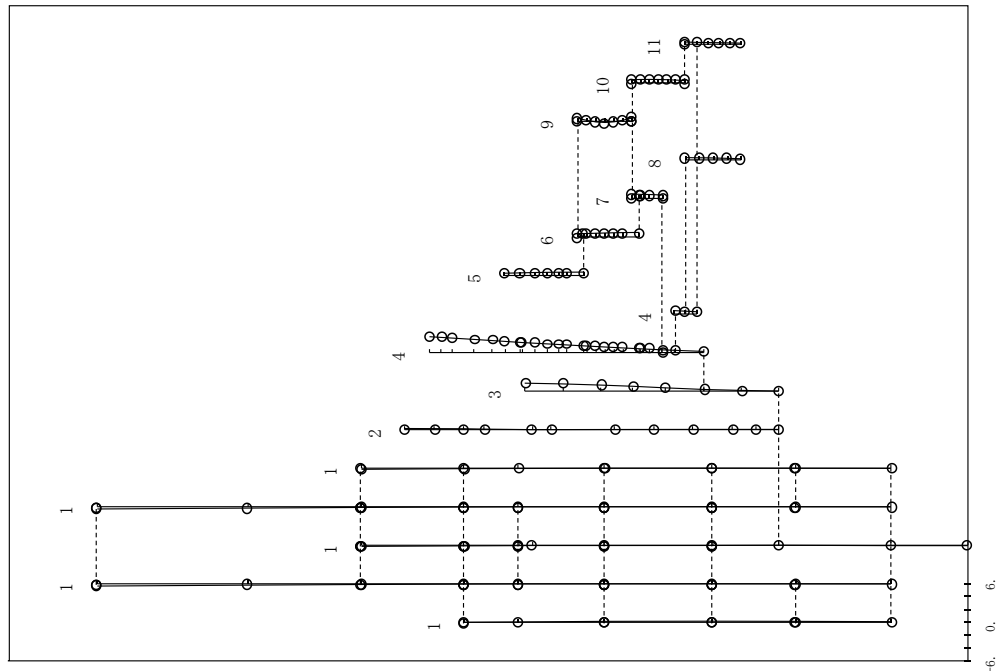


図 2.2.2-13 (8/40) 刺激関数 (第 4 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドスライブ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部脚
  - 6 炉心シュワウド中間脚
  - 7 炉心シュワウド下部脚
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.098 刺激係数 ; -2.851

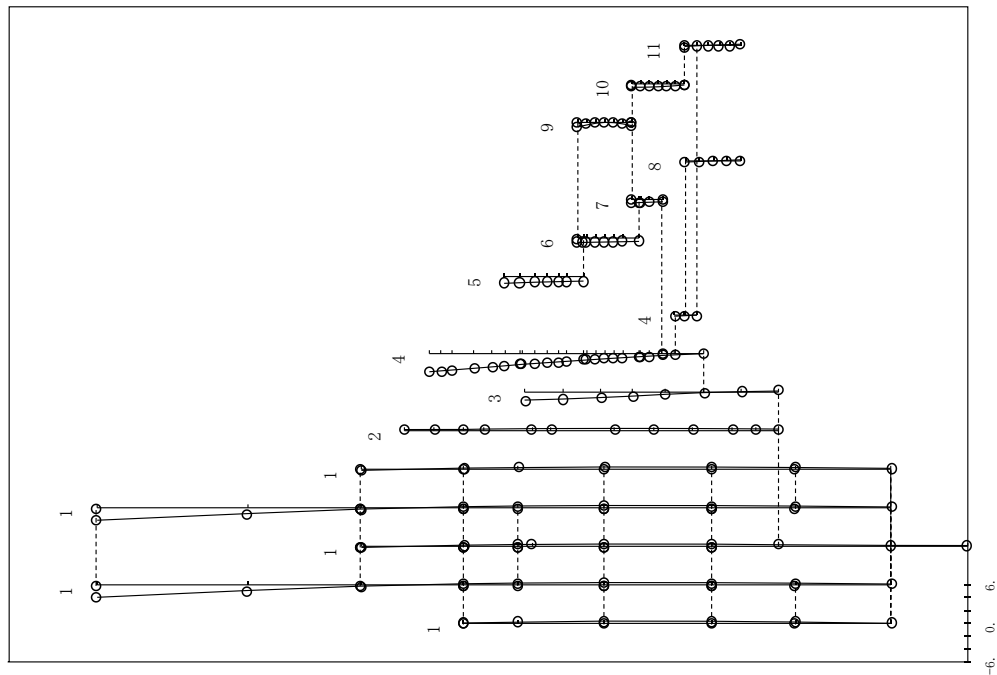


図 2.2.2-13 (9/40) 刺激関数 (第 5 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドスライブ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部脚
  - 6 炉心シュワウド中間脚
  - 7 炉心シュワウド下部脚
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.098 刺激係数 ; -2.880

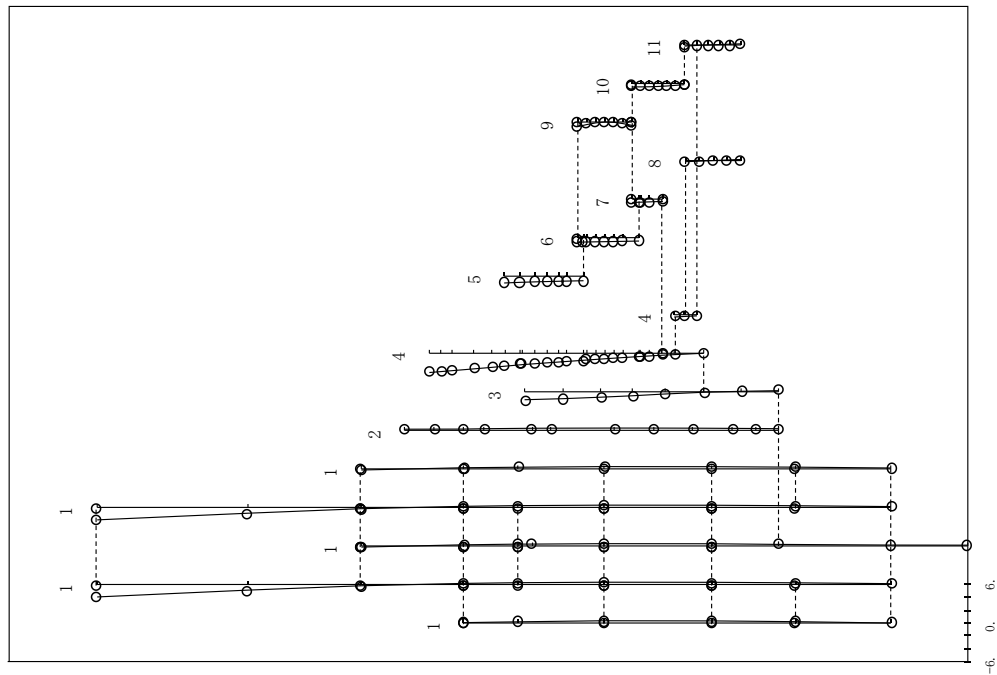


図 2.2.2-13 (10/40) 刺激関数 (第 5 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽施設及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シユアラウド上部胴
  - 6 炉心シユアラウド中間胴
  - 7 炉心シユアラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.069 刺激係数 ; 2.667

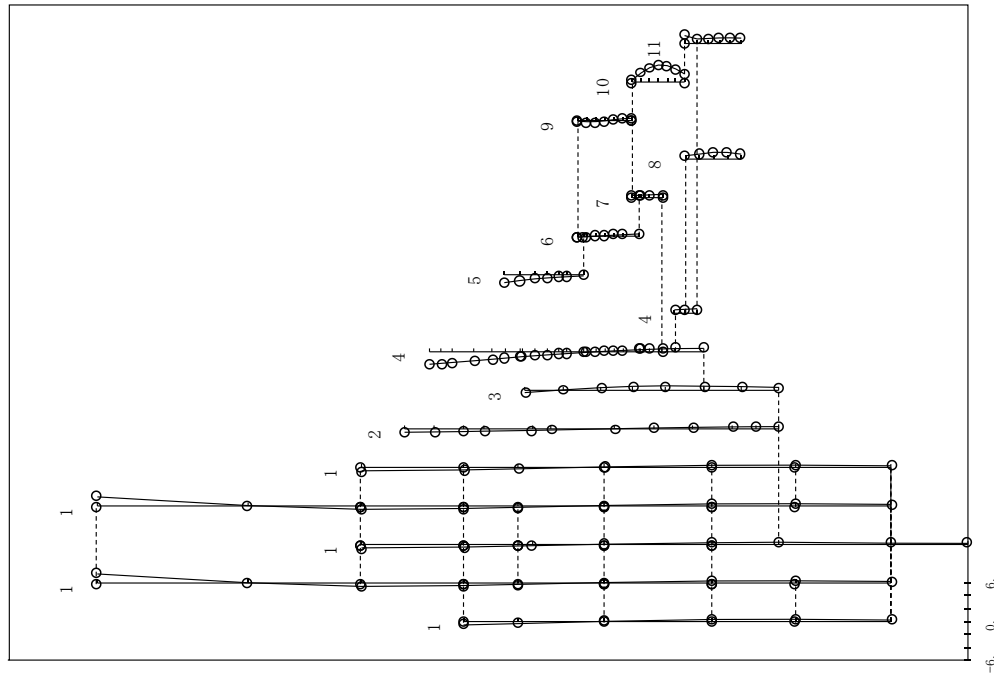


図 2.2.2-13 (11/40) 刺激関数 (第 6 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽施設及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シユアラウド上部胴
  - 6 炉心シユアラウド中間胴
  - 7 炉心シユアラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.069 刺激係数 ; 2.641

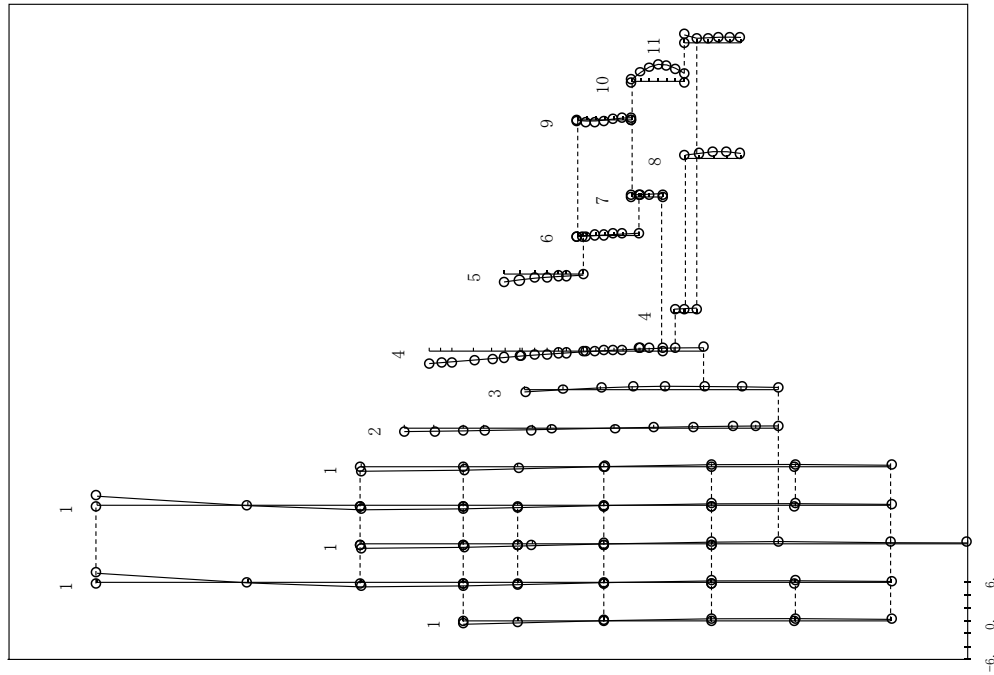


図 2.2.2-13 (12/40) 刺激関数 (第 6 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.066 刺激係数 ; -2.676

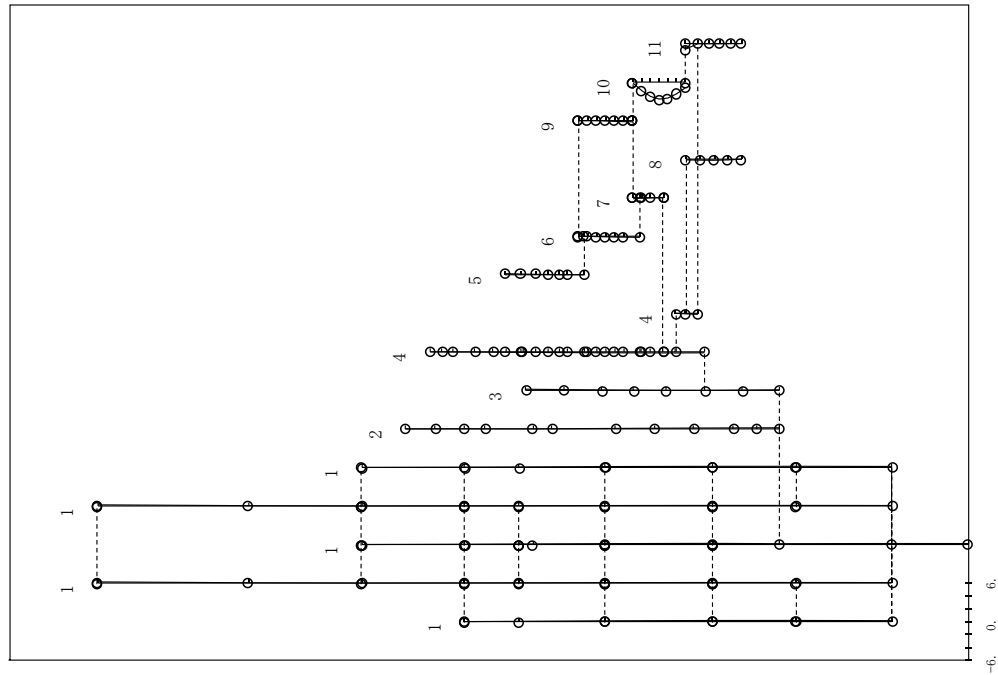


図 2.2.2-13 (13/40) 刺激関数 (第 7 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.066 刺激係数 ; -2.622

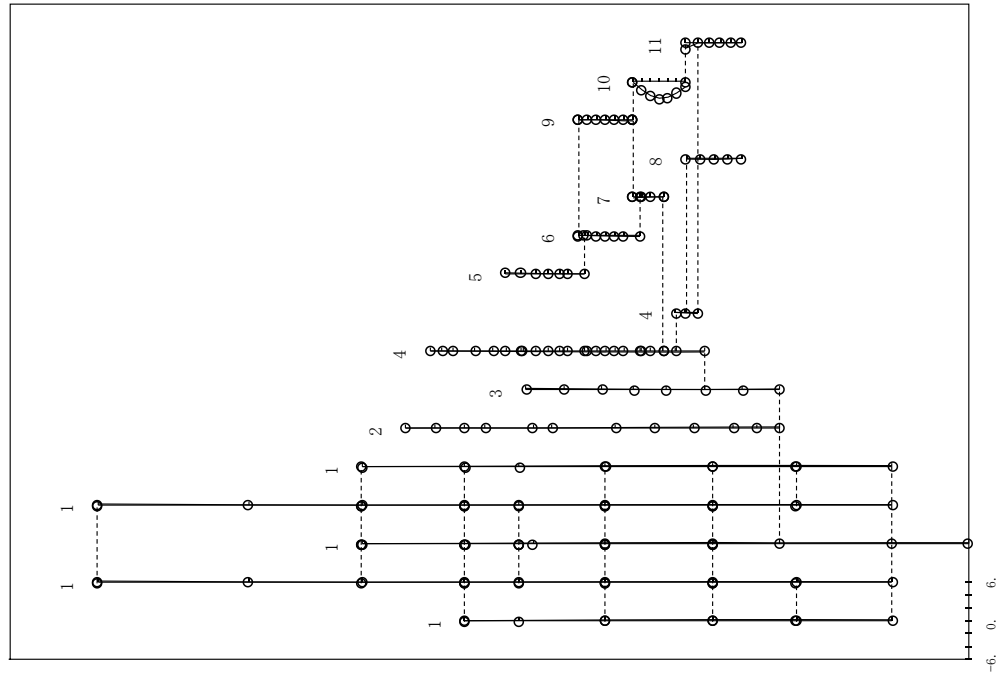


図 2.2.2-13 (14/40) 刺激関数 (第 7 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.058 刺激係数 ; 1.012

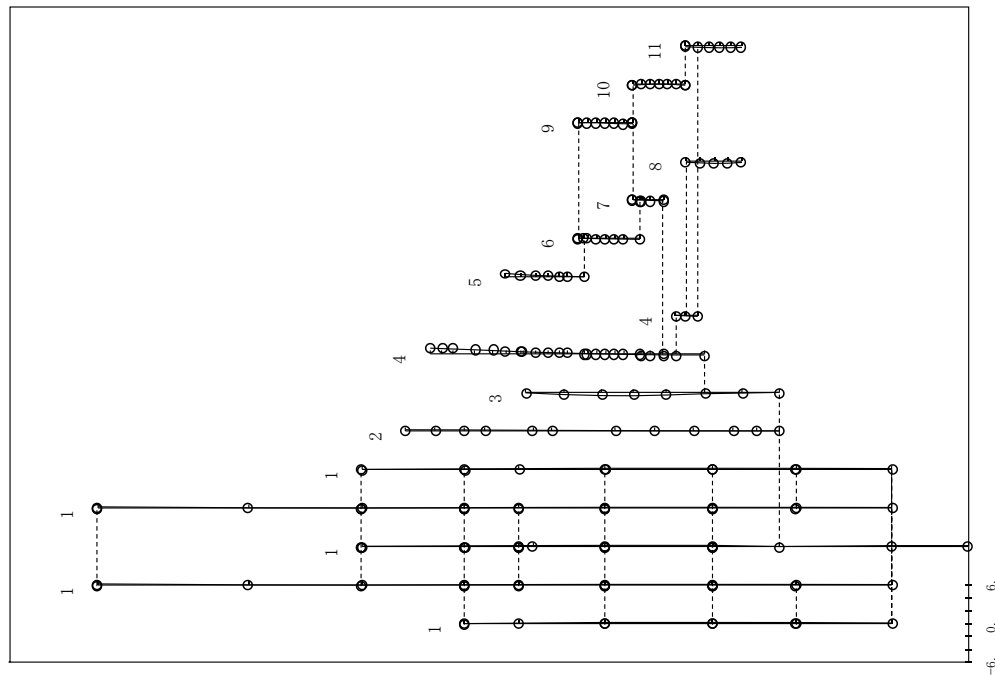


図 2.2.2-13 (15/40) 刺激関数 (第 8 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.057 刺激係数 ; 0.799

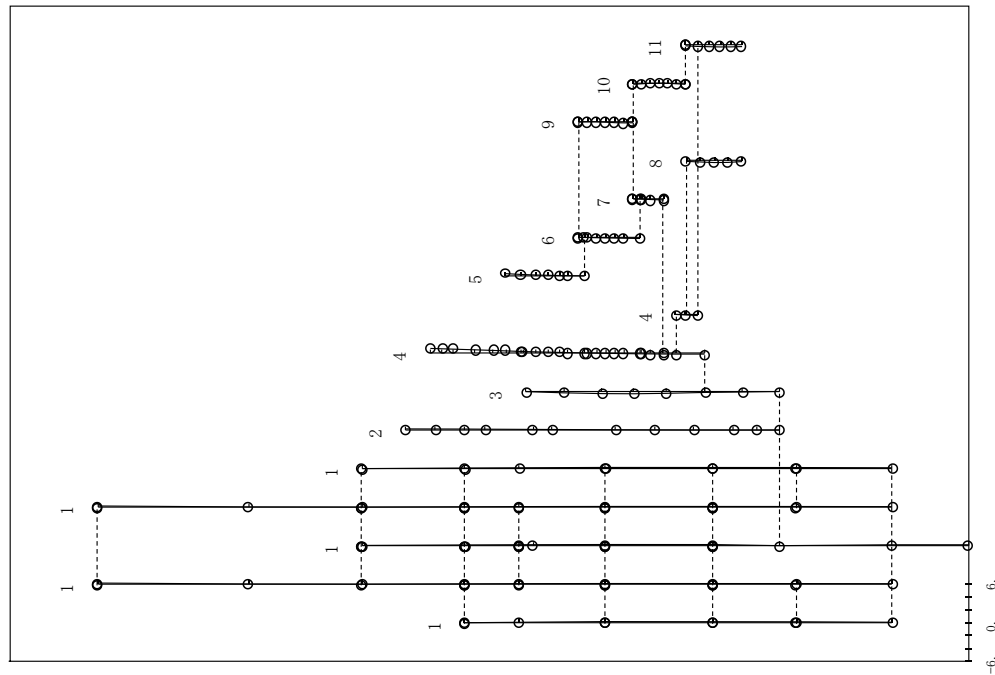


図 2.2.2-13 (16/40) 刺激関数 (第 8 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.052 刺激係数 ; 0.843

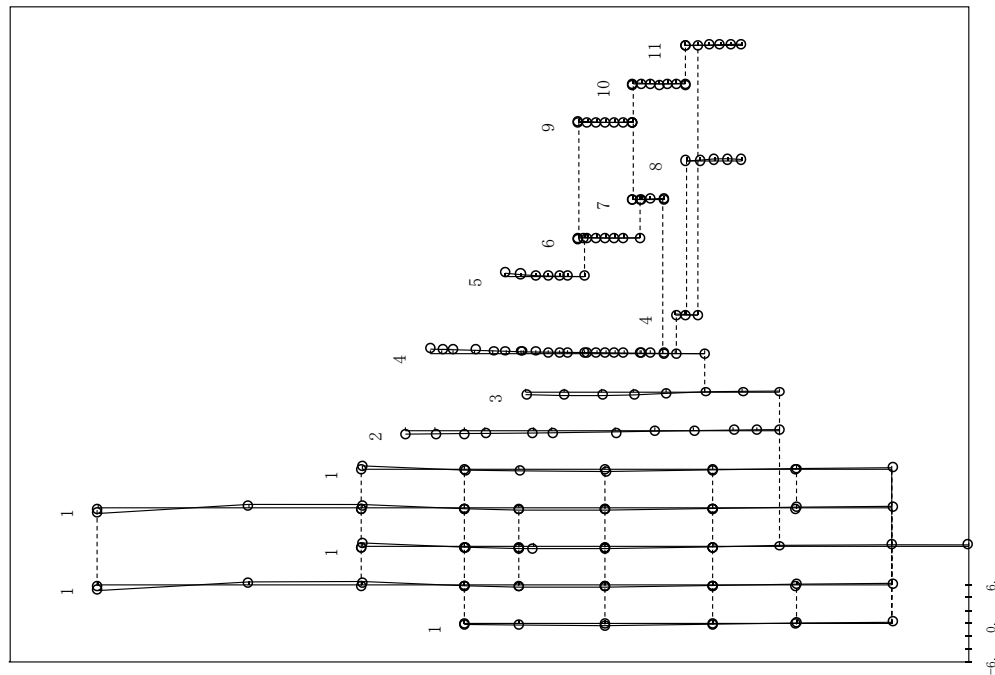


図 2.2.2-13 (17/40) 刺激関数 (第 9 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.052 刺激係数 ; 1.032

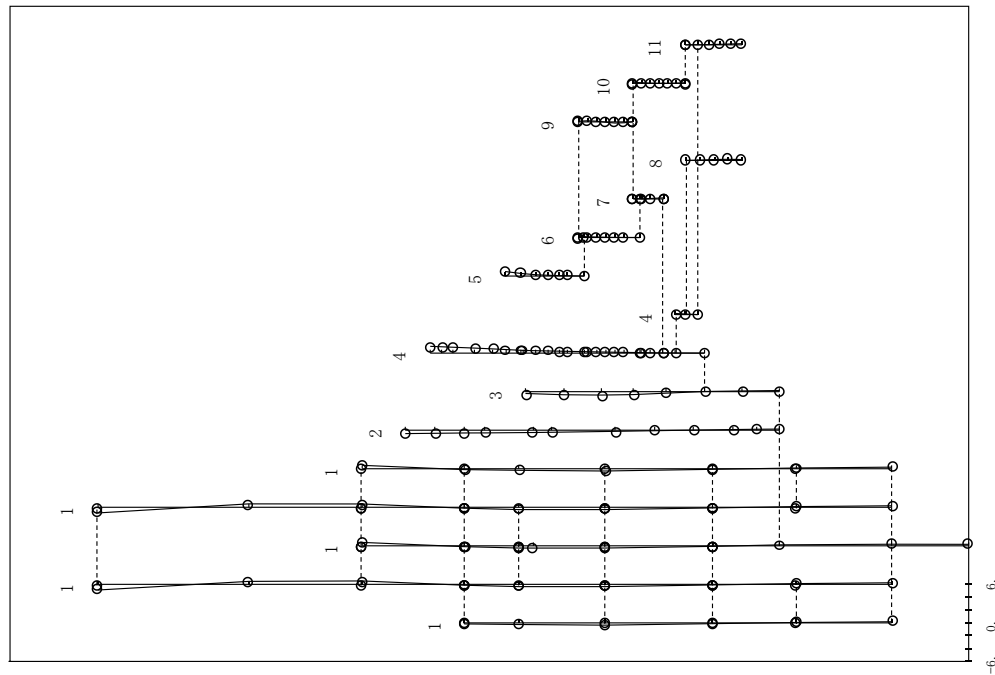


図 2.2.2-13 (18/40) 刺激関数 (第 9 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル



プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイフ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; 0.146

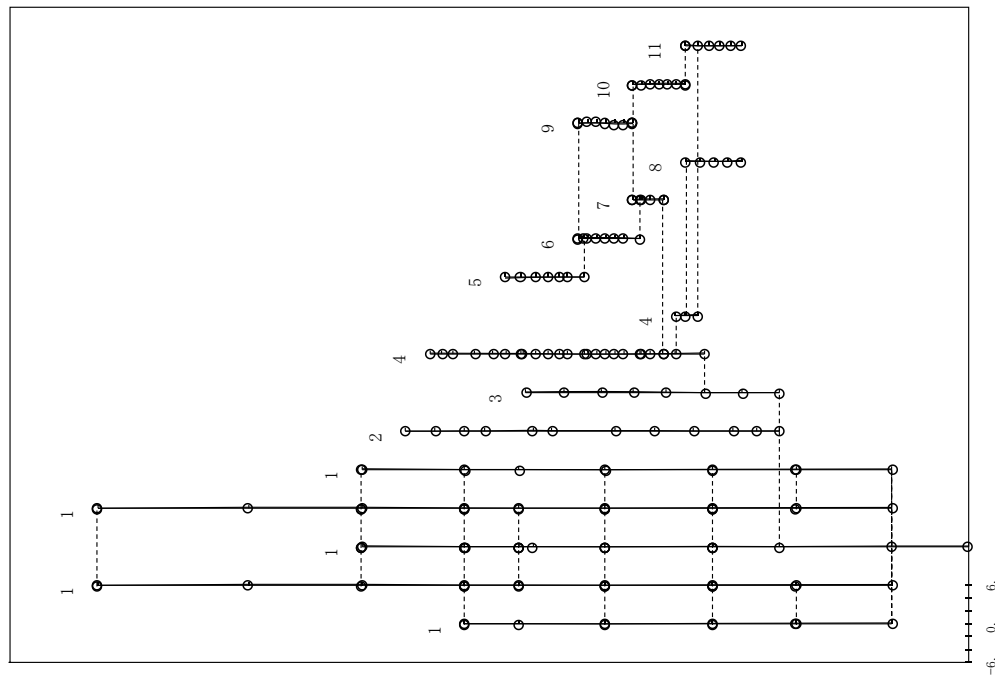


図 2.2.2-13 (19/40) 刺激関数 (第 10 次モード, N S 方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイフ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; 0.062

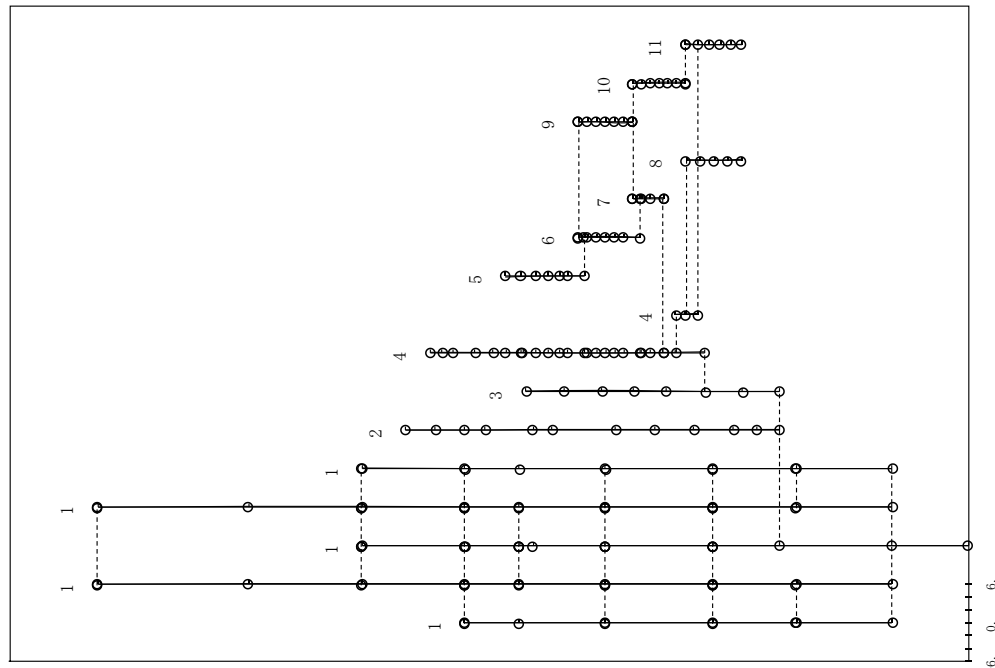


図 2.2.2-13 (20/40) 刺激関数 (第 10 次モード, N S 方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.204 刺激係数 ; 20.372

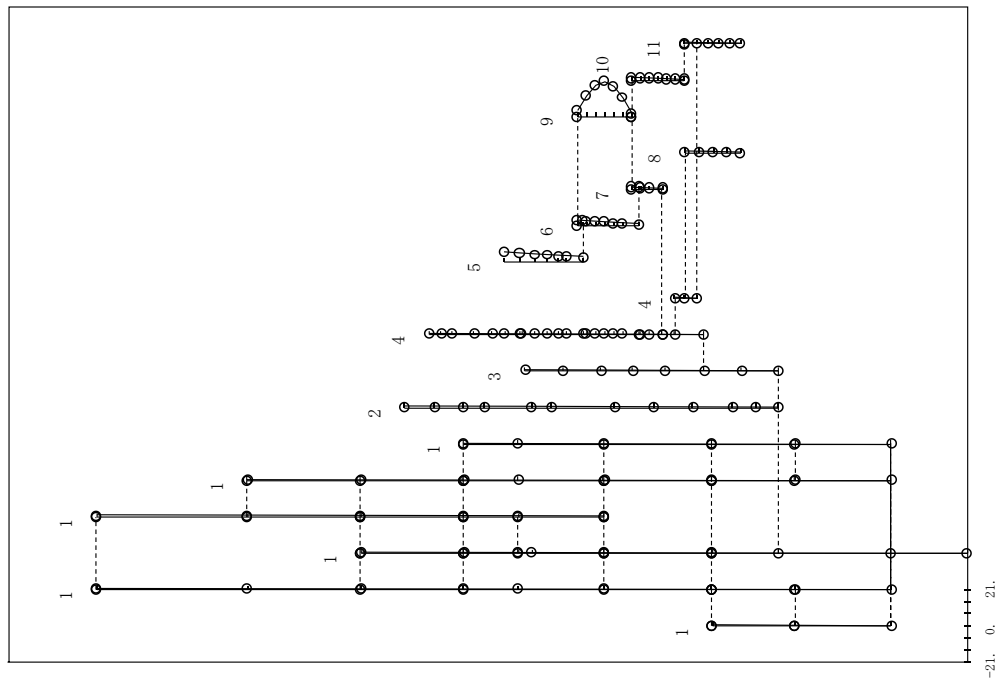


図 2.2.2-13 (21/40) 刺激関数 (第1次モード, E-W方向)

: 影響検討モデル3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.204 刺激係数 ; 20.379

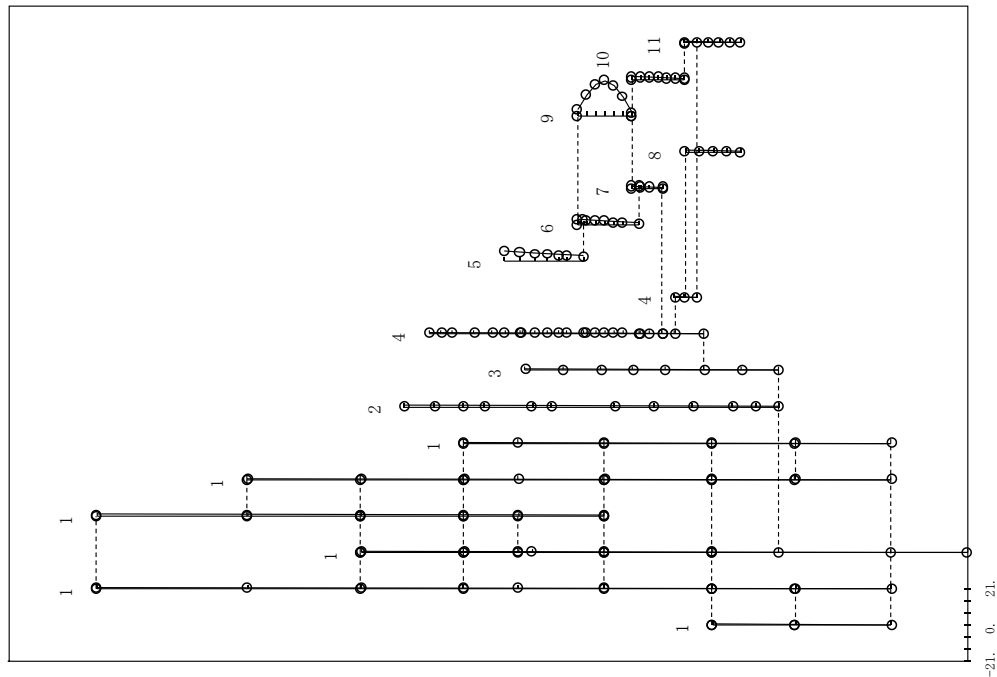


図 2.2.2-13 (22/40) 刺激関数 (第1次モード, E-W方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シユラウドヘッド及び炉心シユラウド上部調
  - 6 炉心シユラウド中間調
  - 7 炉心シユラウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.200 刺激係数 ; -19.294

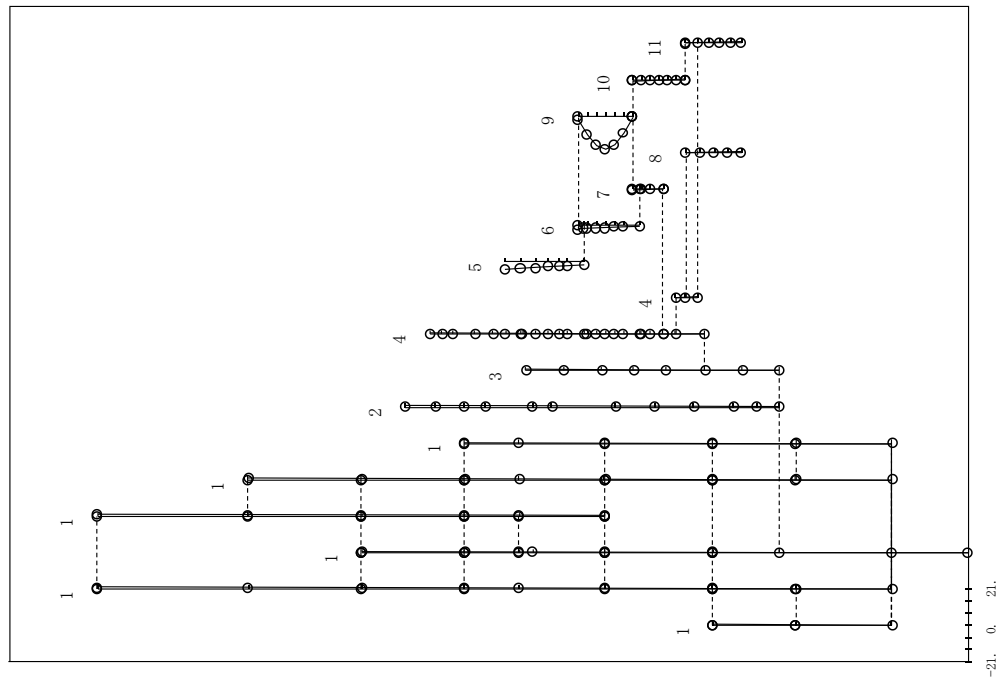


図 2.2.2-13 (23/40) 刺激関数 (第2次モード, EW方向)

: 影響検討モデル3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器へデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シユラウドヘッド及び炉心シユラウド上部調
  - 6 炉心シユラウド中間調
  - 7 炉心シユラウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.200 刺激係数 ; -19.300

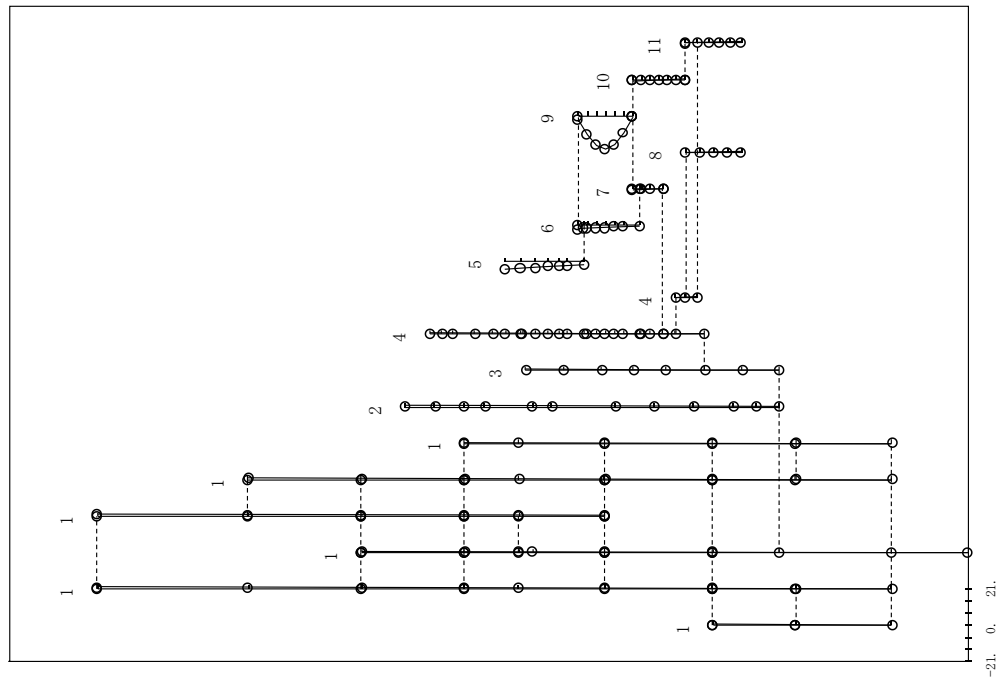


図 2.2.2-13 (24/40) 刺激関数 (第2次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器-デスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部調
  - 6 炉心シュワウド中間調
  - 7 炉心シュワウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.135 刺激係数 ; 0.113

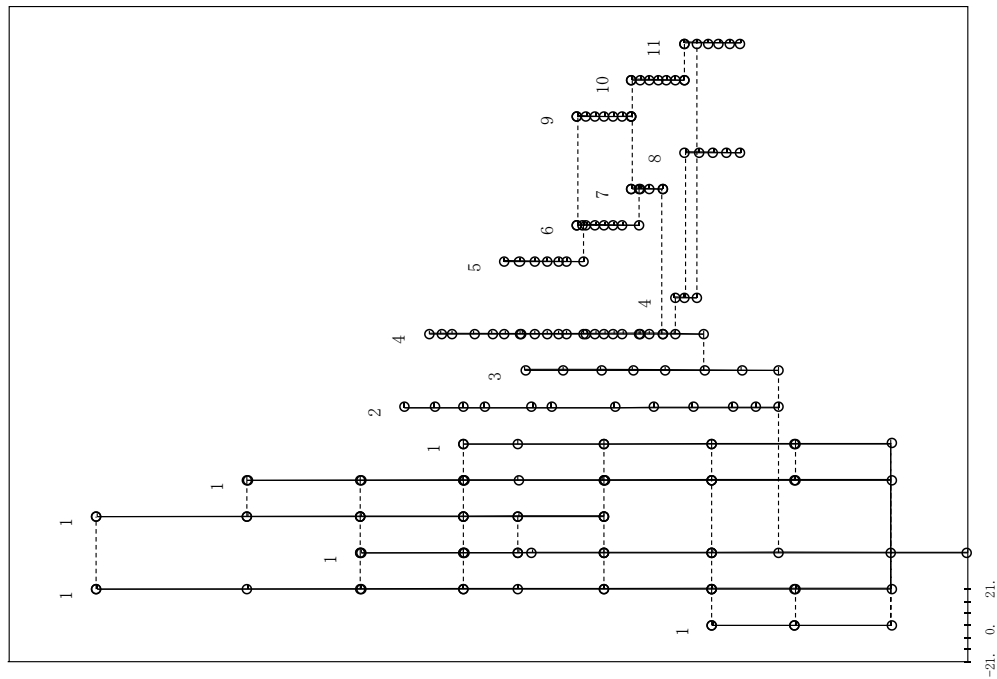


図 2.2.2-13 (25/40) 刺激関数 (第 3 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器-デスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部調
  - 6 炉心シュワウド中間調
  - 7 炉心シュワウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.135 刺激係数 ; 0.114

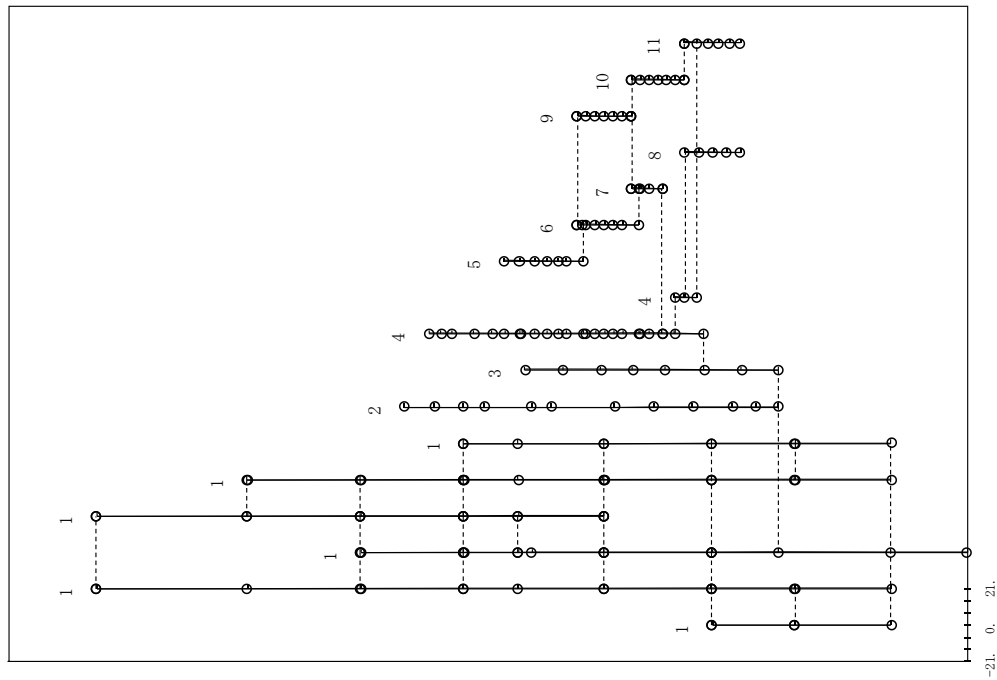


図 2.2.2-13 (26/40) 刺激関数 (第 3 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽施設及び原子炉圧力容器→デスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイブ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部調
  - 6 炉心シュワウド中間調
  - 7 炉心シュワウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.110 刺激係数 ; 1.478

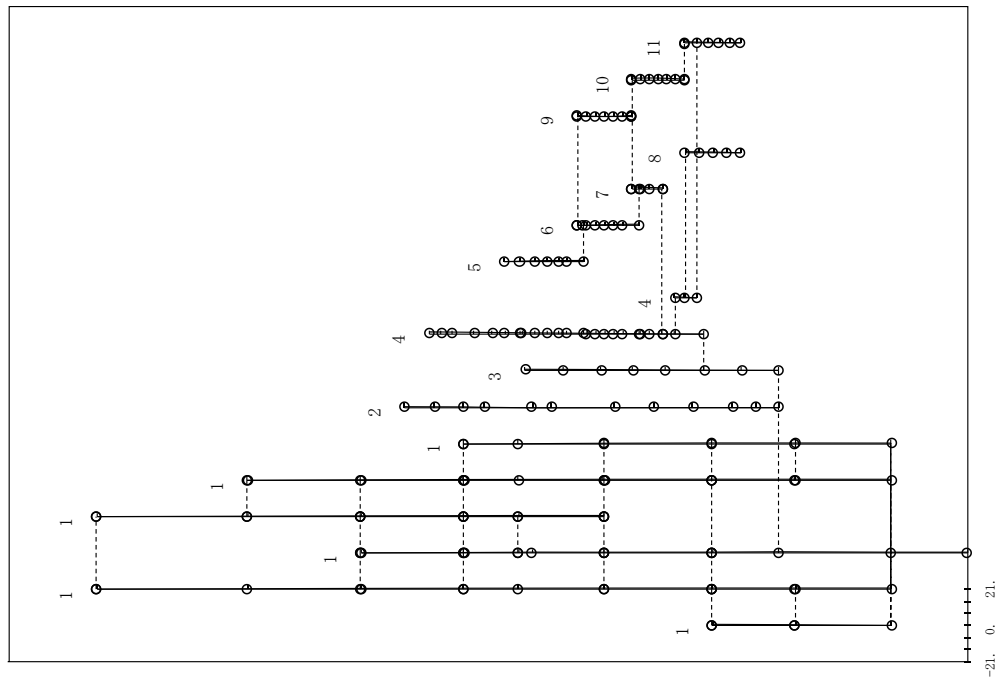


図 2.2.2-13 (27/40) 刺激関数 (第 4 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽施設及び原子炉圧力容器→デスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイブ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部調
  - 6 炉心シュワウド中間調
  - 7 炉心シュワウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.109 刺激係数 ; 1.510

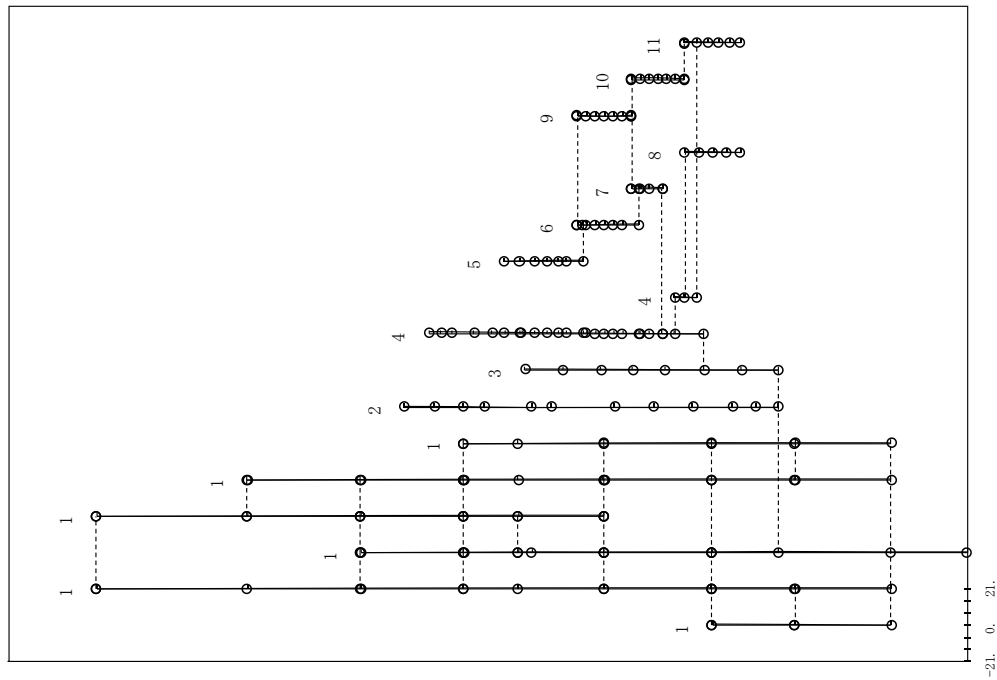


図 2.2.2-13 (28/40) 刺激関数 (第 4 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部側
  - 6 炉心シュラウド中間側
  - 7 炉心シュラウド下部側
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.093 刺激係数 ; -2.074

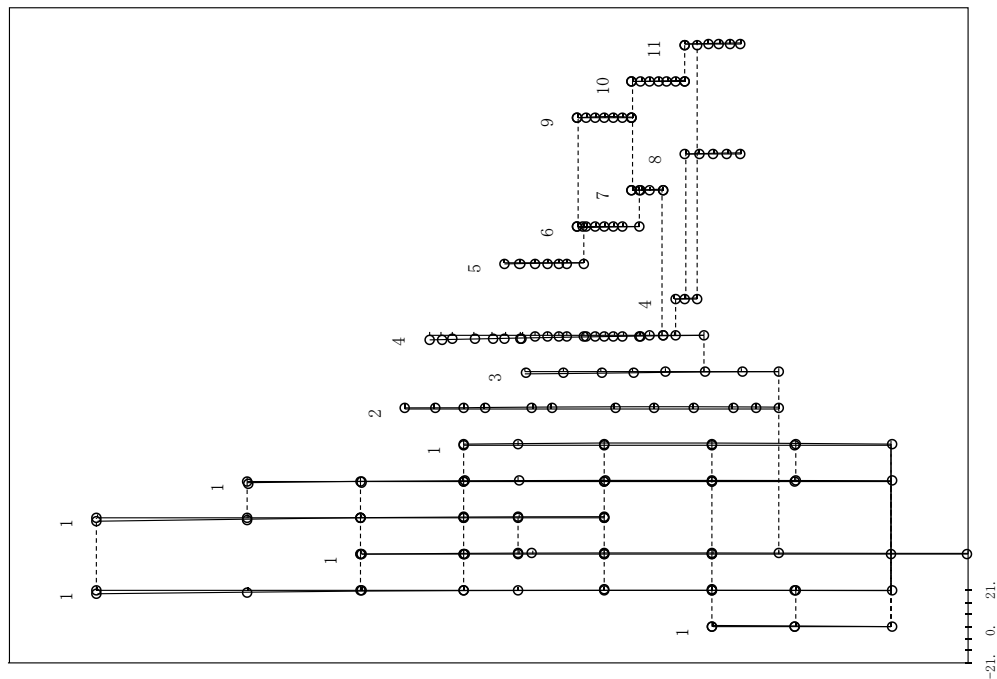


図 2.2.2-13 (29/40) 刺激関数 (第 5 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部側
  - 6 炉心シュラウド中間側
  - 7 炉心シュラウド下部側
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.093 刺激係数 ; -2.079

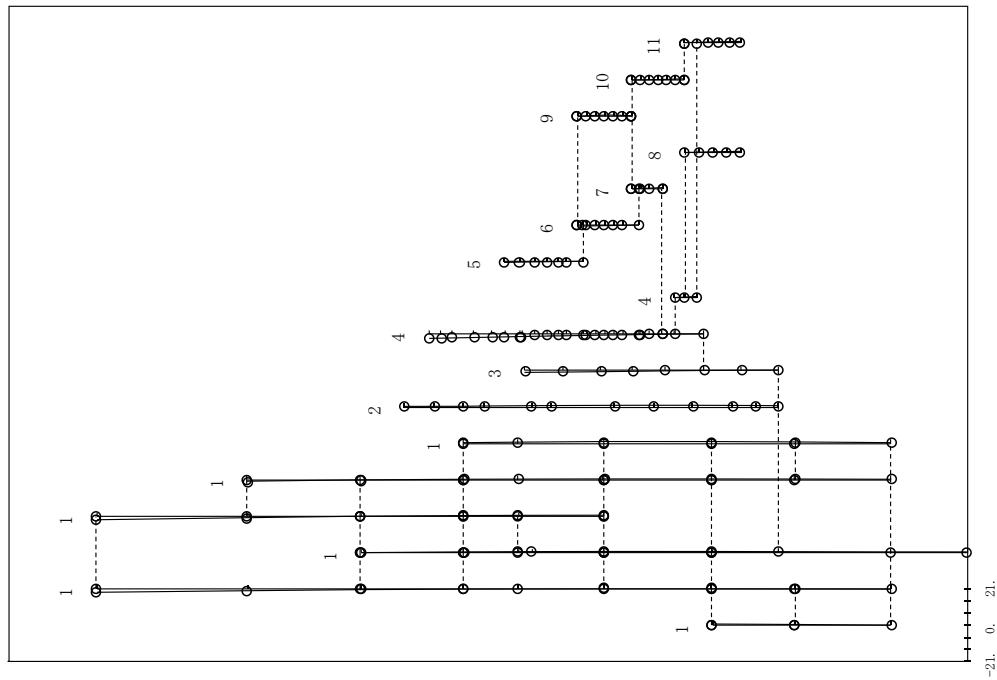


図 2.2.2-13 (30/40) 刺激関数 (第 5 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外面)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内面)
- 固有周期 (s) ; 0.067 刺激係数 ; 9.338

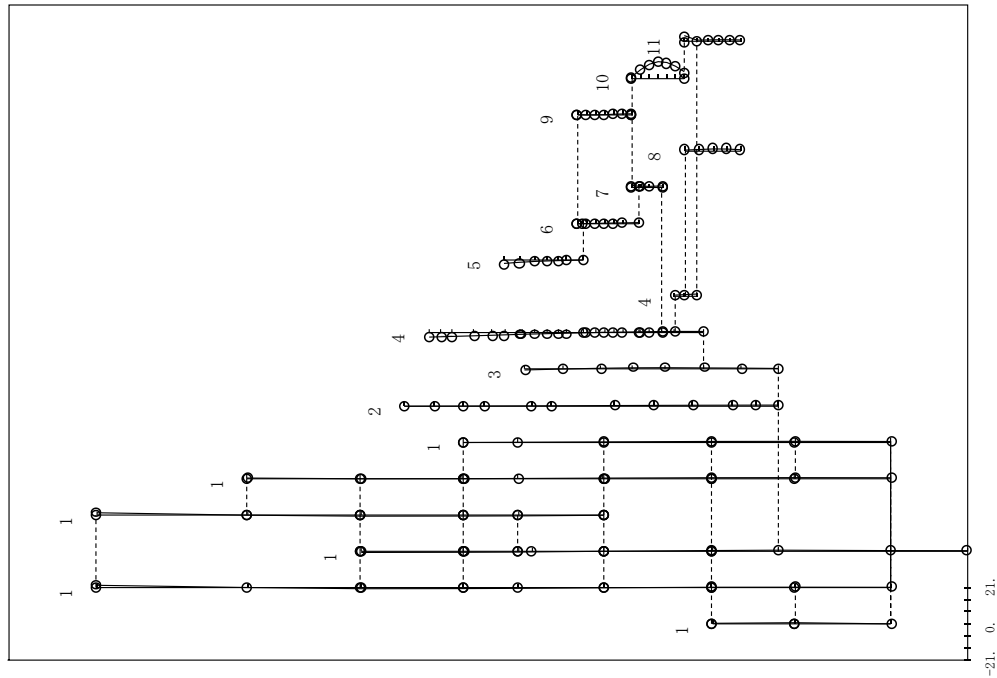


図 2.2.2-13 (31/40) 刺激関数 (第 6 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外面)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内面)
- 固有周期 (s) ; 0.067 刺激係数 ; 9.382

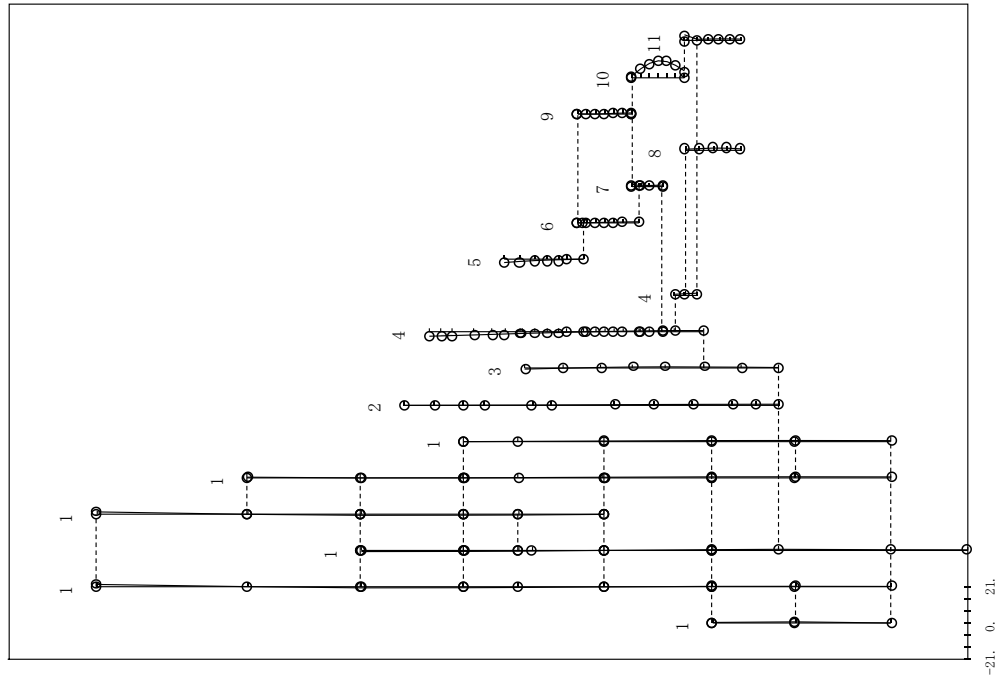


図 2.2.2-13 (32/40) 刺激関数 (第 6 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部調
  - 6 炉心シュラウド中間調
  - 7 炉心シュラウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.066 刺激係数 ; -9.519

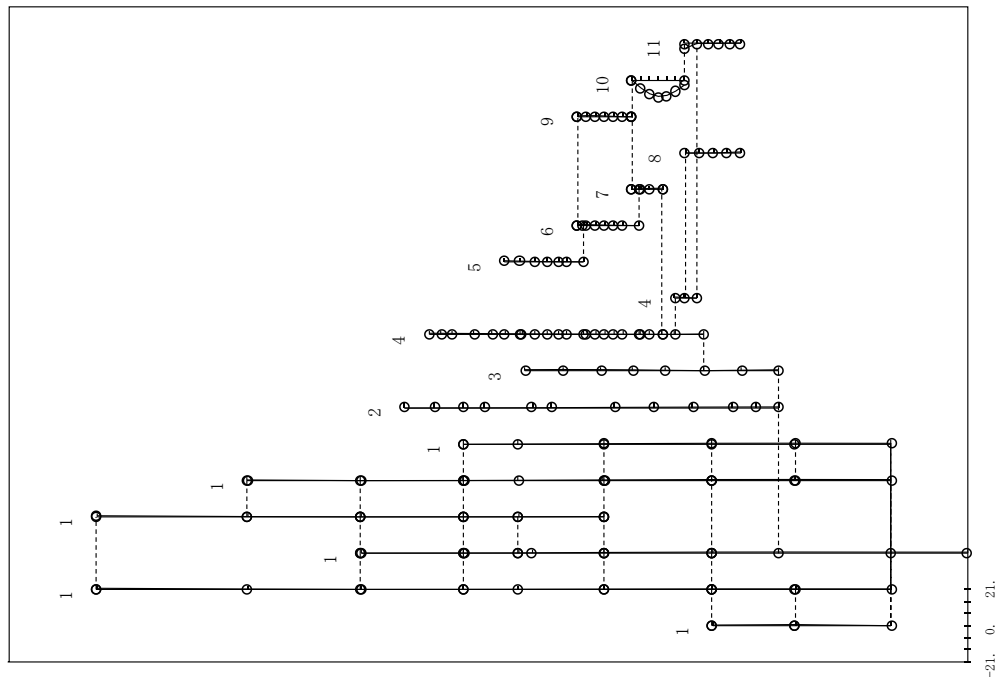


図 2.2.2-13 (33/40) 刺激関数 (第 7 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部調
  - 6 炉心シュラウド中間調
  - 7 炉心シュラウド下部調
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.066 刺激係数 ; -9.524

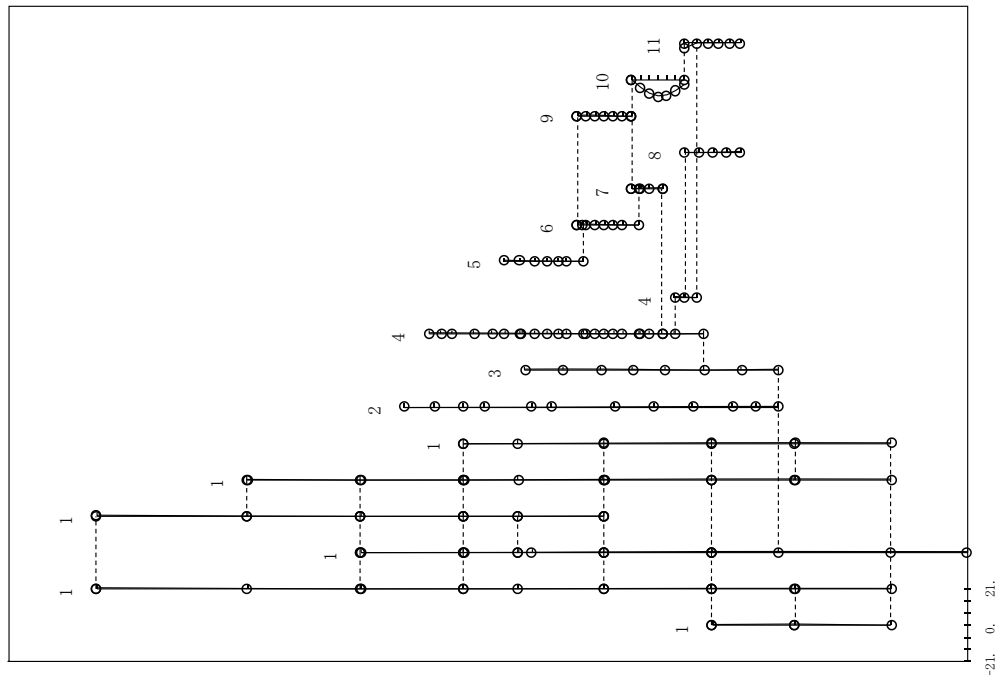


図 2.2.2-13 (34/40) 刺激関数 (第 7 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル



プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.058 刺激係数 ; 2.152

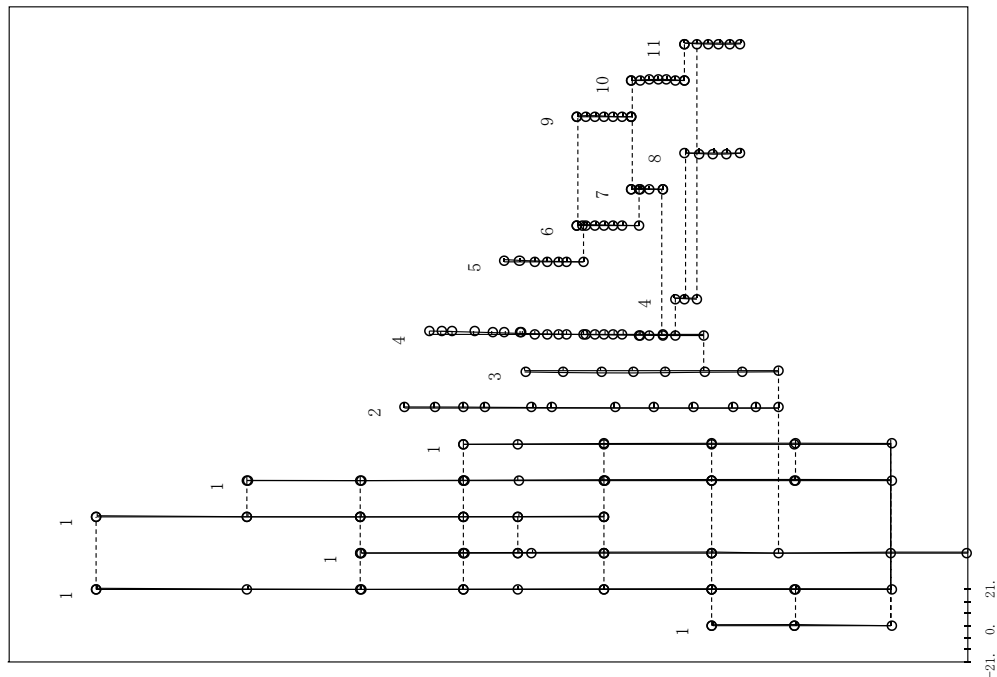


図 2.2.2-13 (35/40) 刺激関数 (第 8 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドバイ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴
  - 6 炉心シュラウド中間胴
  - 7 炉心シュラウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.057 刺激係数 ; 2.023

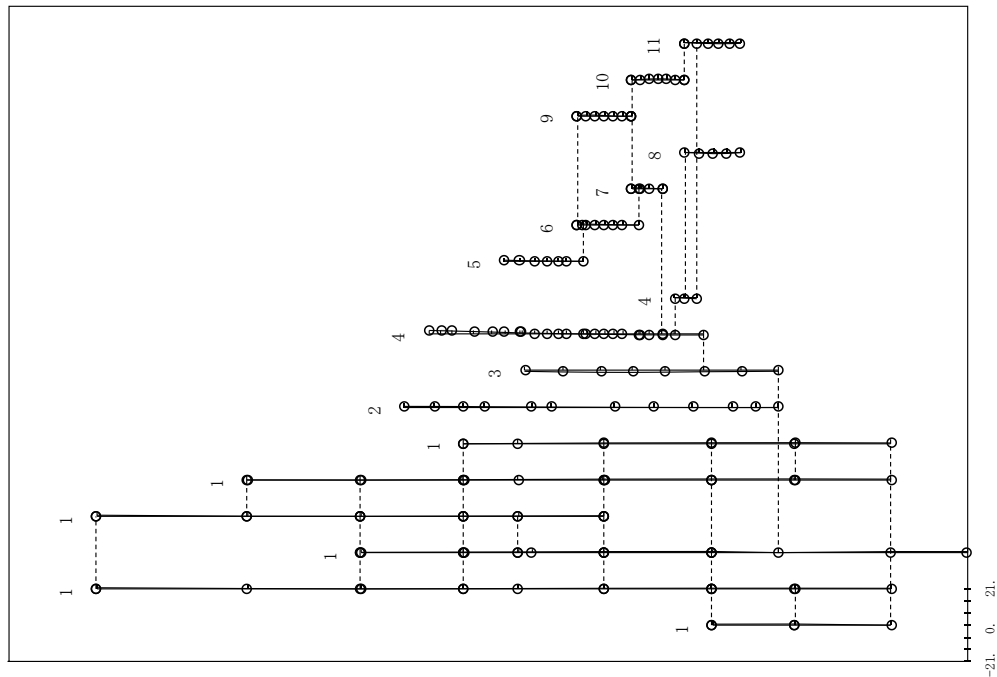


図 2.2.2-13 (36/40) 刺激関数 (第 8 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.051 刺激係数 ; 0.130

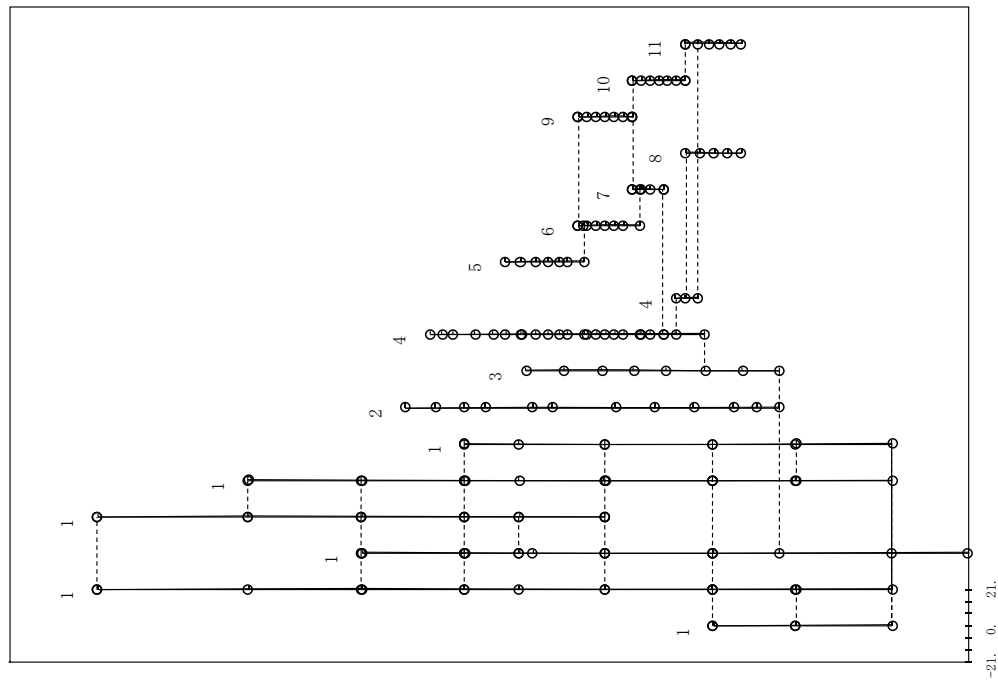


図 2.2.2-13 (37/40) 刺激関数 (第9次モード, EW方向)

: 影響検討モデル3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建屋
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮断壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.051 刺激係数 ; 0.131

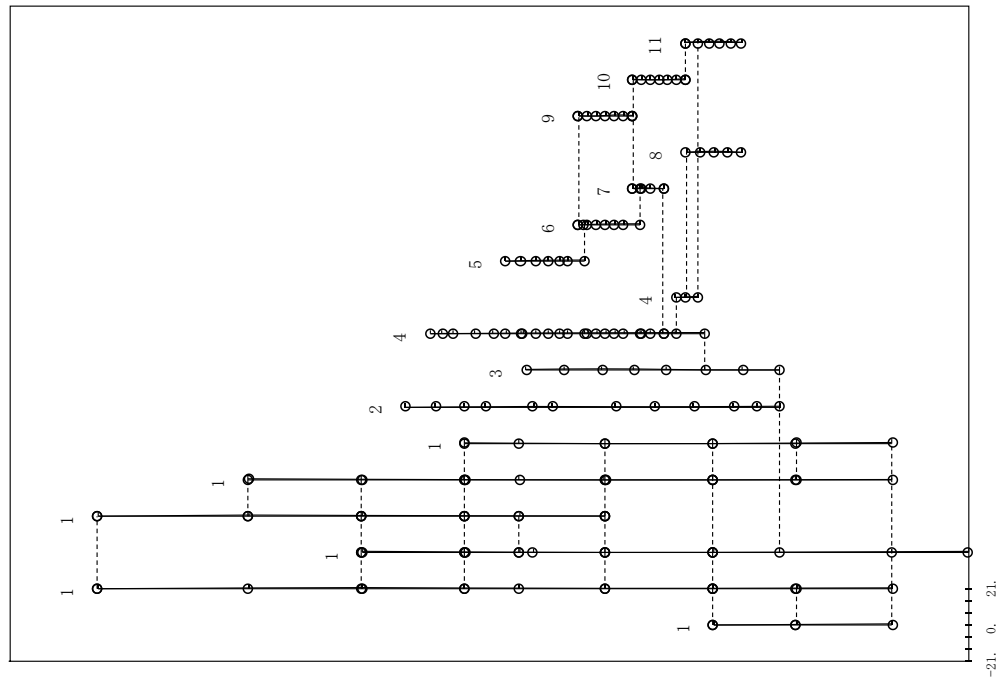


図 2.2.2-13 (38/40) 刺激関数 (第9次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; -0.241

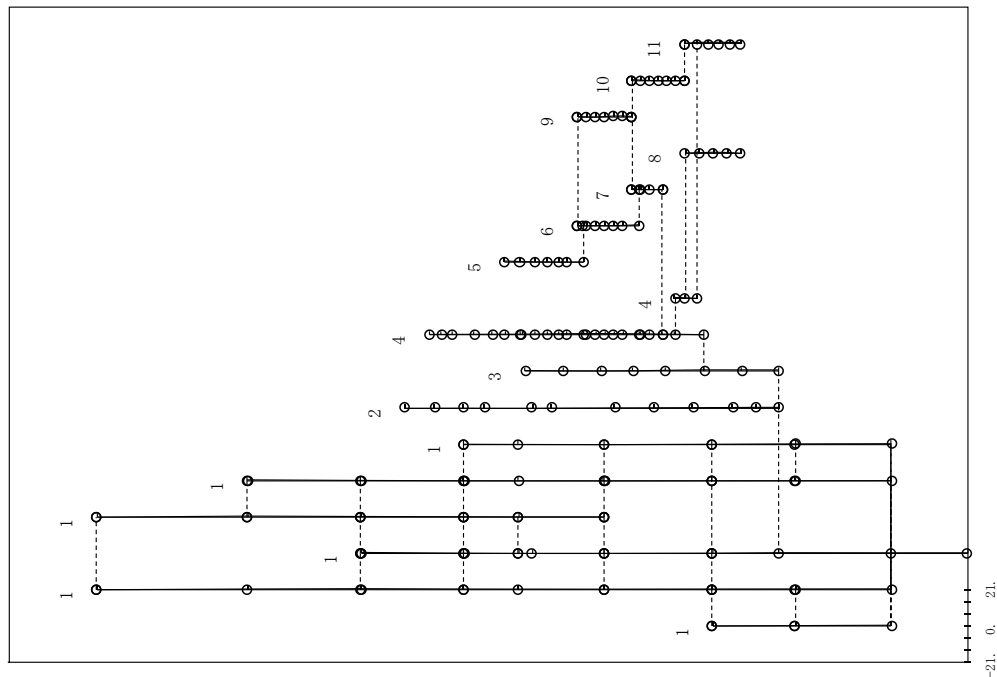


図 2.2.2-13 (39/40) 刺激関数 (第 10 次モード, EW方向)

: 影響検討モデル 3

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
  - 2 原子炉格納容器
  - 3 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
  - 4 原子炉圧力容器
  - 5 気水分離器、スタンドパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部胴
  - 6 炉心シュワウド中間胴
  - 7 炉心シュワウド下部胴
  - 8 制御棒駆動機構ハウジング(外側)
  - 9 燃料集合体
  - 10 制御棒案内管
  - 11 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 固有周期 (s) ; 0.050 刺激係数 ; -0.127

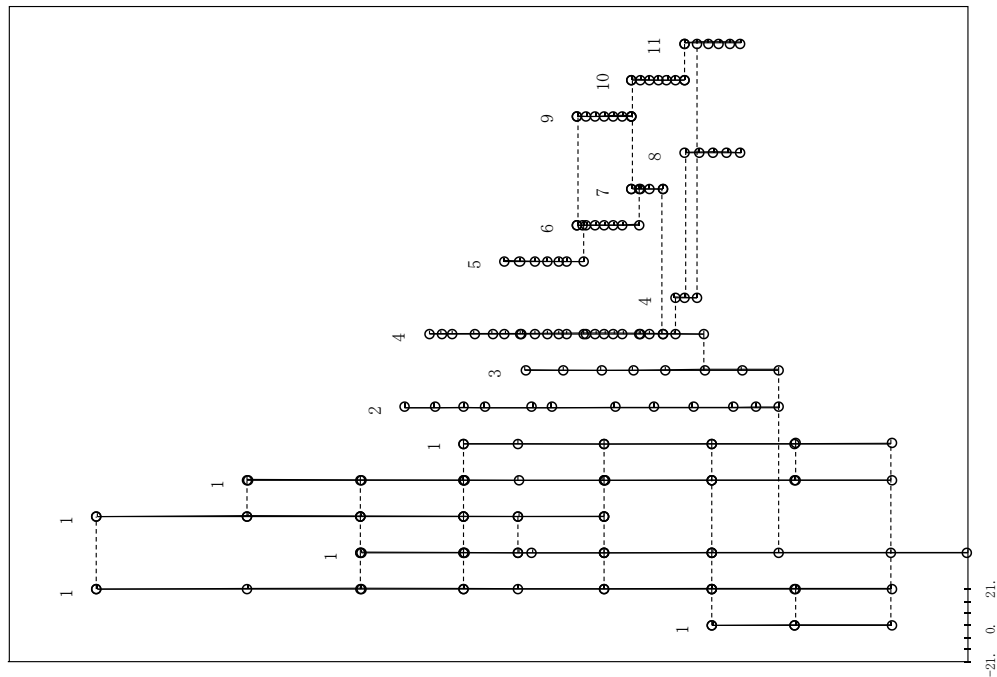


図 2.2.2-13 (40/40) 刺激関数 (第 10 次モード, EW方向)

: 今回工認モデル

表 2.2.2-15 主要設備の地震応答解析結果 (比較ケース C, NS 方向, 基準地震動 S<sub>s</sub>-D)

主要設備・部位	荷重	①影響検討 モデル 3	②今回工認 モデル	比率 (①/②)
炉心シュラウド 下部胴下端	せん断力 (kN)	5780	5780	1.00
	モーメント (kN・m)	33700	33700	1.00
R P V 支持 スカート基部	せん断力 (kN)	11600	11500	1.01
	モーメント (kN・m)	114000	112000	1.02
P C V 基部	せん断力 (kN)	23200	23200	1.00
	モーメント (kN・m)	426000	426000	1.00
ガンマ線 遮蔽壁基部	せん断力 (kN)	17900	18400	0.97
	モーメント (kN・m)	132000	134000	0.99
R P V ペDESTAL 基部	せん断力 (kN)	38700	38600	1.00
	モーメント (kN・m)	433000	435000	1.00
R P V スタビライザ	反力 (kN)	10700	10800	0.99
P C V スタビライザ	反力 (kN)	17900	18100	0.99
シヤラグ	反力 (kN)	28000	28400	0.99
燃料集合体	変位 (mm)	22.7	22.6	1.00

応答値は有効数字 4 桁目を四捨五入

表 2.2.2-16 主要設備の地震応答解析結果 (比較ケース C, E W方向, 基準地震動 S s - D)

主要設備・部位	荷重	①影響検討 モデル 3	②今回工認 モデル	比率 (①/②)
炉心シュラウド 下部胴下端	せん断力 (kN)	5680	5700	1.00
	モーメント (kN・m)	30300	30400	1.00
R P V 支持 スカート基部	せん断力 (kN)	11000	11100	0.99
	モーメント (kN・m)	102000	102000	1.00
P C V 基部	せん断力 (kN)	24900	24900	1.00
	モーメント (kN・m)	428000	428000	1.00
ガンマ線 遮蔽壁基部	せん断力 (kN)	18900	19000	0.99
	モーメント (kN・m)	131000	133000	0.98
R P V ペDESTAL基部	せん断力 (kN)	36400	37100	0.98
	モーメント (kN・m)	435000	439000	0.99
R P V スタビライザ	反力 (kN)	10700	10900	0.98
P C V スタビライザ	反力 (kN)	17500	18100	0.97
シヤラグ	反力 (kN)	24800	25300	0.98
燃料集合体	変位 (mm)	26.9	26.9	1.00

応答値は有効数字 4 桁目を四捨五入

### 3. 鉛直方向地震応答解析モデル

本章では、鉛直方向地震応答解析モデルに関して、今回工認での設定内容について説明する。

#### 3.1 鉛直方向地震応答解析モデルの扱い

既工認においては、動的地震動を水平方向に対してのみ考慮していたことに対して、今回工認では、鉛直方向の動的地震動が導入されたことから、鉛直方向応答を適切に評価する観点で、水平方向地震応答解析モデルとは別に鉛直方向地震応答解析モデル（図 3.1-1 参照）を追加する。鉛直方向地震応答解析モデルについては、鉛直方向の各応力評価点における軸力を算定するため、水平方向の P C V - R P V - R i n モデルをベースに新たに作成した梁質点系モデルを適用する。



### 3.2 鉛直方向地震応答解析モデルの設定

新たに作成する鉛直方向地震応答解析モデルは、水平方向地震応答解析モデルとの整合を図ることを基本とし、上下方向の自由度のみを有する集中質量質点と軸圧縮引張りばねで構成される。ここで、水平方向地震応答解析モデルではばねとして考慮している設備は、表 3.2-1 に示す理由により鉛直方向の振動特性には影響を与えないことから、鉛直方向地震応答解析モデルではばねとしてモデル化しない。なお、燃料集合体は、下部を燃料支持金具に、上部を上部格子板に支持され、鉛直方向には拘束されていない。今回工認における設計用地震力は、VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」に示すとおり、鉛直方向最大応答震度が 1G を超えており燃料集合体の浮上りが生じる可能性がある。燃料集合体の浮上り評価では補足-027-10-11「制御棒の挿入性評価について」に記載のとおり、水平及び鉛直方向加速度による浮上り量は小さく、浮上りによる燃料支持金具からの離脱の影響がないことから、鉛直方向加速度が制御棒挿入評価に影響を与えないことを確認している。



表 3.2-1 鉛直方向地震応答解析モデルではばねとしてモデル化しない設備

記号	名称	ばねとしてモデル化しない理由
K <sub>1</sub>	ウェルシールベローズ	鉛直方向地震応答解析モデルにてモデル化しているその他構造物の剛性に対して無視できる程度に小さい値であるため、モデル化しない。
K <sub>2</sub>	シヤラグ	鉛直方向荷重を受け持たない構造であるため、モデル化しない。
K <sub>3</sub>	燃料交換ベローズ	鉛直方向地震応答解析モデルにてモデル化しているその他構造物の剛性に対して無視できる程度に小さい値であるため、モデル化しない。
K <sub>4</sub>	原子炉格納容器スタビライザ	鉛直方向荷重を受け持たない構造であるため、モデル化しない。
K <sub>5</sub>	原子炉圧力容器スタビライザ	鉛直方向荷重を受け持たない構造であるため、モデル化しない。
K <sub>6</sub>	制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム	鉛直方向荷重を受け持たない構造であるため、モデル化しない。
K <sub>7</sub>	制御棒駆動機構ハウジング ラテラルレストレント	鉛直方向荷重を受け持たない構造であるため、モデル化しない。
K <sub>8</sub>	シュラウドサポート	<p>水平方向地震応答解析モデルでは、水平方向の荷重を受けるシュラウドサポートシリンダ、レグの曲げせん断剛性及びシュラウドサポートプレートの回転慣性を回転ばねとしてモデル化している。</p> <p>鉛直方向ではシュラウドの荷重はシリンダ及びレグを介して部材の軸方向に原子炉圧力容器下鏡に伝達されることから、鉛直方向地震応答解析モデルでは回転ばねではなく、シュラウドサポートレグ及びシリンダを軸圧縮引張りばねとしてモデル化する。</p> <p>なお、シュラウドサポートプレートは鉛直方向の剛性がシリンダ及びレグに比べ低くモデル化していない。</p>

### 3.2.1 質点位置

原子炉格納容器, ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ペダスタルの質点位置と実機構造の関係を図 3.2.1-1 に, 原子炉圧力容器及び炉内構造物系の質点位置と実機構造の関係を図 3.2.1-2 に示す。

凡例	
●	質点
	軸ばね
—	剛部材

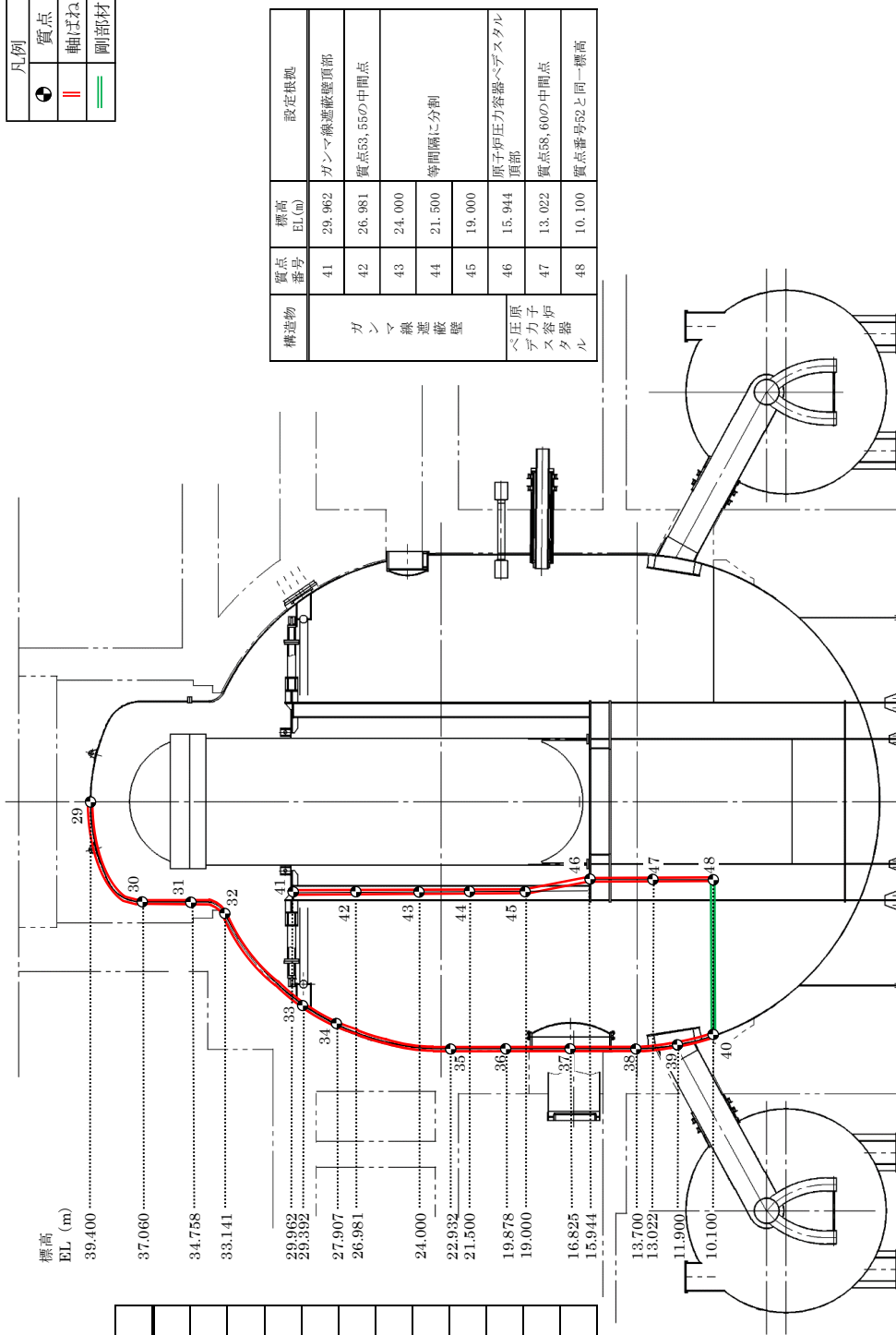


図 3.2.1-1 鉛直方向地震応答解析モデルの質点位置と実機構造の関係  
(原子炉格納容器, ガンマ線遮蔽壁及び原子炉压力容器ペデスタル)

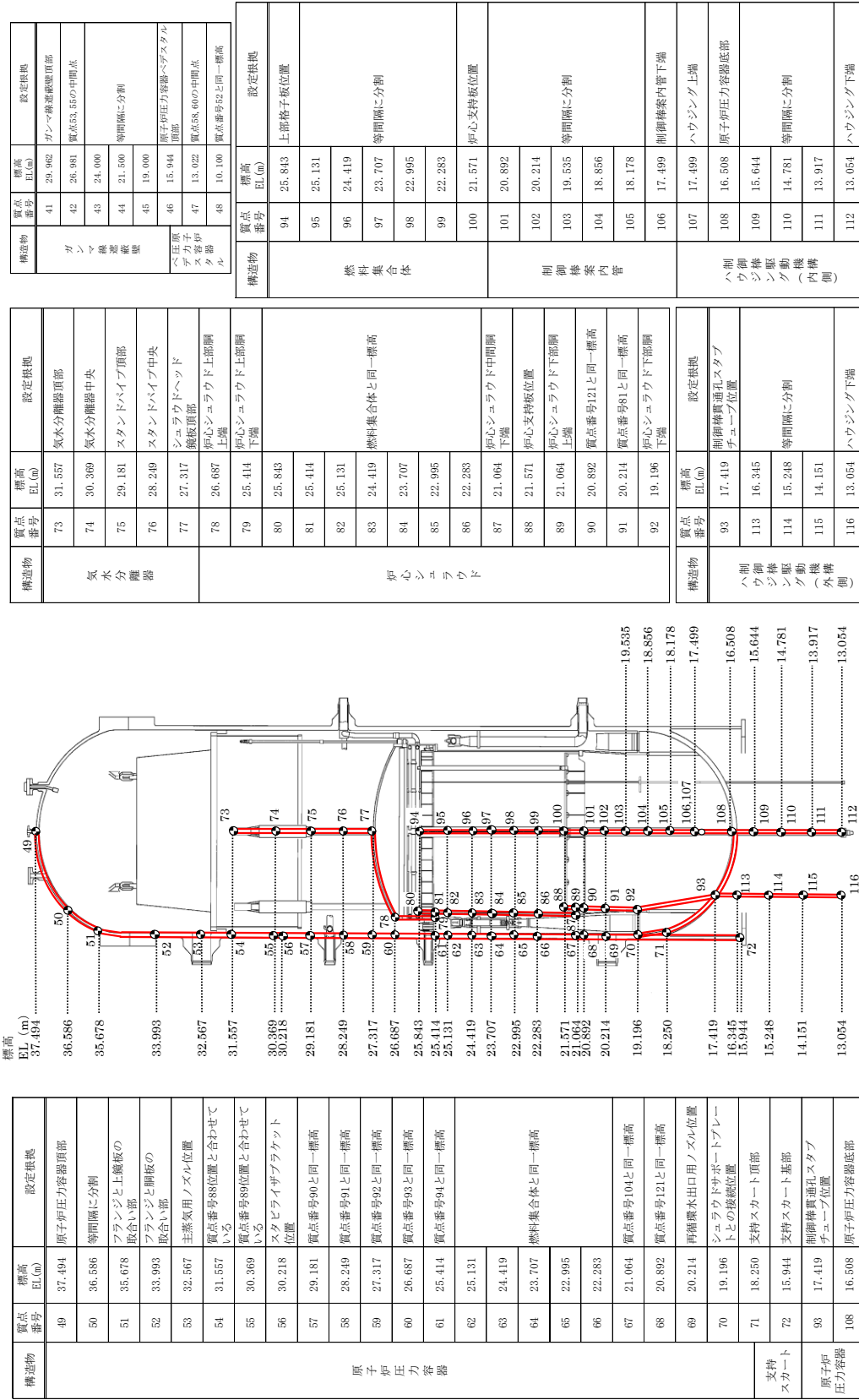


図 3.2.1-2 鉛直方向地震応答解析モデルの質点位置と実機構造の関係 (原子炉圧力容器及び炉内構造物系)





### 3.3 球殻部を考慮したばね定数に関する影響検討

今回工認の鉛直方向地震応答解析モデルにおける原子炉格納容器, 原子炉压力容器下鏡及びシュラウドヘッドについて, 実機は球殻形状であるものの, 3.2項に示す円筒形構造の考え方を準用してばね定数を算定する。そこで, 本項では原子炉格納容器, 原子炉压力容器下鏡及びシュラウドヘッドの球殻部について, 実際の形状を考慮したFEM解析によるばね定数を設定した場合の地震応答を算定し, 設備評価へ及ぼす影響を確認する。

#### 3.3.1 モデル化の方針

地震応答解析モデルの球殻部において, 今回工認モデルのモデル化方針と, 影響検討モデルのモデル化方針を以下に示す。

(1) 今回工認の地震応答解析モデル

今回工認の球殻部のばね定数は, 3.2項に示す円筒形構造の考え方を準用して, 下式によりばね定数を算定している。ばね定数の算定には質点間の中心位置における断面積を用いる。

$$K = \frac{AE}{L}$$

(2) FEM解析によるばね定数算定

影響検討用の地震応答解析モデルとして, 実機を模擬したFEMモデルにより球殻部のばね定数を算定する。ばね定数の算定対象は, 原子炉格納容器, シュラウドヘッド及び原子炉压力容器下鏡とする。FEMモデルを用いた球殻部のばね定数算定方法を図 3.3.1-1 に示す。

a. 計算方法

計算機コード「MSC NASTRAN」により, 部材ごとの形状, 材料物性値等を設定した3次元シェルモデルで解析する。

b. 計算条件

(a) 解析モデル

3次元シェルモデルの概要を表 3.3.1-1 に示す。表 3.3.1-1 において, 3次元シェルモデルに対応する大型機器連成解析モデルの範囲をあわせて示す。また, 解析モデルの諸元を表 3.3.1-2 に示す。解析モデルの質量は, 各要素に密度を与えることで設定する。

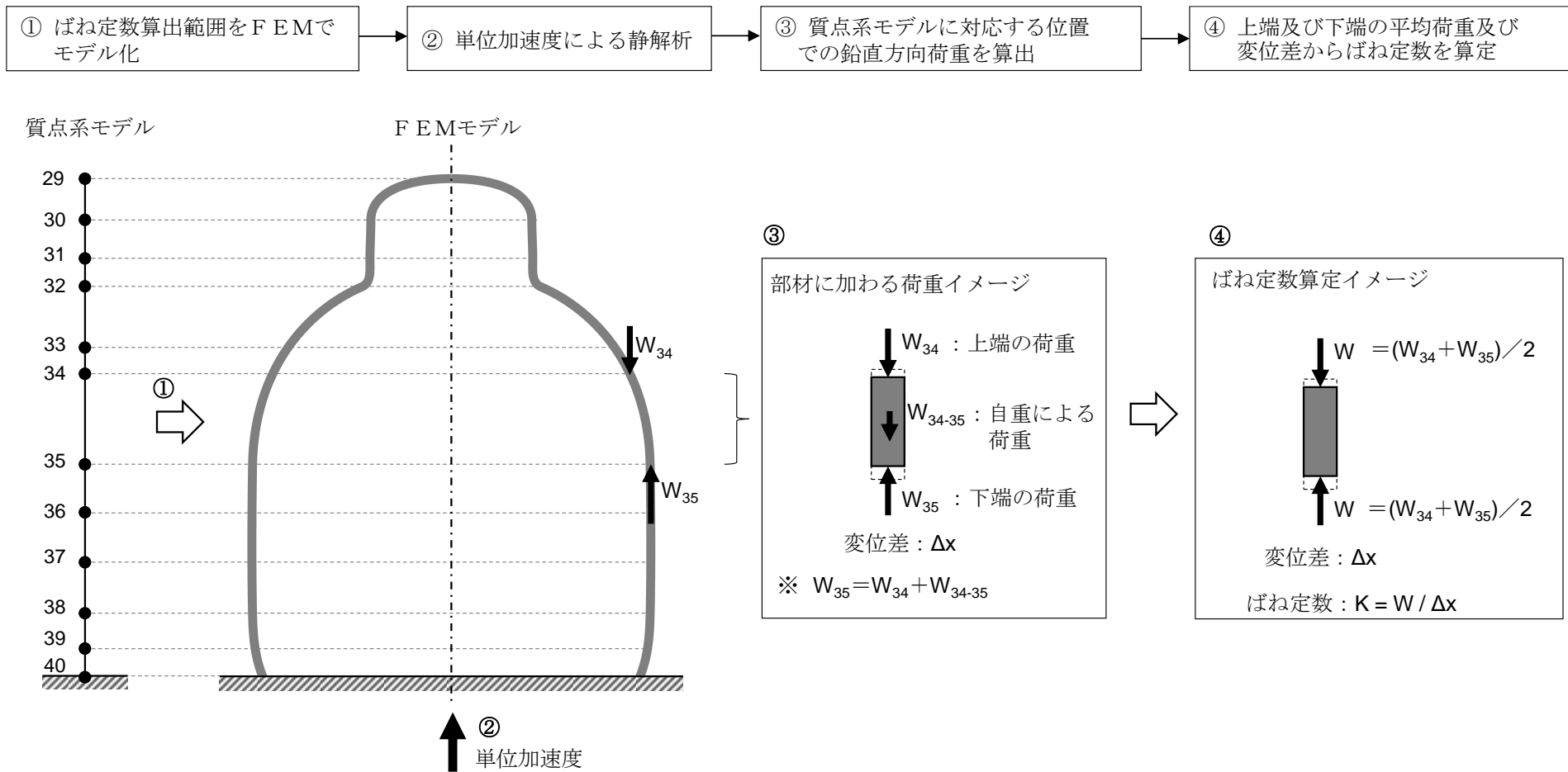


図 3.3.1-1 FEMモデルを用いた球殻部のばね定数算定方法



表 3.3.1-1 3次元シェルモデルの概要 (1/2)

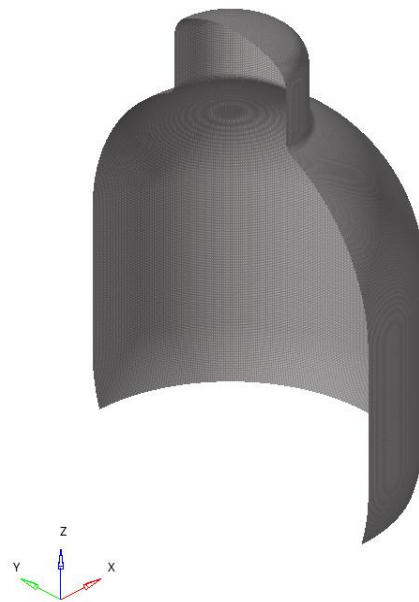
3次元シェルモデル

3次元シェルモデルに対応する大型機器連成解析モデルの範囲

158



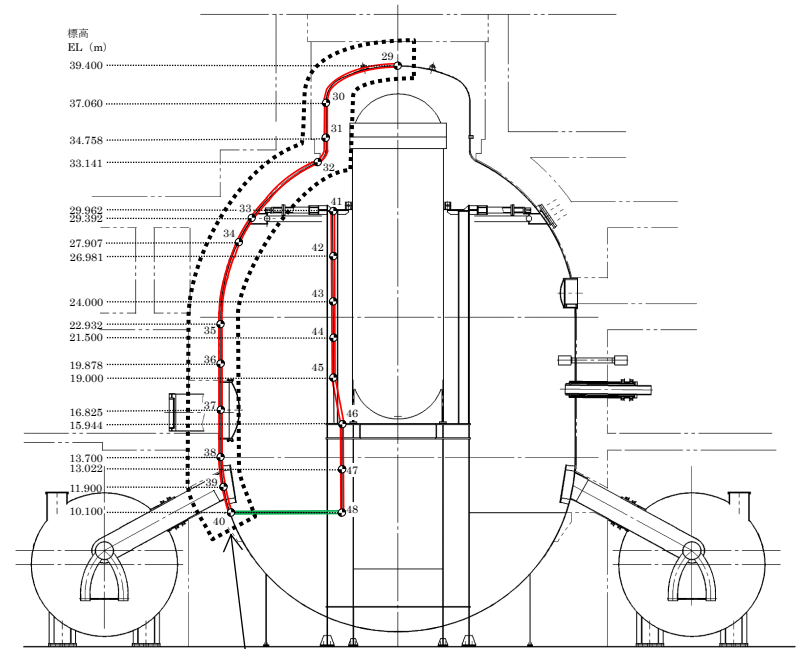
全体図



断面図

原子炉格納容器

凡例	
	質点
	はり
	ばね
	剛部材



3次元シェルモデルのモデル化範囲  
(原子炉格納容器)

表 3.3.1-1 3次元シェルモデルの概要 (2/2)

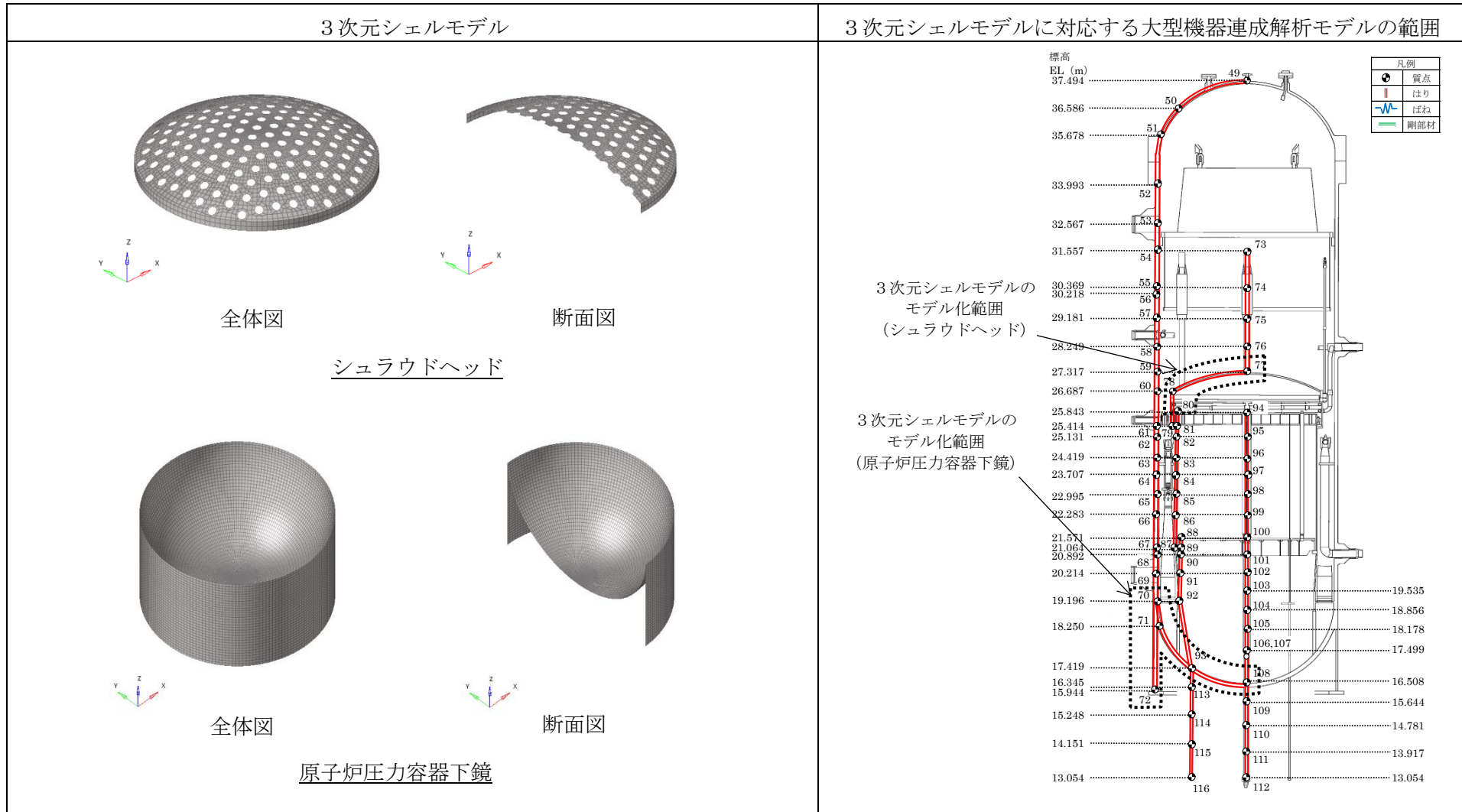


表 3.3.1-2 解析モデル諸元

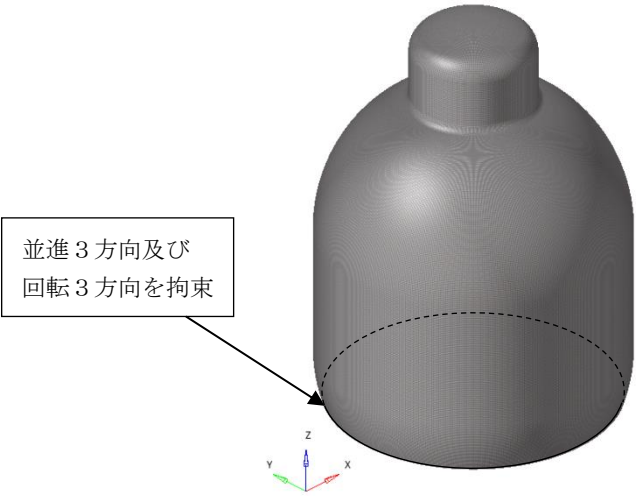
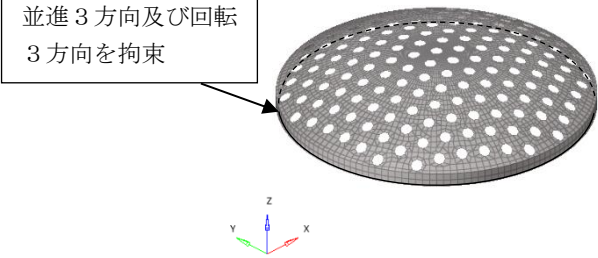
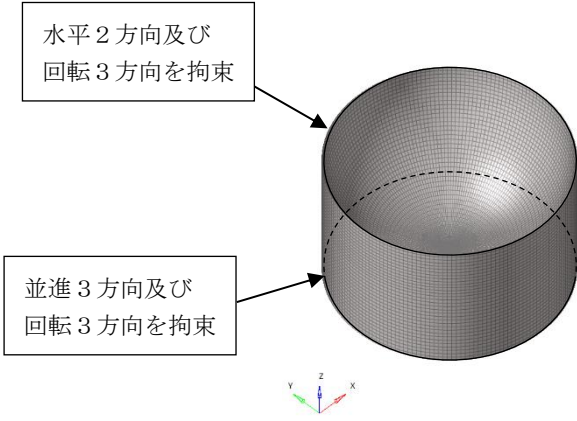
構造物名	質点番号*	要素数	節点数	厚さ (mm)	材料物性値		
					材質	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比 (-)
原子炉格納容器	29~30						
	(30~30)						
	(31~32)						
	32~33						
	33~34						
	34~35						
	(35~38)						
	38~39						
39~40							
シュラウドヘッド	77~78						
	- (フランジ)						
原子炉圧力容器 下鏡	71~93						
	93~108						
	- (スカート)						

注記\*：大型機器連成解析モデルにおいて対応する位置の質点番号を示す。()で示す範囲については、球殻部以外の部位であり、ばね定数算出対象外とする。

(b) 境界条件

解析モデルの境界条件を表 3.3.1-3 に示す。原子炉格納容器及びシュラウドヘッドについては、解析モデル下端を固定条件（並進3方向及び回転3方向を拘束）とする。原子炉压力容器下鏡については、解析モデル上端の断面形状を保持する拘束条件（水平2方向及び回転3方向を拘束）とし、解析モデル下端を固定条件（並進3方向及び回転3方向を拘束）とする。

表 3.3.1-3 境界条件

構造物名	境界条件
原子炉格納容器	 <p>並進3方向及び 回転3方向を拘束</p>
シュラウドヘッド	 <p>並進3方向及び回転 3方向を拘束</p>
原子炉压力容器 下鏡	 <p>水平2方向及び 回転3方向を拘束</p> <p>並進3方向及び 回転3方向を拘束</p>

(c) ばね定数の算定

(a)の解析モデルを用いて単位加速度による静的解析を行い、ばね定数算定対象範囲の上端及び下端の鉛直方向変位差及び鉛直方向の平均荷重からばね定数を算定する。

解析結果として得られる変位コンター図を図 3. 3. 1-2 に示す。また、解析結果から得られるばね定数を表 3. 3. 1-4 に示す。

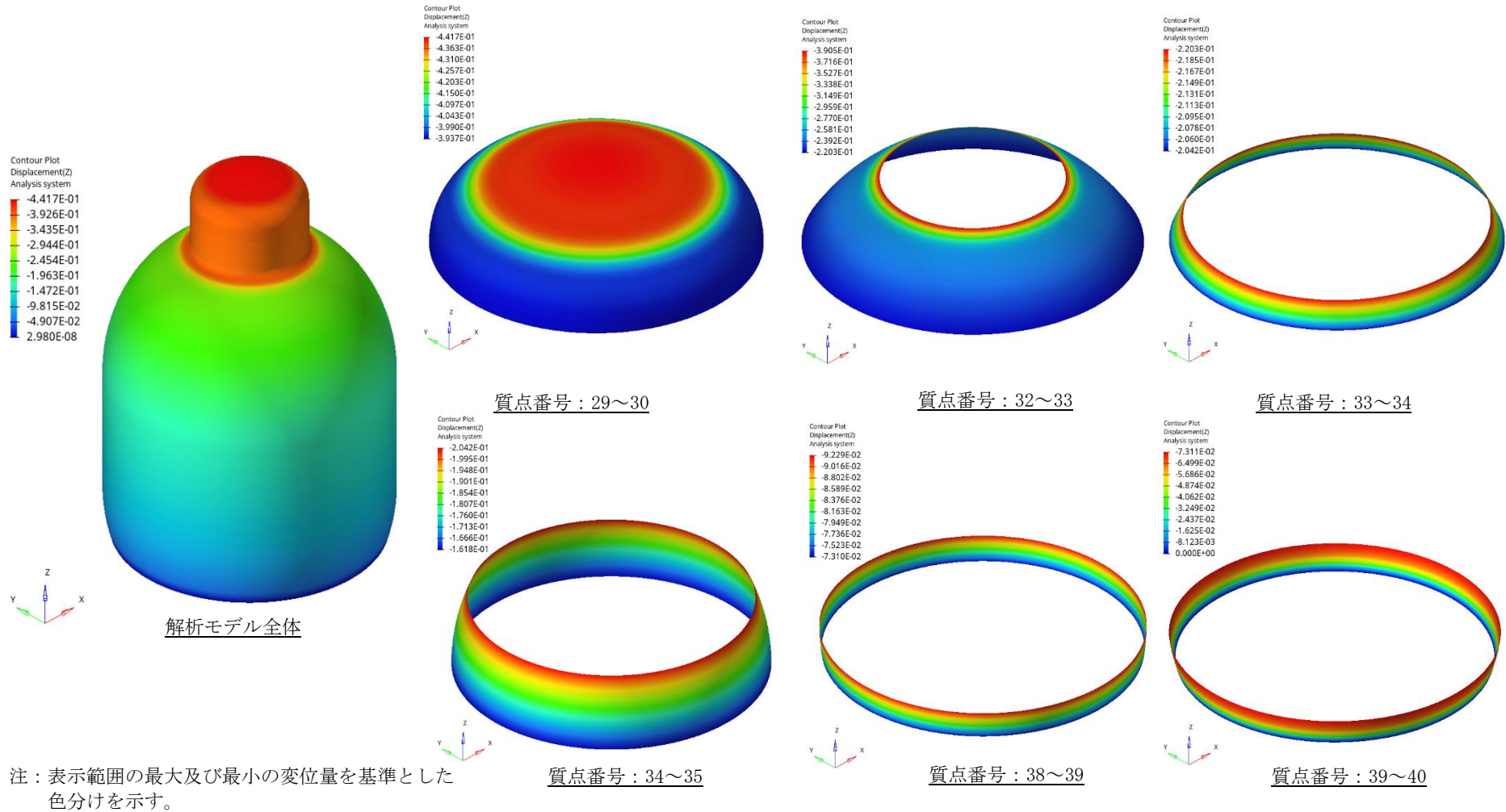
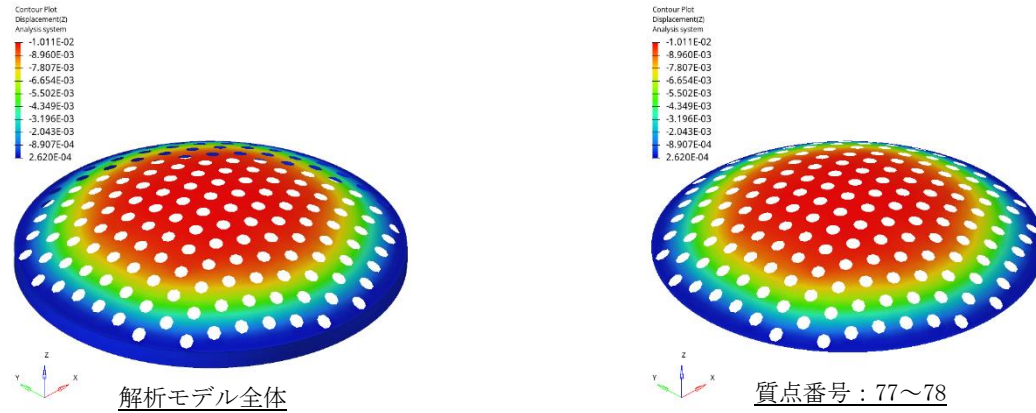
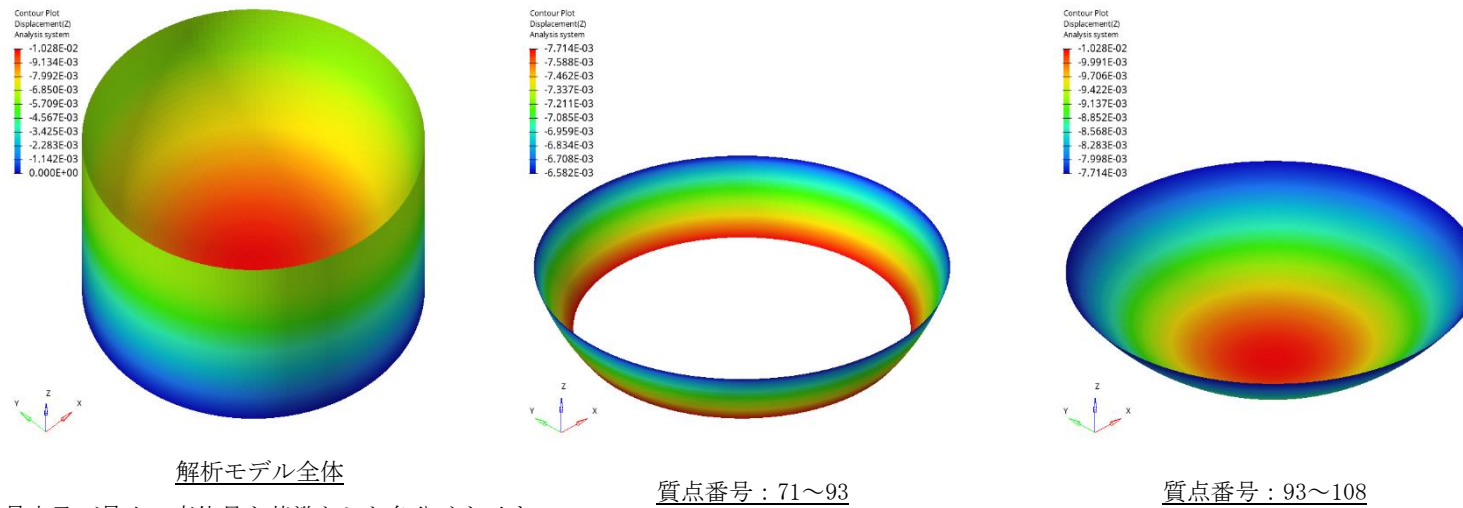


図 3.3.1-2(1) 変位コンター図 (原子炉格納容器)



注：表示範囲の最大及び最小の変位量を基準とした色分けを示す。

図 3. 3. 1-2(2) 変位コンター図 (シュラウドヘッド)



注：表示範囲の最大及び最小の変位量を基準とした色分けを示す。

図 3. 3. 1-2(3) 変位コンター図 (原子炉压力容器下部鏡板)

表 3.3.1-4 ばね定数算出結果

構造物名	質点番号	解析結果		ばね定数 (kN/m)
		上下節点 鉛直方向 平均荷重 (kN)	上下節点 鉛直方向 変位差 (m)	
原子炉格納容器	29～30			
	32～33			
	33～34			
	34～35			
	38～39			
	39～40			
シュラウドヘッド	77～78			
原子炉圧力容器 下鏡	71～93			
	93～108			



### 3.3.2 ばね定数及び固有値解析結果の比較

ばね定数の比較を表 3.3.2-1 に示す。FEM解析でばね定数を設定した鉛直方向影響検討モデルにおいて、ばね定数が低下する傾向となっている。特に、原子炉格納容器の質点番号 29-30 間及び 32-33 間、シュラウドヘッド、原子炉圧力容器下鏡の質点番号 93-108 間において、ばね定数がより大きく低下する傾向となっている。なお、鉛直方向影響検討モデルの円筒部においては、今回工認モデルと同一のばね定数を用いている。

原子炉格納容器、原子炉圧力容器及び炉心シュラウドの振動が卓越する振動モードの固有周期を表 3.3.2-2～表 3.3.2-4 に、その振動モード図を図 3.3.2-1～図 3.3.2-6 に示す。これらより、ばね定数の設定方法の違いによる固有周期の差異は、原子炉格納容器で 0.017 秒、原子炉圧力容器は変動無し、炉心シュラウドでは 0.011 秒となっている。

表 3.3.2-1 今回工認モデルと鉛直方向影響検討モデルのばね定数

構造物名	質点番号		構造	①今回工認モデル	②鉛直方向影響検討モデル	ばね定数の比率 ②/①
				ばね定数 (kN/m)	ばね定数 (kN/m)	
原子炉格納容器	29	30	球殻部			0.04
	30	31	円筒部			1.00
	31	32				1.00
	32	33	球殻部			0.06
	33	34				0.32
	34	35				0.56
	35	36	円筒部			1.00
	36	37				1.00
	37	38				1.00
	38	39	球殻部			0.91
	39	40				0.26
シュラウドヘッド	77	78	球殻部			0.01
原子炉圧力容器下鏡	71	93	球殻部			0.41
	93	108	球殻部			0.07

表 3.3.2-2 今回工認モデルと鉛直方向影響検討モデルでの原子炉格納容器の  
固有値解析結果

①今回工認モデル		②鉛直方向影響検討モデル	
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)
12	0.032	7	0.049

表 3.3.2-3 今回工認モデルと鉛直方向影響検討モデルでの原子炉圧力容器の  
固有値解析結果

①今回工認モデル		②鉛直方向影響検討モデル	
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)
14	0.028	15	0.028

表 3.3.2-4 今回工認モデルと鉛直方向影響検討モデルでの炉心シュラウドの  
固有値解析結果

①今回工認モデル		②鉛直方向影響検討モデル	
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)
18	0.020	13	0.031

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 蒸気トラス
- 3 原子炉格納容器
- 4 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器へデスタル
- 5 原子炉圧力容器
- 6 気水分離器、スタントパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部調
- 7 炉心シュワウド中間調
- 8 炉心シュワウド下部調
- 9 燃料集合体及び制御棒案内管
- 10 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(外側)

固有周期 (s) ; 0.032 刺激係数 ; 0.031

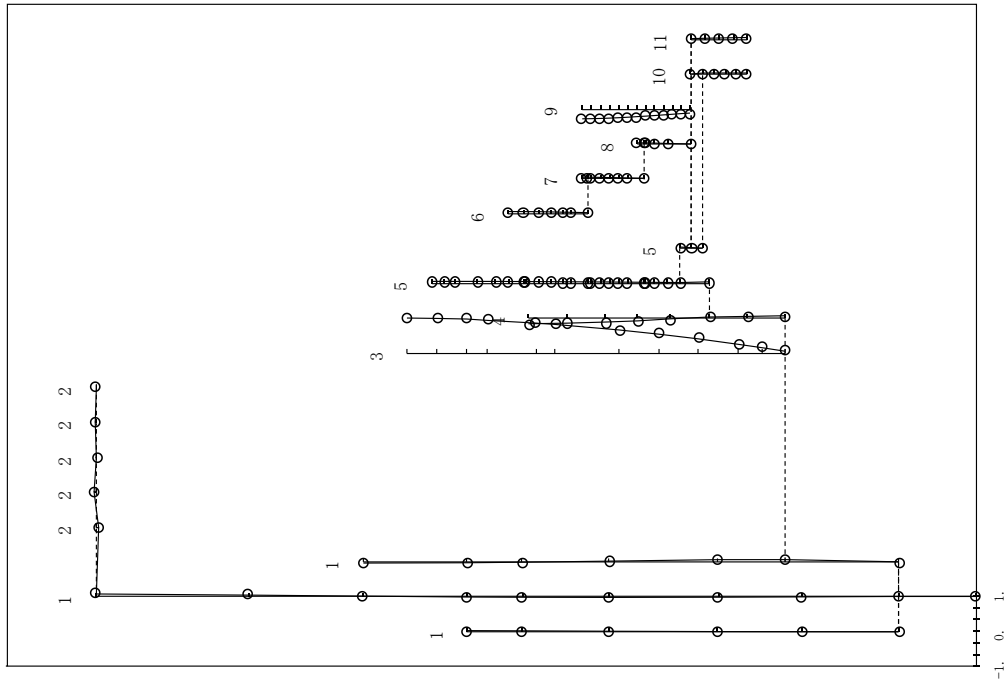


図 3.3.2-1 振動モード図 (第12次モード, 鉛直方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 蒸気トラス
- 3 原子炉格納容器
- 4 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器へデスタル
- 5 原子炉圧力容器
- 6 気水分離器、スタントパイプ、シュワウドヘッド及び炉心シュワウド上部調
- 7 炉心シュワウド中間調
- 8 炉心シュワウド下部調
- 9 燃料集合体及び制御棒案内管
- 10 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(外側)

固有周期 (s) ; 0.049 刺激係数 ; -3.234

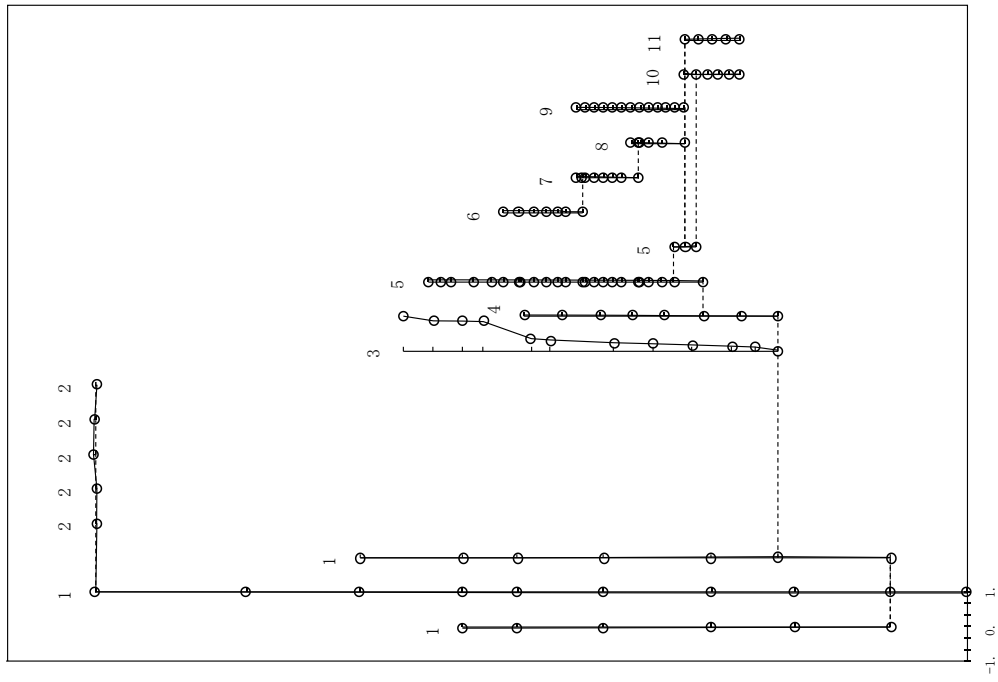


図 3.3.2-2 振動モード図 (第7次モード, 鉛直方向)

: 鉛直方向影響検討モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 蒸機トラス
- 3 原子炉格納容器
- 4 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベアスタル
- 5 原子炉圧力容器
- 6 気水分離器、スタンドバイ、シュワウトヘッド及び炉心シュワウト上部脚
- 7 炉心シュワウト中間脚
- 8 炉心シュワウト下部脚
- 9 燃料集合体及び制御棒案内管
- 10 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(外側)

固有周期 (s) ; 0.028 刺激係数 ; -0.424

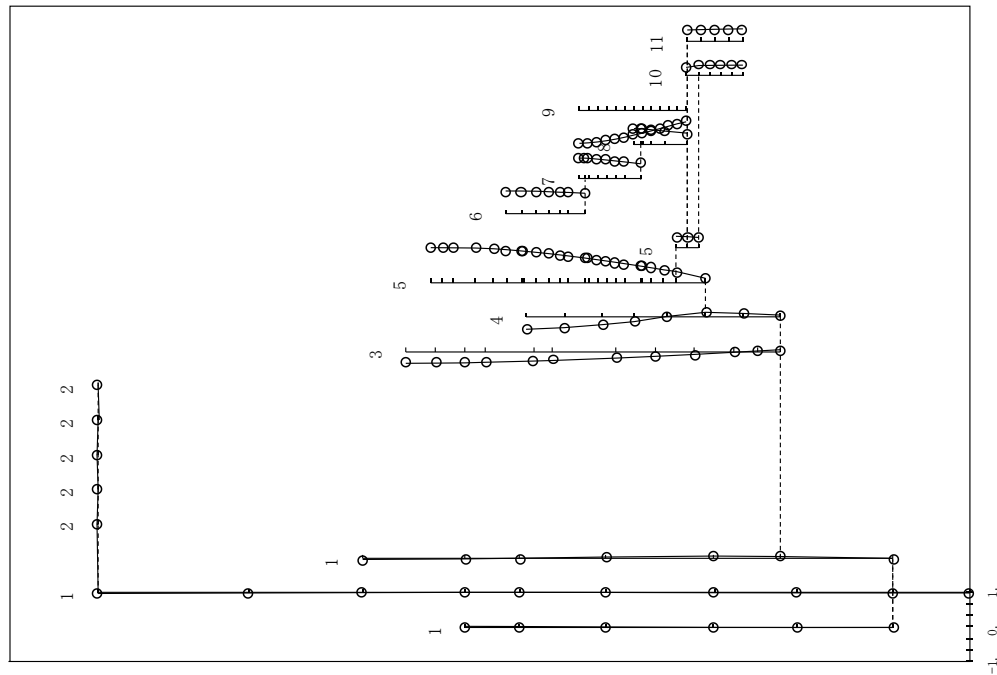


図 3.3.2-3 振動モード図 (第 14 次モード, 鉛直方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 蒸機トラス
- 3 原子炉格納容器
- 4 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベアスタル
- 5 原子炉圧力容器
- 6 気水分離器、スタンドバイ、シュワウトヘッド及び炉心シュワウト上部脚
- 7 炉心シュワウト中間脚
- 8 炉心シュワウト下部脚
- 9 燃料集合体及び制御棒案内管
- 10 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(外側)

固有周期 (s) ; 0.028 刺激係数 ; 1.193

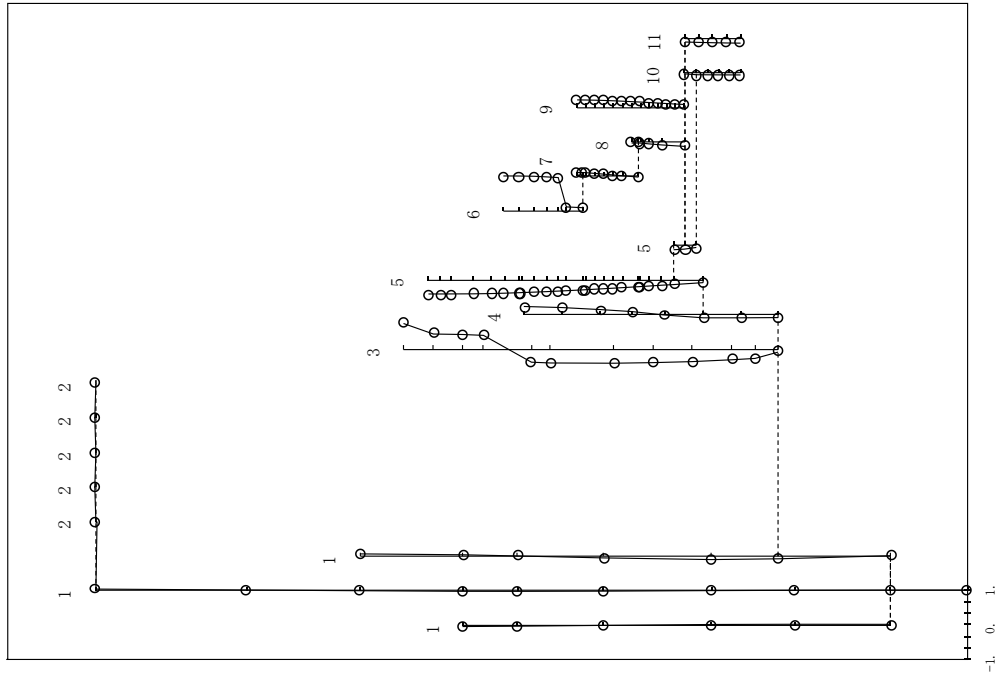


図 3.3.2-4 振動モード図 (第 15 次モード, 鉛直方向)

: 鉛直方向影響検討モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 屋根トラス
- 3 原子炉格納容器
- 4 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
- 5 原子炉圧力容器
- 6 気水分離器、スタンバイ、シュウワウドヘッド及び炉心シュウワウド上部開
- 7 炉心シュウワウド中間開
- 8 炉心シュウワウド下部開
- 9 燃料集合体及び制御棒案内管
- 10 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(外側)

固有周期 (s) ; 0.020 刺激係数 ; -0.484

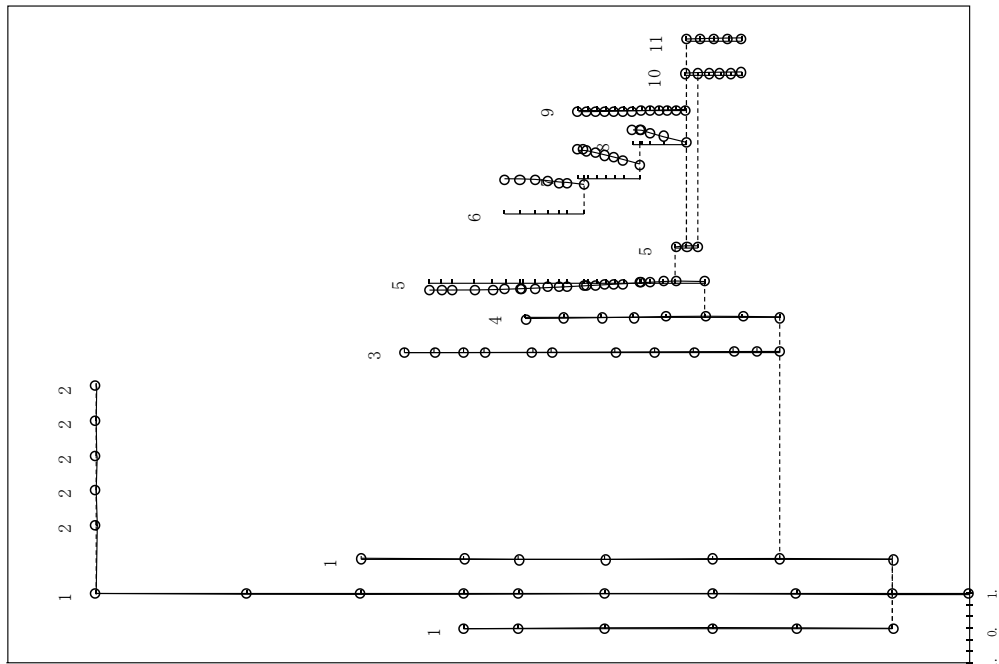


図 3.3.2-5 振動モード図 (第18次モード, 鉛直方向)

: 今回工認モデル

プラント名：島根原子力発電所第2号機

- 1 原子炉建物
- 2 屋根トラス
- 3 原子炉格納容器
- 4 ガンマ線遮蔽壁及び原子炉圧力容器ベデスタル
- 5 原子炉圧力容器
- 6 気水分離器、スタンバイ、シュウワウドヘッド及び炉心シュウワウド上部開
- 7 炉心シュウワウド中間開
- 8 炉心シュウワウド下部開
- 9 燃料集合体及び制御棒案内管
- 10 制御棒駆動機構ハウジング(内側)
- 11 制御棒駆動機構ハウジング(外側)

固有周期 (s) ; 0.031 刺激係数 ; 1.470

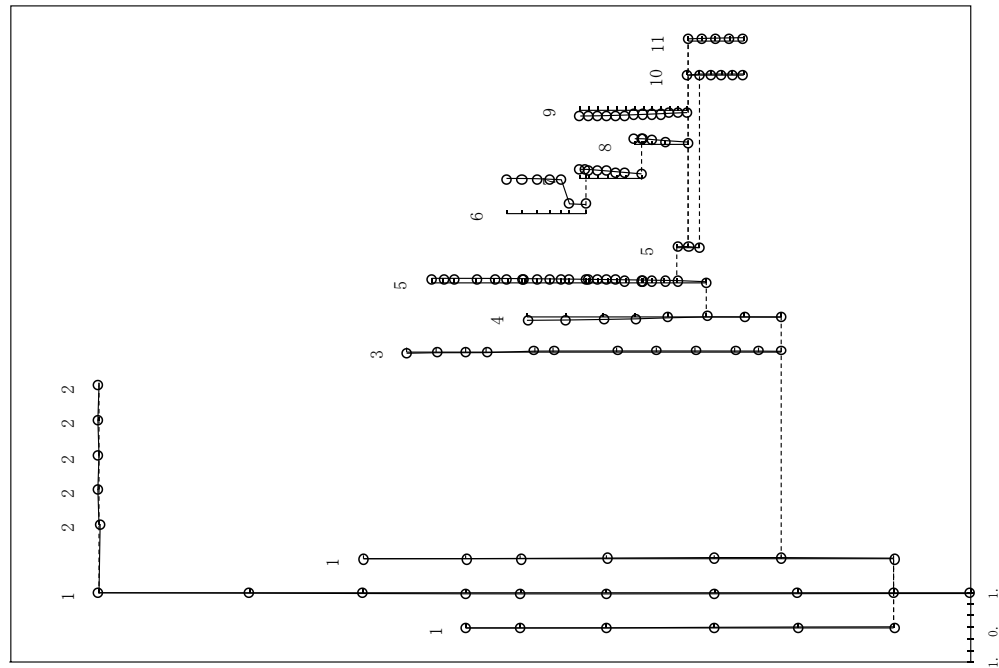


図 3.3.2-6 振動モード図 (第13次モード, 鉛直方向)

: 鉛直方向影響検討モデル

### 3.3.3 地震応答解析結果の比較

今回工認モデルと鉛直方向影響検討モデルに対して、設備評価に支配的な基準地震動  $S_s - D$  を入力波とする地震応答解析を実施した。今回工認モデルの応答と比較するため、加速度の応答分布の比較図を図 3.3.3-1～図 3.3.3-4 に、軸力の応答分布の比較図を図 3.3.3-5～図 3.3.3-8 に、床応答スペクトルの比較図（減衰定数 2.0%（質点番号 31 のみ 2.5% も記載））を図 3.3.3-9～図 3.3.3-28 に示す。

原子炉格納容器では、図 3.3.3-1 及び図 3.3.3-5 のとおり、全体的に鉛直方向影響検討モデルでより大きな加速度及び軸力が得られており、最上部では約 2.8 倍となった。また、図 3.3.3-9～図 3.3.3-20 のとおり、床応答スペクトルについて、固有周期によっては最大で約 12 倍となった。

原子炉圧力容器では、図 3.3.3-2 及び図 3.3.3-6 のとおり、全体的に鉛直方向影響検討モデルでより小さな加速度及び軸力となっており、最大で約 6% 小さくなった。また、図 3.3.3-21～図 3.3.3-25 のとおり、応答スペクトルの増分は 5% 以下であり、影響は小さい。

原子炉圧力容器下鏡では、図 3.3.3-3 及び図 3.3.3-7 のとおり、加速度及び軸力が鉛直方向影響検討モデルで最大 15% 増加している。また、図 3.3.3-26 のとおり、床応答スペクトルは固有周期によっては最大 30% 程度増加している。

気水分離器、スタンドパイプ、シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴では、図 3.3.3-8 のとおり、軸力が鉛直方向影響検討モデルで最大 20% 程度増加している。一方、図 3.3.3-4 のとおり、加速度は炉心シュラウドのばね定数変更箇所（EL27.317m～EL26.687m）より上部の応答については鉛直方向影響検討モデルが 20% 程度増加しているが、ばね定数変更箇所より下部の応答は最大 20% 程度減少している。これは、表 3.3.2-4 に示すとおり、ばね定数変更により炉心シュラウドの固有周期が変動したことが要因と推察される。この要因を、炉心シュラウドに入力される原子炉圧力容器下鏡の床応答スペクトルから確認する。原子炉圧力容器下鏡の床応答スペクトルから、今回工認モデルと鉛直方向影響検討モデルの炉心シュラウドの固有周期における震度の大小関係を比較する。図 3.3.3-29 に原子炉圧力容器下鏡の 1～50Hz の床応答スペクトルの比較図を示す。今回工認モデルでの炉心シュラウドの固有周期は 0.020s であり、鉛直方向影響検討モデルでの炉心シュラウドの固有周期は 0.031s となっている。各固有周期での震度の大小関係は、今回工認モデルより、鉛直方向影響検討モデルの方が小さくなっていることが確認できる。以上の関係から、加速度は鉛直方向影響検討モデルが減少したと考えられる。

また、図 3.3.3-27 及び図 3.3.3-28 のとおり、上部格子板及び炉心支持板の床応答スペクトルについて、固有周期によっては増加している箇所があるが、増分は 10% 以下であり、影響は小さい。

原子炉格納容器

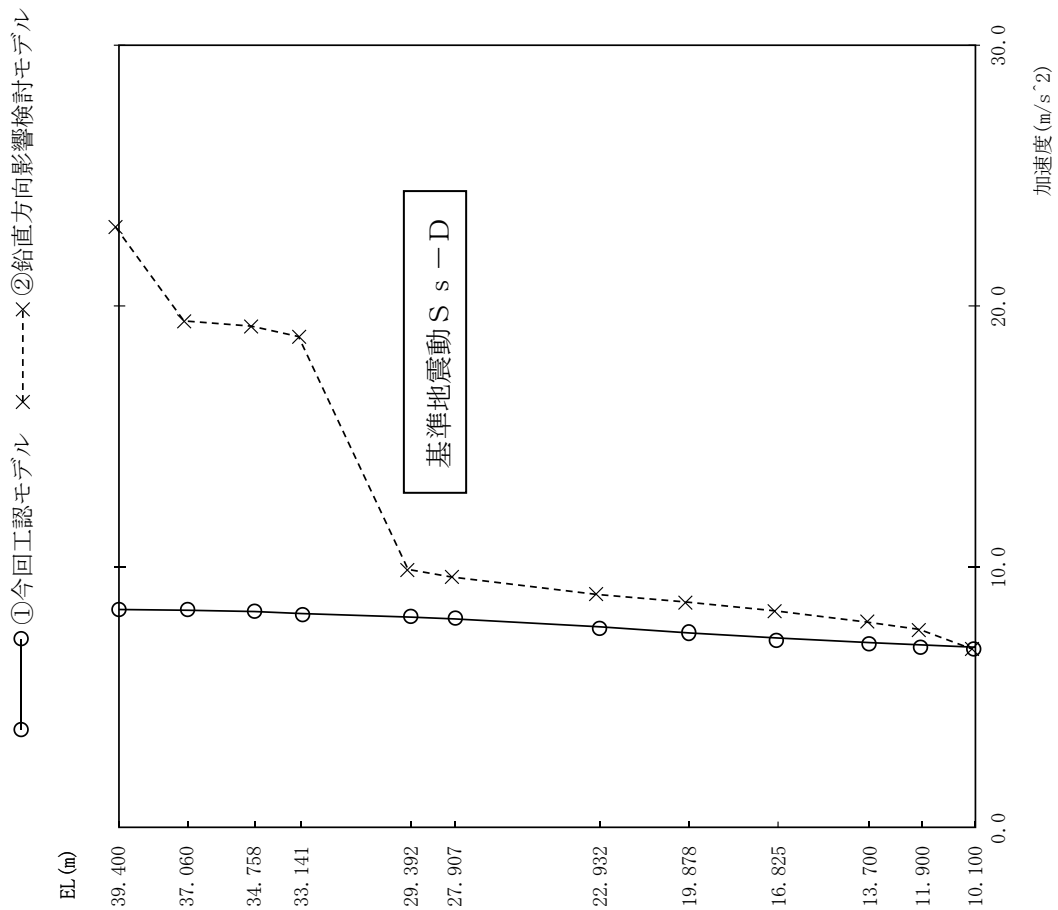


図3.3.3-1 最大応答加速度 (鉛直方向)

①今回工認モデル	②鉛直方向 影響検討モデル	比率 ②/①
8.38	23.0	2.74
8.35	19.4	2.32
8.30	19.2	2.31
8.22	18.8	2.29
8.08	9.87	1.22
8.01	9.58	1.20
7.70	8.91	1.16
7.46	8.62	1.16
7.26	8.28	1.14
7.08	7.85	1.11
6.99	7.57	1.08
6.90	6.82	0.99

注：①及び②の単位：m/s<sup>2</sup>

原子炉圧力容器

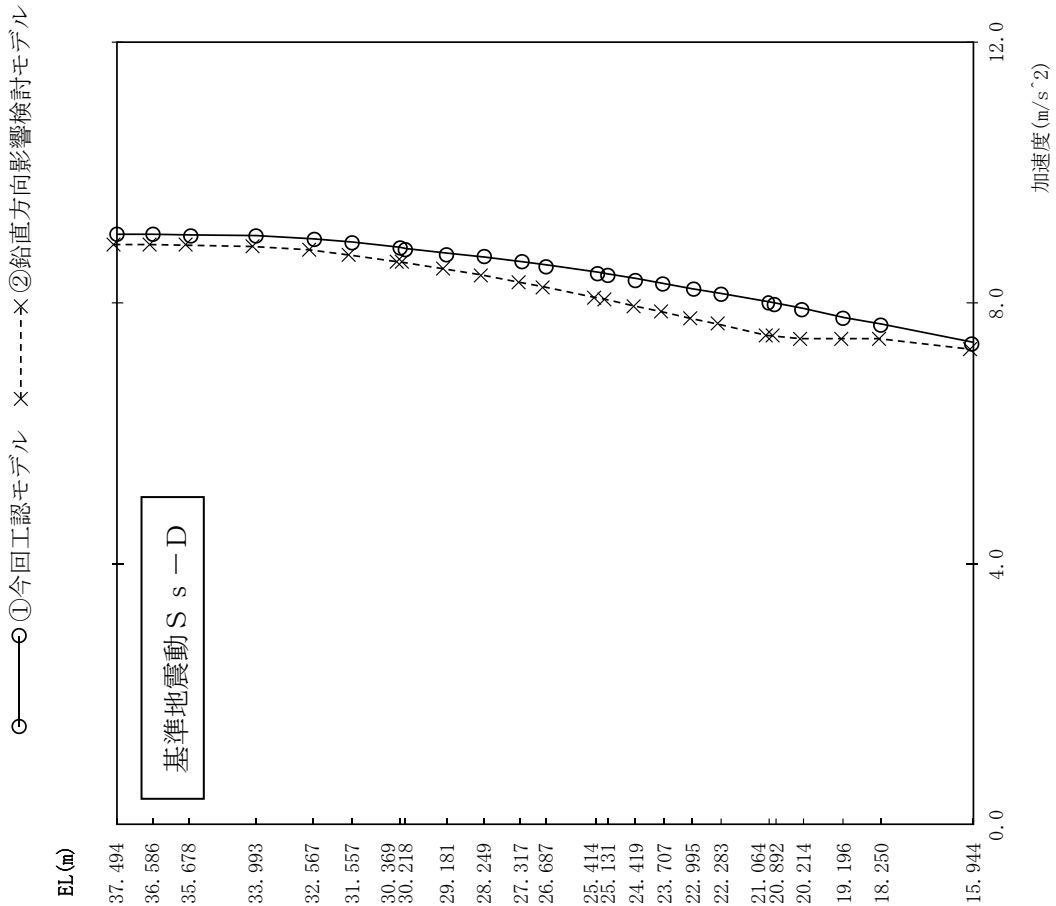


図3.3.3-2 最大応答加速度 (鉛直方向)

①今回工認モデル	②鉛直方向 影響検討モデル	比率 ②/①
9.05	8.89	0.98
9.05	8.89	0.98
9.04	8.88	0.98
9.03	8.86	0.98
8.98	8.81	0.98
8.93	8.73	0.98
8.85	8.63	0.98
8.83	8.62	0.98
8.76	8.52	0.97
8.70	8.43	0.97
8.63	8.32	0.96
8.58	8.25	0.96
8.47	8.09	0.96
8.44	8.06	0.95
8.37	7.96	0.95
8.29	7.87	0.95
8.21	7.77	0.95
8.14	7.68	0.94
8.01	7.51	0.94
7.99	7.50	0.94
7.91	7.46	0.94
7.77	7.46	0.96
7.67	7.46	0.97
7.39	7.30	0.99

注：①及び②の単位：m/s<sup>2</sup>



原子炉圧力容器下鏡

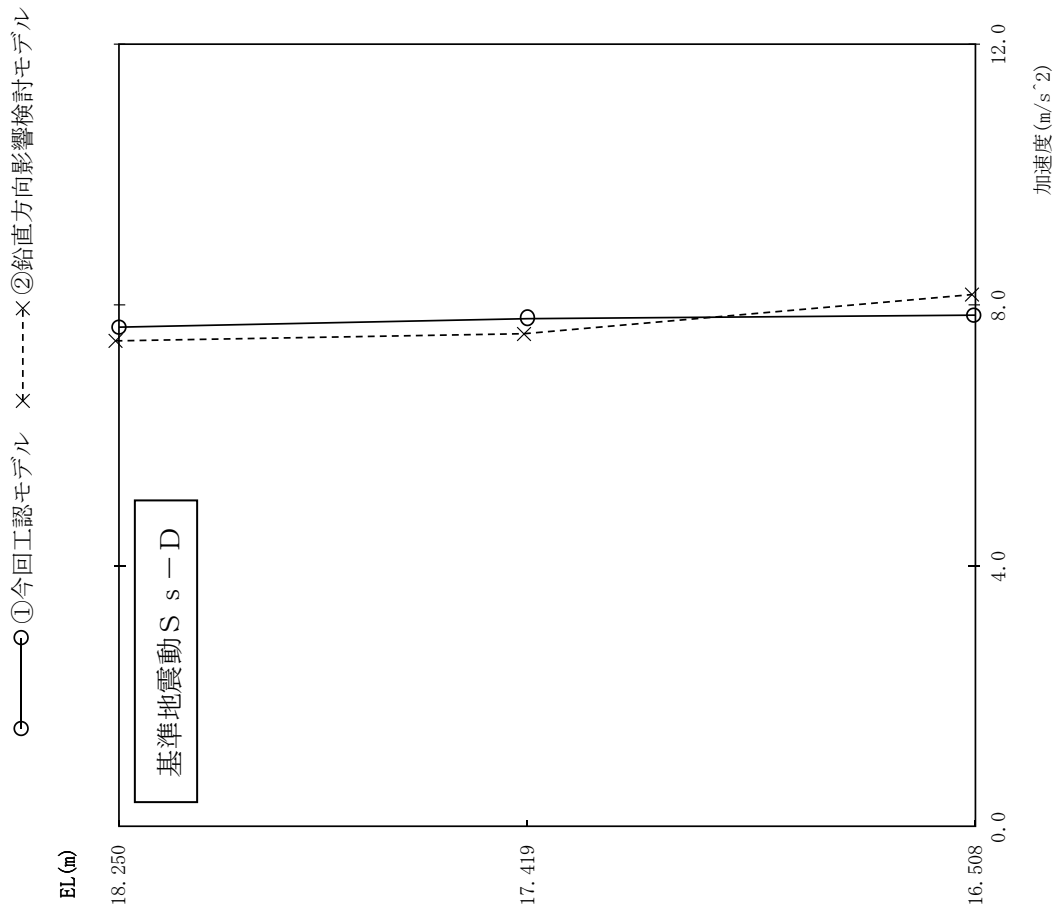


図3.3.3-3 最大応答加速度 (鉛直方向)

注：①及び②の単位：m/s<sup>2</sup>

気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴

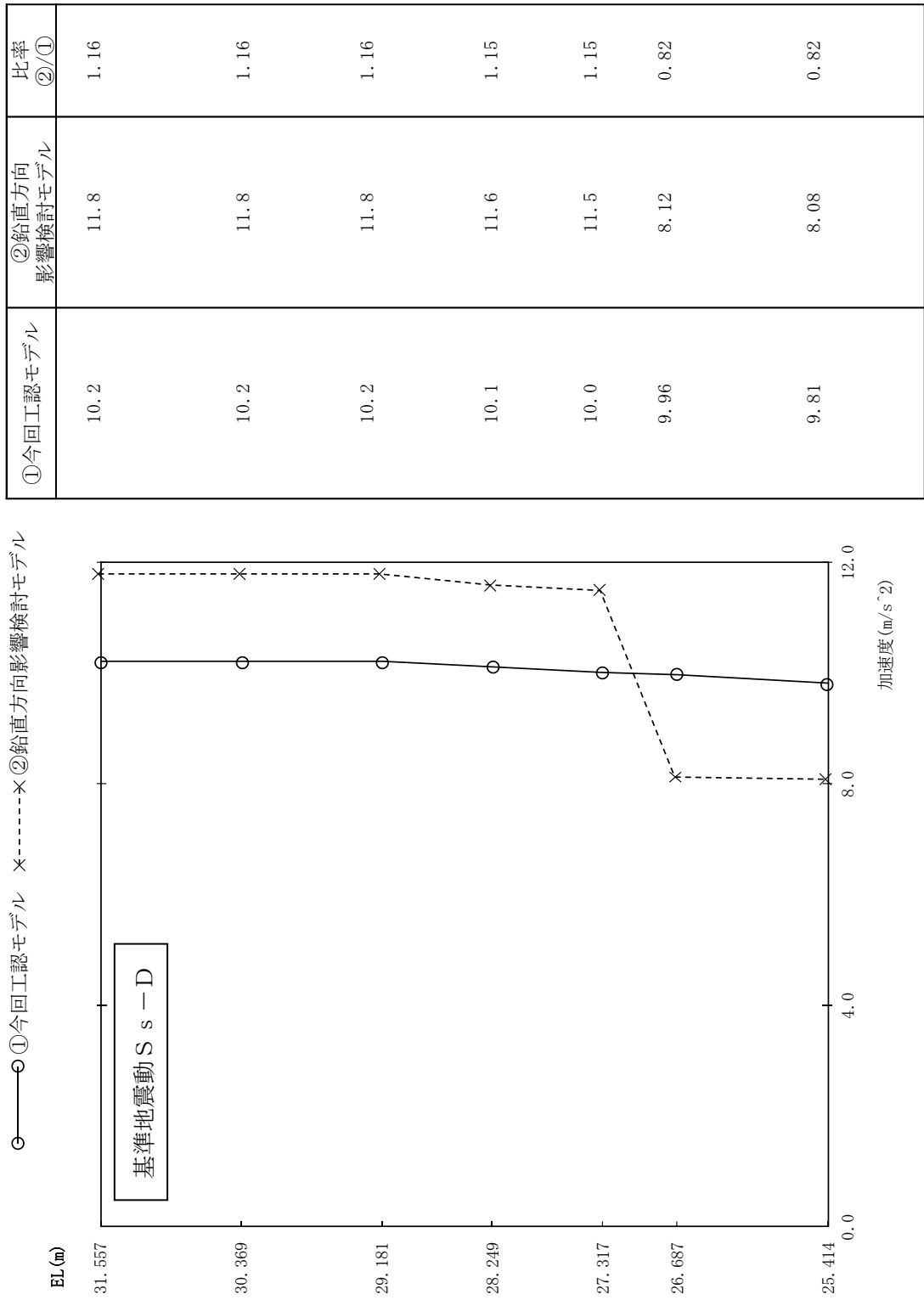


図3.3.3-4 最大応答加速度 (鉛直方向)

注：①及び②の単位：m/s<sup>2</sup>

原子炉格納容器

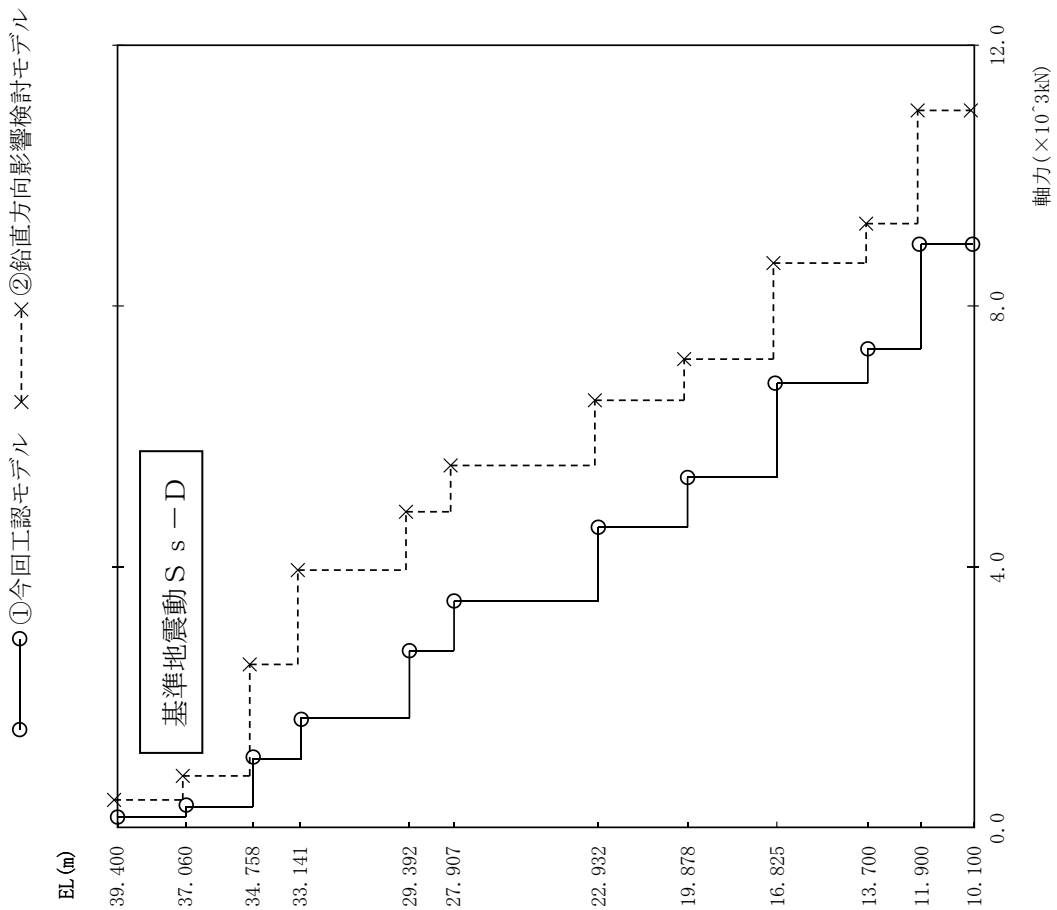


図3.3-5 最大応答軸力 (鉛直方向)

①今回工認モデル	②鉛直方向影響検討モデル	比率 ②/①
151	416	2.75
309	785	2.54
1050	2500	2.38
1670	3940	2.36
2720	4840	1.78
3470	5540	1.60
4620	6550	1.42
5380	7170	1.33
6820	8660	1.27
7340	9260	1.26
8950	11000	1.23

注：①及び②の単位：kN

原子炉压力容器

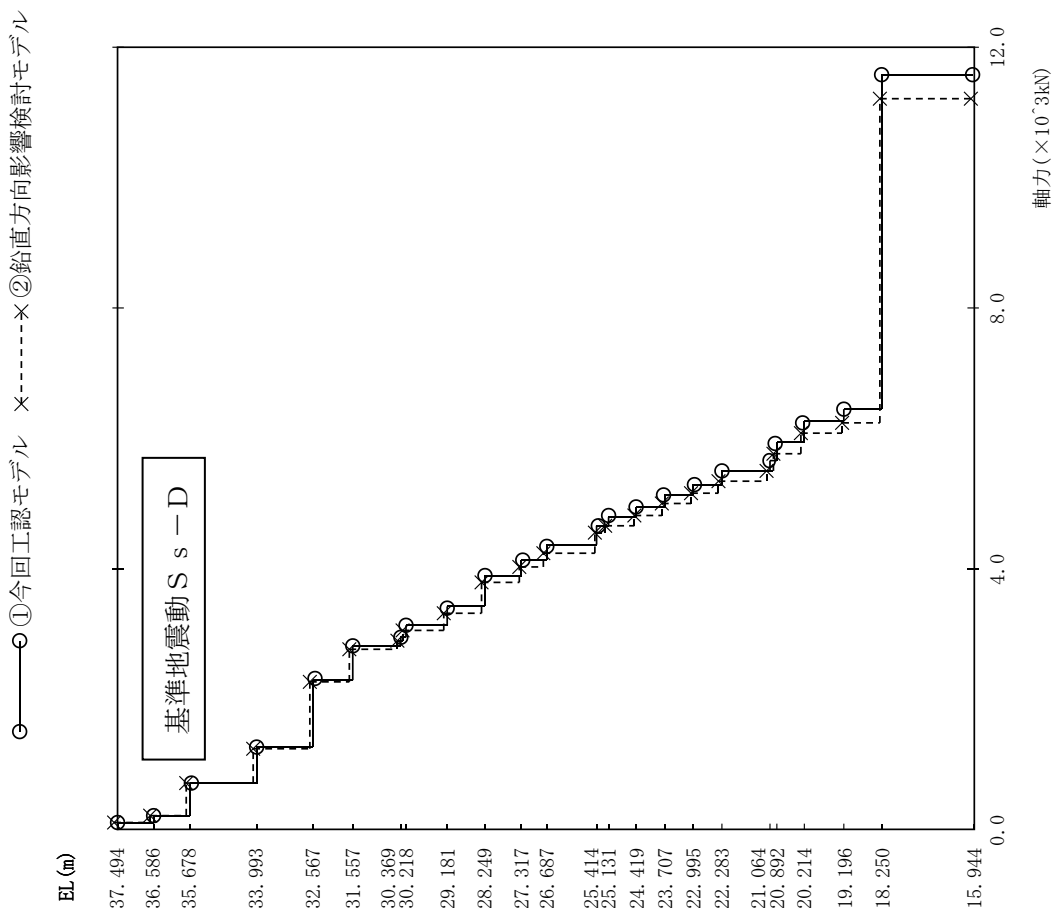
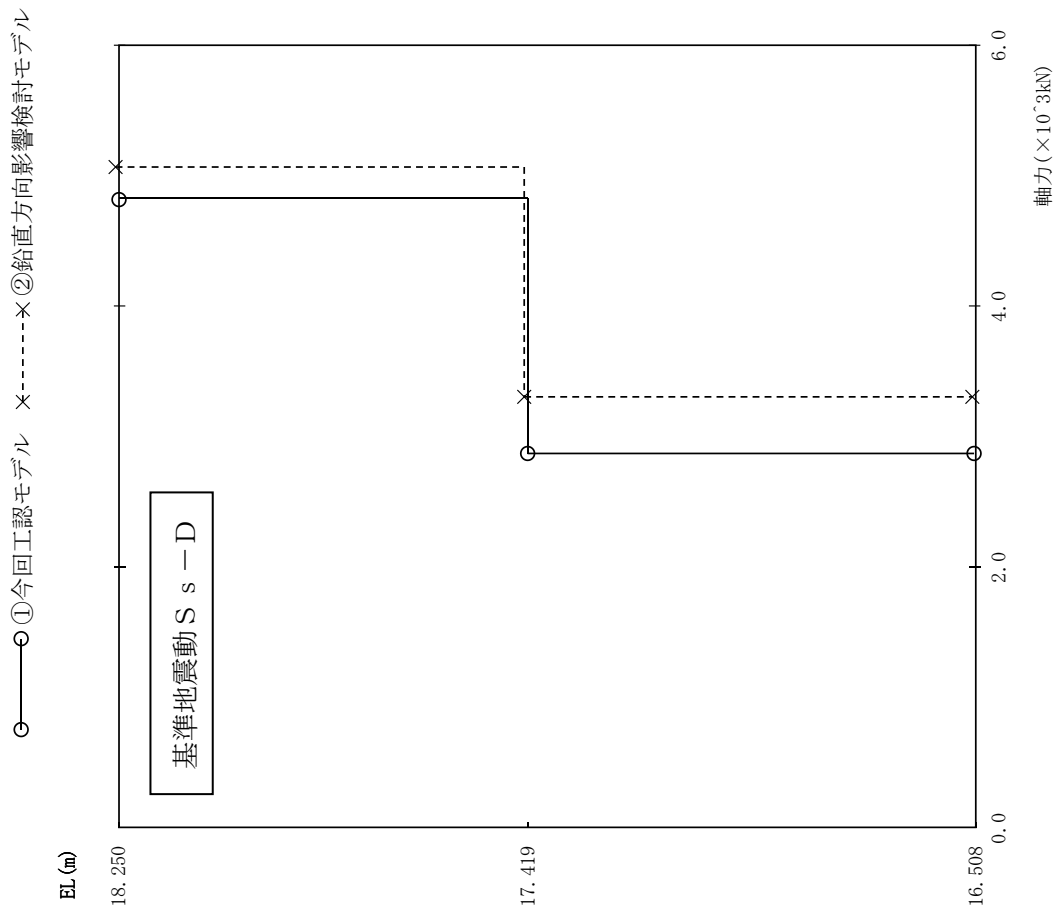


図3.3-6 最大応答軸力 (鉛直方向)

注：①及び②の単位：kN

①今回工認モデル	②鉛直方向影響検討モデル	比率 ②/①
103	100	0.97
223	217	0.97
717	698	0.97
1280	1240	0.97
2310	2250	0.97
2830	2760	0.98
2970	2890	0.97
3140	3050	0.97
3420	3320	0.97
3900	3790	0.97
4140	4020	0.97
4370	4240	0.97
4680	4540	0.97
4800	4650	0.97
4950	4800	0.97
5150	4990	0.97
5300	5140	0.97
5520	5340	0.97
5670	5480	0.97
5950	5750	0.97
6270	6060	0.97
6450	6230	0.97
11600	11200	0.97

原子炉圧力容器下鏡

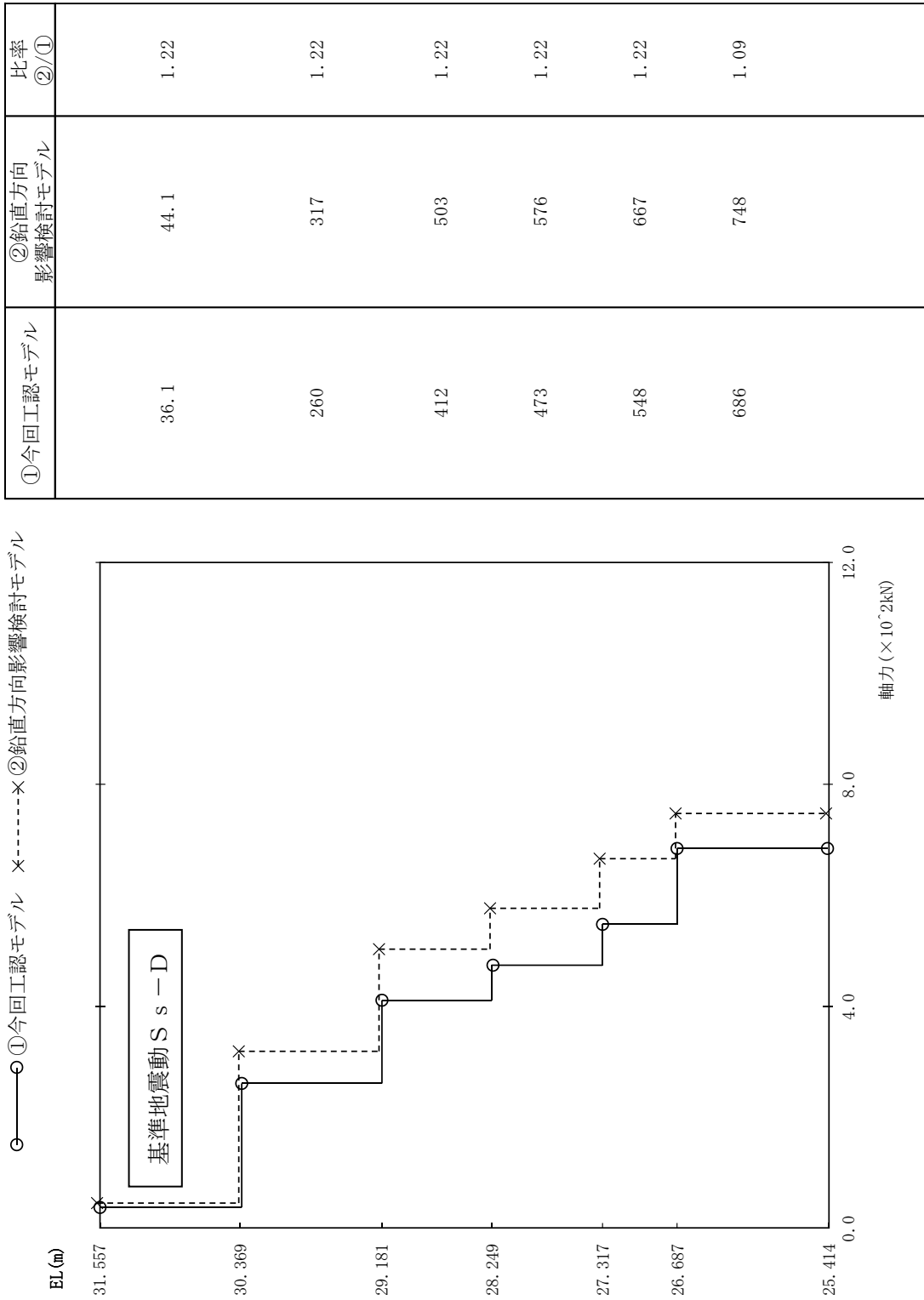


①今回工認モデル	②鉛直方向 影響検討モデル	比率 ②/①
4820	5070	1.05
2870	3300	1.15

注：①及び②の単位：kN

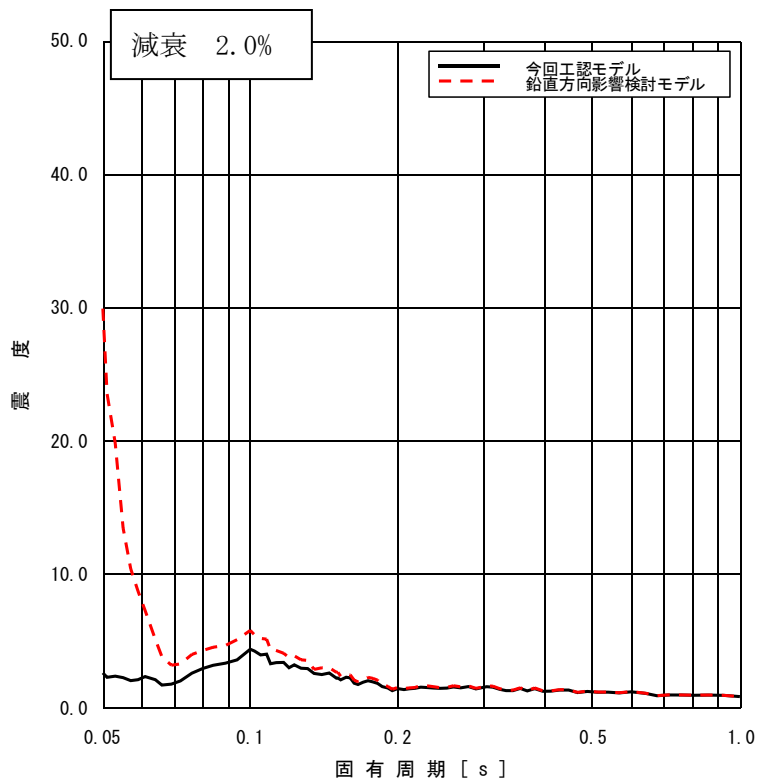
図3.3.3-7 最大応答軸力（鉛直方向）

気水分離器, スタンドパイプ, シュラウドヘッド及び炉心シュラウド上部胴

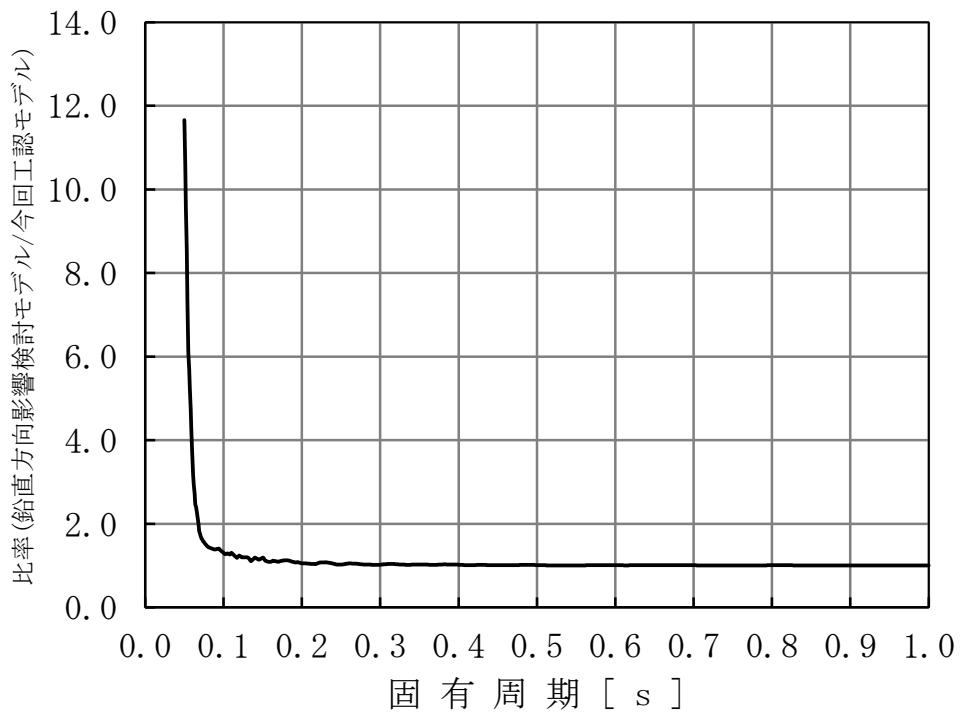


注：①及び②の単位：kN

図3.3.3-8 最大応答軸力 (鉛直方向)

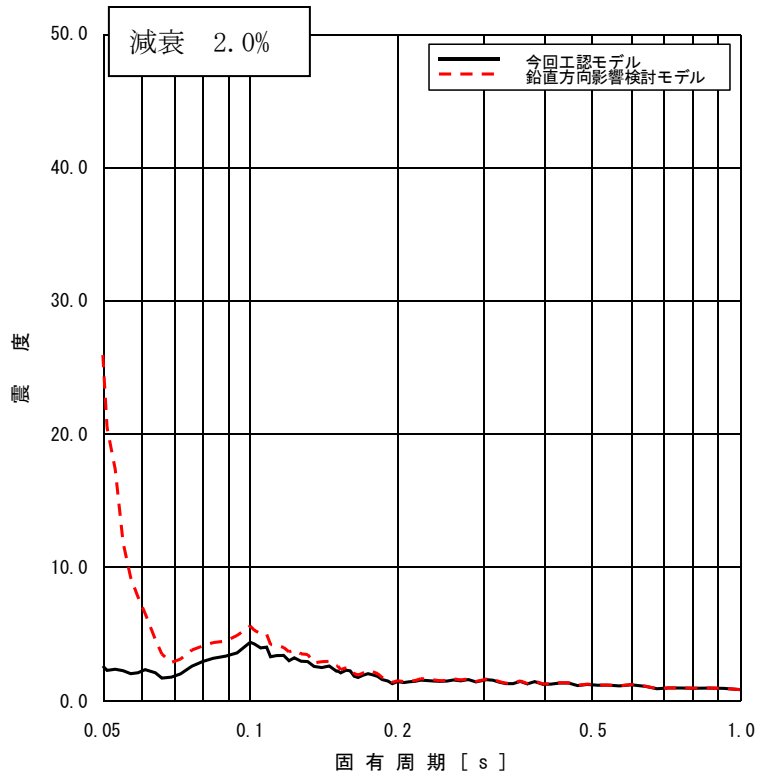


(原子炉格納容器 (質点 29) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

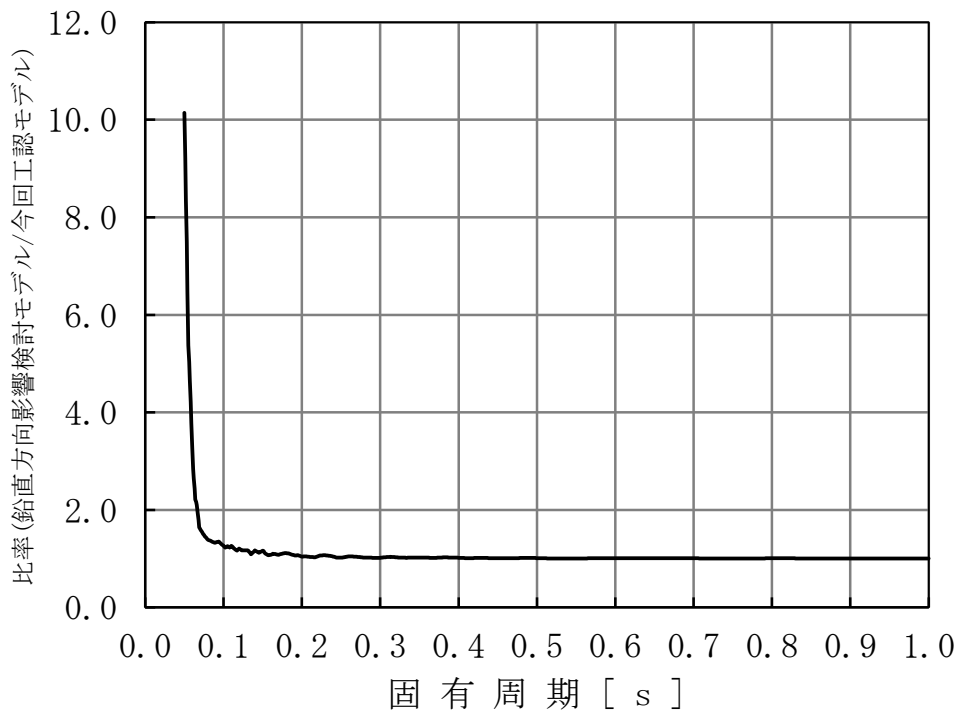


(原子炉格納容器 (質点 29) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-9 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル



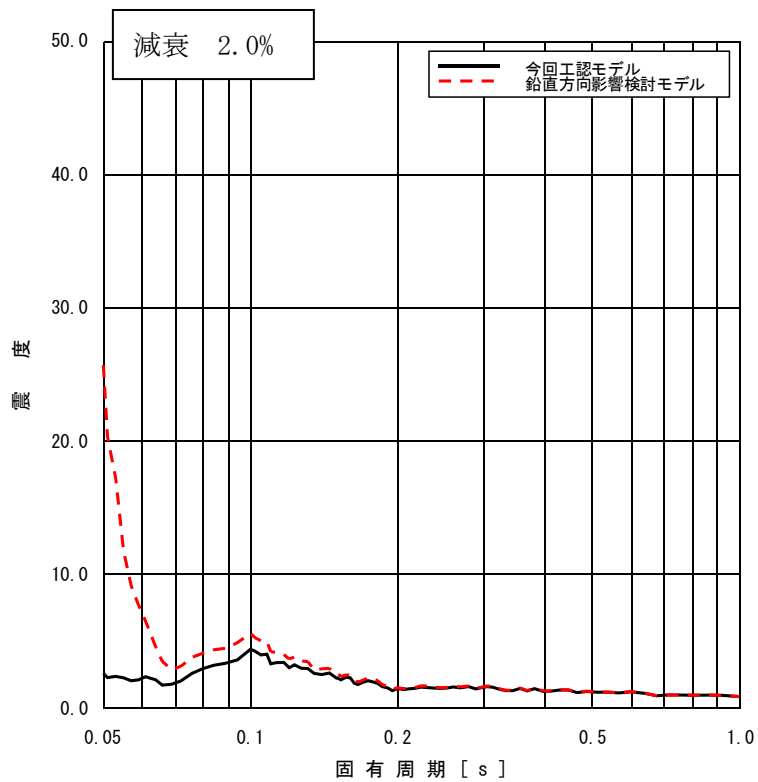
(原子炉格納容器 (質点 30) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)



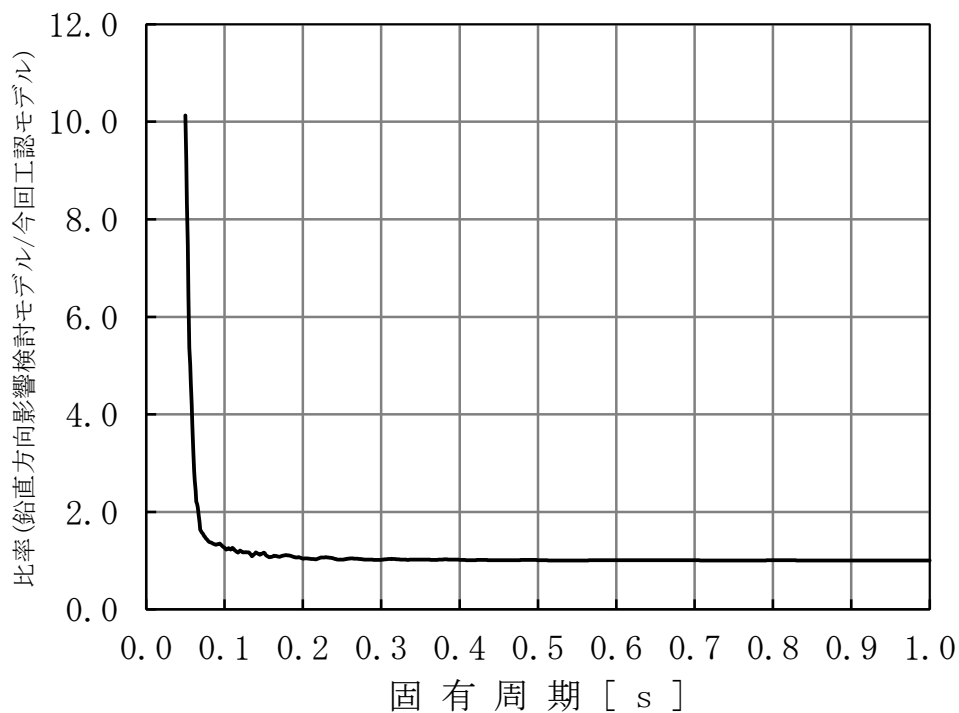
(原子炉格納容器 (質点 30) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-10 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル



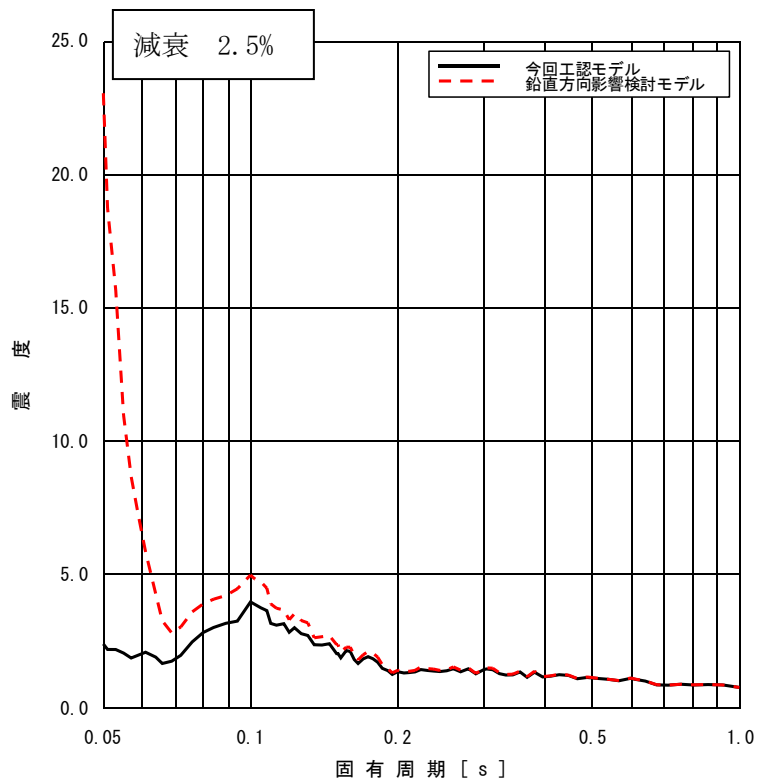


(原子炉格納容器 (質点 31) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

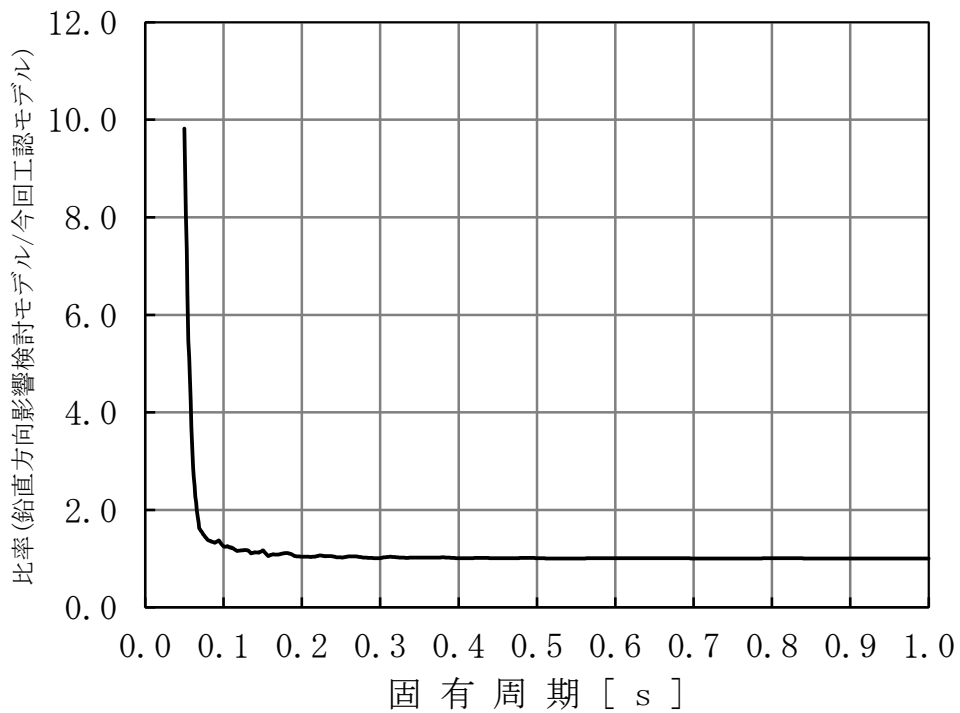


(原子炉格納容器 (質点 31) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-11 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

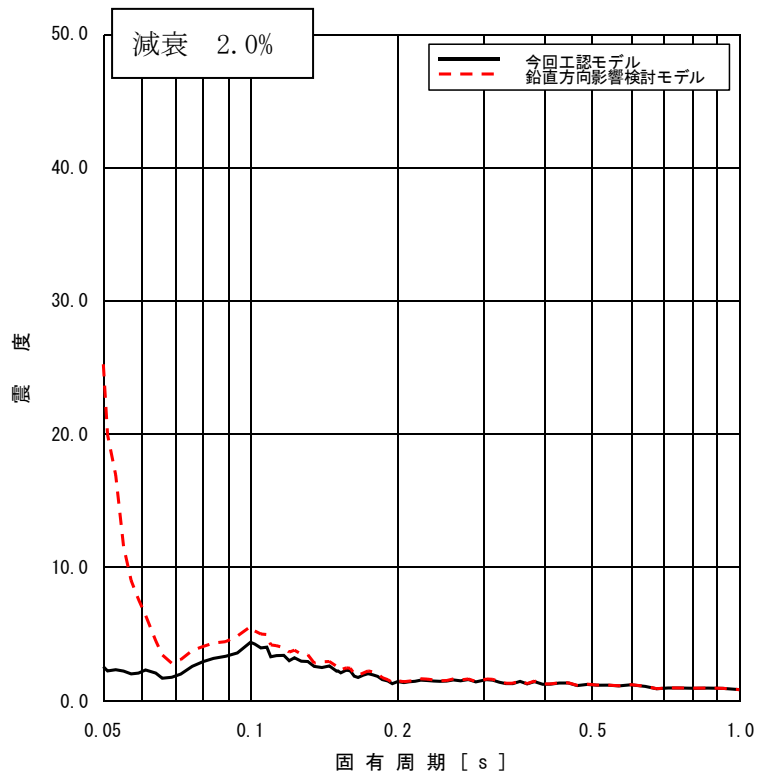


(原子炉格納容器 (質点 31) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

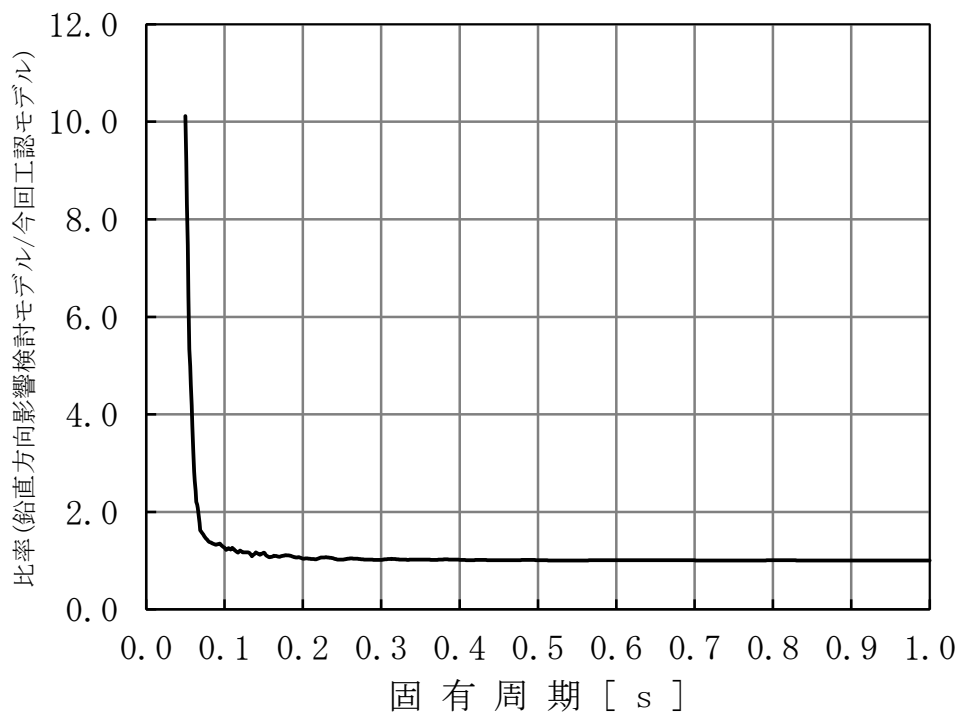


(原子炉格納容器 (質点 31) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-12 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

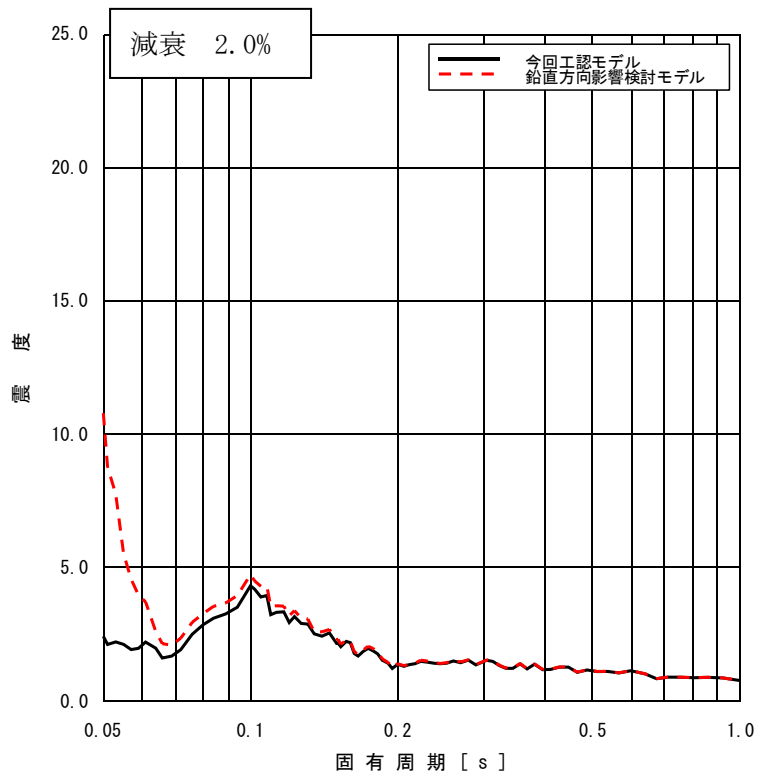


(原子炉格納容器 (質点 32) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

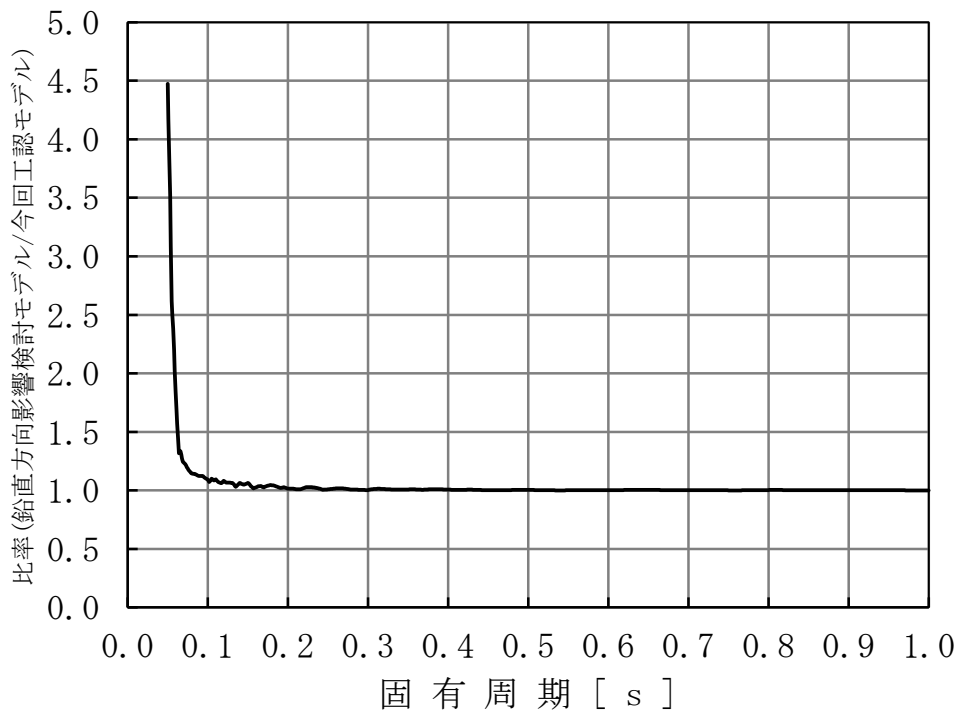


(原子炉格納容器 (質点 32) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-13 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

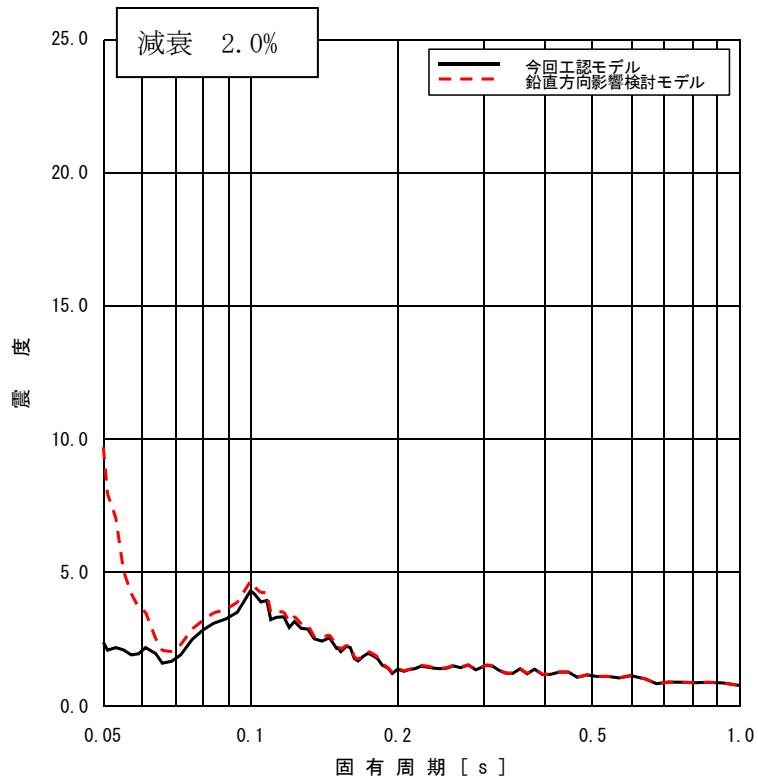


(原子炉格納容器 (質点 33) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

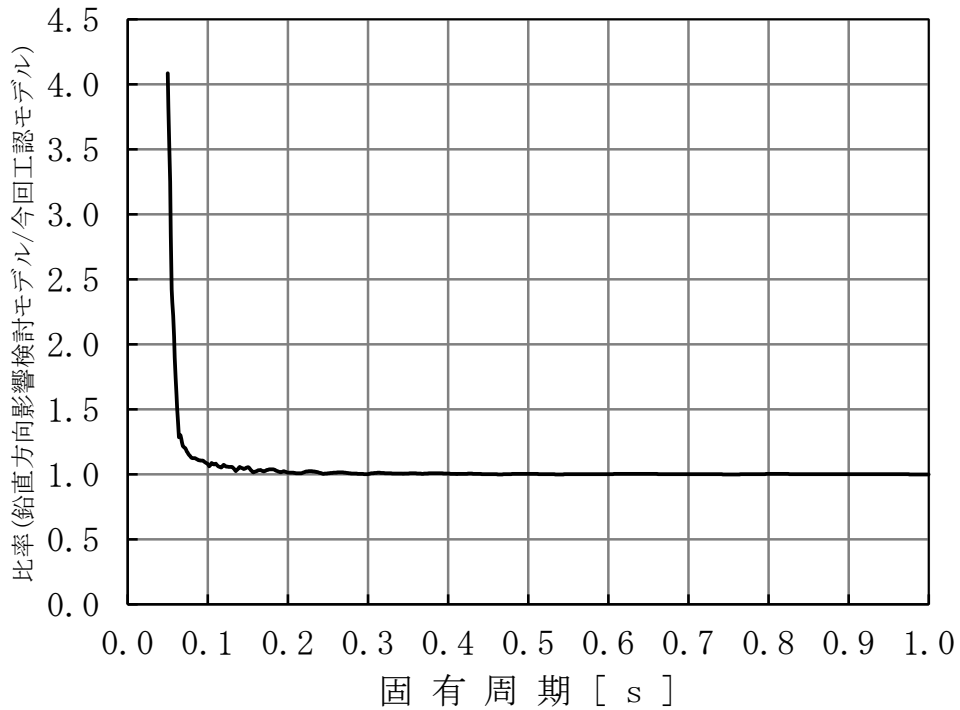


(原子炉格納容器 (質点 33) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-14 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

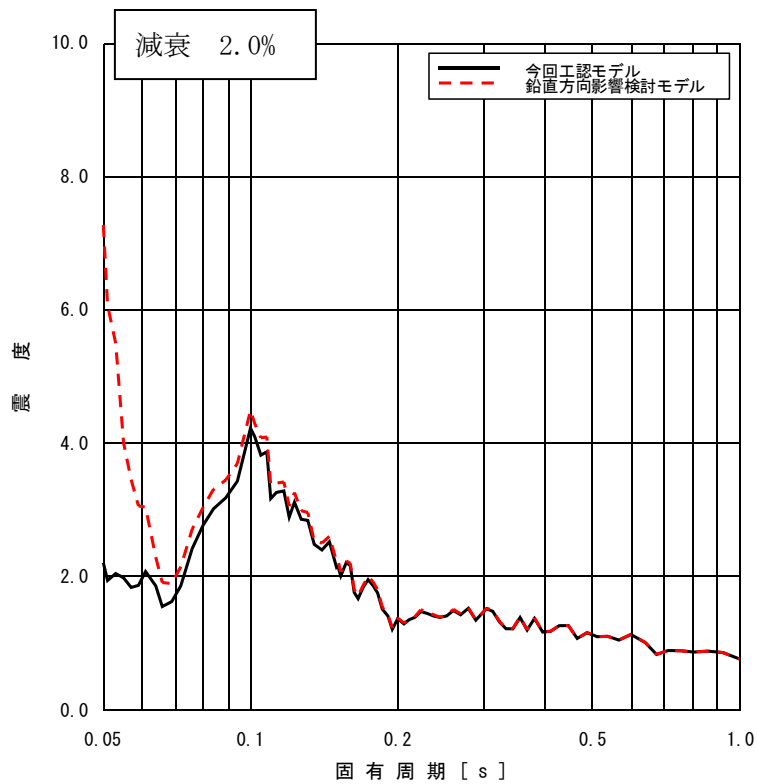


(原子炉格納容器 (質点 34) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

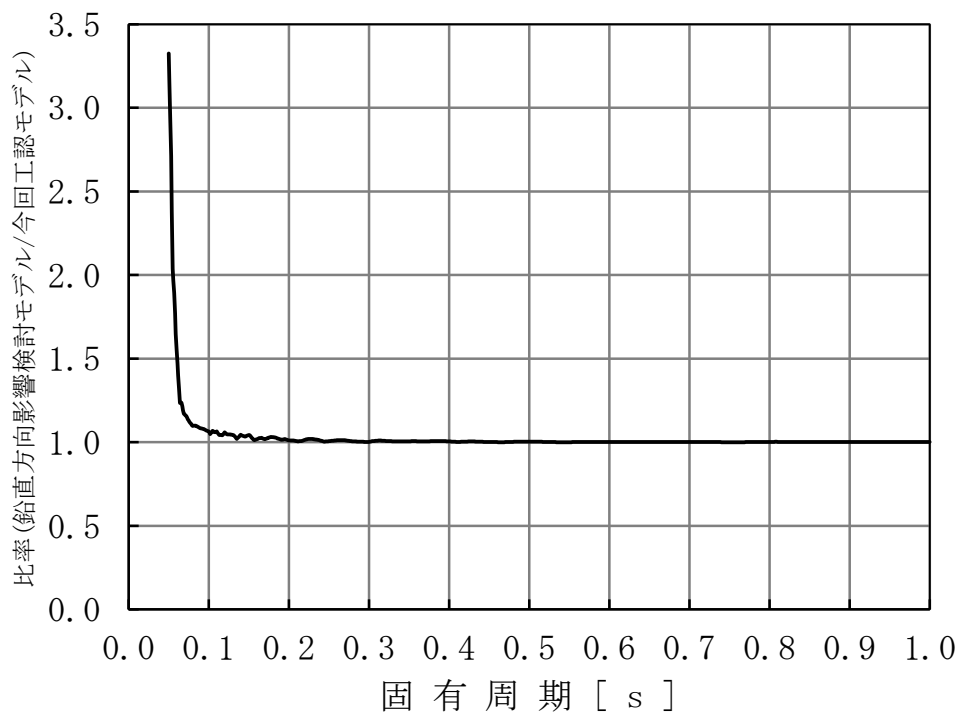


(原子炉格納容器 (質点 34) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-15 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

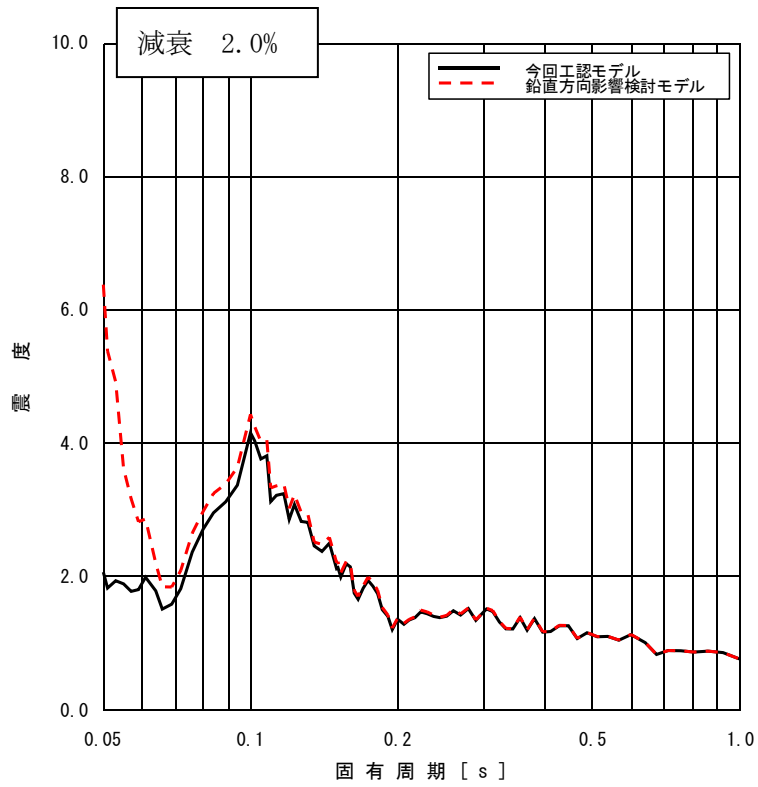


(原子炉格納容器 (質点 35) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

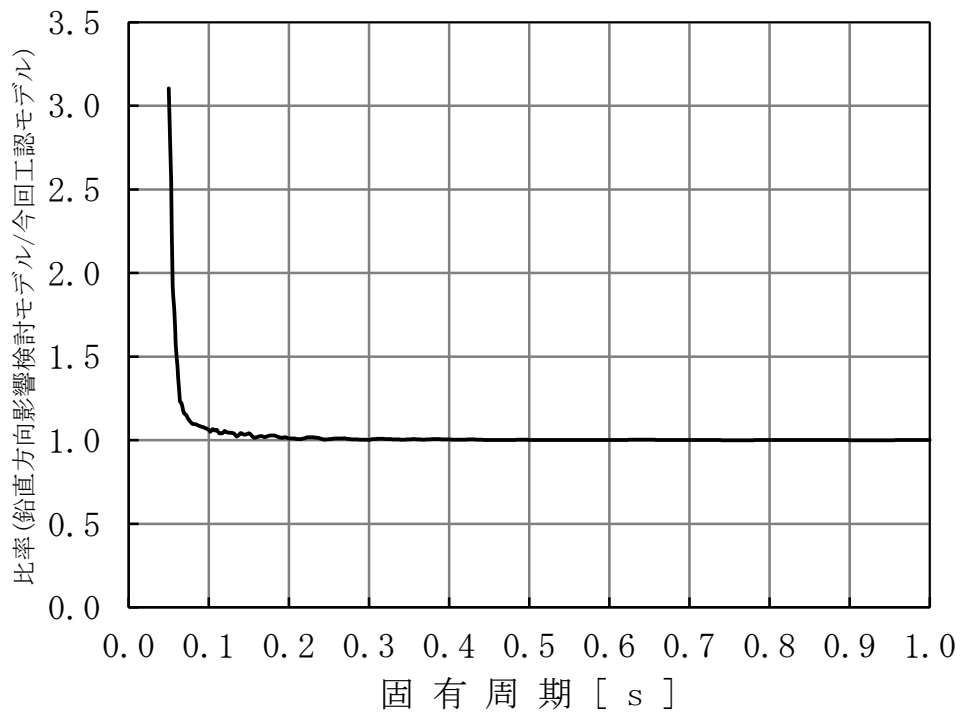


(原子炉格納容器 (質点 35) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-16 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

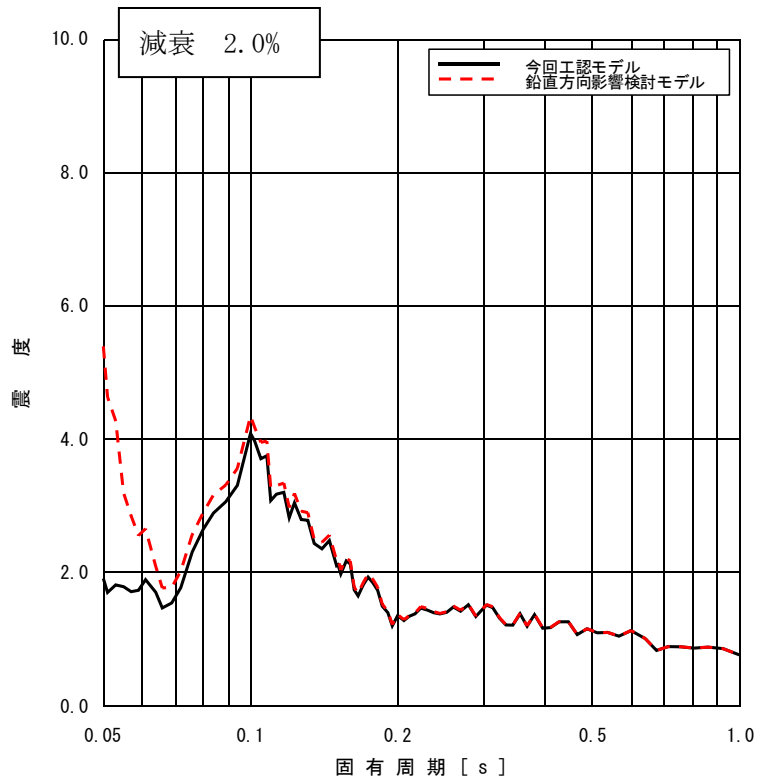


(原子炉格納容器 (質点 36) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

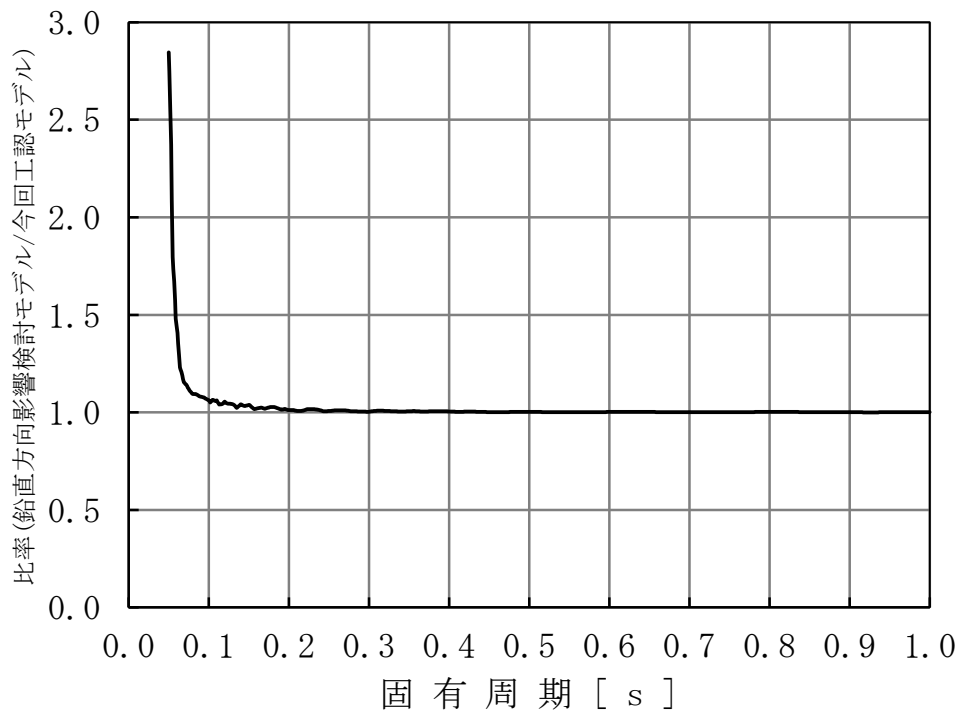


(原子炉格納容器 (質点 36) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-17 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル



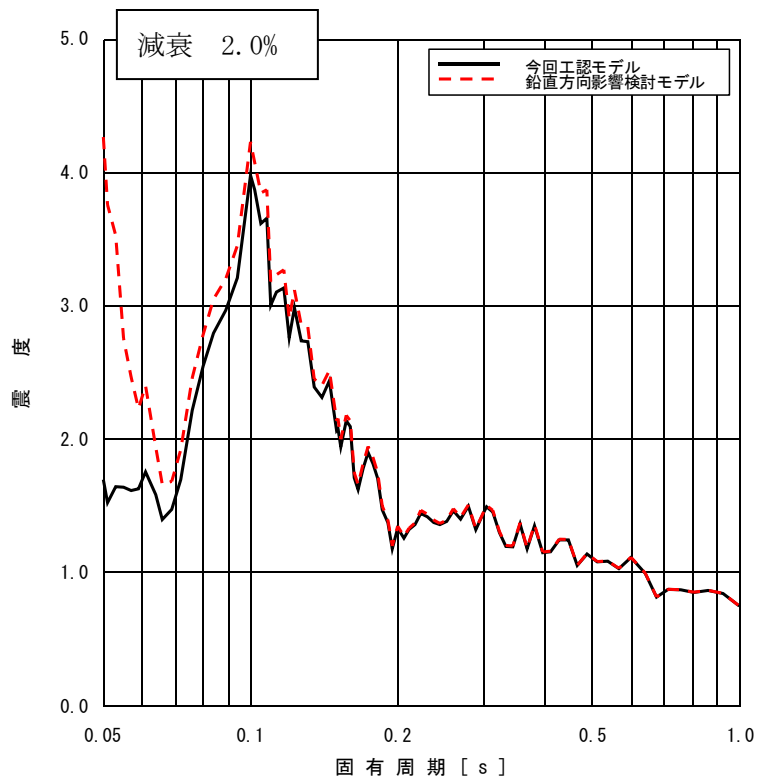
(原子炉格納容器 (質点 37) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)



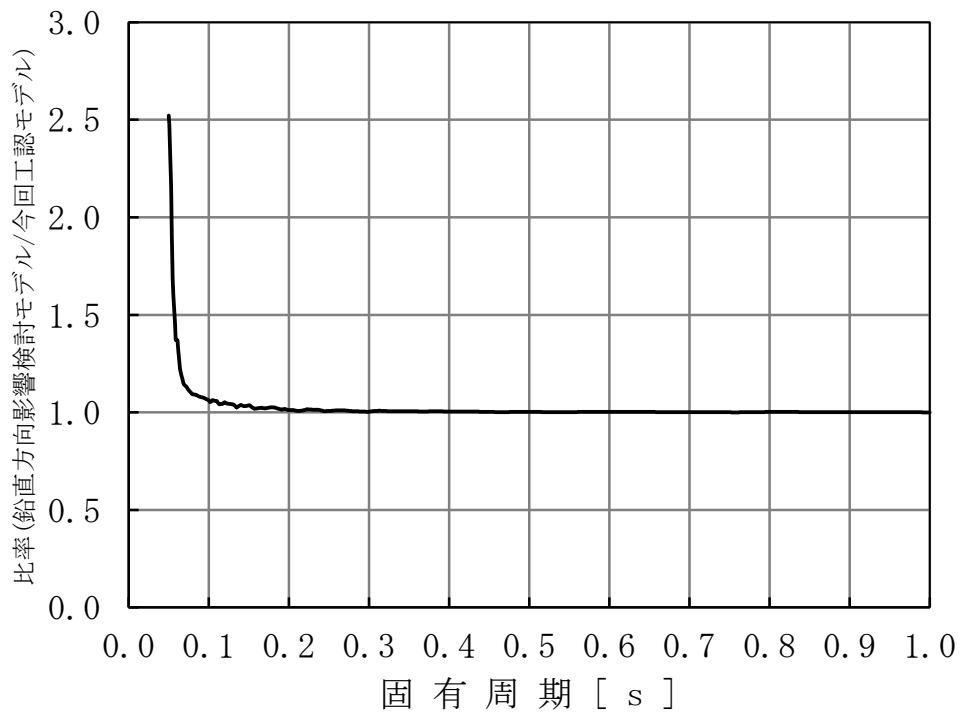
(原子炉格納容器 (質点 37) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-18 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル



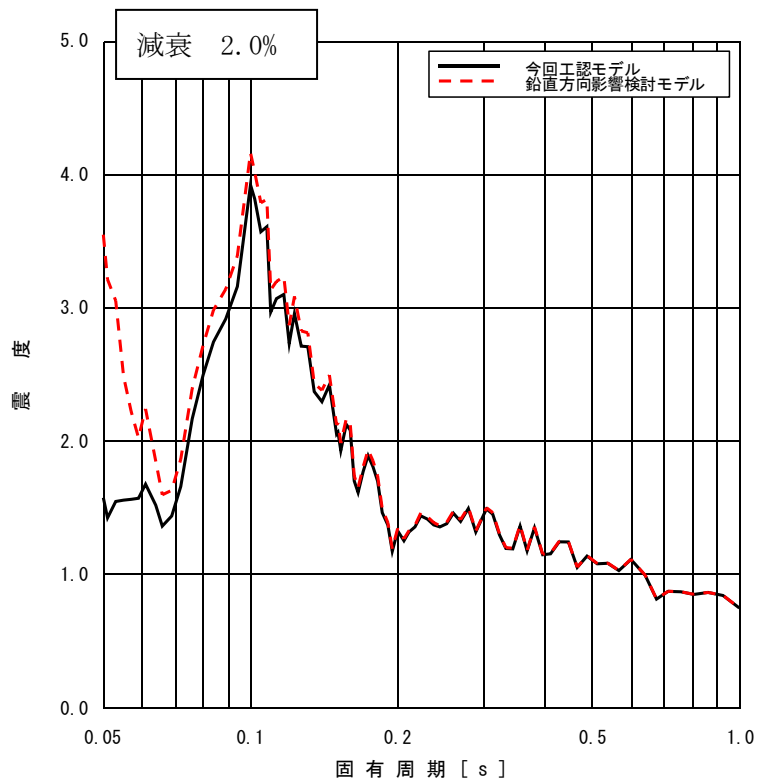


(原子炉格納容器 (質点 38) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

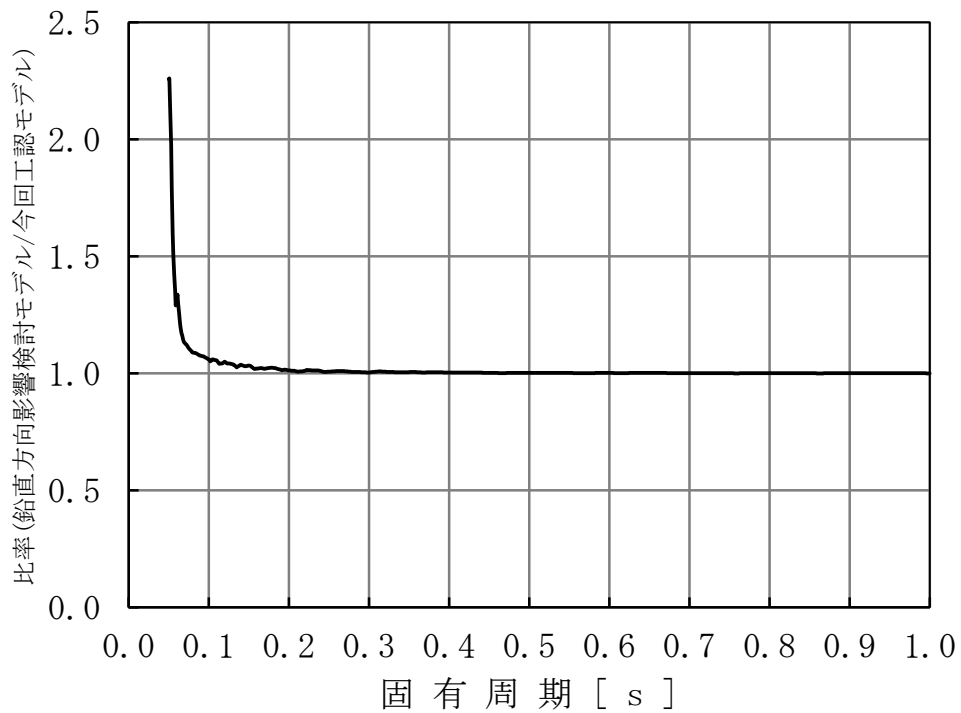


(原子炉格納容器 (質点 38) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-19 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

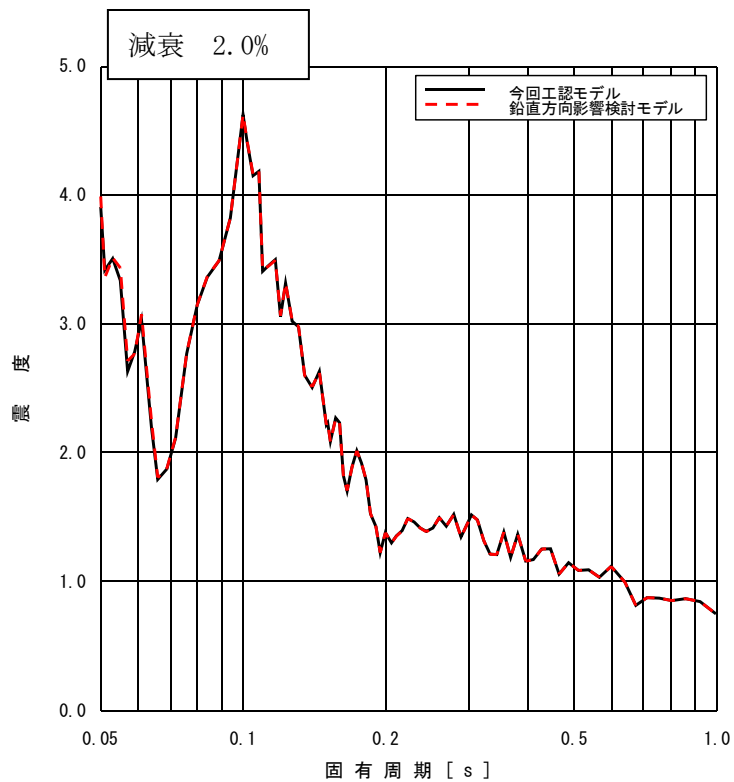


(原子炉格納容器 (質点 39) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

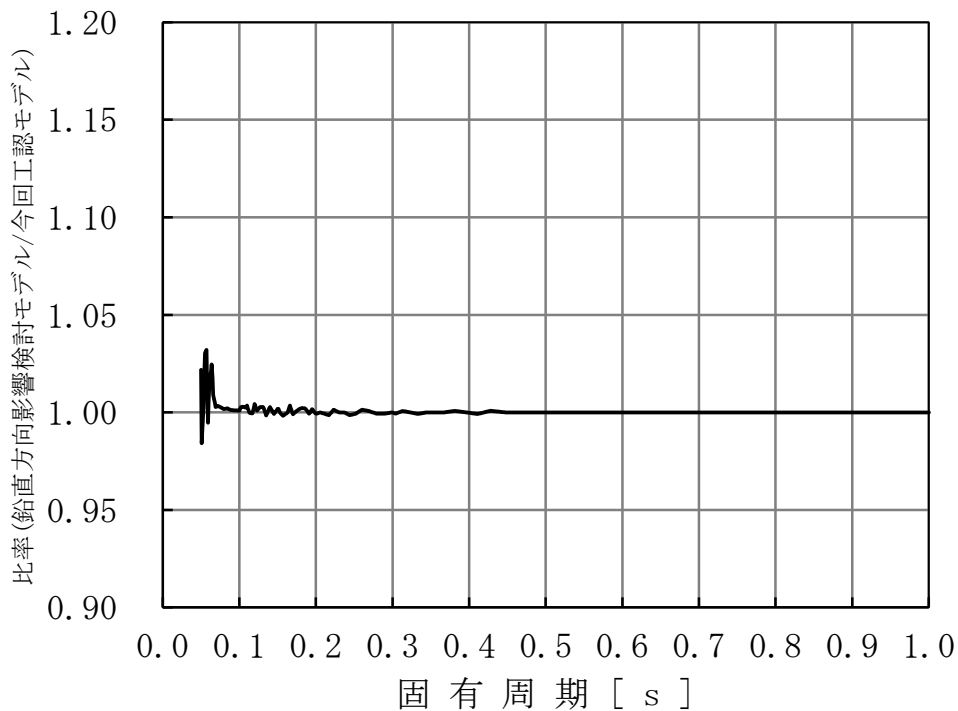


(原子炉格納容器 (質点 39) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-20 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

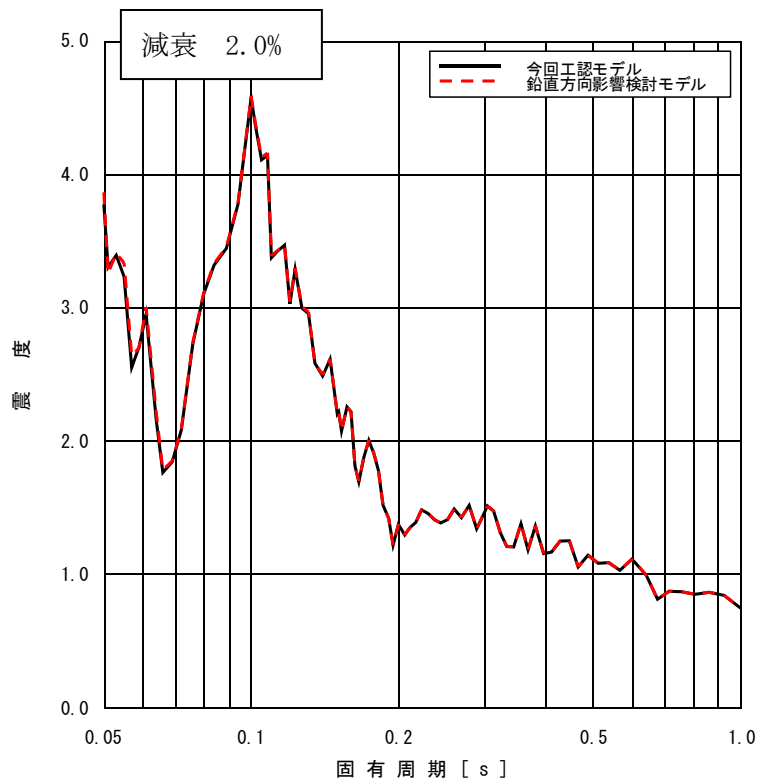


(原子炉压力容器 (質点 53) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

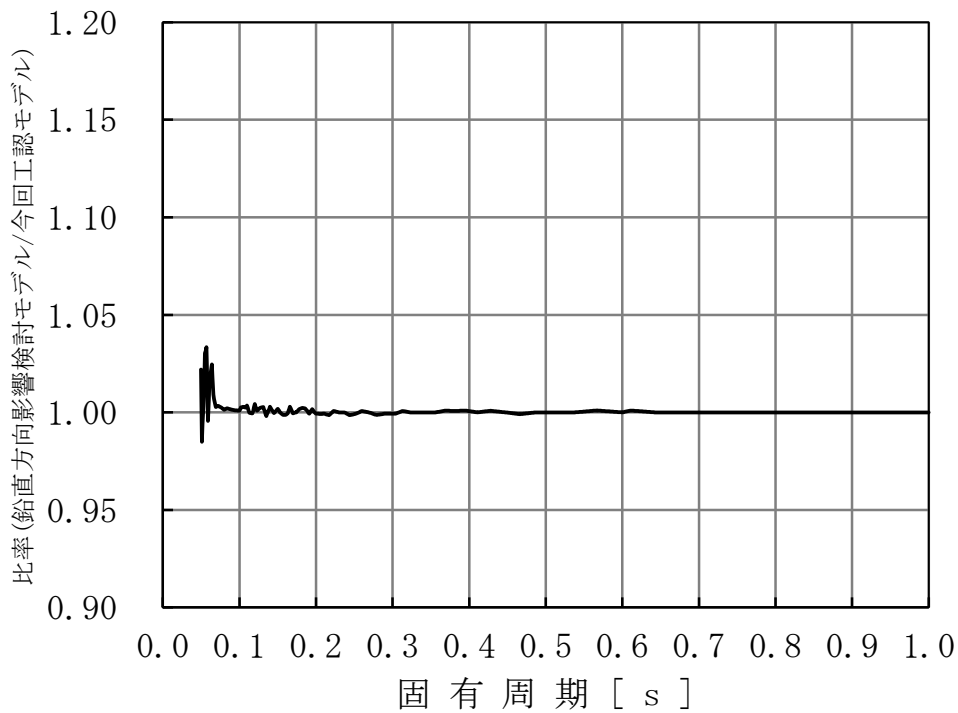


(原子炉压力容器 (質点 53) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-21 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

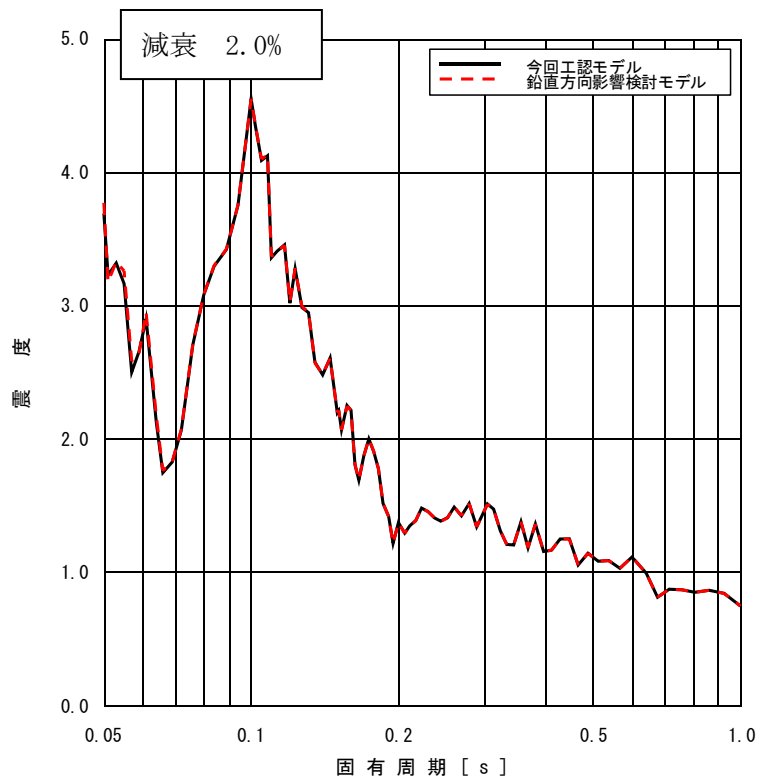


(原子炉圧力容器 (質点 57) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

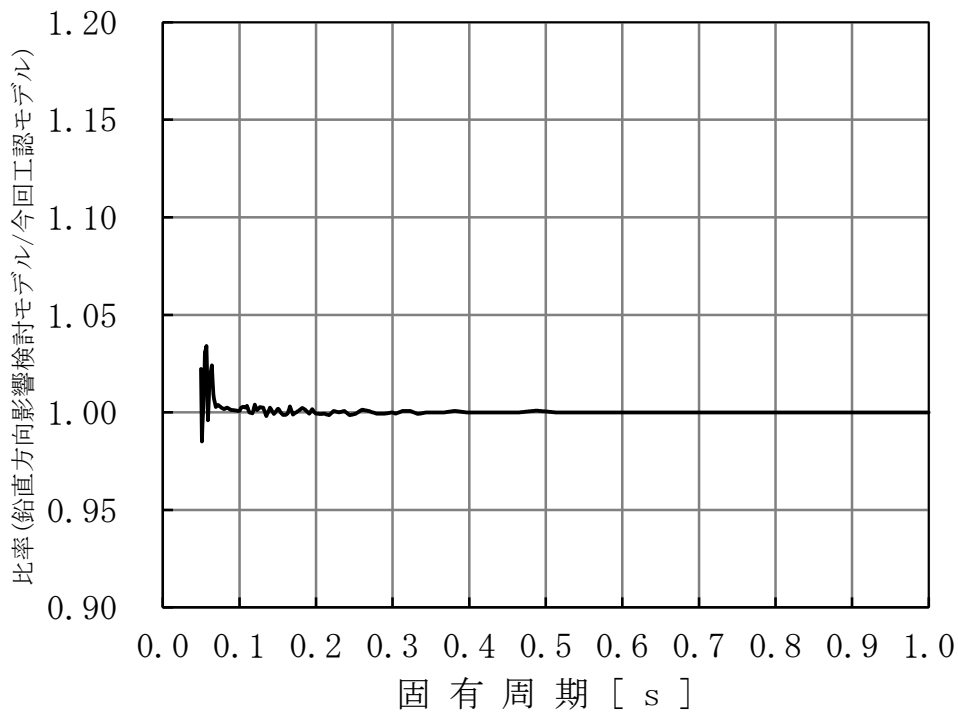


(原子炉圧力容器 (質点 57) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-22 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

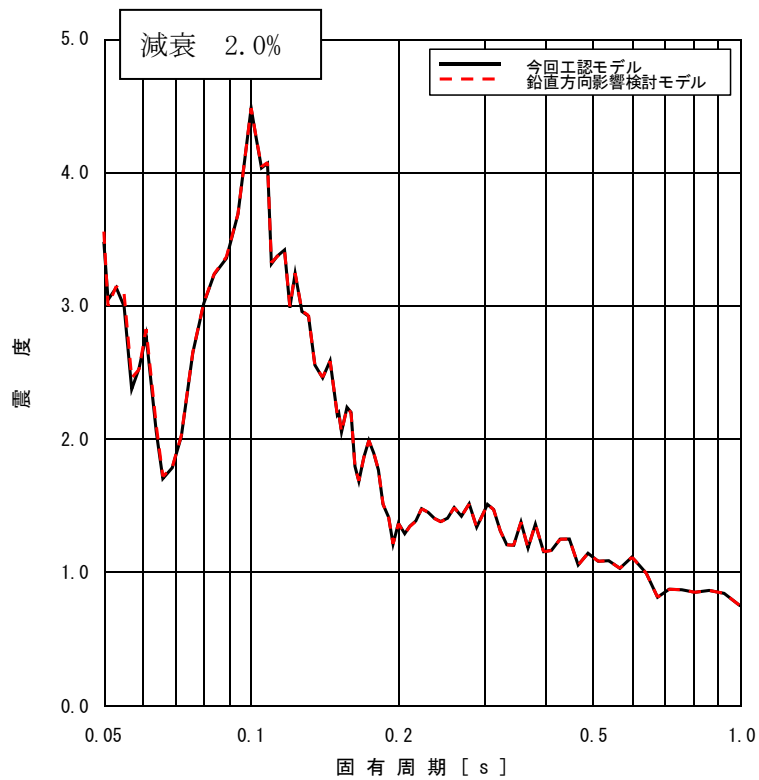


(原子炉压力容器 (質点 59) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

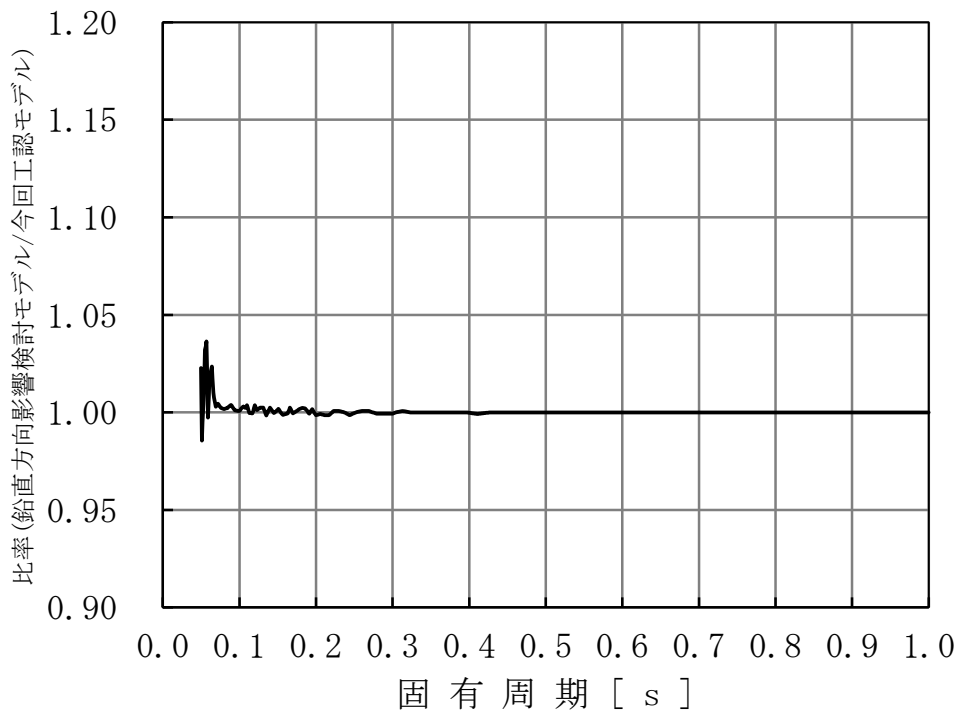


(原子炉压力容器 (質点 59) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-23 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

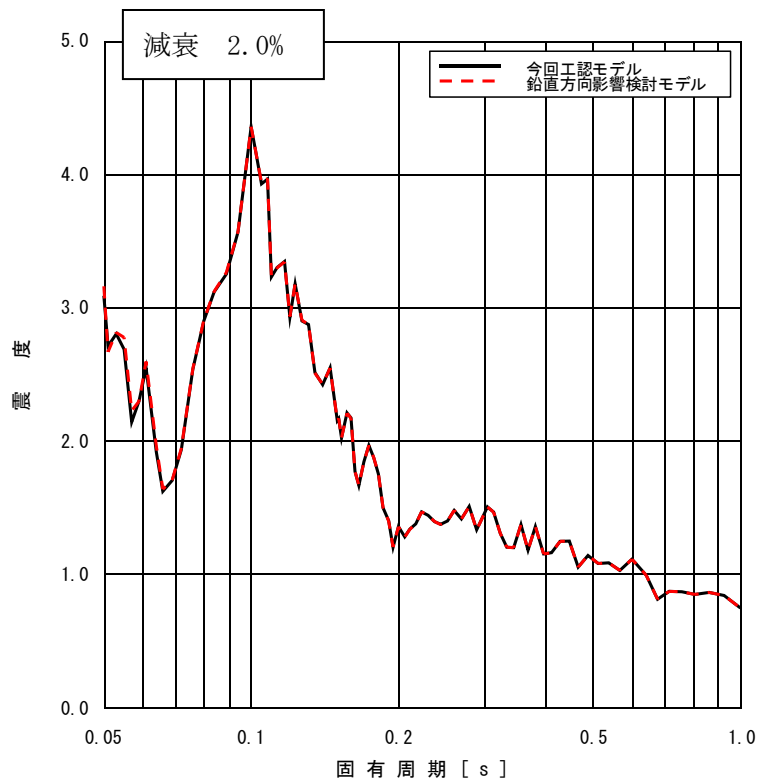


(原子炉压力容器 (質点 64) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

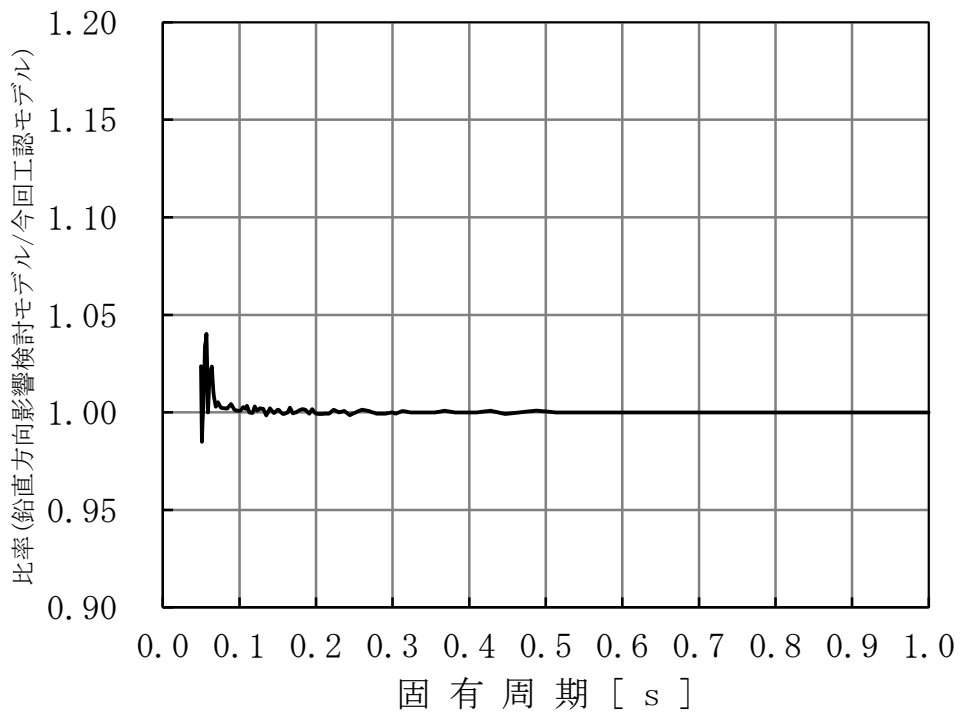


(原子炉压力容器 (質点 64) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-24 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

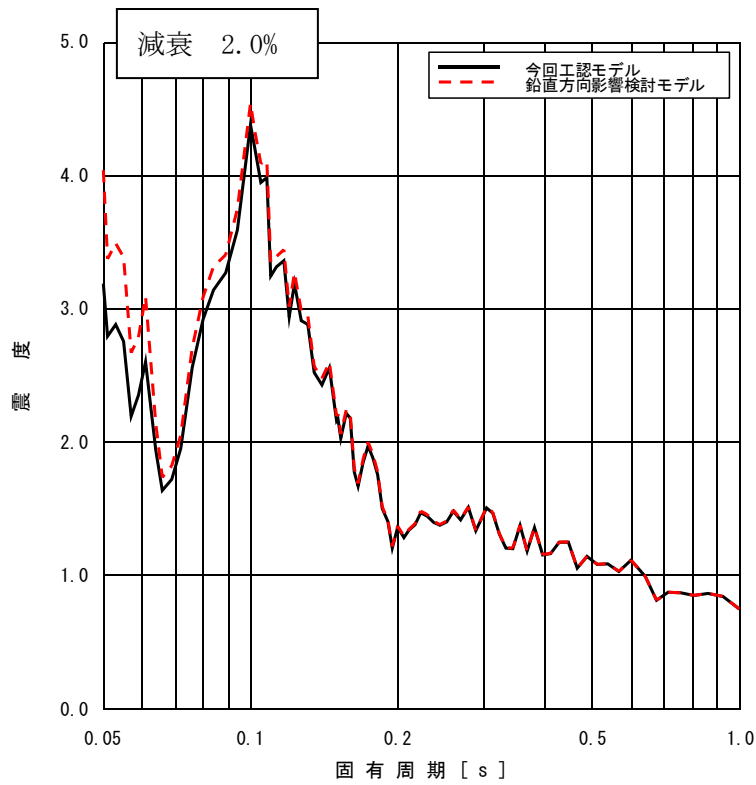


(原子炉圧力容器 (質点 71) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

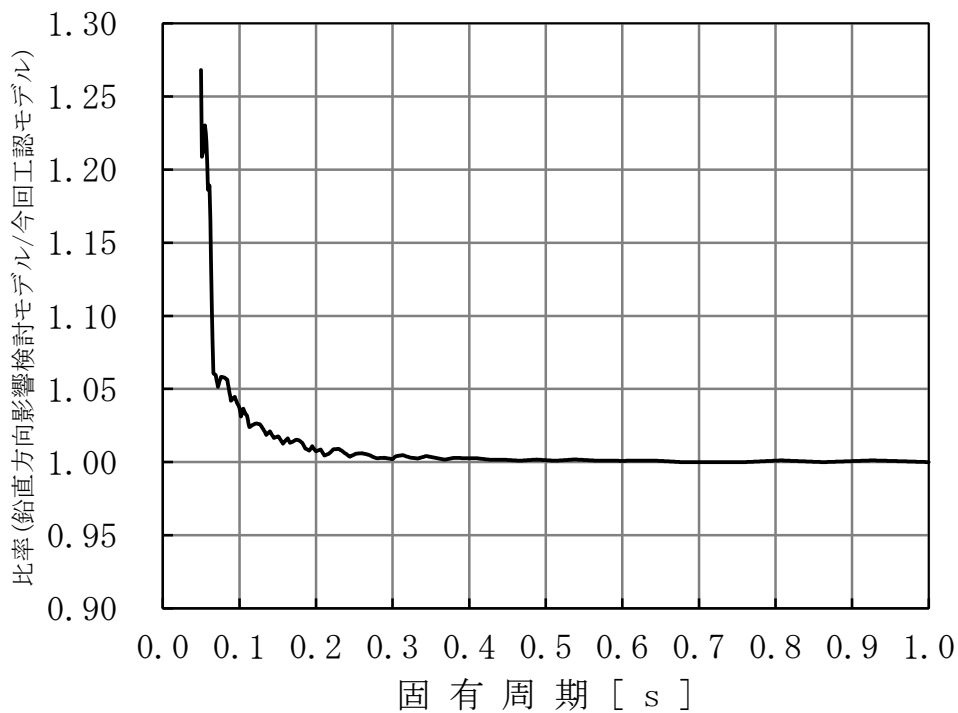


(原子炉圧力容器 (質点 71) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-25 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル



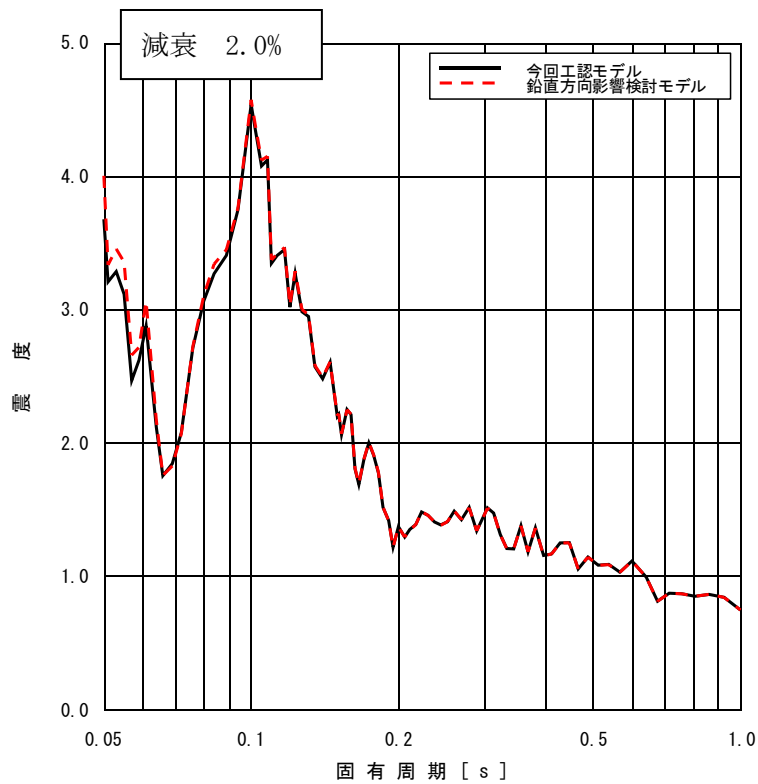
(原子炉压力容器下鏡 (質点 71, 93, 108) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s-D)



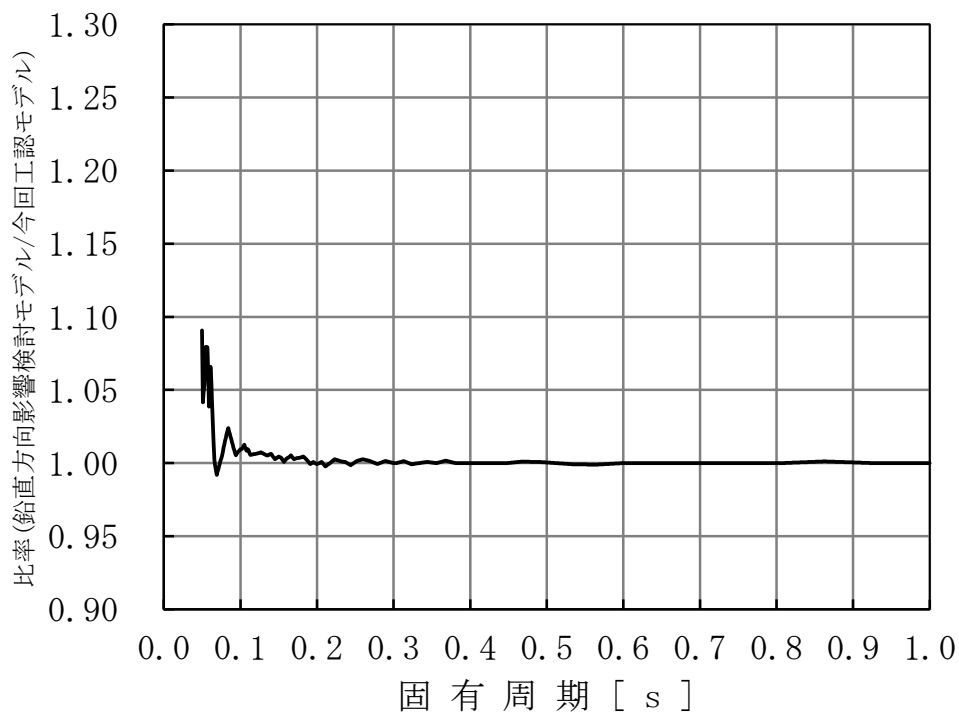
(原子炉压力容器下鏡 (質点 71, 93, 108) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s-D)

図 3.3.3-26 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル



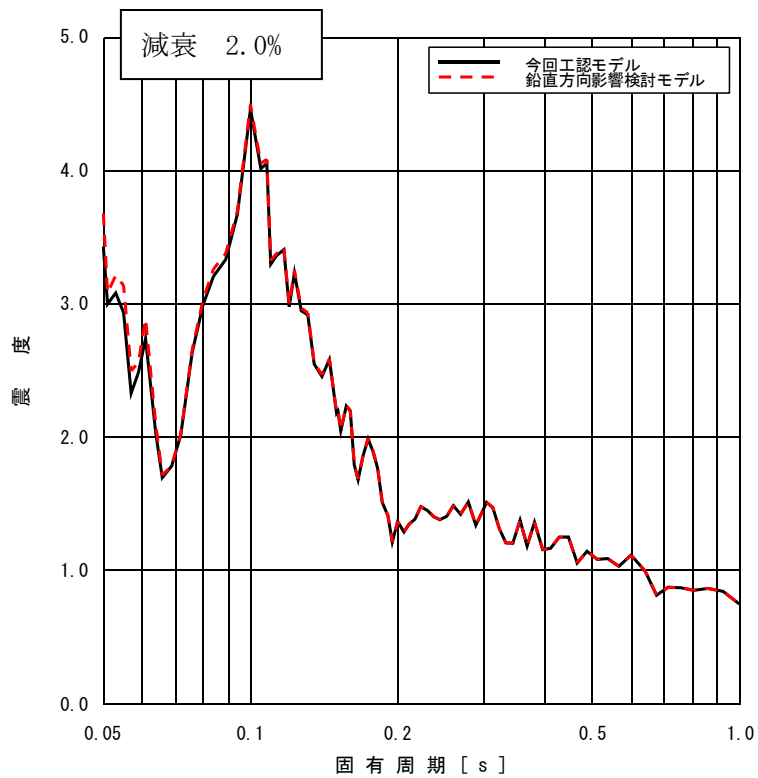


(上部格子板位置 (質点 80) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

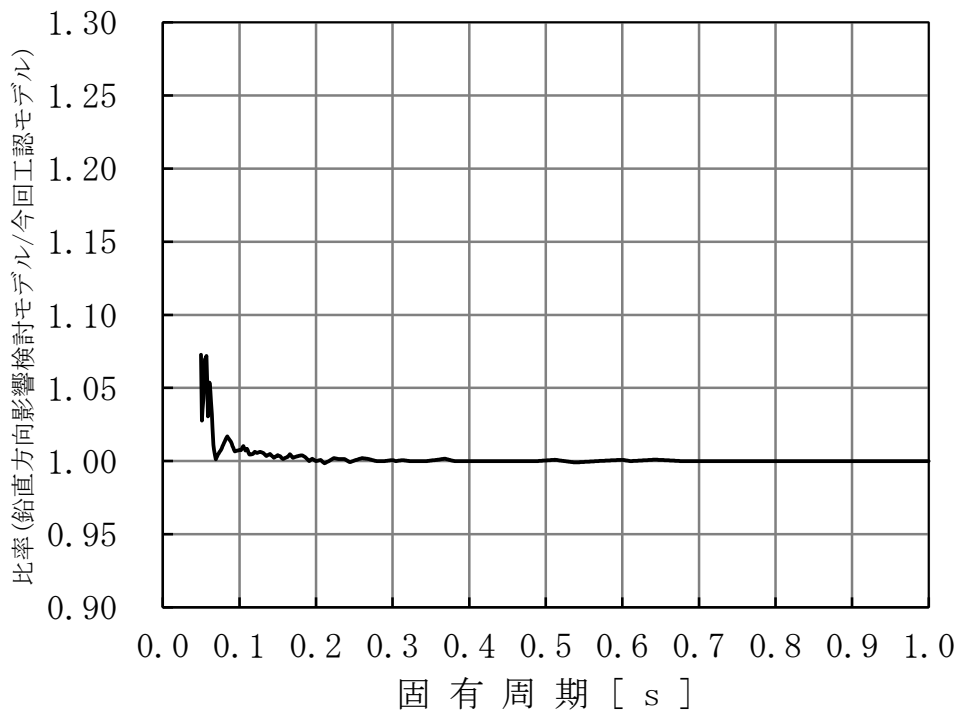


(上部格子板位置 (質点 80) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-27 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

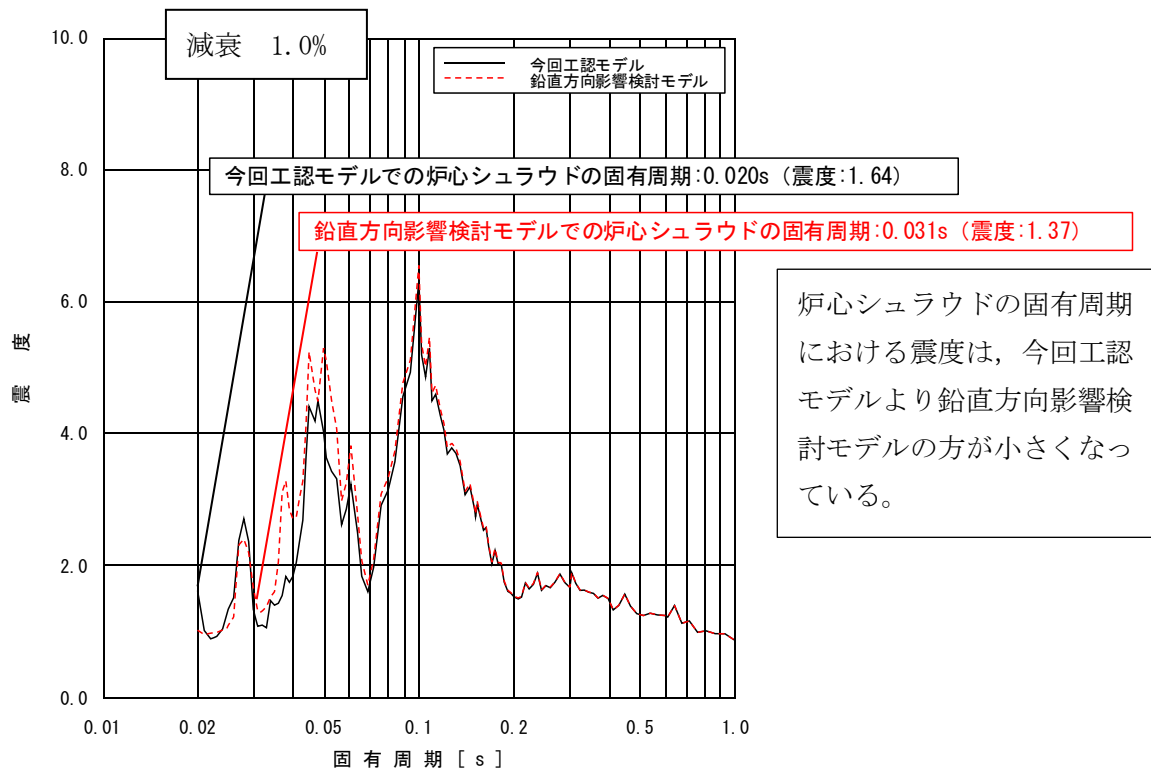


(炉心支持板位置 (質点 88) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)



(炉心支持板位置 (質点 88) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動 S s - D)

図 3.3.3-28 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル



(原子炉压力容器下鏡 (質点 71, 93, 108) の床応答スペクトルの比較, 基準地震動S s-D)

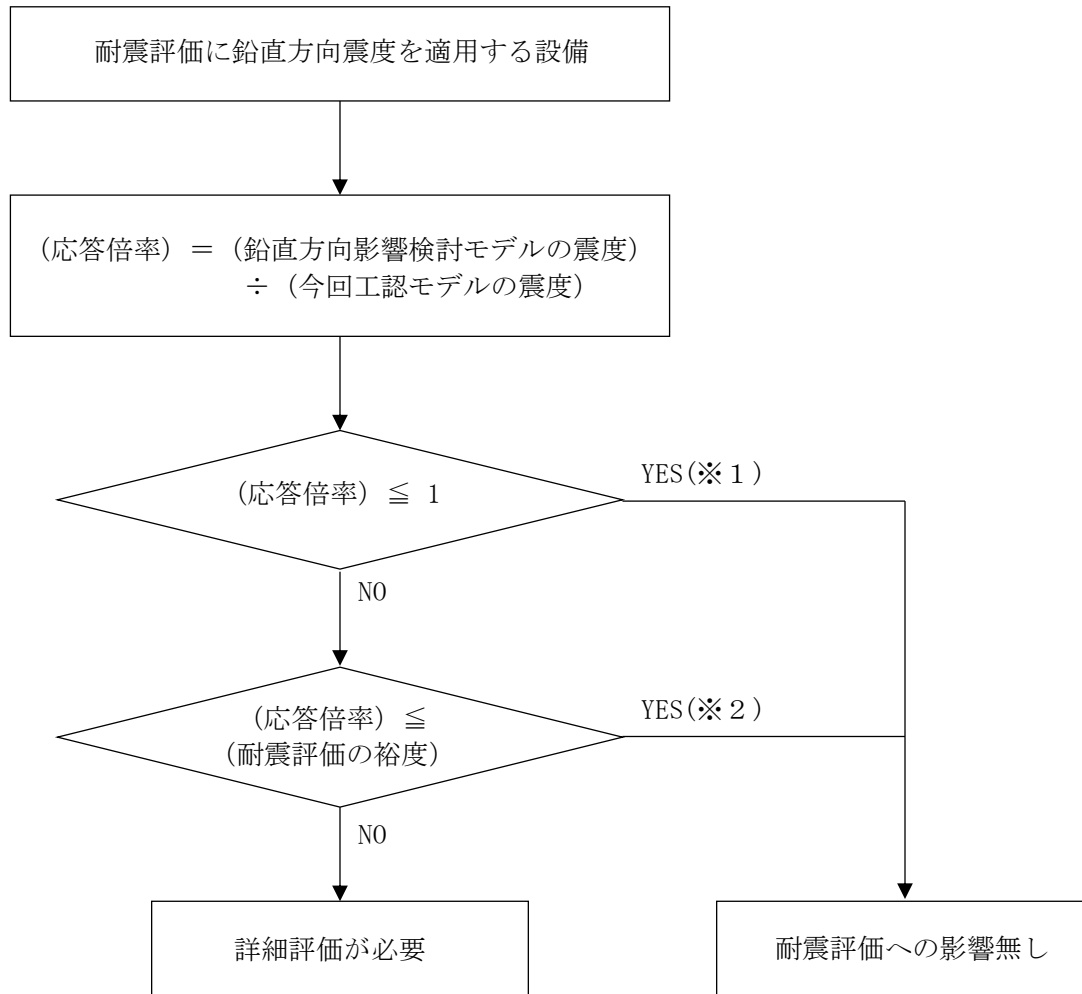
図 3. 3. 3-29 今回工認モデル及び鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトル

### 3.3.4 設備評価への影響検討

3.3.3項に示す評価結果を用いて、設備の耐震評価に及ぼす影響を確認する。ここでは、ばね定数を変更した、原子炉格納容器、原子炉圧力容器、原子炉内部構造物の耐震条件を使用して耐震評価を行う設備について影響評価を実施する。

#### 3.3.4.1 最大応答加速度及び軸力を用いて耐震評価を実施する設備

鉛直方向影響検討モデルの影響検討を行う。鉛直方向の最大応答加速度（震度）を用いて耐震評価を実施する設備に対する影響検討方法を図 3.3.4.1-1 に、軸力を用いて耐震評価を実施する設備に対する影響検討方法を図 3.3.4.1-2 に示す。また、図 3.3.4.1-1 及び図 3.3.4.1-2 における検討の詳細を表 3.3.4.1-1 及び表 3.3.4.1-2 に示す。図 3.3.4.1-1 及び図 3.3.4.1-2 の検討により、鉛直方向影響検討モデルの応答解析結果を用いた詳細評価が必要な設備はなく、耐震評価への影響がないことを確認した。



【※1に該当】

- VI-2-3-3-1-2 原子炉圧力容器
- VI-2-3-3-3-2 蒸気乾燥器
- VI-2-3-3-3-5 ジェットポンプ

【※2に該当】

- VI-2-3-2-2-2 炉心シュラウド
- VI-2-3-2-2-4 上部格子板
- VI-2-3-2-2-5 炉心支持板
- VI-2-3-2-2-6 燃料支持金具
- VI-2-3-3-2-5 差圧検出・ほう酸水注入系配管  
(ティーよりN11ノズルまでの外管)
- VI-2-3-3-3-10 差圧検出・ほう酸水注入系配管  
(原子炉圧力容器内部)
- VI-2-3-3-3-11 原子炉中性子計装案内管
- VI-2-3-3-3-6 給水スパージャ
- VI-2-3-3-3-7 高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ
- VI-2-3-3-3-8 低圧注水系配管  
(原子炉圧力容器内部)
- VI-2-3-3-3-9 高圧及び低圧炉心スプレイ系配管  
(原子炉圧力容器内部)
- VI-2-6-5-1 中性子源領域計装/中間領域計装
- VI-2-6-5-2 出力領域計装
- VI-2-9-2-1 ドライウェル
- VI-2-9-2-3 ベント管
- VI-2-9-2-5 機器搬入口
- VI-2-9-2-6 逃がし安全弁搬出ハッチ
- VI-2-9-4-1 真空破壊装置
- VI-2-9-4-2-1 ダウンカメラ
- VI-2-9-4-2-2 ベントヘッダ

図 3.3.4.1-1 鉛直方向の最大応答加速度（震度）を用いて耐震評価を実施する設備に対する影響検討方法

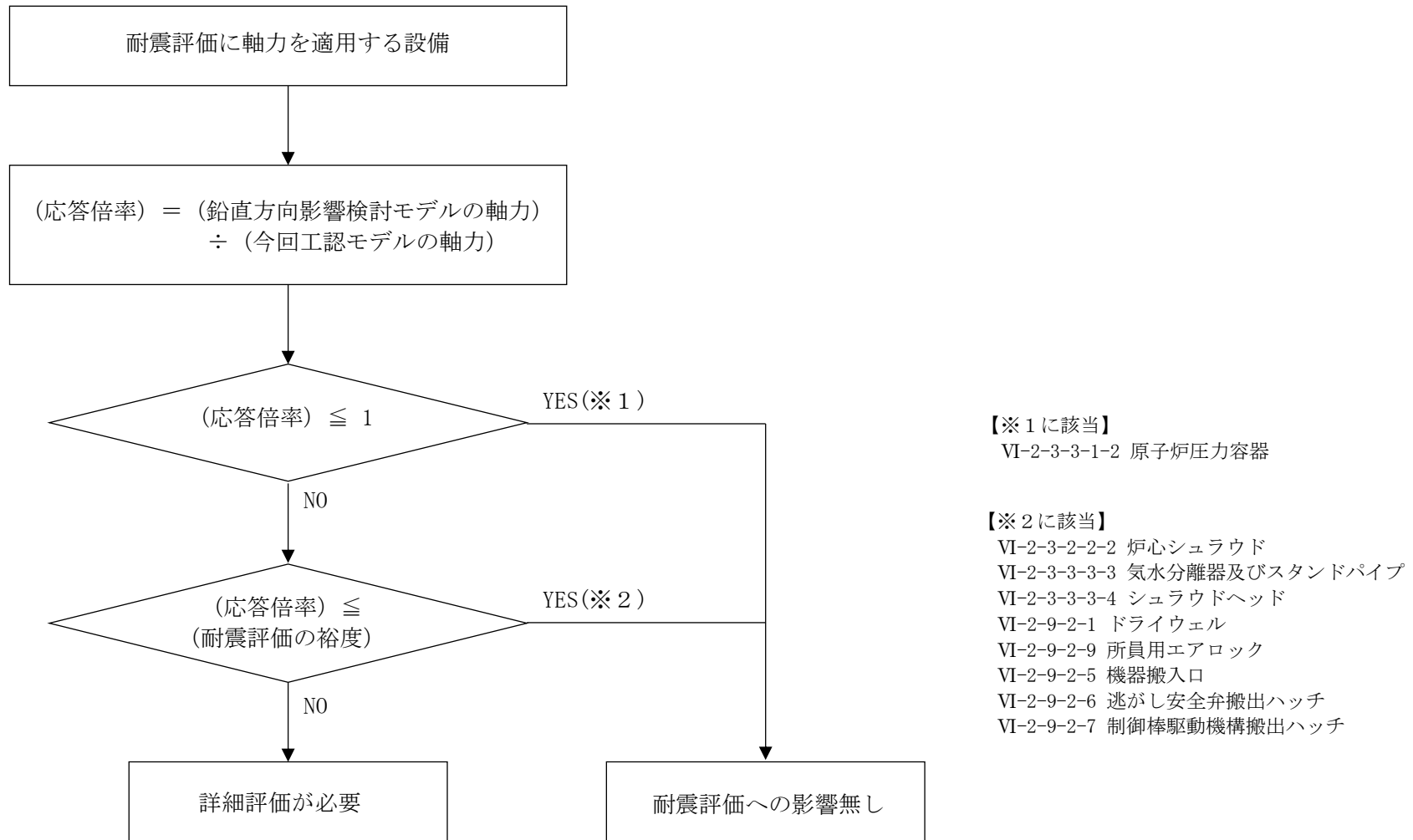


図 3.3.4.1-2 軸力を用いて耐震評価を実施する設備に対する影響検討方法

表 3.3.4.1-1 鉛直方向の最大応答加速度（震度）を用いて耐震評価を実施する設備に対する影響検討（1/2）

対象設備	設置位置		(応答倍率) ≤ 1 についての検討				(応答倍率) ≤ (耐震評価の裕度) についての検討	
			鉛直方向震度 (×9.8m/s <sup>2</sup> )		③応答倍率 (②/①)	③ ≤ 1 〔○：該当 ×：非該当〕	④耐震評価の 裕度	③ ≤ ④ 〔○：該当 ×：非該当〕
	構造物	標高 (mm)	①今回工認 モデル	②鉛直方向影響 検討モデル				
VI-2-3-2-2-2 炉心シユラウド	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	1.28 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-2-2-4 上部格子板	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	1.33 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-2-2-5 炉心支持板	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	1.50 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-2-2-6 燃料支持金具	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	3.79 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-3-1-2 原子炉压力容器	原子炉压力容器	15.944~37.494 <sup>*2</sup>	7.39	7.30	0.99	○	—	—
VI-2-3-3-2-5 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーよりN11ノズルまでの外管)	原子炉压力容器下鏡	16.508~18.250 <sup>*2</sup>	7.84	8.17	1.04	×	1.23 <sup>*3</sup>	○
	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	1.23 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-3-3-10 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部)	原子炉压力容器	15.944~37.494 <sup>*2</sup>	7.39	7.30	0.99	○	—	—
	原子炉压力容器下鏡	16.508~18.250 <sup>*2</sup>	7.84	8.17	1.04	×	1.86 <sup>*3</sup>	○
	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	1.86 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-3-3-11 原子炉中性子計装案内管	原子炉压力容器下鏡	16.508~18.250 <sup>*2</sup>	7.84	8.17	1.04	×	1.40 <sup>*3</sup>	○
	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	1.40 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-3-3-2 蒸気乾燥器	原子炉压力容器	15.944~37.494 <sup>*2</sup>	7.39	7.30	0.99	○	—	—
VI-2-3-3-3-5 ジェットポンプ	原子炉压力容器	15.944~37.494 <sup>*2</sup>	7.39	7.30	0.99	○	—	—
VI-2-3-3-3-6 給水スパージャ	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	5.00 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-3-3-7 高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	4.15 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-3-3-8 低圧注水系配管 (原子炉压力容器内部)	原子炉压力容器	15.944~37.494 <sup>*2</sup>	7.39	7.30	0.99	○	—	—
	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	17.38 <sup>*3</sup>	○
VI-2-3-3-3-9 高圧及び低圧炉心スプレイ系配管 (原子炉压力容器内部)	原子炉压力容器	15.944~37.494 <sup>*2</sup>	7.39	7.30	0.99	○	—	—
	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	10.2	11.8	1.16	×	1.78 <sup>*3</sup>	○

表 3.3.4.1-1 鉛直方向の最大応答加速度（震度）を用いて耐震評価を実施する設備に対する影響検討（2/2）

対象設備	設置位置		(応答倍率) ≤ 1 についての検討				(応答倍率) ≤ (耐震評価の裕度) についての検討		
			鉛直方向震度 (×9.8m/s <sup>2</sup> )		③応答倍率 (②/①)	③ ≤ 1 〔○：該当 ×：非該当〕	④耐震評価の 裕度	③ ≤ ④ 〔○：該当 ×：非該当〕	
	構造物	標高 (mm)	①今回工認 モデル	②鉛直方向影響 検討モデル					
VI-2-6-5-1 中性子源領域計装／中間領域計装	気水分離器等*1	25.414～31.557 *2	10.2	11.8	1.16	×	1.31 *3	○	
VI-2-6-5-2 出力領域計装	気水分離器等*1	25.414～31.557 *2	10.2	11.8	1.16	×	2.34 *3	○	
VI-2-9-2-1 ドライウェル	評価点P1	原子炉格納容器	37.060～39.400	8.38	23.0	2.74	×	3.77 *3	○
	評価点P2	原子炉格納容器	33.141～34.758	8.30	19.2	2.31	×	2.93 *3	○
	評価点P3	原子炉格納容器	33.141	8.22	18.8	2.29	×	2.54 *3	○
	評価点P4	原子炉格納容器	27.907	8.01	9.6	1.20	×	4.17 *3	○
	評価点P5	原子炉格納容器	22.932	7.70	8.91	1.16	×	3.91 *3	○
	評価点P6	原子炉格納容器	16.825～19.878	7.46	8.62	1.16	×	2.32 *3	○
	評価点P7	原子炉格納容器	13.700	7.08	7.85	1.11	×	3.07 *3	○
	評価点P8	原子炉格納容器	10.100	6.90	6.82	0.99	○	—	—
VI-2-9-4-3 ベント管	原子炉格納容器	11.900	6.99	7.57	1.08	×	1.14 *3	○	
VI-2-9-2-5 機器搬入口	原子炉格納容器	16.825	7.26	8.28	1.14	×	1.18 *4	○	
VI-2-9-2-6 逃がし安全弁搬出ハッチ	原子炉格納容器	22.932～27.907	8.01	9.58	1.20	×	1.18 *3	○	
VI-2-9-4-1 真空破壊装置	原子炉格納容器	11.900	6.99	7.57	1.08	×	1.20 *3	○	
VI-2-9-4-2-1 ダウンカマ	原子炉格納容器	11.900	6.99	7.57	1.08	×	1.29 *3	○	
VI-2-9-4-2-2 ベントヘッド	原子炉格納容器	11.900	6.99	7.57	1.08	×	1.08 *3	○	

注記\*1：「気水分離器，シユラウドヘッド及び上部胴」を示す。

\*2：設置位置の構造物における最大の応答倍率を用いて検討する。

\*3：応力評価結果の最小裕度（許容応力／発生応力）を示す。

\*4：耐震評価条件に設定した裕度（評価用震度／設計用震度 I）及び応力評価結果（許容応力／発生応力）の最小裕度の積を示す。



表 3.3.4.1-2 軸力を用いて耐震評価を実施する設備に対する影響検討

対象設備	設置位置		(応答倍率) ≤ 1 についての検討				(応答倍率) ≤ (耐震評価の裕度) についての検討		
			鉛直方向軸力 (kN)		③ 応答倍率 (②/①)	③ ≤ 1	④ 耐震評価の裕度	③ ≤ ④	
	構造物	標高 (mm)	① 今回工認モデル	② 鉛直方向影響検討モデル					
VI-2-3-2-2-2 炉心シュラウド	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	36.1	44.1	1.22	×	1.28 <sup>*3</sup>	○	
VI-2-3-3-1-2 原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	15.944~37.494 <sup>*2</sup>	2830	2760	0.98	○	—	—	
VI-2-3-3-3-3 気水分離器及びスタンドパイプ	気水分離器等 <sup>*1</sup>	25.414~31.557 <sup>*2</sup>	36.1	44.1	1.22	×	1.44 <sup>*3</sup>	○	
VI-2-3-3-3-4 シュラウドヘッド	気水分離器等 <sup>*1</sup>	27.317	548	667	1.22	×	1.52 <sup>*4</sup>	○	
VI-2-9-2-1 ドライウェル	評価点P1	原子炉格納容器	37.060~39.400	151	416	2.75	×	3.77 <sup>*3</sup>	○
	評価点P2	原子炉格納容器	33.141~34.758	1050	2500	2.38	×	2.93 <sup>*3</sup>	○
	評価点P3	原子炉格納容器	33.141	1050	2500	2.38	×	2.54 <sup>*3</sup>	○
	評価点P4	原子炉格納容器	27.907	2720	4840	1.78	×	4.17 <sup>*3</sup>	○
	評価点P5	原子炉格納容器	22.932	3470	5540	1.60	×	3.91 <sup>*3</sup>	○
	評価点P6	原子炉格納容器	16.825~19.878	5380	7170	1.33	×	2.32 <sup>*3</sup>	○
	評価点P7	原子炉格納容器	13.700	6820	8660	1.27	×	3.07 <sup>*3</sup>	○
	評価点P8	原子炉格納容器	10.100	8950	11000	1.23	×	2.32 <sup>*4</sup>	○
VI-2-9-2-9 所員用エアロック	原子炉格納容器	13.700~16.825	6820	8660.00	1.27	×	1.30 <sup>*4</sup>	○	
VI-2-9-2-5 機器搬入口	原子炉格納容器	16.825	5380	7170	1.33	×	1.41 <sup>*4</sup>	○	
VI-2-9-2-6 逃がし安全弁搬出ハッチ	原子炉格納容器	22.932~27.907	3470	5540	1.60	×	1.66 <sup>*4</sup>	○	
VI-2-9-2-7 制御棒駆動機構搬出ハッチ	原子炉格納容器	13.700~16.825	6820	8660.00	1.27	×	1.41 <sup>*4</sup>	○	

注記\*1: 「気水分離器, シュラウドヘッド及び上部胴」を示す。

\*2: 設置位置の構造物における最大の応答倍率を用いて検討する。

\*3: 応力評価結果の最小裕度 (許容応力/発生応力) を示す。

\*4: 耐震評価条件に設定した裕度 (評価用震度/設計用震度 I) 及び応力評価結果 (許容応力/発生応力) の最小裕度の積を示す。

### 3.3.4.2 床応答スペクトルを用いて耐震評価を実施する設備

原子炉格納容器，原子炉圧力容器，原子炉内部構造物の鉛直方向の床応答スペクトルを使用して耐震評価を行う設備として，制御棒駆動機構搬出ハッチ，所員用エアロック，電気配線貫通部及び対象配管に対する影響検討を実施する。なお，対象配管としては RHR-PD-7 のみが抽出された。各設備の位置関係を図 3.3.4.2-1 に示す。

VI-2-9-2-7「制御棒駆動機構搬出ハッチの耐震性についての計算書」，VI-2-9-2-9「所員用エアロックの耐震性についての計算書」及びVI-2-9-2-11「電気配線貫通部の耐震性についての計算書」より，各設備の鉛直方向固有周期における床応答スペクトルと，耐震評価に用いている鉛直方向震度を比較したものを表 3.3.4.2-1 に示す。各設備の鉛直方向固有周期における耐震評価に用いている鉛直方向震度は，鉛直方向影響検討モデル震度を上回っている。以上により，制御棒駆動機構搬出ハッチ，所員用エアロック及び電気配線貫通部は，鉛直方向影響検討モデルを考慮した場合でも耐震評価への影響がないことを確認した。

また，原子炉格納容器の鉛直方向の床応答スペクトルを用いた配管（RHR-PD-7）の耐震評価を実施した。本評価においては，図 3.3.3-11 を参照し，20Hz 近傍の応答比率が大きいことから，1～50Hz の周期範囲において計算して作成した設計用床応答スペクトルを適用し，水平方向では設計用床応答スペクトル I，鉛直方向では鉛直方向影響検討モデルの床応答スペクトルを用いた。表 3.3.4.2-2 に鉛直方向影響検討条件の床応答スペクトルを用いた最大応力評価点の耐震評価結果を示す。表 3.3.4.2-2 より，鉛直方向影響検討条件の床応答スペクトルを用いた場合でも健全性が確保されることを確認した。

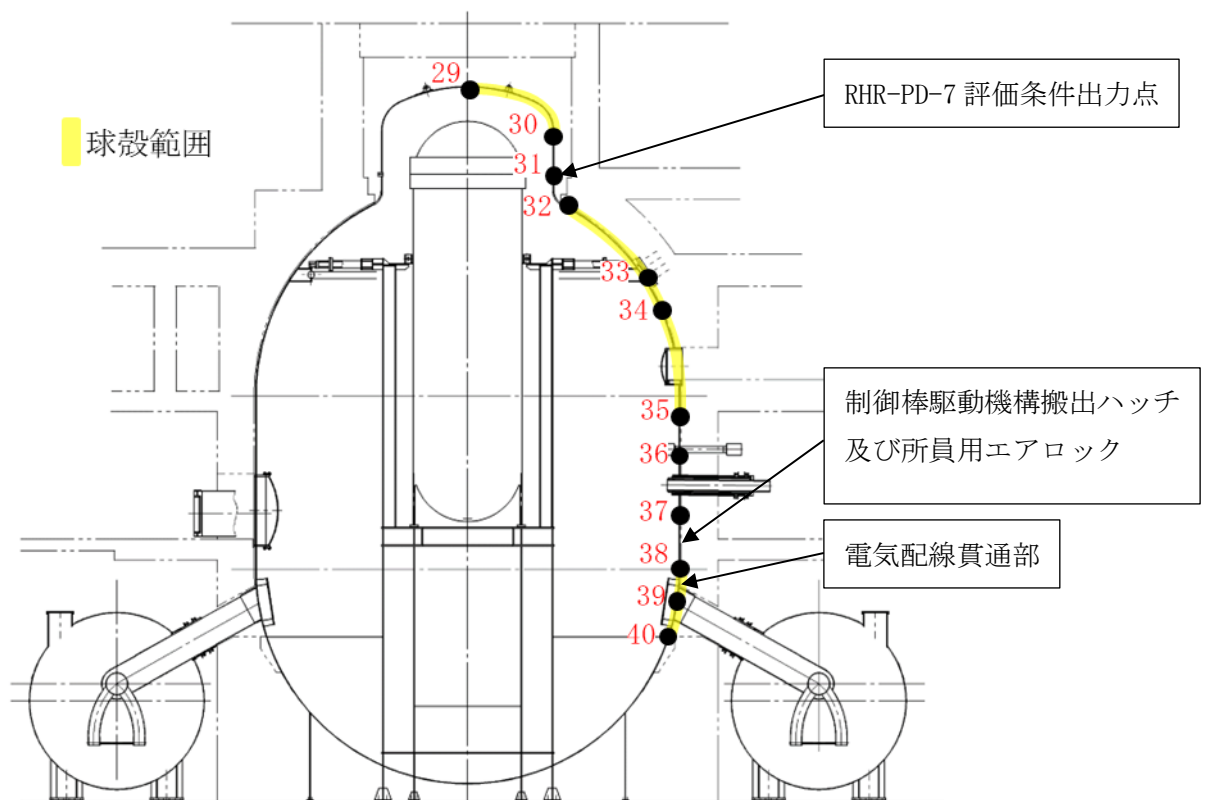


図3.3.4.2-1 原子炉格納容器の球殻形状範囲と各設備の位置関係図

表 3.3.4.2-1 床応答スペクトルの鉛直方向震度の比較

設備名称	鉛直方向 固有周期 (s)	①鉛直方向 影響検討モデル 震度	②設計に適用 する震度*	③比率 (①/②)
制御棒駆動機構 搬出ハッチ	0.069	1.63	5.25 (3.75)	0.32
所員用 エアロック	0.057	3.19	4.81 (4.37)	0.67
電気配線貫通部	0.172	2.11	3.69 (2.84)	0.58

注記\*：設計用床応答スペクトル I（基準地震動 S s）を上回る設計用床応答スペクトルにより得られる震度を示す。（ ）内に設計用床応答スペクトル I（基準地震動 S s）により得られる震度を示す。

表 3.3.4.2-2 床応答スペクトルを用いた耐震評価結果

対象設備	一次応力（膜+曲げ）			一次+二次応力			疲労評価
	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	裕度	
RHR-PD-7	156	366	2.34	850	366	0.43	0.8363

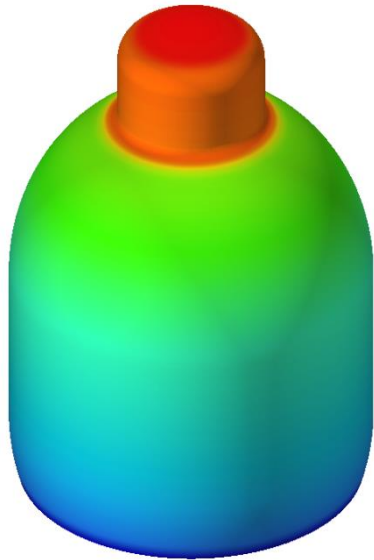
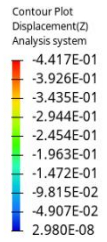
(参考 1) 3次元シェルモデルによる円筒部のばね定数の算出

3.3.1(2)では、3次元シェルモデルによるFEM解析を用いて大型機器連成解析モデルの球殻部のばね定数を算出した。ここでは、3.3.1(2)のFEM解析結果により得られる球殻部以外の部位である円筒部のばね定数について、今回工認モデルとの比較を行う。本検討においては、3.3.1(2)の解析モデルに円筒部を有する原子炉格納容器を検討対象とする。

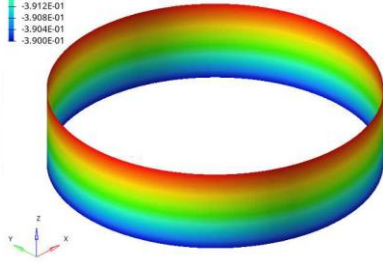
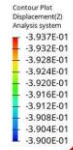
3.3.1(2)のFEM解析結果として得られる円筒部の変位コンター図を図3-1に、円筒部のばね定数の算出結果を表3-1に示す。また、ばね定数の算出結果について、今回工認モデルとの比較を表3-2に示す。

表3-2において、質点番号31~32のばね定数については、今回工認モデルと3次元シェルモデルで大きな差異が生じている。これは、3.3の検討では質点番号31~32を円筒部として扱っているものの、実際の形状としては、下端は球殻部と円筒部の接続部であり、3次元シェルモデルにおいて質点番号31~32の全体が円筒形状ではないことにより生じる差異である。ただし、質点番号31~32は他の部位よりもばね定数が大きい(表3.3.2-1参照)ことから、3次元シェルモデルにより算出したばね定数を今回工認モデルに反映した場合においても、地震応答解析への影響は軽微であると考えられる。

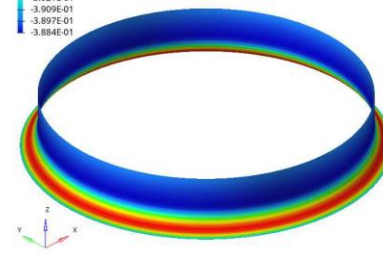
質点番号31~32以外のばね定数については、表3-2において今回工認モデルと3次元シェルモデルでほぼ同じ結果が得られており、3.3.1(2)におけるばね定数の算出方法により適切な結果が得られることが確認できる。



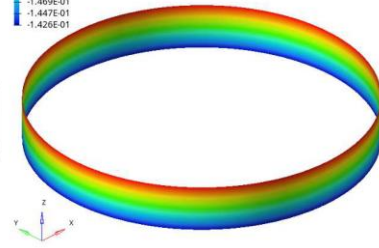
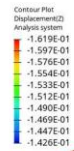
解析モデル全体



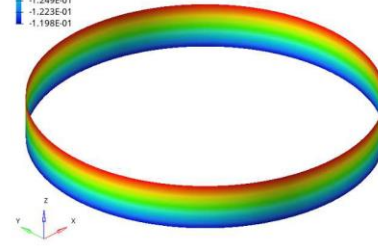
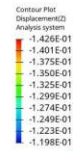
質点番号 : 30~31



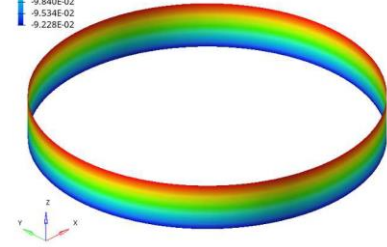
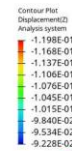
質点番号 : 31~32



質点番号 : 35~36



質点番号 : 36~37



質点番号 : 37~38

注 : 表示範囲の最大及び最小の変位量を基準とした色分けを示す。

図 3-1 変位コンター図 (原子炉格納容器円筒部)

表 3-1 円筒部のばね定数算出結果 (3次元シェルモデル)

構造物名	質点番号	解析結果		ばね定数 (kN/m)
		上下節点 鉛直方向 平均荷重 (kN)	上下節点 鉛直方向 変位差 (m)	
原子炉格納容器	30~31			
	31~32			
	35~36			
	36~37			
	37~38			

表 3-2 円筒部のばね定数算出結果の比較

構造物名	質点番号	①今回工認モデル	②3次元シェルモデル	ばね定数 の比率 ②/①
		ばね定数 (kN/m)	ばね定数 (kN/m)	
原子炉格納容器	30~31			0.99
	31~32			7.81
	35~36			0.99
	36~37			1.01
	37~38			0.99

(参考2) 3次元シェルモデルを用いた固有値解析

3.3.1(2)における大型機器連成解析モデルの球殻部のばね定数のための3次元シェルモデルについて固有値解析を行い、3.3.2で球殻部のばね定数を反映した地震応答解析モデル(鉛直方向影響検討モデル)の固有値解析結果との比較を行う。

ここでは、3.3.1(2)において構造物全体をモデル化している、原子炉格納容器を対象として検討を行う。ただし、3.3.1(2)の3次元シェルモデルはばね定数算出用の解析モデルであり、原子炉格納容器の付属機器質量については考慮せず、解析モデルには材料の密度を設定しているため、本検討においては、地震応答解析モデルと同等の質量となるように解析モデルに密度を設定する。具体的には、地震応答解析モデルの質点の質量を上下の要素に割り振った質量となるように、3次元シェルモデルにおける地震応答解析モデルの質点に対応する位置の間の要素に密度を設定する。表3-3に3次元シェルモデルに設定する密度を示す。

固有値解析結果として得られる3次元シェルモデルの振動モード図を図3-2に示す。また、固有周期の比較を表3-4に、振動モードの比較を図3-3に示す。表3-4及び図3-3では、地震応答解析モデル(鉛直方向影響検討モデル)は原子炉格納容器の振動が卓越する振動モードを示す。また、図3-3では、3次元シェルモデルについては、地震応答解析モデルの質点位置に対応する位置の鉛直方向の変形量をグラフ化した結果を示す。

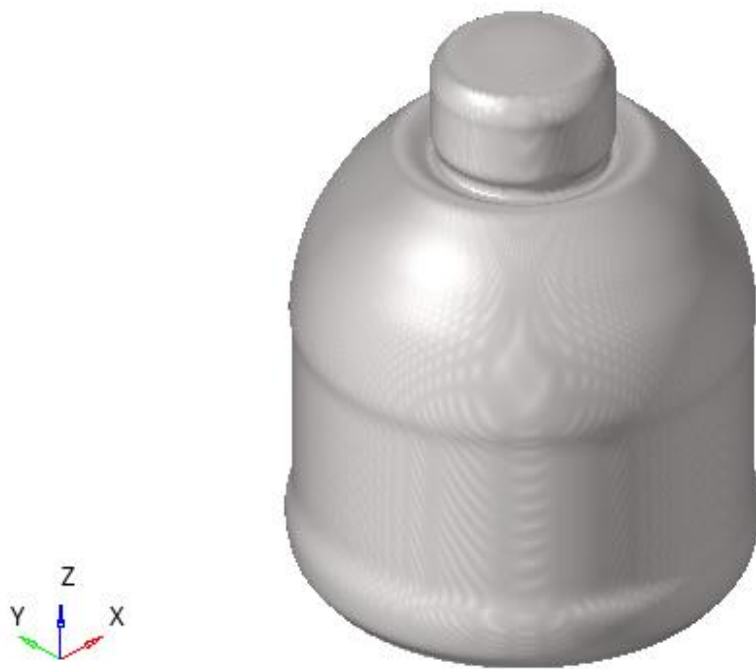
表3-4において、地震応答解析モデル(鉛直方向影響検討モデル)及び3次元シェルモデルにおける原子炉格納容器の固有周期は概ね一致している。また、図3-3において、地震応答解析モデル(鉛直方向影響検討モデル)及び3次元シェルモデルにおける振動モードは同様である。

以上の結果から、3次元シェルモデルにより得られたばね定数を反映した地震応答解析モデル(鉛直方向影響検討モデル)は、3次元シェルモデルと同等にモデル化されていることを確認した。

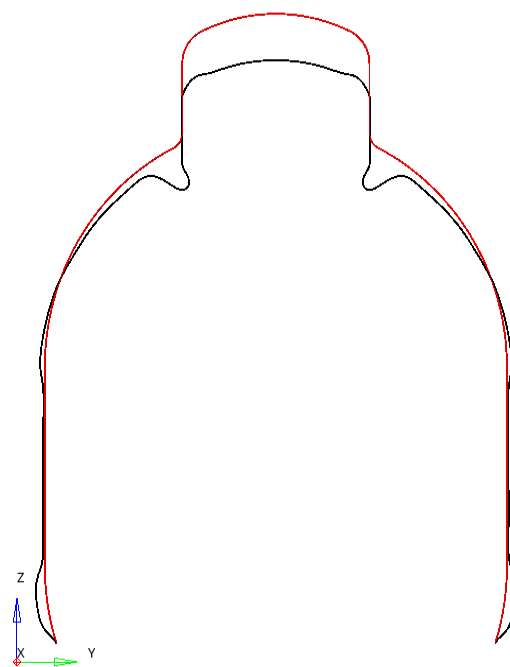
表 3-3 3次元シェルモデルに設定する密度

標高 EL (m)	地震応答解析モデル		3次元シェルモデル (固有値解析用)				
	質点番号	質量 (t)	質点番号	質量 (t)	密度 (t/mm <sup>3</sup> )		
39.400	29		—	—	—		
37.060	30		29~30				
34.758	31		30~31				
33.141	32		31~32				
29.392	33		32~33				
27.907	34		33~34				
22.932	35		34~35				
19.878	36		35~36				
16.825	37		36~37				
13.700	38		37~38				
11.900	39		38~39				
10.100	40		39~40			—	—





鳥瞰図

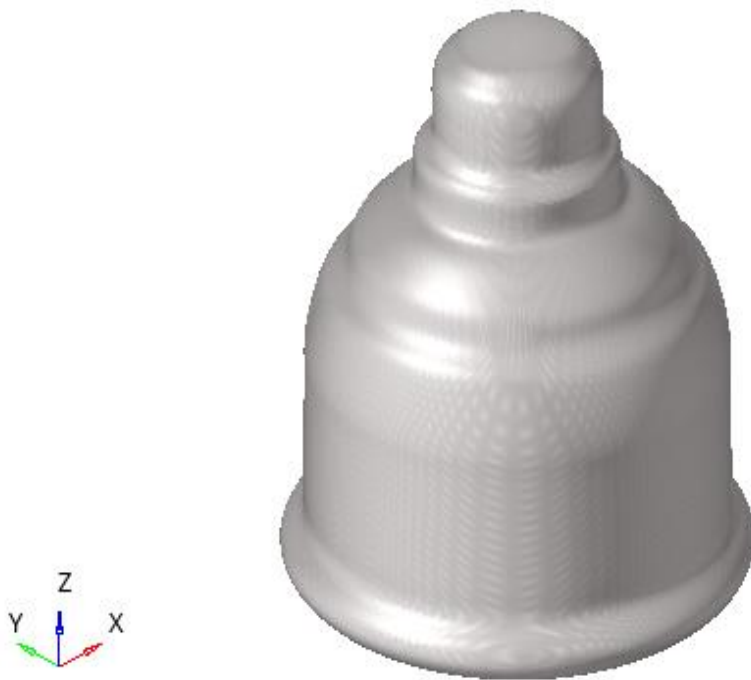


赤線：変形前  
黒線：変形後

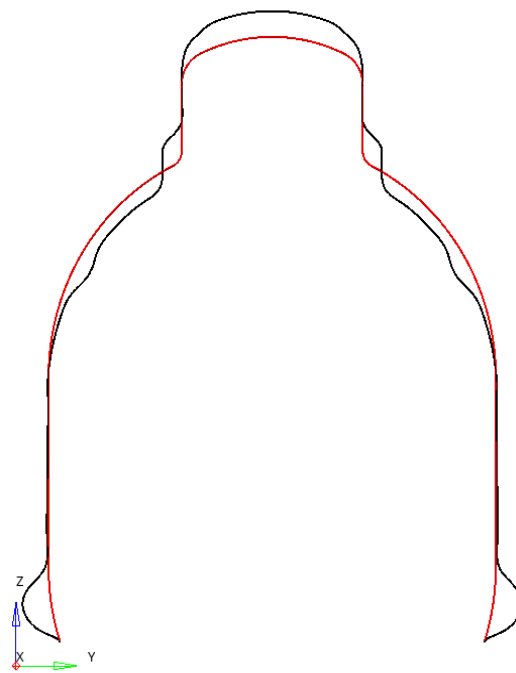
断面図

73次 ( 0.053s )

図 3-2 3次元シェルモデルの振動モード図(1)



鳥瞰図



赤線：変形前  
黒線：変形後

断面図

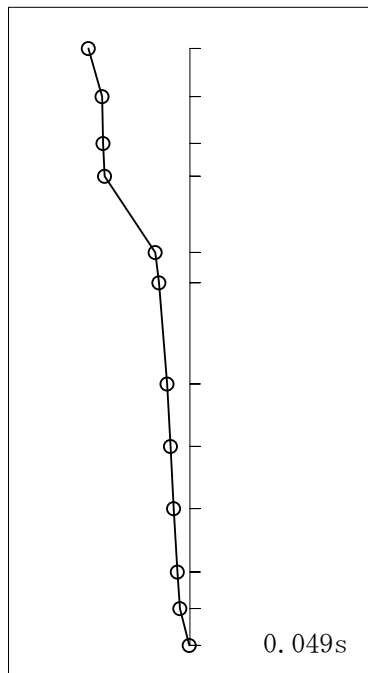
159次 ( 0.036s )

図 3-2 3次元シェルモデルの振動モード図(2)

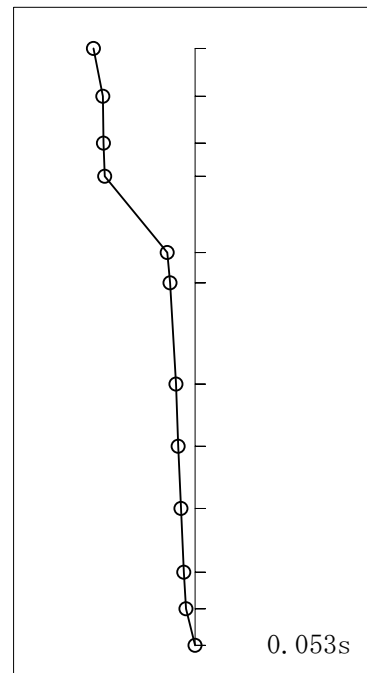
表 3-4 固有周期の比較

地震応答解析モデル (鉛直方向影響検討モデル*)		3次元シェルモデル (原子炉格納容器単独モデル)	
次数	固有周期 (s)	次数	固有周期 (s)
7	0.049	73	0.053
16	0.027	159	0.036

注記\* : 大型機器連成解析モデル



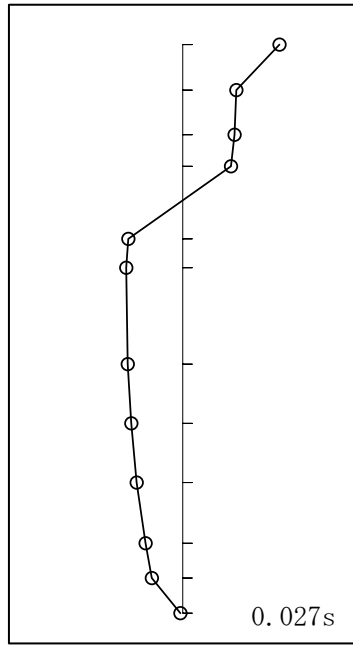
地震応答解析モデル  
(鉛直方向影響検討モデル\*)



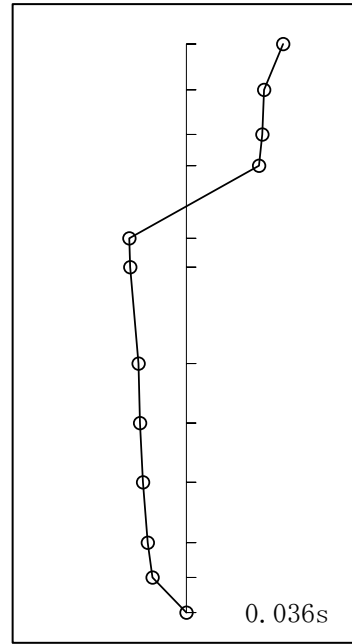
3次元シェルモデル  
(原子炉格納容器単独モデル)

注記\* : 大型機器連成解析モデル

図 3-3 振動モードの比較(1)



地震応答解析モデル  
(鉛直方向影響検討モデル\*)



3次元シェルモデル  
(原子炉格納容器単独モデル)

注記\* : 大型機器連成解析モデル

図 3-3 振動モードの比較(2)

#### 4. 建物と機器の相互作用を考慮した地震応答解析モデルに係る影響検討

原子炉本体地震応答解析モデルにおいて考慮する機器の質量は、原子炉建物地震応答解析モデルにおいては1次遮蔽壁の質点質量として考慮する。したがって、原子炉建物地震応答解析モデルの固有値及び地震応答に対して、原子炉本体地震応答解析モデルにおける建物部分（1次遮蔽壁）の固有値及び地震応答を比較することによって、建物と機器の相互作用を考慮した地震応答解析モデルに係る設定（原子炉建物側との接続）の影響が確認できると考えられる。

原子炉建物地震応答解析モデルはVI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」に記載する解析モデルを用いる。水平方向の原子炉建物地震応答解析モデルを図4-1及び図4-2に、鉛直方向の原子炉建物地震応答解析モデルを図4-3に示す。

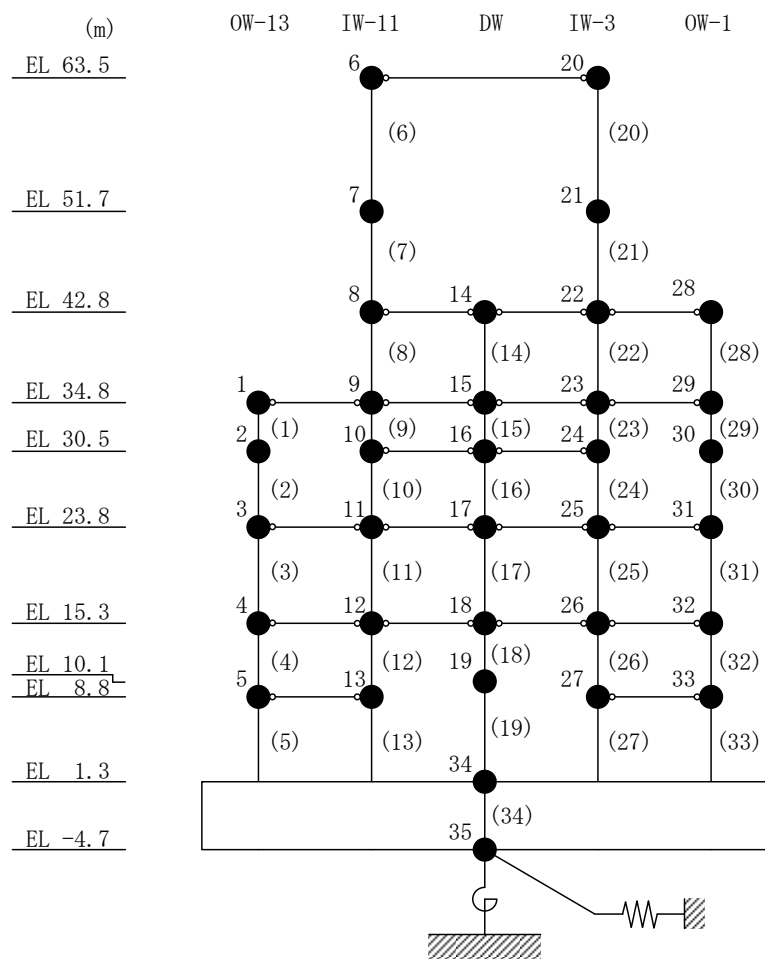


図 4-1 原子炉建物地震応答解析モデル（水平方向（NS方向））

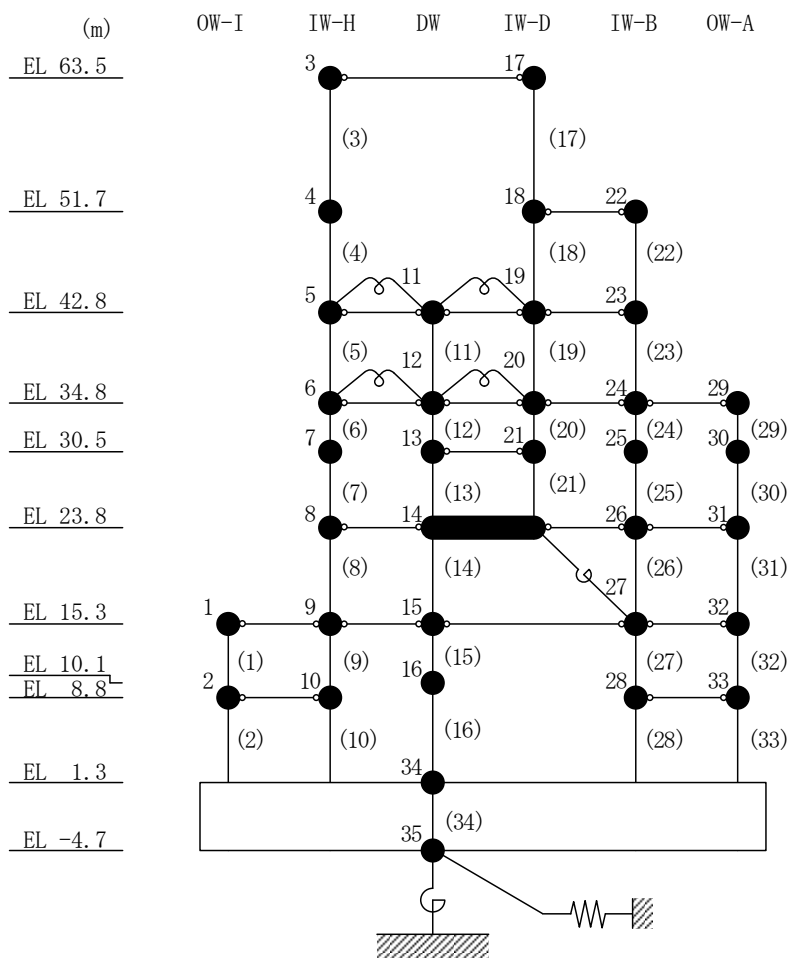


図 4-2 原子炉建物地震応答解析モデル（水平方向（EW方向））

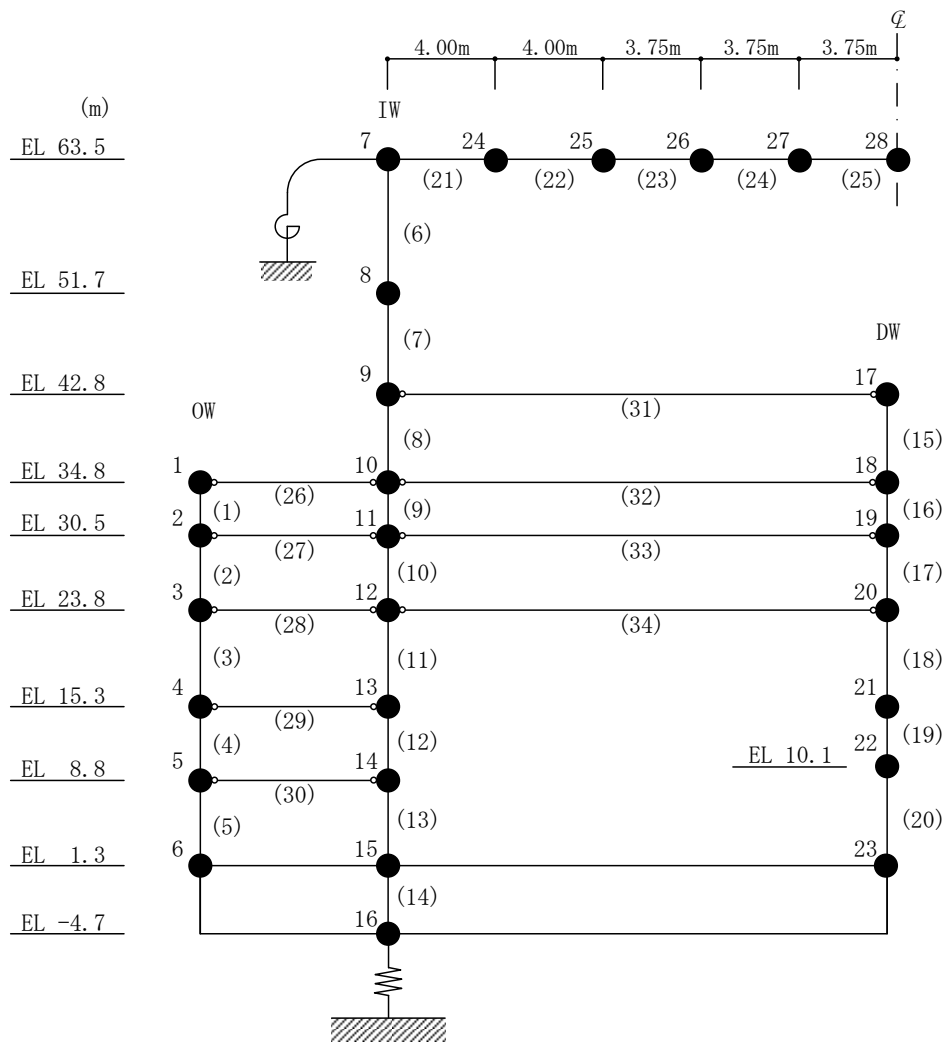


図 4-3 原子炉建物地震応答解析モデル (鉛直方向)



a. 固有値解析結果の比較

原子炉建物地震応答解析モデルと原子炉本体地震応答解析モデルによる固有値解析結果の比較を表 4-1～表 4-3 に示す。原子炉本体地震応答解析モデルの固有値解析においては、原子炉建物地震応答解析モデルの振動モードに加えて、機器が卓越する振動モードとして、原子炉建物地震応答解析モデルでは発生しない振動モードが発生する。表 4-1～表 4-3 の「卓越部位」の欄には、原子炉建物地震応答解析モデルで発生する振動モードの場合は「原子炉建物」、機器が卓越する振動モードの場合は機器名称を記載する。

表 4-1～表 4-3 に示すとおり、原子炉建物地震応答解析モデルによる固有周期は、原子炉本体地震応答解析モデルで算定された原子炉建物部分の固有周期と概ね整合している。

表 4-1 原子炉本体地震応答解析モデルに対する固有値比較 (NS 方向)

①原子炉建物地震 応答解析モデル*1		②原子炉本体地震 応答解析モデル*2		固有周期 の比率 (②/①)	卓越部位
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)		
1	0.220	1	0.219	1.00	原子炉建物
—	—	2	0.202	—	燃料集合体
—	—	3	0.135	—	炉心シュラウド
—	—	4	0.110	—	原子炉压力容器
2	0.099	5	0.098	0.99	原子炉建物
3	0.069	6	0.069	1.00	原子炉建物
—	—	7	0.066	—	制御棒案内管
—	—	8	0.057	—	原子炉压力容器
4	0.052	9	0.052	1.00	原子炉建物
—	—	10	0.050	—	燃料集合体

注記\*1：VI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」に記載の値

\*2：VI-2-2-1「炉心、原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に記載の値

表 4-2 原子炉本体地震応答解析モデルに対する固有値比較 (EW方向)

①原子炉建物地震 応答解析モデル*1		②原子炉本体地震 応答解析モデル*2		固有周期 の比率 (②/①)	卓越部位
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)		
—	—	1	0.204	—	燃料集合体
1	0.203	2	0.200	0.99	原子炉建物
—	—	3	0.135	—	炉心シュラウド
—	—	4	0.109	—	原子炉压力容器
2	0.093	5	0.093	1.00	原子炉建物
3	0.067	6	0.067	1.00	原子炉建物
—	—	7	0.066	—	制御棒案内管
—	—	8	0.057	—	原子炉压力容器
4	0.051	9	0.051	1.00	原子炉建物
—	—	10	0.050	—	燃料集合体

注記\*1：VI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」に記載の値

\*2：VI-2-2-1「炉心、原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本  
体の基礎の地震応答計算書」に記載の値

表 4-3 原子炉本体地震応答解析モデルに対する固有値比較（鉛直方向）

①原子炉建物地震 応答解析モデル*1		②原子炉本体地震 応答解析モデル*2		固有周期 の比率 (②/①)	卓越部位
次数	固有周期(s)	次数	固有周期(s)		
1	0.297	1	0.297	1.00	原子炉建物 (屋根トラス)
2	0.105	2	0.106	1.01	原子炉建物
3	0.084	3	0.084	1.00	原子炉建物 (屋根トラス)
4	0.064	4	0.064	1.00	原子炉建物
5	0.053	5	0.053	1.00	原子炉建物 (屋根トラス)
6	0.051	6	0.051	1.00	原子炉建物 (屋根トラス)

注記\*1：VI-2-2-2「原子炉建物の地震応答計算書」に記載の値

\*2：VI-2-2-1「炉心、原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本  
体の基礎の地震応答計算書」に記載の値

b. 床応答スペクトルの比較

原子炉建物地震応答解析モデルと原子炉本体地震応答解析モデルにおける原子炉建物(1次遮蔽壁)の床応答スペクトルを比較した。床応答スペクトルを比較する質点番号を表4-4に、比較結果を図4-4に示す。なお、床応答スペクトルの作成には設備評価に支配的な基準地震動S<sub>s</sub>-Dを用い、減衰定数は2.0%とした。図4-4に示すとおり、床応答スペクトルは2つのモデルにおいて概ね一致していることから、建物と機器の相互作用を考慮した地震応答解析モデルに係る設定(原子炉建物側との接続)は妥当であると考えられる。

表4-4 床応答スペクトルを比較する質点番号

方向	標高 (EL (m))	質点番号		図番号
		原子炉建物地震 応答解析モデル	原子炉本体地震 応答解析モデル	
NS	42.800	14	17	図4-4 (1/21)
	34.800	15	18	図4-4 (2/21)
	30.500	16	19	図4-4 (3/21)
	23.800	17	21	図4-4 (4/21)
	15.300	18	22	図4-4 (5/21)
	10.100	19	23	図4-4 (6/21)
	1.300	34	24	図4-4 (7/21)
EW	42.800	11	14	図4-4 (8/21)
	34.800	12	15	図4-4 (9/21)
	30.500	13	16	図4-4 (10/21)
	23.800	14	18	図4-4 (11/21)
	15.300	15	19	図4-4 (12/21)
	10.100	16	20	図4-4 (13/21)
	1.300	34	21	図4-4 (14/21)
鉛直	42.800	17	17	図4-4 (15/21)
	34.800	18	18	図4-4 (16/21)
	30.500	19	19	図4-4 (17/21)
	23.800	20	20	図4-4 (18/21)
	15.300	21	21	図4-4 (19/21)
	10.100	22	22	図4-4 (20/21)
	1.300	15	15	図4-4 (21/21)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : NS方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL42.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

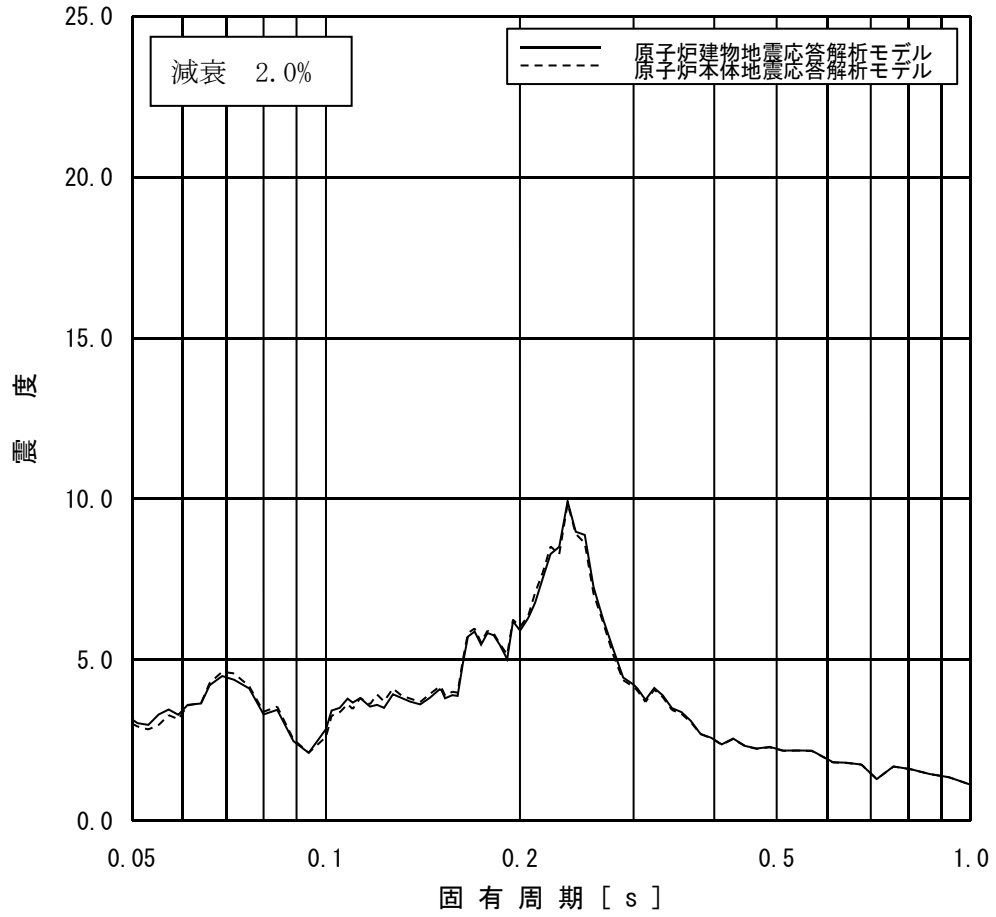


図 4-4 (1/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 14, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 17)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : NS方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL34.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

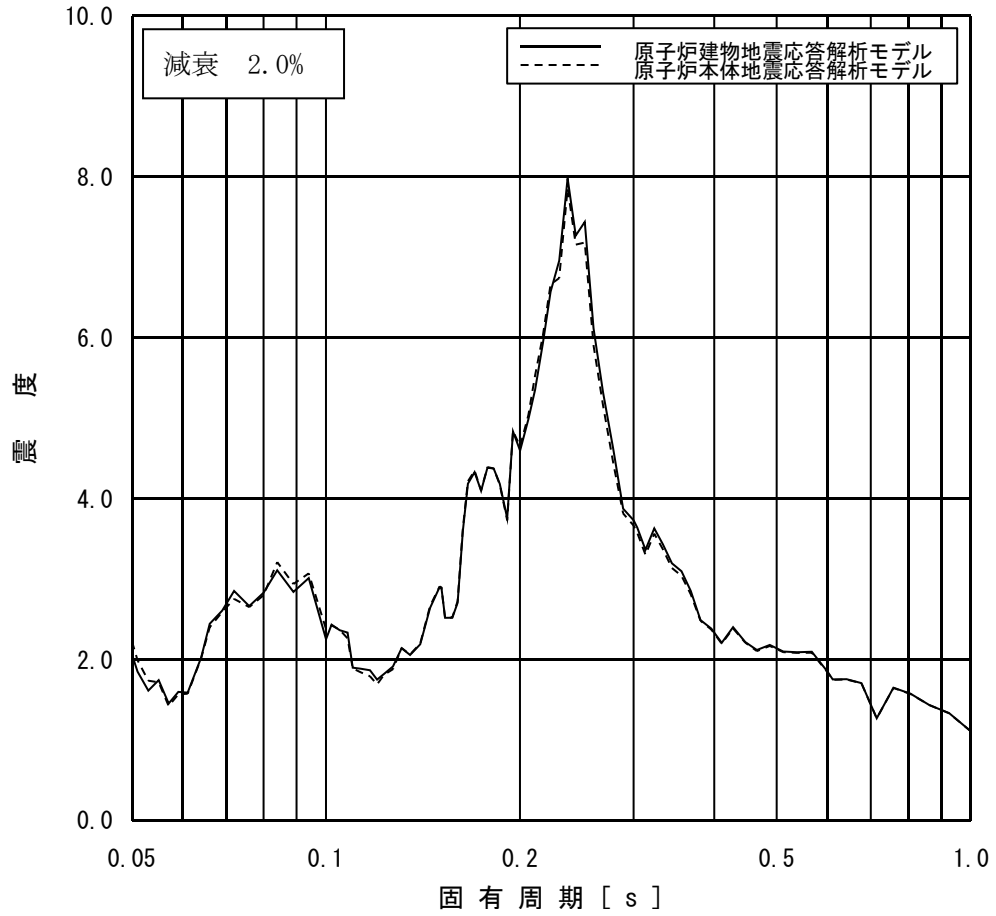


図 4-4 (2/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 15, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 18)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : NS方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL30.500m  
 減衰 : 2.0 (%)

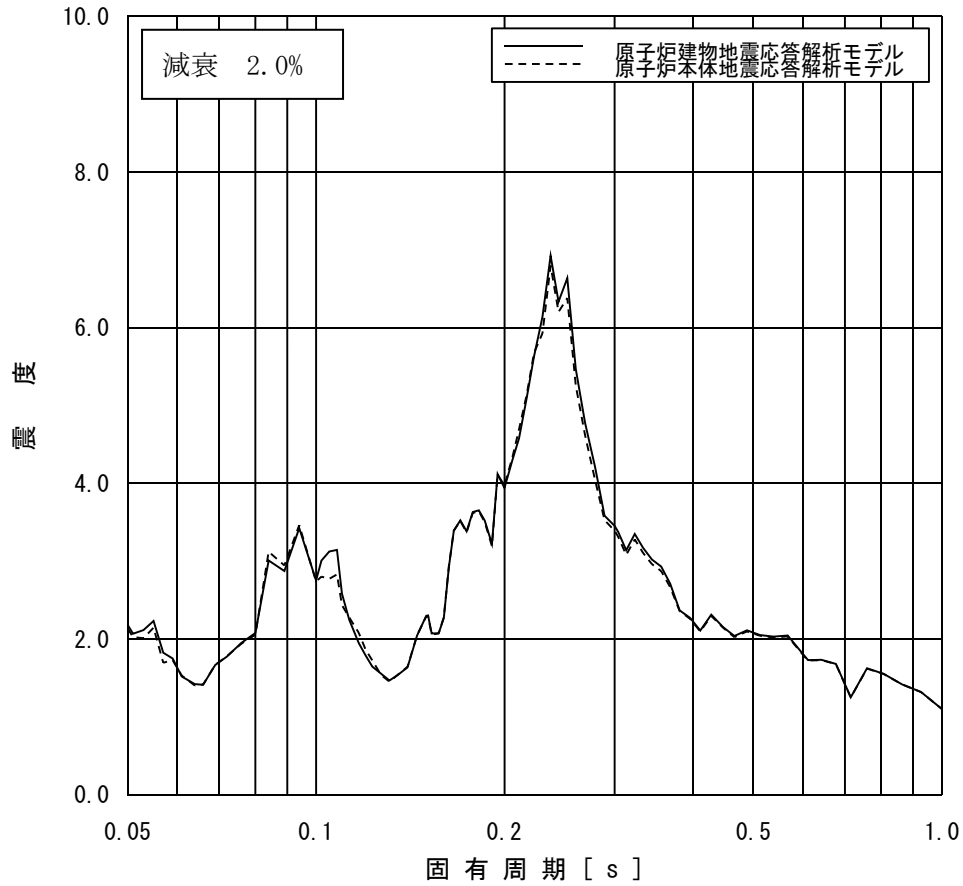


図 4-4 (3/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 16, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 19)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : NS方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL23.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

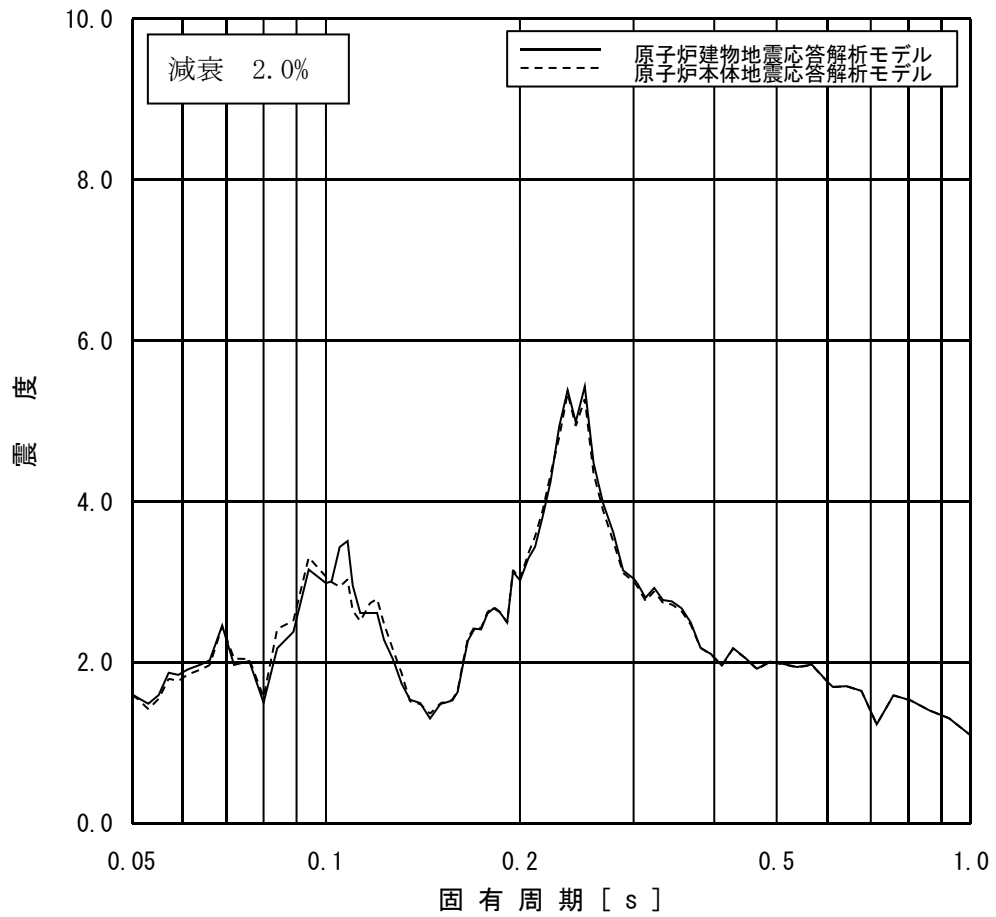


図 4-4 (4/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 17, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 21)



プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : NS方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL15.300m  
 減衰 : 2.0 (%)

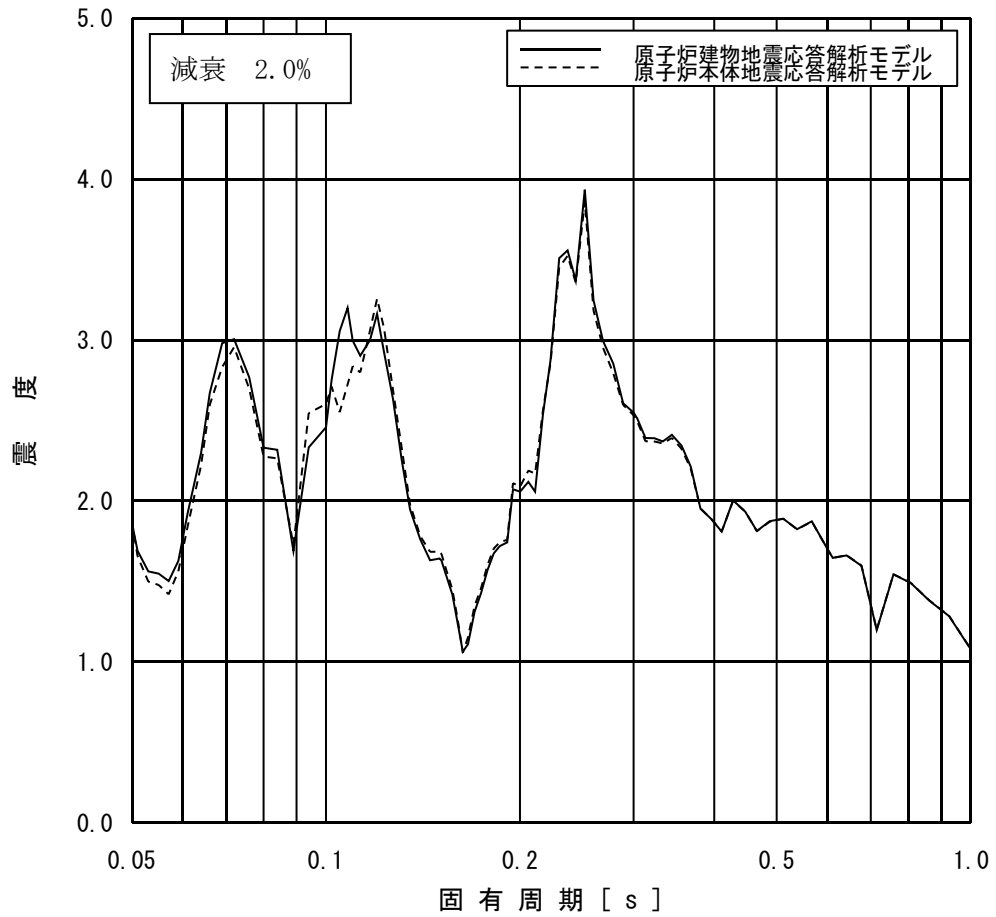


図4-4 (5/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル: 質点18, 原子炉本体地震応答解析モデル: 質点22)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : NS方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL10.100m  
 減衰 : 2.0 (%)

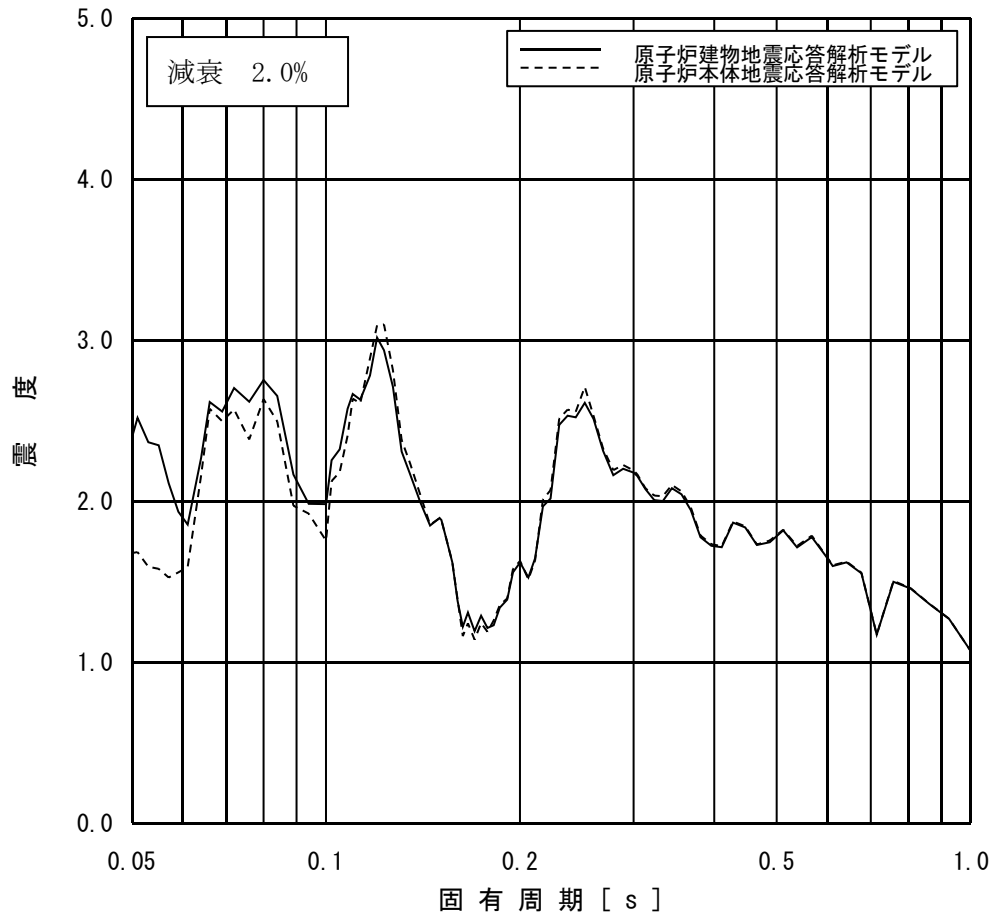


図 4-4 (6/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 19, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 23)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : NS方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL1.300m  
 減衰 : 2.0 (%)

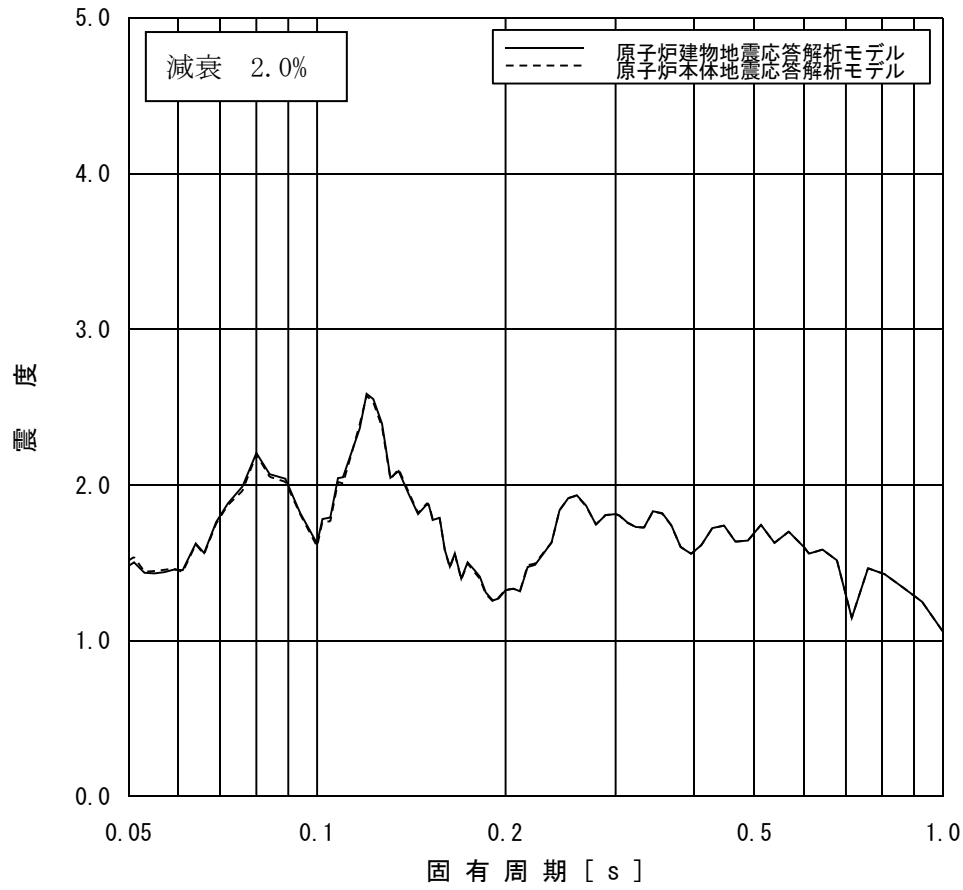


図 4-4 (7/21) 原子炉建物の床応答スペクトル

(原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 34, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 24)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : EW方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL42.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

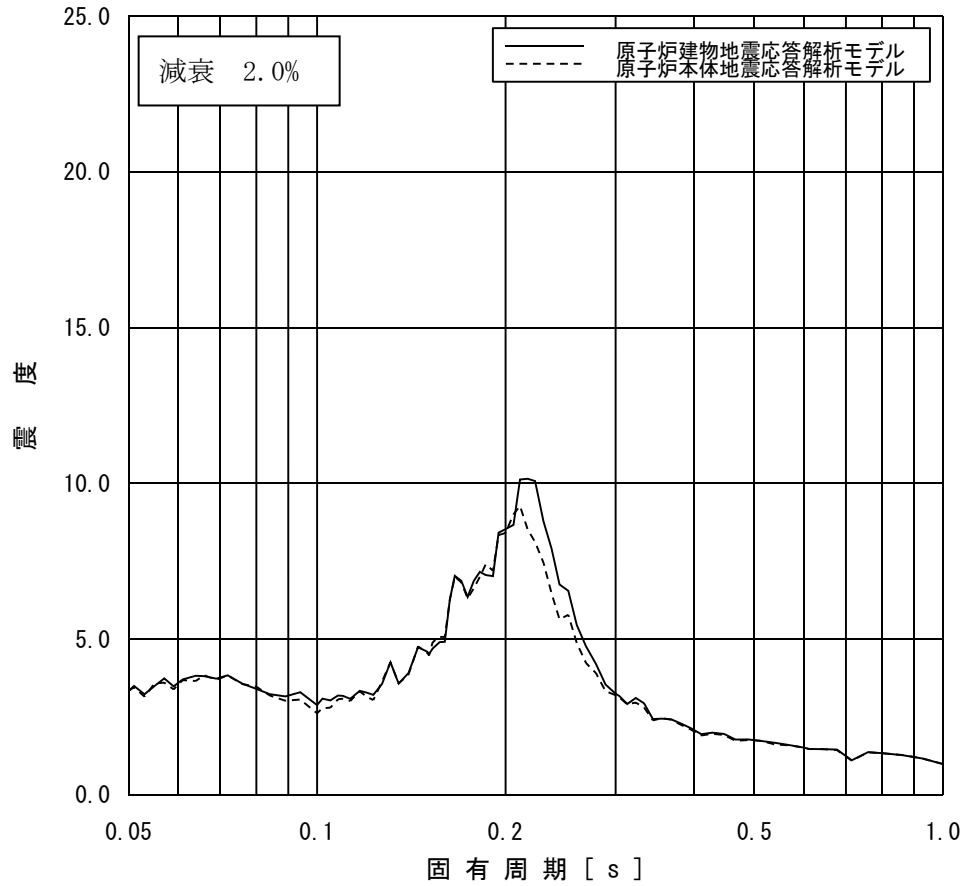


図 4-4 (8/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 11, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 14)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : EW方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL34.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

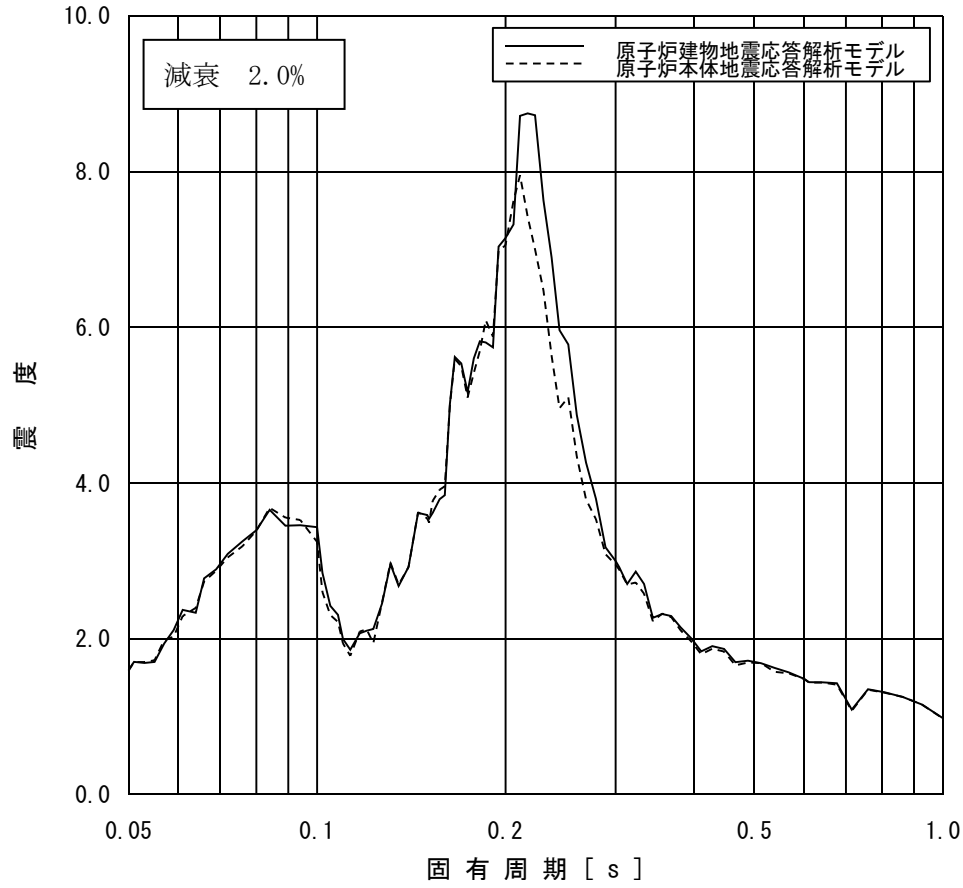


図 4-4 (9/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 12, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 15)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : EW方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL30.500m  
 減衰 : 2.0 (%)

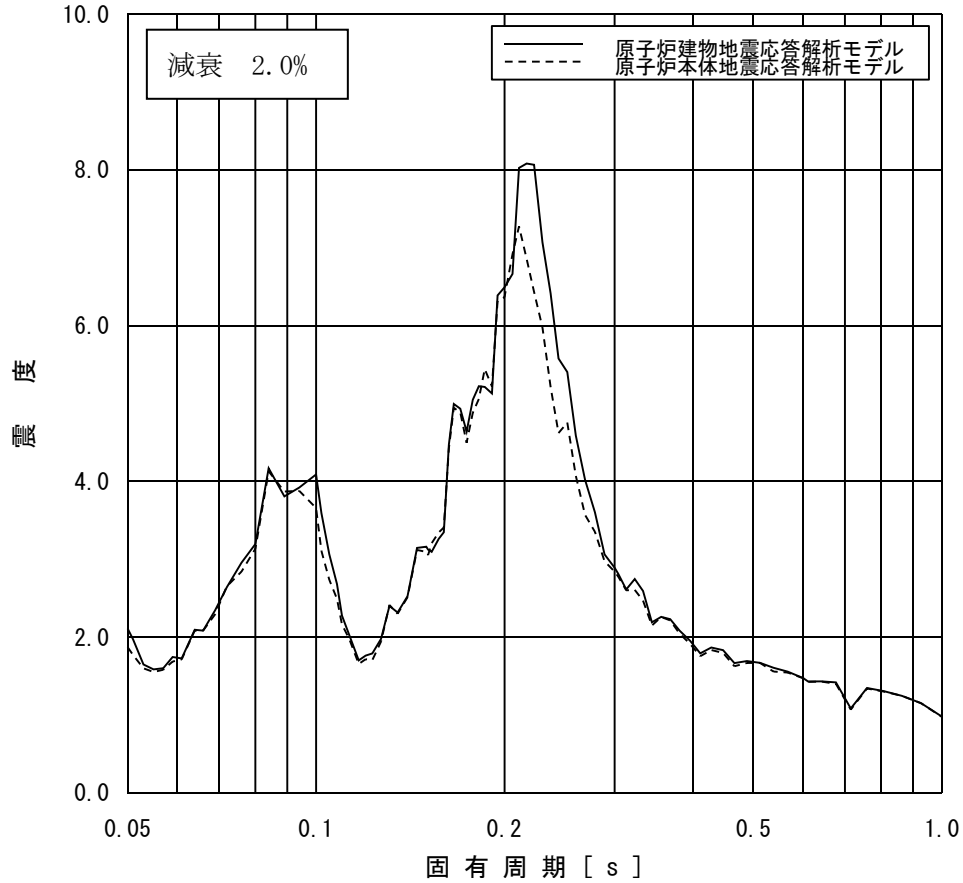


図4-4 (10/21) 原子炉建物の床応答スペクトル

(原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 13, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 16)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : EW方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL23.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

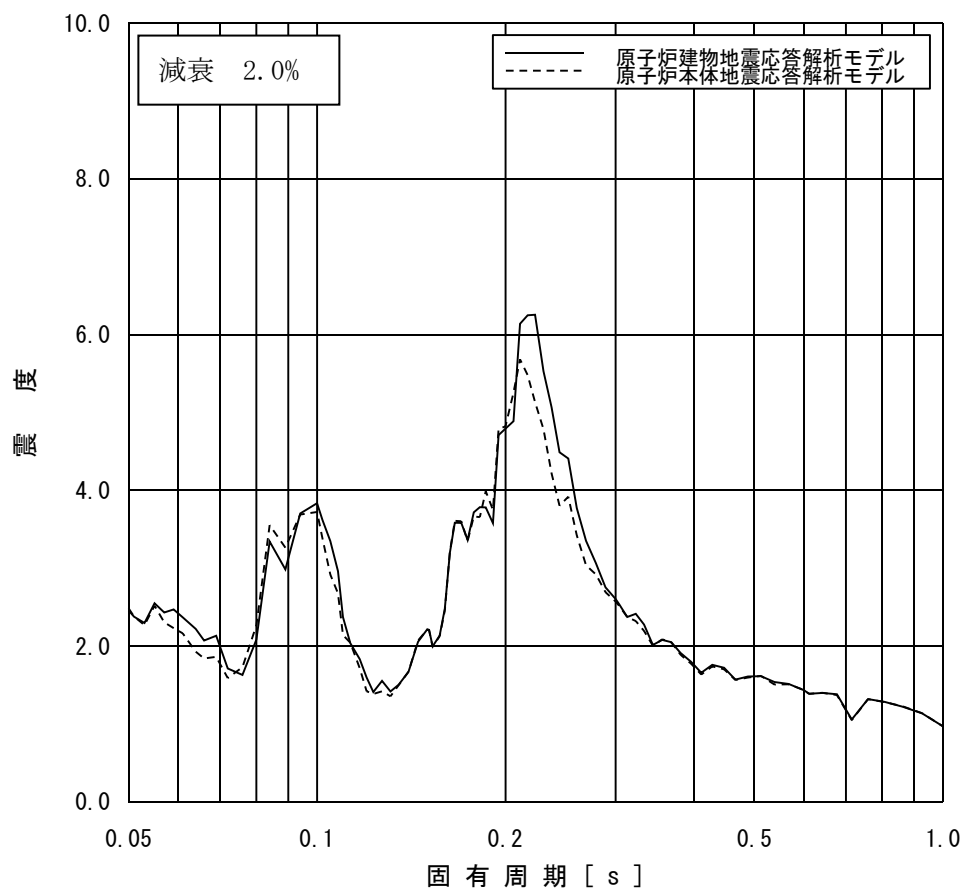


図4-4 (11/21) 原子炉建物の床応答スペクトル

(原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 14, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 18)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : EW方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL15.300m  
 減衰 : 2.0 (%)

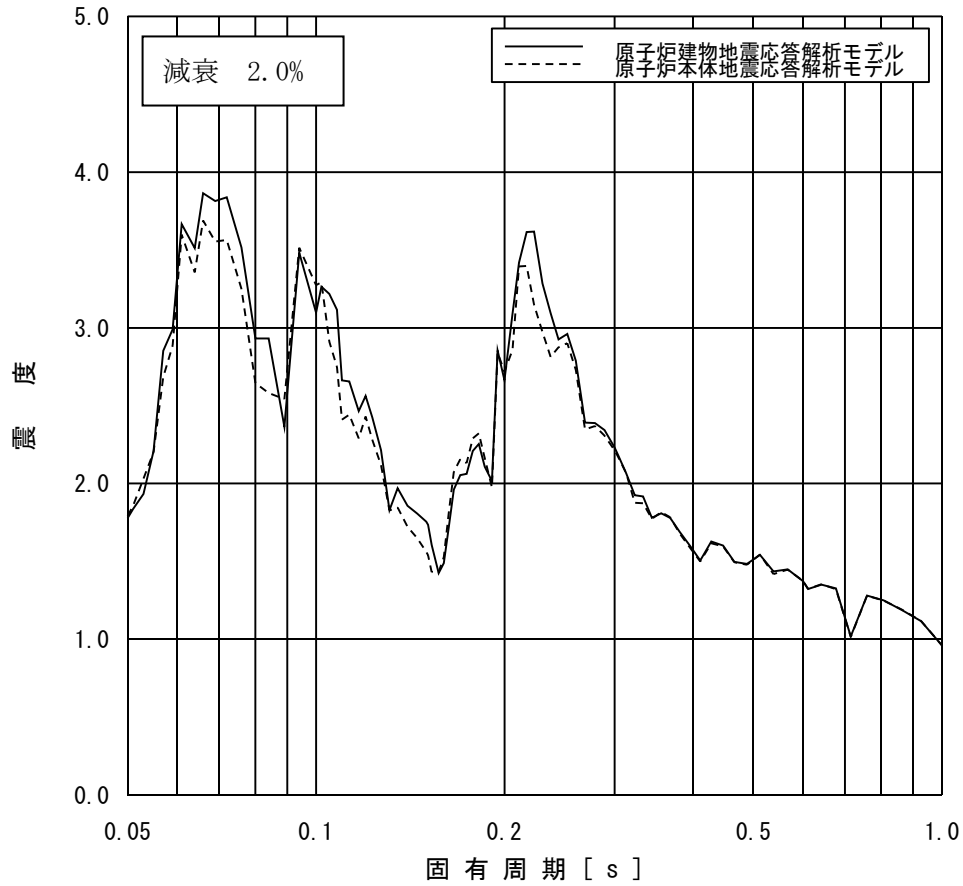


図4-4 (12/21) 原子炉建物の床応答スペクトル

(原子炉建物地震応答解析モデル : 質点15, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点19)



プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : EW方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL10.100m  
 減衰 : 2.0 (%)

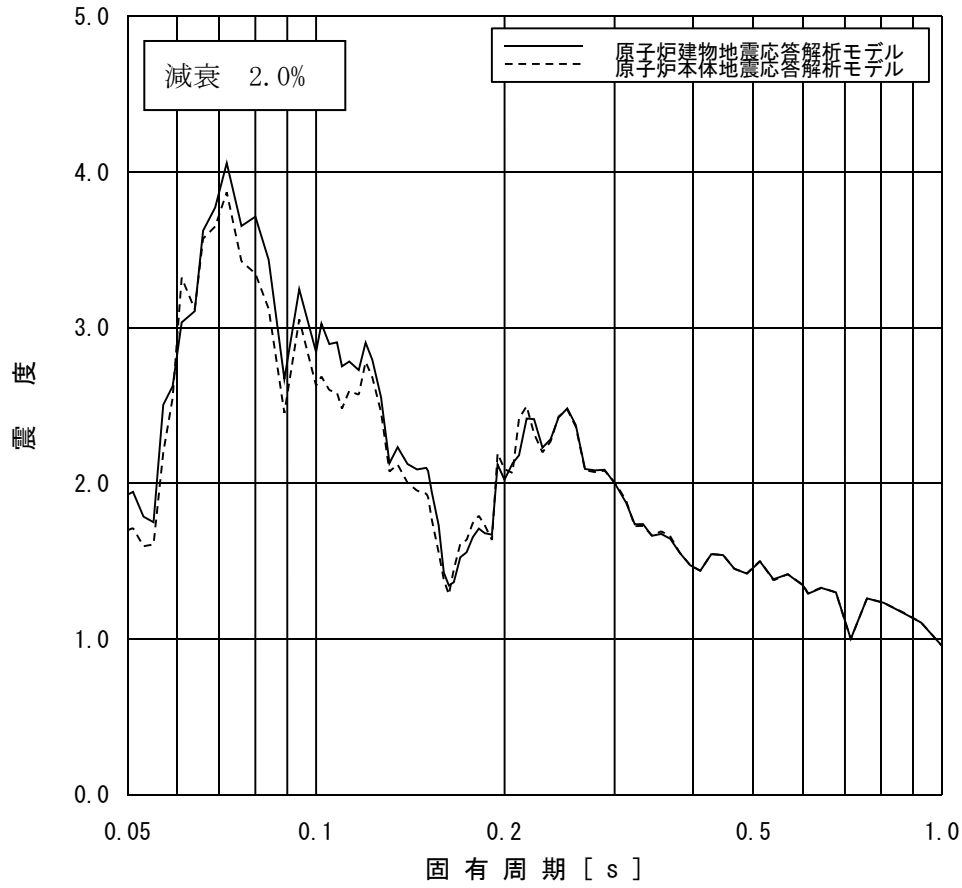


図4-4 (13/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 16, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 20)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : EW方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL1.300m  
 減衰 : 2.0 (%)

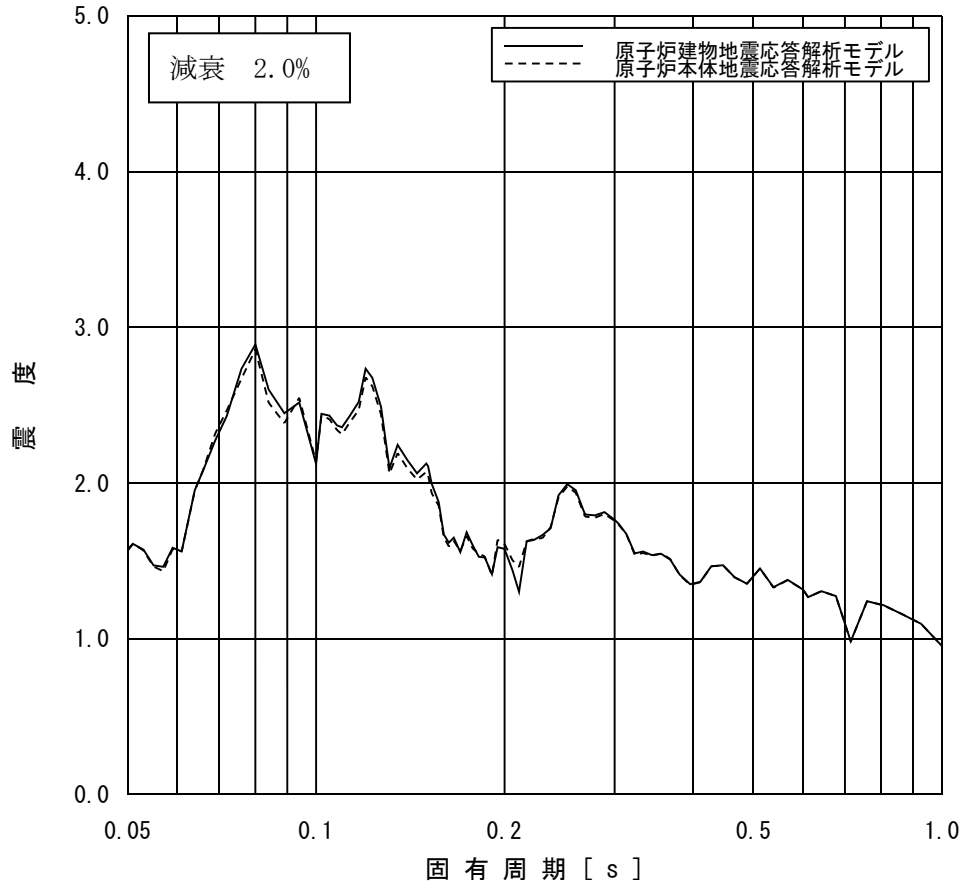


図4-4 (14/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 34, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 21)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : 鉛直方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL42.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

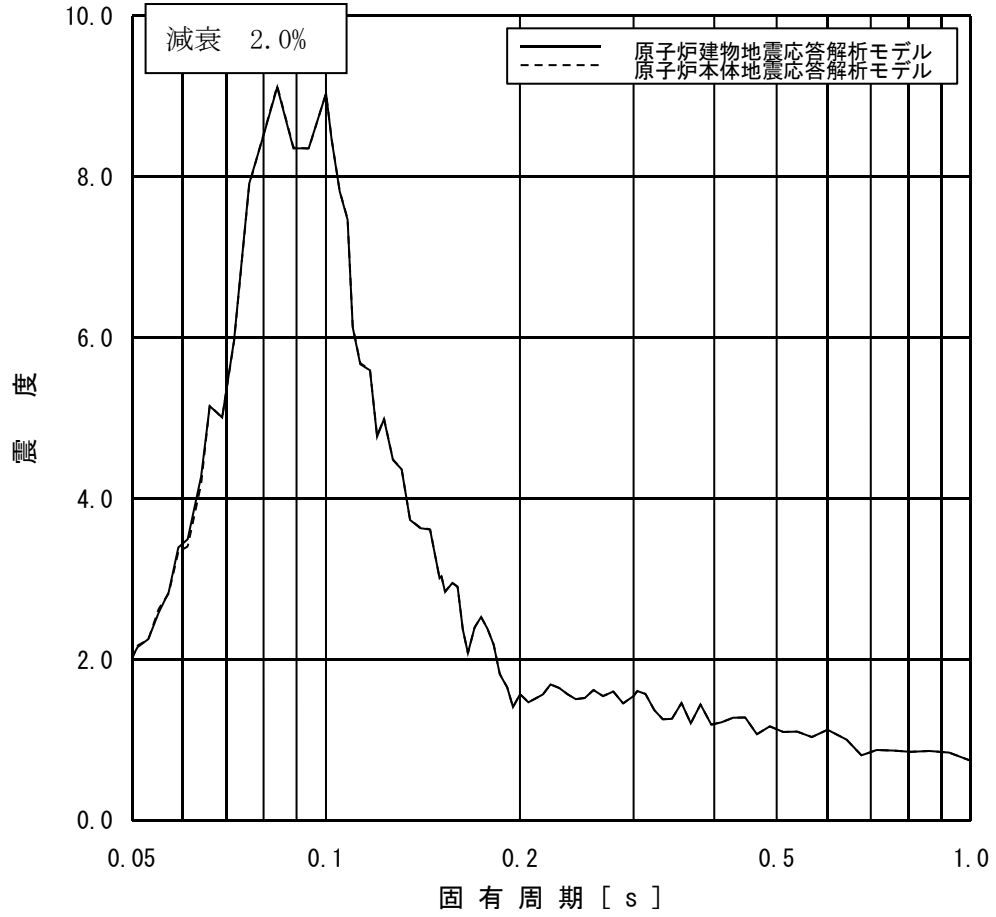


図4-4 (15/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 17, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 17)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : 鉛直方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL34.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

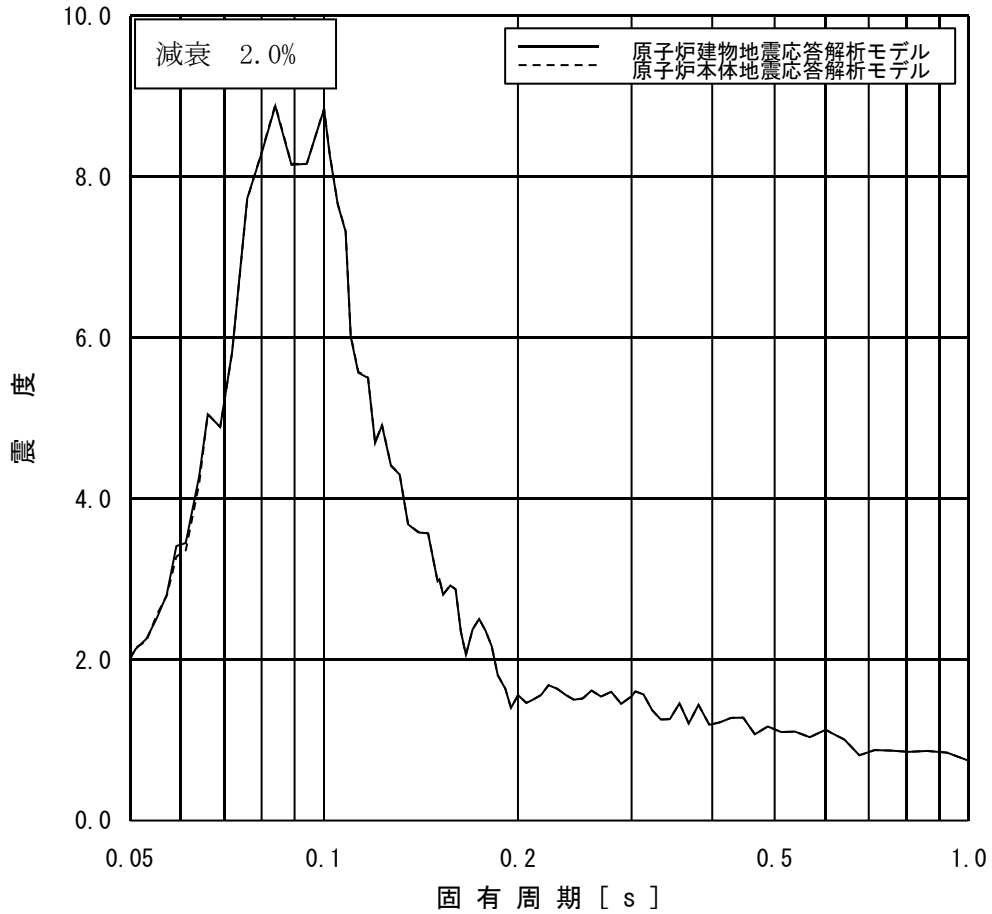


図4-4 (16/21) 原子炉建物の床応答スペクトル

(原子炉建物地震応答解析モデル：質点18，原子炉本体地震応答解析モデル：質点18)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : 鉛直方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL30.500m  
 減衰 : 2.0 (%)

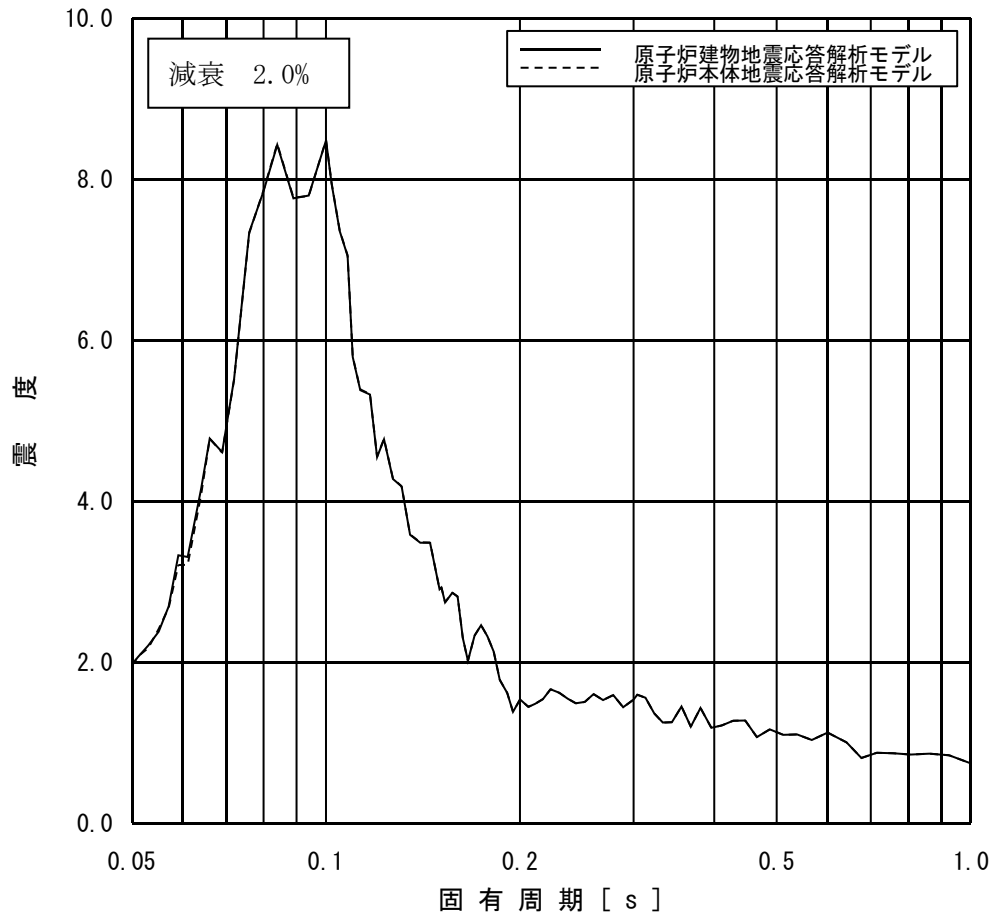


図 4-4 (17/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 19, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 19)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : 鉛直方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL23.800m  
 減衰 : 2.0 (%)

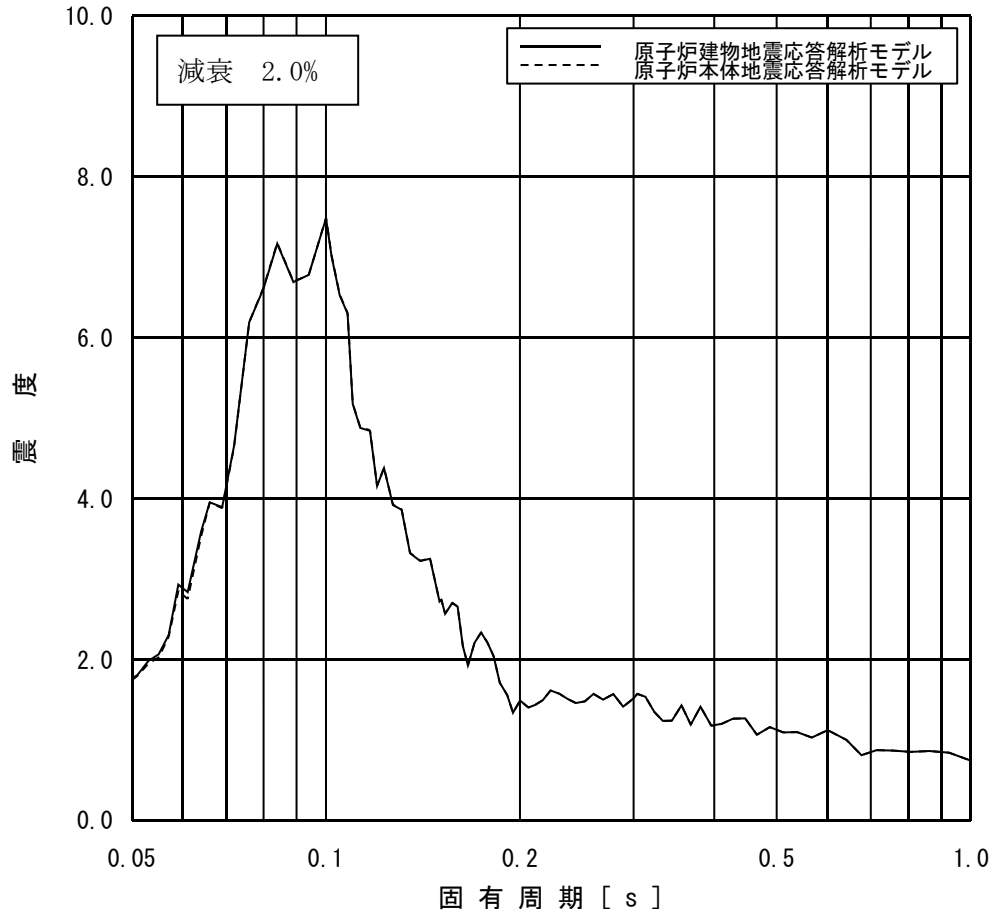


図 4-4 (18/21) 原子炉建物の床応答スペクトル

(原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 20, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 20)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : 鉛直方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL15.300m  
 減衰 : 2.0 (%)

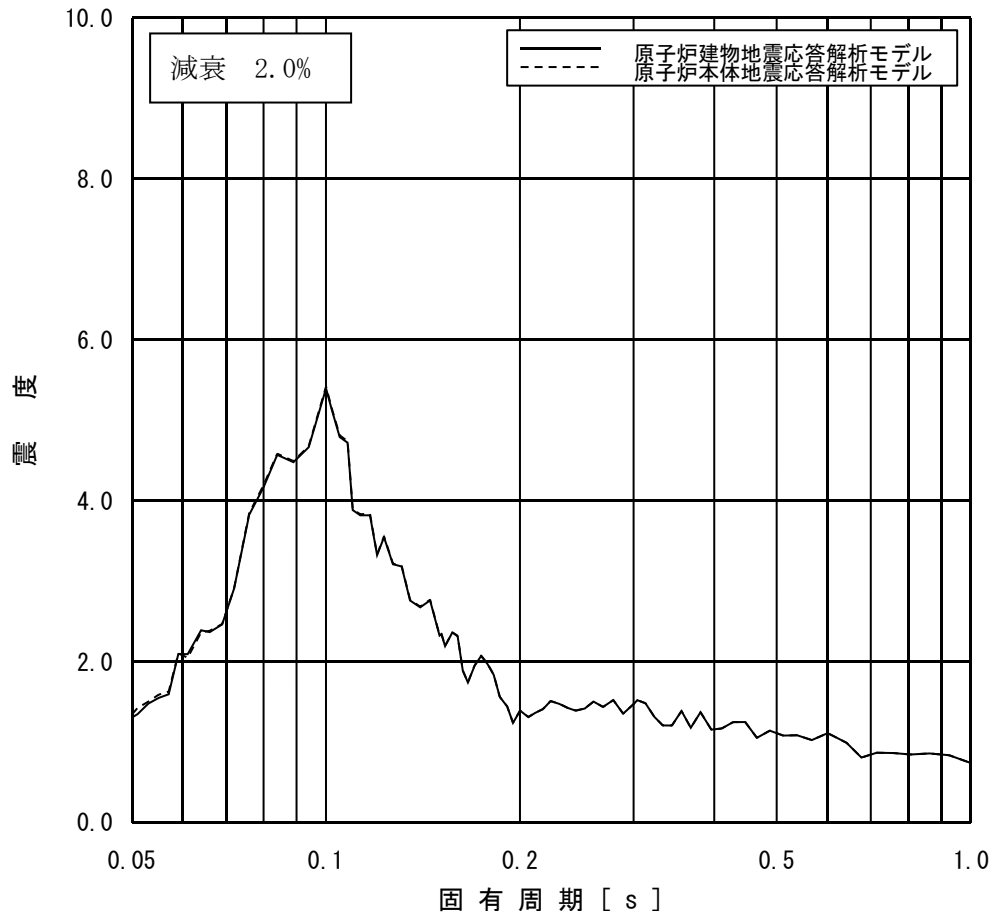


図4-4 (19/21) 原子炉建物の床応答スペクトル  
 (原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 21, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 21)

プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : 鉛直方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL10.100m  
 減衰 : 2.0 (%)

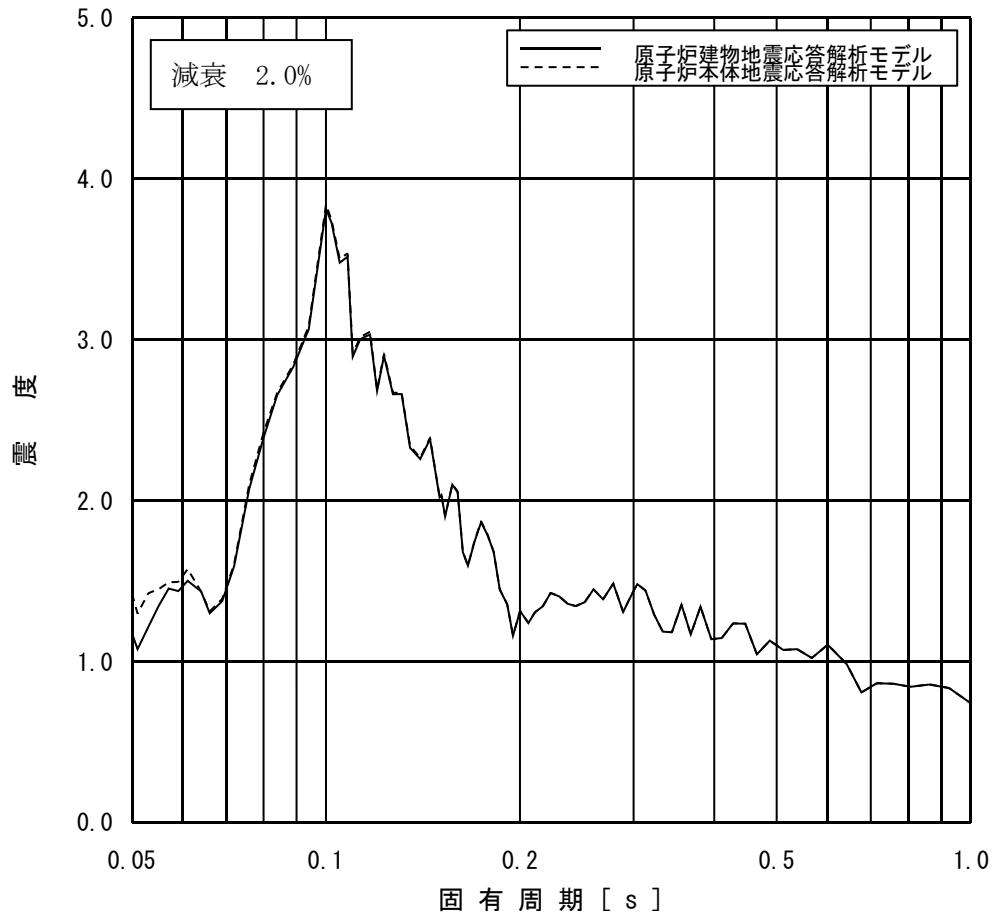


図4-4 (20/21) 原子炉建物の床応答スペクトル

(原子炉建物地震応答解析モデル：質点 22, 原子炉本体地震応答解析モデル：質点 22)



プラント名 : 島根原子力発電所第2号機  
 構造物名 : 原子炉建物  
 方向 : 鉛直方向  
 波形名 : Ss-D  
 標高 : EL1.300m  
 減衰 : 2.0 (%)

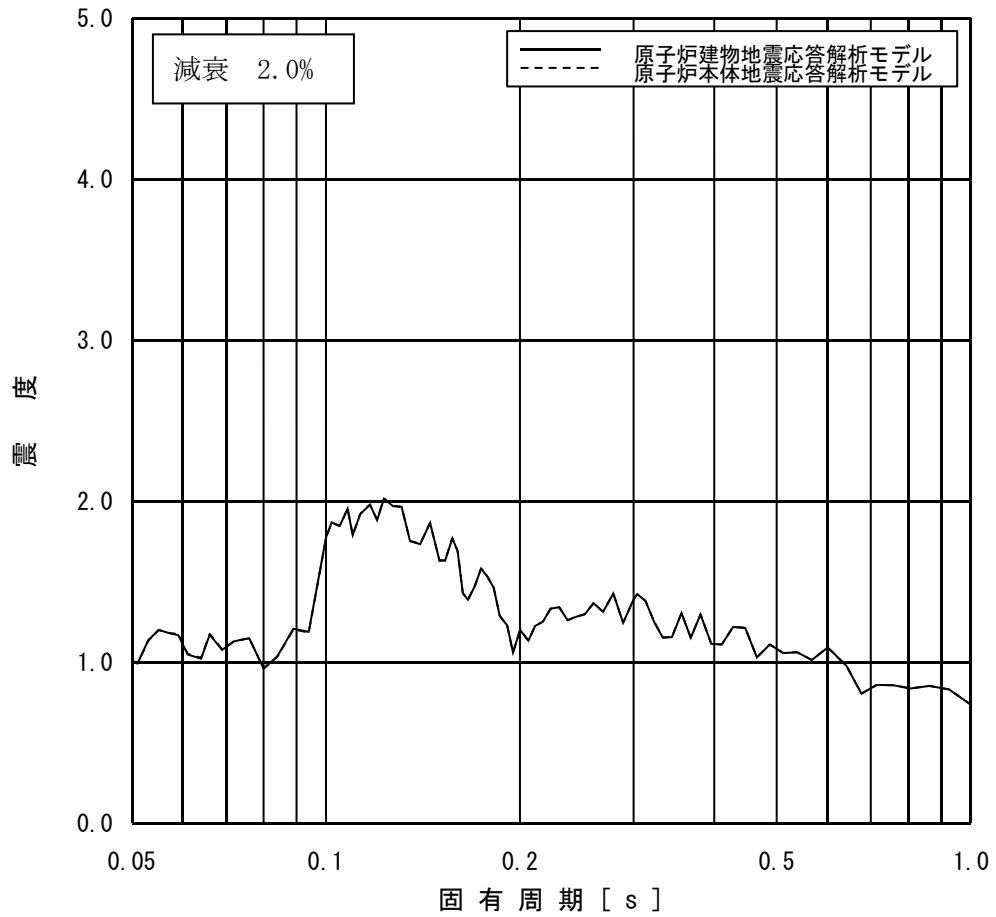


図4-4 (21/21) 原子炉建物の床応答スペクトル

(原子炉建物地震応答解析モデル : 質点 15, 原子炉本体地震応答解析モデル : 質点 15)

### 3. ウェルシールベローズ及び燃料交換ベローズの耐震性

## 1. 概要

ウェルシールベローズ及び燃料交換ベローズは地震時の要求機能はないが、原子炉本体地震応答解析モデルでばねとして考慮していることから、モデル上期待できることを確認した。確認結果を以下に示す。

## 2. 一般事項

### 2.1 構造概要

#### 2.1.1 ウェルシールベローズ

ウェルシールベローズは、燃料取替時に原子炉ウェルへ水張りを行う際に、原子炉格納容器と原子炉建物の間を接続するためのステンレス製の構造物であり、原子炉格納容器と原子炉建物の相対変位を吸収できるよう蛇腹構造となっている。

ウェルシールベローズの概略図を図 2-1 に示す。

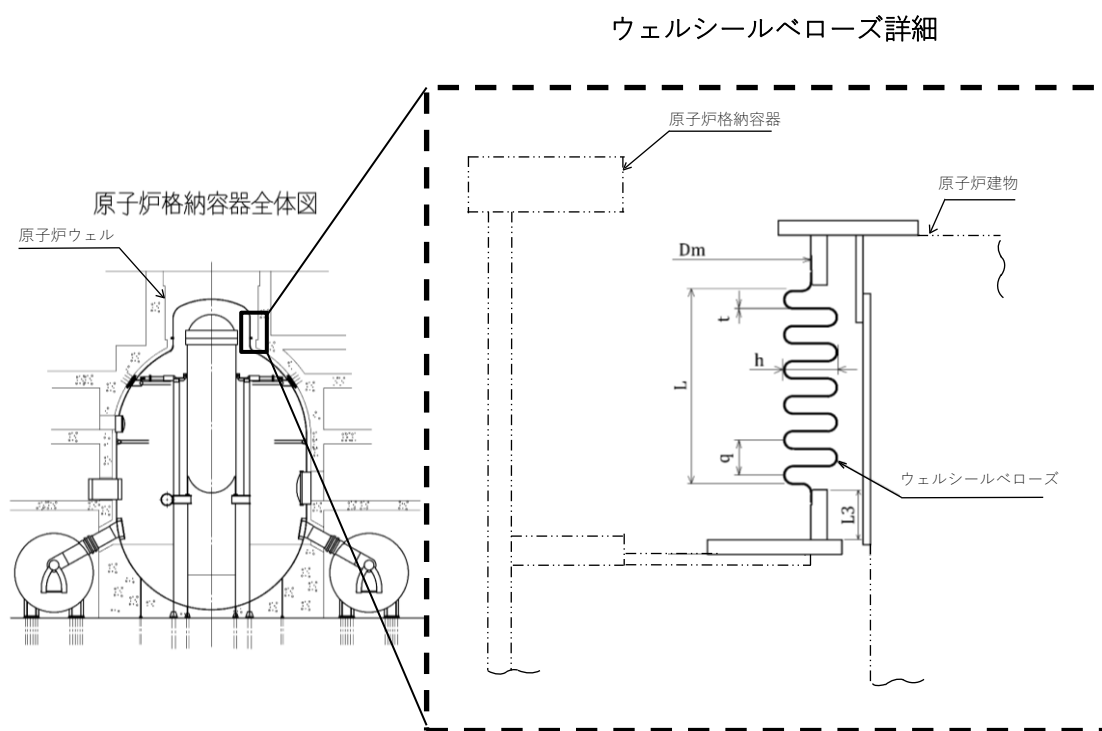


図 2-1 ウェルシールベローズの概略図

### 2.1.2 燃料交換ベローズ

燃料交換ベローズは、燃料取替時に原子炉ウェルへ水張りをを行う際に、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の間を接続するためのステンレス製の構造物であり、運転時の原子炉圧力容器と原子炉格納容器との熱移動量を吸収できるように蛇腹構造となっている。

燃料交換ベローズの概略図を図 2-2 に示す。

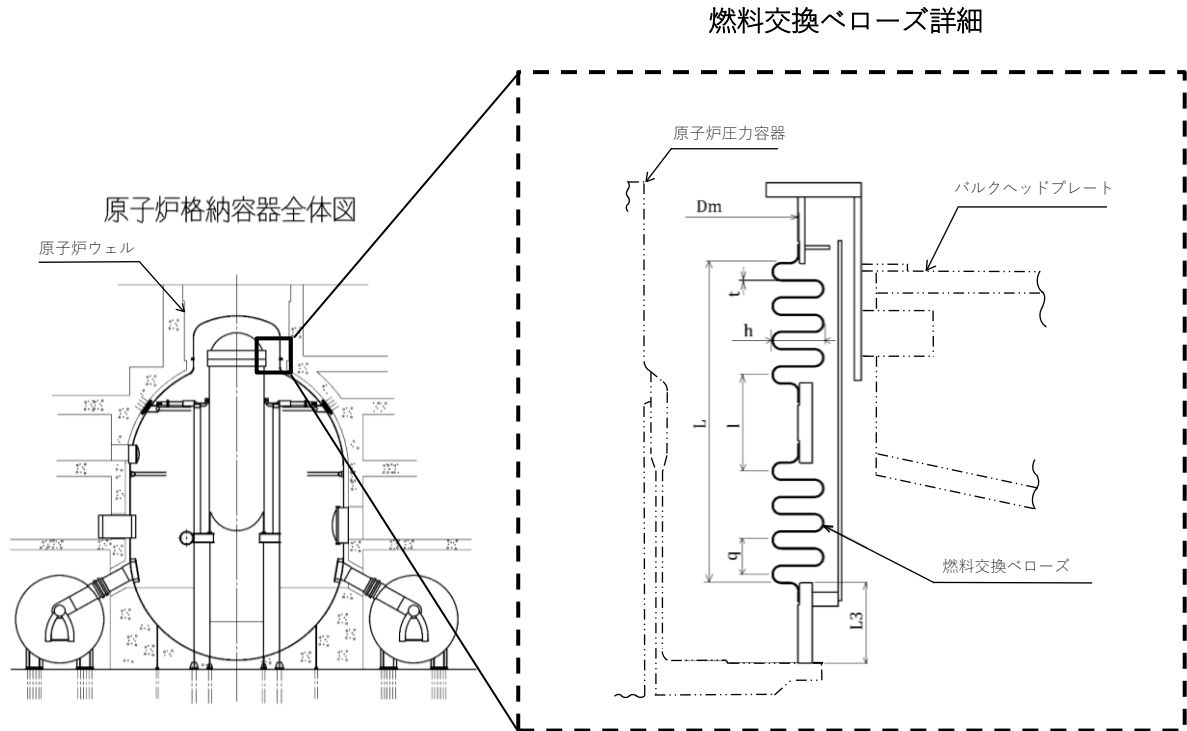


図 2-2 燃料交換ベローズの概略図

## 2.2 評価方針

ベローズの健全性評価については、プラントの状態に応じベローズが変形する変位量及び繰返し回数に対して疲労評価を行うこととする。ここでいうプラントの状態とは、起動・停止時、燃料交換時、試験時、地震時である。

## 2.3 適用規格

ベローズの適用規格としては、設計・建設規格<sup>[1]</sup>「PVD-3410 伸縮継手の疲労評価」を準用する。

## 3. 評価条件

ウェルシールベローズの評価条件として、各状態の変位量と設計繰返し回数を表 3-1 に示す。本評価においては、建設時に想定していた各状態の条件（ケース 1~3）に加え、今回工認における基準地震動  $S_s$  に対する条件（ケース 5）を考慮した評価条件とした。

燃料交換ベローズの評価条件として、各状態の変位量と設計繰返し回数を表 3-2 に示す。本評価においては、建設時に想定していた各状態の条件（ケース 1, 2, 4~6）に加え、今回工認における基準地震動  $S_s$  に対する条件（ケース 7）を考慮した評価条件とした。

なお、基準地震動  $S_s$  の繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数として 150 回とする。

表 3-1 ウェルシールベローズの評価条件

検討段階	ケース	状態	最高使用温度 (°C)	最高使用圧力 (MPa)	変位量 (mm)			角変位 $\theta$ (°)	設計繰返し回数 (回)
					軸方向 $\Delta x$	軸直方向 Y1	半径方向 Y2		
建設時評価	1*1	起動・停止	57	0					
	2*1	燃料交換時	16	0.083					
	3*1	試験時	16	0					
	4*1	地震時 (参考)	57	0					
今回評価	5	地震時 (S s)	57	0					

注記\*1：建設時条件

\*2：ウェルシールベローズはVI-2-2-1「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本体の基礎の地震応答計算書」の原子炉本体地震応答解析モデル（鉛直方向）に含まれないこと，鉛直方向変位は水平方向変位に対して小さいと考えられることから，水平方向変位に基づく変位を設定

\*3：VI-2-2-1「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本体の基礎の地震応答計算書」の原子炉本体地震応答解析モデル（水平方向）で得られる水平方向ばね反力より求めた変位を上回る変位

表 3-2 燃料交換ベローズの評価条件

検討段階	ケース	状態	最高使用温度 (°C)	最高使用圧力 (MPa)	変位量 (mm)			角変位 $\theta$ (°)	設計繰返し回数 (回)
					軸方向 $\Delta x$	軸直方向 Y1	半径方向 Y2		
建設時評価	1*1	起動・停止	57	0					
	2*1	燃料交換時	16	0.077					
	3*1	地震時 (参考)	57	0					
	4*1	PCV耐圧試験時	16	0					
	5*1	PCV水圧試験時	16	0					
	6*1	スクラム時	57	0					
今回評価	7	地震時 (S s)	57	0					

注記\*1：建設時条件

\*2：燃料交換ベローズはVI-2-2-1「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本体の基礎の地震応答計算書」の原子炉本体地震応答解析モデル(鉛直方向)に含まれないこと，鉛直方向変位は水平方向変位に対して小さいと考えられることから，水平方向変位に基づく変位を設定

\*3：VI-2-2-1「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本体の基礎の地震応答計算書」の原子炉本体地震応答解析モデル（水平方向）で得られる水平方向ばね反力より求めた変位を上回る変位

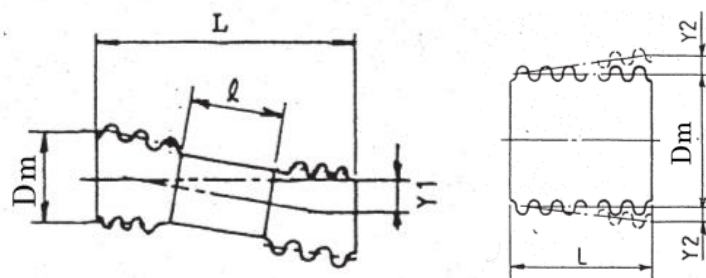


図 3-1 ベローズ変形図 (左：軸直角方向，右：半径方向)

#### 4. 評価方法

ベローズの耐震性評価においては、表 3-1 及び表 3-2 に示す各方向の変位量よりベローズ軸方向の変位量（全伸縮量）を算定し、算定した全伸縮量より求めた繰返しピーク応力強さに対する許容繰返し回数と設計繰返し回数より、疲労累積係数を算出する。

##### 4.1 全伸縮量の算定方法

- (1) 軸直方向変位を軸方向変位に換算

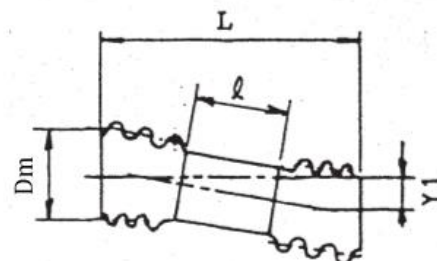
$$\Delta L_1 = \frac{3 \cdot Dm \cdot Y1}{L + l\{(l/L) + 1\}}$$

$Dm$  : ベローズの平均径 (mm)

$Y1$  : 軸直角方向変位変位量 (mm)

$l$  : 中間パイプ長さ (mm)

$L$  : ベローズの長さ (mm)



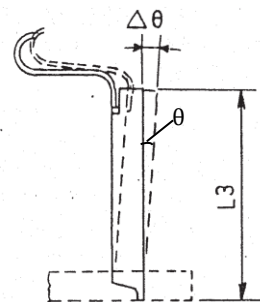
- (2) 角変位を半径方向変位に換算

$$\Delta \theta = L3 \cdot \theta \cdot \frac{\pi}{180}$$

$L3$  : 下端部管長 (mm)

$\theta$  : 角変位 (°)

$\Delta \theta$  : 半径方向変位 (mm)



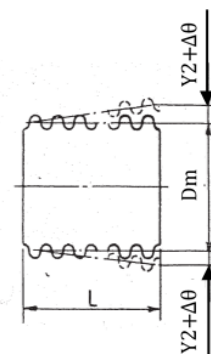
- (3) 半径方向変位を軸方向変位に換算

$$\Delta L2 = \sqrt{L^2 + (Y2 + \Delta \theta)^2} - L$$

$Y2$  : 半径方向変位量 (mm)

$\Delta \theta$  : (2) で求めた半径方向変位 (mm)

$\Delta L2$  : 軸方向変位量 (mm)



- (4) 軸方向変位量の合計（全伸縮量）

$$\delta = \Delta L1 + \Delta L2 + \Delta x$$

$\Delta L1$  : 軸直角方向変位による軸方向変位量 (mm)

$\Delta L2$  : 半径方向変位による軸方向変位量 (mm)

$\Delta x$  : 軸方向変位量 (mm)

$\delta$  : 全伸縮量 (mm)



#### 4.2 疲労累積係数の算定方法（設計・建設規格<sup>[1]</sup>PVD-3410 より）

設計・建設規格<sup>[1]</sup>PVD-3410より，下式（PVD-8.1）（PVD-8.2）にて算定した繰返し応力を繰返しピーク応力強さとし，添付4-2 図 添付4-2-2(1)において，これに対応する許容繰返し回数が設計繰返し回数以上であることを確認する。本評価においては，考慮する全ケースについて設計繰返し回数と許容繰返し回数との比を求め，その和が1以下であることを確認する。

$$\sigma_p = \frac{\sigma}{2} \quad (\text{PVD-8.1})$$

$$\sigma = \frac{1.5Et\delta}{n\sqrt{bh^3}} + \frac{Ph^2}{2t^2c} \quad (\text{PVD-8.2})$$

- $\sigma_p$  : 繰返し応力 (MPa)
- $\sigma$  : (PVD-8.2)式により計算した値 (MPa)
- $E$  : 付録材料図表 Part6 に規定する材料の縦弾性係数 (MPa)
- $t$  : 継手部の板の厚さ (mm)
- $\delta$  : 全伸縮量 (mm)
- $n$  : 継手部の波数の2倍の値
- $b$  : 継手部の波のピッチの1/2 (mm)
- $h$  : 継手部の波の高さ (mm)
- $c$  : 継手部の層数 (-)
- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)

#### 4.3 機器諸元

本評価に用いる寸法等の諸元について表 4-1 に示す。

表 4-1 ウェルシールベローズ及び燃料交換ベローズの諸元

項目	記号	単位	ウェルシール ベローズ	燃料交換 ベローズ
ベローズの縦弾性係数	$E$	MPa		
ベローズの平均径	$Dm$	mm		
中間パイプ長さ	$l$	mm		
ベローズの長さ	$L$	mm		
下端部管長	$L3$	mm		
板厚	$t$	mm		
山数	$N$	-		
山数の 2 倍の値(=2・N)	$n$	-		
山のピッチ	$q$	mm		
山のピッチの 1/2(= q/2)	$b$	mm		
山の高さ	$h$	mm		

注記\*1：ベローズの材料 (  ) における 57°C の縦弾性係数を例として示す。

\*2：ウェルシールベローズに中間パイプは設置されていない。

#### 5. 評価結果

3. 評価条件及び 4. 評価方法に基づき、疲労評価を実施した。各ケースの設計繰返し回数と許容繰返し回数との比 ( $N_D/N_C$ ) 及び各ケースの比の総和より求めた疲労累積係数を表 5-1 及び表 5-2 に示す。

評価結果より、ウェルシールベローズ及び燃料交換ベローズの疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。

表 5-1 ウェルシールベローズの疲労評価結果

検討段階		建設時評価				今回評価
ケース		1	2	3	4	5
状態		起動・停止	燃料交換時	試験時	地震時 (参考)*1	地震時 (S s)
繰返し 応力 (MPa)	$\sigma_p$					
設計繰 返し回 数(回)	$N_D$					
許容繰 返し回 数(回)	$N_C$					
$N_D/N_C$						
疲労累積係数*2		0.139				
評価基準値		$\leq 1$				
判定		○				

注記\*1：建設時の地震時の疲労評価について参考として示す。

\*2：地震時（参考）以外の  $N_D/N_C$  の合計を示す。

表 5-2 燃料交換ベローズの疲労評価結果

検討段階		建設時評価					今回評価	
ケース		1	2	3	4	5	6	7
状態		起動・ 停止	燃料交 換時	地震時 (参考) <sup>*1</sup>	P C V 耐圧試 験時	P C V 水圧試 験時	スクラ ム時	地震時 (S s)
繰返し 応力 (MPa)	$\sigma_p$							
設計繰 返し回 数(回)	$N_D$							
許容繰 返し回 数(回)	$N_C$							
$N_D/N_C$								
疲労累積係数 <sup>*2</sup>		0.907						
評価基準値		$\leq 1$						
判定		○						

注記\*1：建設時の地震時の疲労評価について参考として示す。

\*2：地震時（参考）以外の  $N_D/N_C$  の合計を示す。

参考文献

- [1]：財団法人 機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版）＜第I編軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005」及び2007年補正版（本資料では「設計・建設規格」という。）

補足-027-03 耐震評価における等価繰返し回数について

## 目 次

1. はじめに	1
2. 島根原子力発電所第2号機の耐震評価における疲労評価と等価繰返し回数	2
3. 一律に設定する等価繰返し回数	5
4. 個別に設定する等価繰返し回数	21
5. まとめ	28

別紙1 地震応答解析モデルにおける等価繰返し回数の算出点

別紙2 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の比較

別紙3 等価繰返し回数の算出における材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響検討

別紙4 基準地震動  $S_s$  に対する等価繰返し回数算出結果

別紙5 弾性設計用地震動  $S_d$  に対する等価繰返し回数算出結果

別紙6 ピーク応力の算出方法

別紙7 疲労評価の対象設備及び部位毎のピーク応力

別紙8 ピーク応力法における各ピークのサイクル数の求め方

別紙9 ピーク応力の大きさと等価繰返し回数の関係

別紙10 等価繰返し回数算出プログラム

別紙11 多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法

別紙12 時刻歴応答波形（荷重）から直接等価繰返し回数を算定した場合との比較検討

別紙13 島根原子力発電所第2号機の等価繰返し回数の設定の保守性

別紙14 ベント系に適用する等価繰返し回数の設定の保守性

別紙15 弾性設計用地震動  $S_d$  による疲労評価で考慮する地震動の回数について

## 1. はじめに

島根原子力発電所第2号機の今回工認における耐震評価の疲労評価は、J E A G 4 6 0 1-1987 記載の手順\*に従い、等価繰返し回数を用いた評価を行っている。疲労評価は、応力振幅と繰返し回数の情報が必要となるため、本来は設備の応力時刻歴が必要となるが、最大応力値のみを用いて安全側に疲労累積係数UFを評価できるように等価繰返し回数を設定することで、評価の簡便化を図っている。VI-2-1-9 「機能維持の基本方針」に記載のとおり、島根原子力発電所第2号機の疲労評価に用いる等価繰返し回数は、一律に設定する値（S<sub>s</sub>：150回，S<sub>d</sub>：300回）又は個別に設定する値を用いている。

なお、建設時における等価繰返し回数は、建設時の基準地震動S<sub>1</sub>及びS<sub>2</sub>による検討を行い、保守性を持たせた一律の等価繰返し回数（S<sub>1</sub>：100回，S<sub>2</sub>：100回）を設定している。

本図書では、疲労評価に用いる等価繰返し回数の設定について説明する。

注記\*：J E A G 4 6 0 1-1987 p574 より抜粋

疲れ解析は、1次+2次+ピーク応力より疲れ累積係数を求めて評価するが、この手法には、地震動の等価繰返し回数を用いる方法あるいは機器の時刻歴応答から応力振幅の大きさの頻度分布を直接求める方法がある。

なお、地震動の等価繰返し数を求める場合にはピーク応力法あるいはエネルギー換算法が用いられている。

ここで「疲れ累積係数」とは、各応力サイクルにおける実際の繰返し回数と繰返しピーク応力強さに対応する許容繰返し回数との比をすべての応力サイクルについて加えたものをいう。

## 2. 島根原子力発電所第2号機の耐震評価における疲労評価と等価繰返し回数

島根原子力発電所第2号機の耐震評価における疲労評価は、J E A G 4 6 0 1-1987 記載の手順のうち、等価繰返し回数を用いた評価を採用している。等価繰返し回数はピーク応力法による算出結果に基づき、一律に設定する値又は個別に設定する値を用いている。等価繰返し回数の算出プログラムを別紙10に示す。

ここで、基準地震動 $S_s$ 及び弾性設計用地震動 $S_d$ の疲労評価に用いる等価繰返し回数について、一律に設定する値又は個別に設定する値の使い分けの考え方を記載するとともに、使い分けのフローを図2-1及び図2-2に示す。なお、疲労評価対象設備は、工認耐震計算書対象とする設備・部位のうち、疲労評価を実施するものとしている。

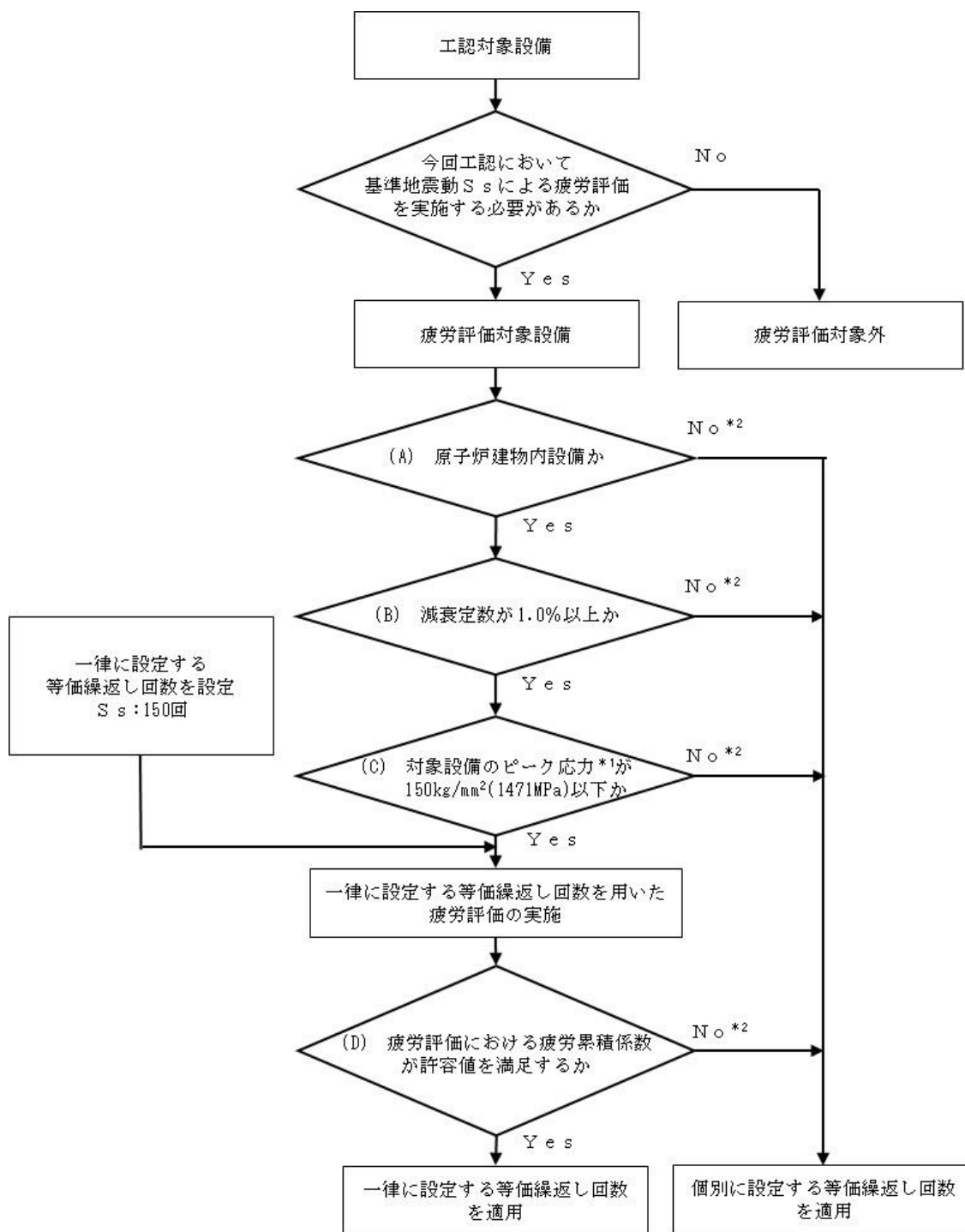
### (1) 基準地震動 $S_s$ の疲労評価に用いる等価繰返し回数の設定

- 一律に設定する等価繰返し回数は、原子炉建物内に設置された疲労評価対象設備に用いることとし、原子炉建物以外に設置された疲労評価対象設備については、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-1の(A))
- 一律に設定する等価繰返し回数は、減衰定数が1.0%以上の疲労評価対象設備に用いることとし、減衰定数が0.5%の疲労評価対象設備については、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-1の(B))
- 一律に設定する等価繰返し回数は、疲労評価対象設備に発生するピーク応力(算出方法は別紙6、疲労評価対象設備のピーク応力は別紙7参照)が $150\text{kg/mm}^2$  ( $1471\text{MPa}$ )以下となる場合に用いることとし、 $150\text{kg/mm}^2$  ( $1471\text{MPa}$ )を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-1の(C))
- 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価における疲労累積係数が評価基準値を満足しない場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-1の(D))

### (2) 弾性設計用地震動 $S_d$ の疲労評価に用いる等価繰返し回数の設定

- 一律に設定する等価繰返し回数は、原子炉建物内に設置された疲労評価対象設備に用いることとし、原子炉建物以外に設置される疲労評価対象設備については、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-2の(A))
- 一律に設定する等価繰返し回数は、減衰定数が1.0%以上の疲労評価対象設備に用いることとし、減衰定数が0.5%の疲労評価対象設備については、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-2の(B))
- 一律に設定する等価繰返し回数は、疲労評価対象設備に発生するピーク応力(算出方法は別紙6、疲労評価対象設備のピーク応力は別紙7参照)が $150\text{kg/mm}^2$  ( $1471\text{MPa}$ )以下となる場合に用いることとし、 $150\text{kg/mm}^2$  ( $1471\text{MPa}$ )を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-2の(C))
- 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価における疲労累積係数が評価基準値を満足しない場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いる。(図2-2の(D))

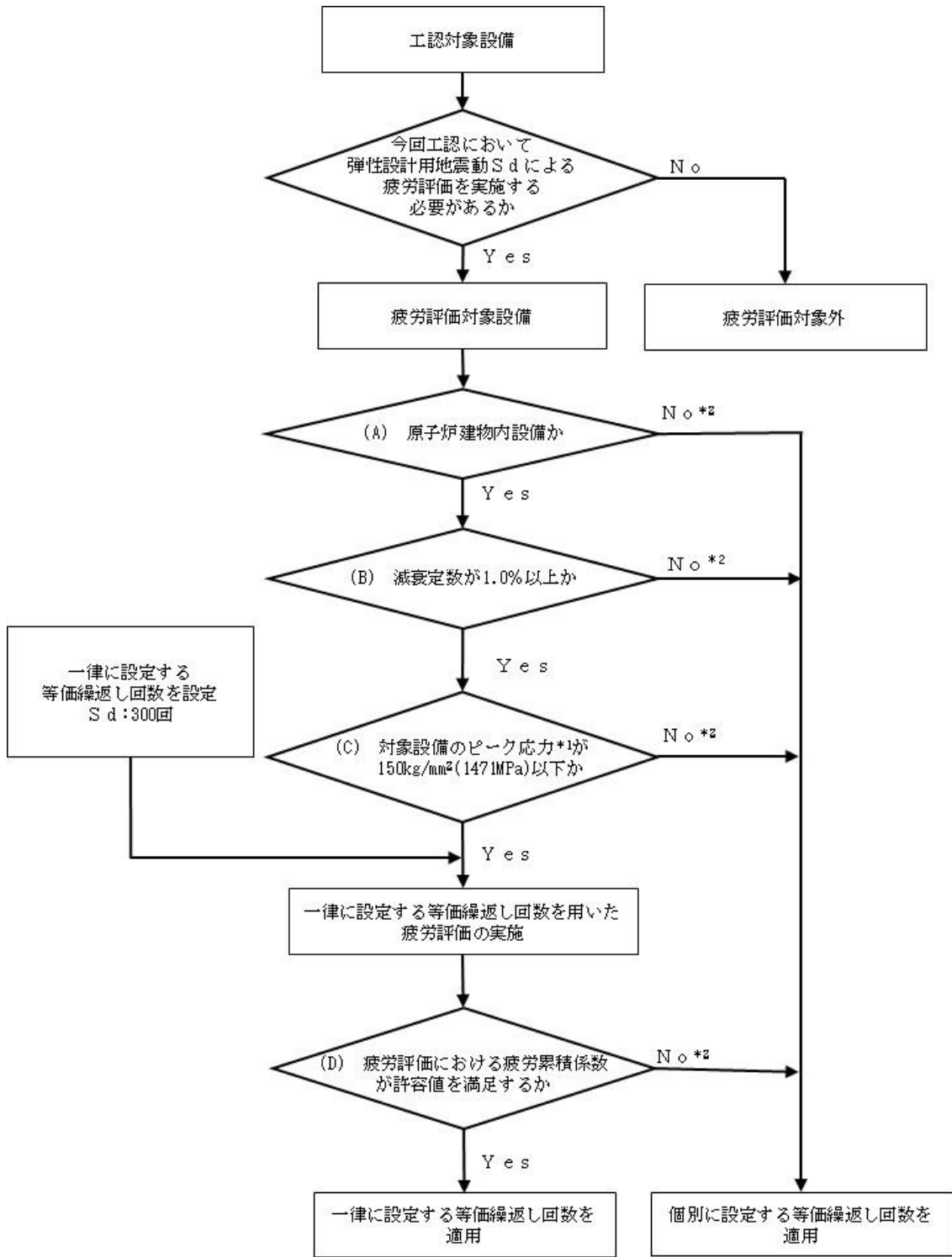




注記\*1：疲労評価対象設備のピーク応力は、別紙7参照

\*2：該当する疲労評価対象設備は、4. 参照

図2-1 基準地震動 S s の疲労評価に用いる等価繰返し回数の分類



注記\*1：疲労評価対象設備のピーク応力は，別紙7参照

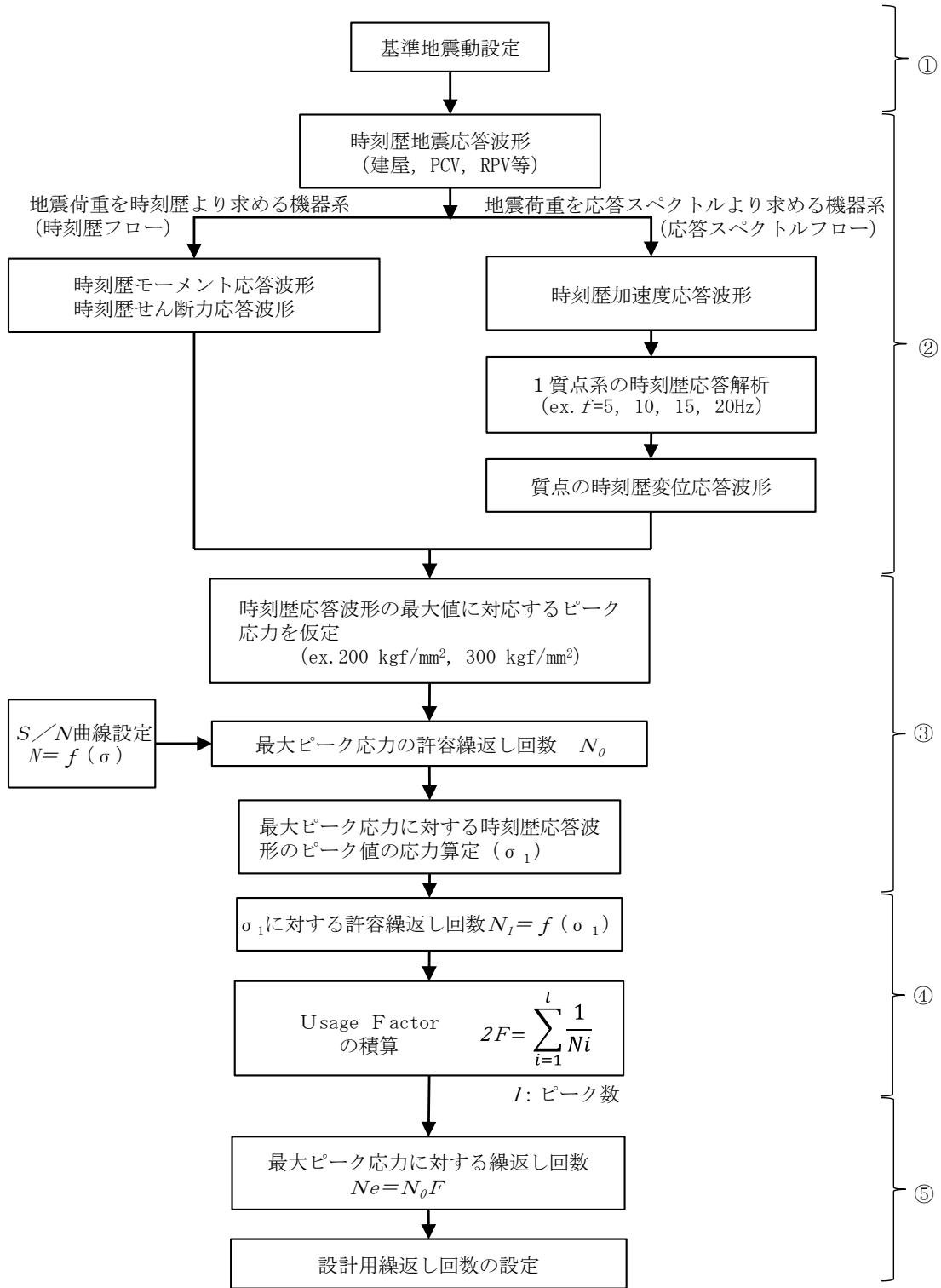
\*2：該当する疲労評価対象設備は，4. 参照

図 2-2 弾性設計用地震動 S d の疲労評価に用いる等価繰返し回数の分類

### 3. 一律に設定する等価繰返し回数

#### (1) 算出方法

島根原子力発電所第2号機の一律に設定する等価繰返し回数の算出方法について J E A G 4 6 0 1 -1987 記載のピーク応力法による算出フロー（以下「J E A G フロー」という。）に基づき説明する。（図 3-1 参照）また、「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」，建設時及び今回工認における一律に設定する等価繰返し回数の算出方法の比較を表 3-1 に示す。



(J E A G 4 6 0 1 -1987 p576に加筆)

図 3-1 ピーク応力法による算出フロー

表 3-1 昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書及び島根原子力発電所第 2 号機の一律に設定する等価繰返し回数算出条件の比較

		昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書 (標準化報告書)			島根原子力発電所第 2 号機	
					建設時	今回工認
					建設時における等価繰返し回数	一律に設定する等価繰返し回数
対象設備	原子炉圧力容器 スカート	第 1 種配管	原子炉建物に 設置された設備	原子炉建物に 設置された設備		
算出方法	時刻歴解析より算定される時刻歴モーメントを用いた算出方法*3	建物床応答を入力とした 1 質点系モデルによる応答時刻歴を用いた算出方法*4	時刻歴解析より算定される時刻歴荷重を用いた算出方法*3 又は建物床応答を入力とした 1 質点系モデルによる応答時刻歴を用いた算出方法*4	建物床応答を入力とした 1 質点系モデルによる応答時刻歴を用いた算出方法*4		
回数算出に用いる応答時刻歴波	波形	時刻歴モーメント波形	変位応答時刻歴波形	荷重時刻歴波形又は変位応答時刻歴波形	変位応答時刻歴波形	
	時刻歴最大値 (設備の最大ピーク応力)	5 種類のピーク応力 (最大 300kg/mm <sup>2</sup> )	代表設備の最大ピーク応力を安全側に設定 (300kg/mm <sup>2</sup> )	150kg/mm <sup>2</sup> (1471MPa) (標準化報告書の検討にて十分とされる値)	同左	
対象建物・床	代表設備の設置床面	同左	代表設備の設置位置	原子炉建物地震応答解析モデル：全床面 (質点) *5  原子炉本体地震応答解析モデル：疲労評価を実施する設備を有する床面 (質点) *5		
固有周期	時刻歴解析結果より直接算定	設備の固有周期ではなく、全固有周期	対象設備の固有周期ではなく、全固有周期	対象設備の固有周期ではなく、全固有周期		
減衰定数	報告書に言及なし	同左	0.5%, 1.0%	1.0%		
設計疲労線図	代表設備材料の線図を使用	同左	炭素鋼の設計疲労線図*1	炭素鋼の設計疲労線図*2		
各方向の算出結果の組合せ	報告書に言及なし	同左	NS・EW の 2 方向のうち最大となる値	NS・EW・鉛直の 3 方向のうち最大となる値*6		
材料物性の不確かさの考慮	あり	報告書に言及なし	なし	あり*7 (地盤物性)		

注記\*1：発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）を適用

\*2：日本機械学会 設計建設規格（J S M E S N C 1 2005/2007）を適用

\*3：図 3-1 における左側のフロー

\*4：図 3-1 における右側のフロー

\*5：地震応答解析モデルにおける等価繰返し回数の算出点は、別紙 1 参照

\*6：3 方向単独入力の場合の等価繰返し回数の最大値は、多方向同時入力の場合の等価繰返し回数と概ね同等もしくは大きくなるため、3 方向の等価繰返し回数の中で、最大となる値を用いることは妥当である。（別紙 11 参照）

\*7：材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果は、別紙 3 参照

### ① 地震動の設定

基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  に対し以下を考慮して設定する。

#### (a) 基準地震動 $S_s$ に対する考慮

- ・基準地震動  $S_s$  の 1 回分を考慮する。

#### (b) 弾性設計用地震動 $S_d$ に対する考慮

- ・基準地震動  $S_s$  に比べ発生頻度が多いことを踏まえ、設計上の配慮として弾性設計用地震動  $S_d$  の 2 回分を考慮する。ただし、原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時（設計基準事故）及び重大事故等（以下「SA」という。）時の評価では、弾性設計用地震動  $S_d$  の 1 回分を考慮する（別紙 15 参照）。

### ② 時刻歴波形の設定

等価繰返し回数の算出に用いる時刻歴波形は、地震荷重を時刻歴より求める機器系の場合（図 3-1 左側のフロー（以下「時刻歴フロー」という。））と、地震荷重を応答スペクトルより求める機器系の場合（図 3-1 右側のフロー（以下「応答スペクトルフロー」という。））の 2 種類の方法があるが、今回工認の一律に設定する等価繰返し回数設定では、いずれの機器系に対しても、応答スペクトルフローを用いる。なお、時刻歴フロー（せん断、モーメント、軸力）を用いた等価繰返し回数が応答スペクトルフローよりも小さいことを確認している。（別紙 12 参照）

応答スペクトルフローでは、時刻歴地震応答解析（原子炉建物地震応答解析又は原子炉本体地震応答解析）の結果から算出される時刻歴加速度応答波形を入力とした、固有振動数  $f$  の 1 質点系の変位応答時刻歴波形を求める。この変位応答時刻歴波形は、固有振動数すべて（1~20Hz）に対して算出する。

### ③ 時刻歴ピーク応力値の設定

疲労評価対象設備に発生するピーク応力の最大値を J E A G フロー②で求めた変位応答時刻歴波形の最大値とすることで、応力の時刻歴波形を作成する。J E A G フロー③の「時刻歴応答波形の最大値に対応するピーク応力を仮定」とは、個々の疲労評価対象設備のピーク応力でなく、すべての疲労評価対象設備のピーク応力の最大値を時刻歴応答波形の最大値とすることに対応している。

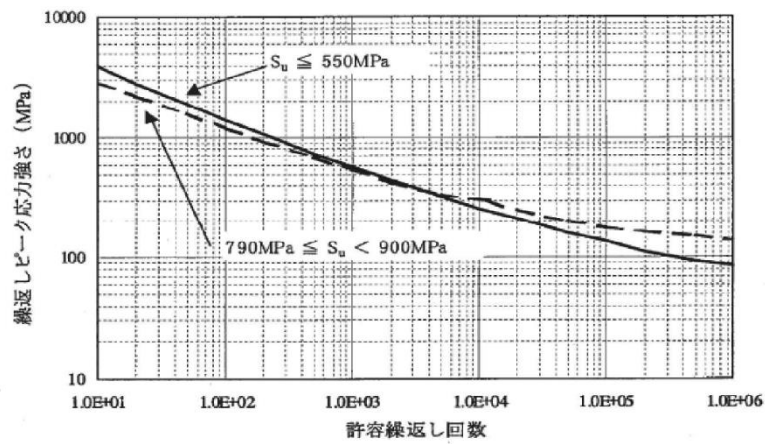
- #### (a) 基準地震動 $S_s$ に対する疲労評価の等価繰返し回数設定に用いるピーク応力は、1471MPa\*を用いることとし、疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa を超える場合は個別に設定する。

注記\*：「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」にて十分とされている値（150kg/mm<sup>2</sup>）を単位換算した値

- (b) 弾性設計用地震動  $S_d$  に対する疲労評価の等価繰返し回数の設定に用いるピーク応力は、基準地震動  $S_s$  におけるピーク応力と同様に 1471MPa を用いることとし、疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa を超える場合は個別に設定する。

④ 疲労累積係数 UF (Usage Factor) の算出

図 3-2 に示す発電用原子力設備規格設計・建設規格（以下「J SME 設計・建設規格」という。）に記載される設計疲労線図を用い、応力の時刻歴応答波形に対して各時刻歴振幅に対する許容繰返し回数を算出する。なお、時刻歴振幅とそれが何回繰返されるか（ピークのサイクル数）の算出方法はレインフロー法を用いる（別紙 8 参照）。



(J SME 設計・建設規格より抜粋)

図 3-2 炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼の設計疲労線図

応力の時刻歴応答波形の振幅に対する許容繰返し回数と、ピークのサイクル数から、UF を算出する。

$$2UF = \frac{n_0}{N_0} + \frac{n_1}{N_1} + \frac{n_2}{N_2} + \dots$$

$n_i$  : 各ピークのサイクル数

$N_i$  : 各ピークに対する許容繰返し回数

注：上式は片振りのピークを 1 サイクルとしてサイクル数をカウントし UF を算出する式であり、片振りのピークを 0.5 サイクル，両振りのピークを 1 サイクルとして UF を算出する場合，上式は  $UF = \frac{n_0}{N_0} + \frac{n_1}{N_1} + \frac{n_2}{N_2} + \dots$  となる。

⑤ 等価繰返し回数  $N_e$  の算出

J E A G フロー④で算出した UF と、 J E A G フロー③より求められる最大ピーク応力に対する許容繰返し回数  $N_0$  から、下式により、等価繰返し回数  $N_e$  を求める。

$$N_e = N_0 \times UF$$

以上の J E A G フロー①～⑤を踏まえ、島根原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数の算出方法を図 3-3 に示す。

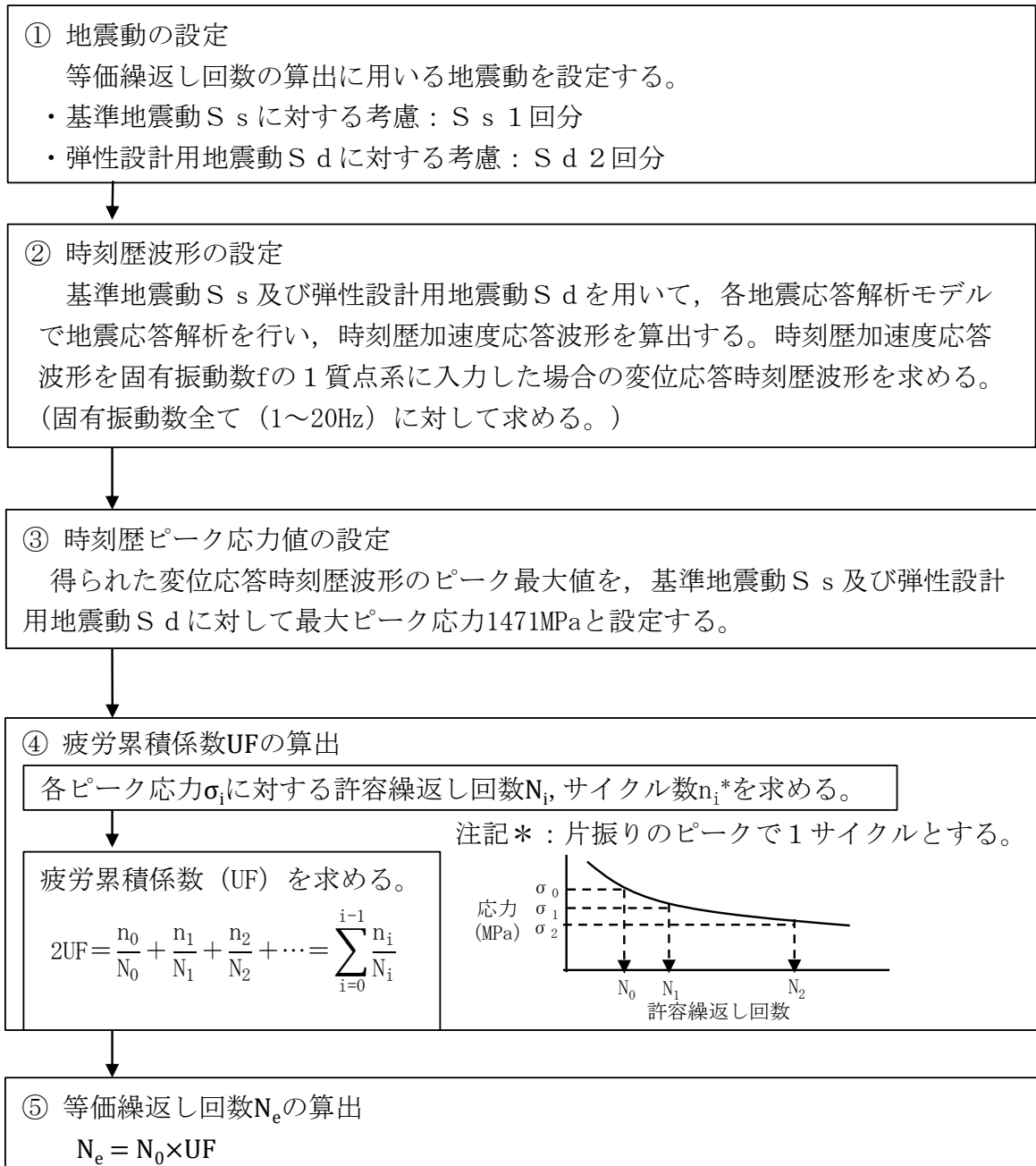


図 3-3 等価繰返し回数の算出方法



- (2) 一律に設定する等価繰返し回数の算出パラメータの設定の考え方  
等価繰返し回数の算出パラメータとしては、以下のパラメータがあり、一律に設定する等価繰返し回数の検討に用いるパラメータが適切であることを確認する。

- a. ピーク応力
- b. 固有周期
- c. 対象床面（質点）
- d. 地震動
- e. 減衰定数
- f. 設計疲労線図
- g. 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の考慮

- a. ピーク応力

「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」にてピーク応力の設定値が高くなるほど等価繰返し回数が大きくなる傾向となることが確認されている。その傾向の計算例を別紙 9 に示す。当該報告書の中でピーク応力の設定値として十分とされている値(150kg/mm<sup>2</sup>)を参考に、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、当該の値を単位換算した 1471MPa\*を用いる。

ピーク応力の設定の適切性は、各疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa に包絡されることにより確認する。各疲労評価対象設備のピーク応力を別紙 7 に示す。水平 2 方向と鉛直方向の地震力の組合せの影響を確認する設備については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力を組み合わせた場合のピーク応力についても考慮する。

なお、疲労評価対象設備のピーク応力が 1471MPa を超える場合は、個別に等価繰返し回数の設定を行う。

注記\*：「昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する報告書」にて十分とされている値(150kg/mm<sup>2</sup>)を単位換算した値

- b. 固有周期

固有周期と等価繰返し回数の関係について図 3-4 に示す。

一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、全固有周期帯（0.05s～1.00s）で算出した等価繰返し回数のうち最大回数を用いる。実際の設備は、特定の固有周期を有しているが、全固有周期帯の最大回数を考慮することで安全側の設定となる。

なお、等価繰返し回数算出における固有周期の計算間隔は表 3-2 に示す。

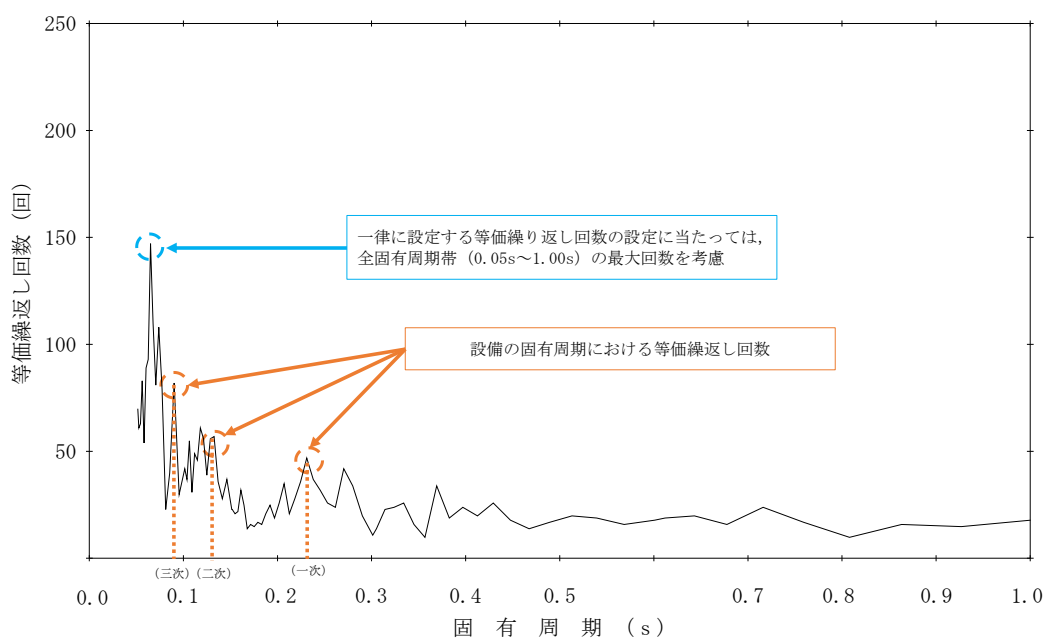


図 3-4 固有周期と等価繰返し回数の関係 (例)

(原子炉本体地震応答解析モデルにて等価繰返し回数が最大回数となる条件)

表 3-2 等価繰返し回数算出における固有周期計算間隔

固有周期 (s)	計算間隔 (rad/s)
0.05 ~ 0.1	4.0
0.1 ~ 0.15	1.5
0.15 ~ 0.3	0.8
0.3 ~ 0.6	0.6
0.6 ~ 1.0	0.5

注：固有周期の計算間隔の設定に当たっては、VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」で設備設計に用いる床応答スペクトルの計算間隔と同様に、J E A G 4 6 0 1-1987 P515 表 6.5.1-1 の計算間隔例を用いた。

c. 対象床面（質点）

等価繰返し回数を算出する床面（質点）は、原子炉建物地震応答解析モデルでは、VI-2-1-7「設計用床応答スペクトルの作成方針」で設備設計に用いる床応答スペクトルを算出するすべての床面（質点）を対象とし、原子炉本体地震応答解析モデルでは、VI-2-2-1「炉心、原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」で設備設計に用いる荷重及び床応答スペクトルを算出するすべての床面（質点）のうち疲労評価を実施する設備を有する床面（質点）を対象とする（別紙1参照）。一律に設定する等価繰返し回数設定に当たっては、算出した等価繰返し回数の包絡値を用いる。

d. 地震動

島根原子力発電所第2号機における基準地震動はS<sub>s</sub>-D, F1, F2, N1, N2（以下「S<sub>s</sub>5波」という。）及び弾性設計用地震動はS<sub>d</sub>-D, F1, F2, N1, N2及びS<sub>d</sub>-1（以下「S<sub>d</sub>6波」という。）がある。

等価繰返し回数の算出に当たっては、検討対象地震動による変位応答時刻歴波形のピーク最大値を最大ピーク応力 1471MPa と一律に設定するため、等価繰返し回数に対しては、地震動の大きさではなく主要動部の継続時間が影響する。ここで、基準地震動S<sub>s</sub>5波の加速度時刻歴波形を図3-5～図3-9に示す。図3-5～図3-9におけるS<sub>s</sub>5波のうち、S<sub>s</sub>-Dは主要動部の継続時間が最も長く、地震動の継続時間（振幅包絡線において最大振幅の0.1倍の振幅に達するまでの時間）も60.0秒と長いことから、基準地震動S<sub>s</sub>における一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、S<sub>s</sub>-Dを用いる。

また、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>6波の加速度時刻歴波形を図3-10～図3-15に示す。図3-10～図3-15におけるS<sub>d</sub>6波のうち、S<sub>d</sub>-D及びS<sub>d</sub>-1の継続時間が最も長いことから、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>における一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、S<sub>d</sub>-Dに加え、S<sub>d</sub>-1の地震動を用いる。

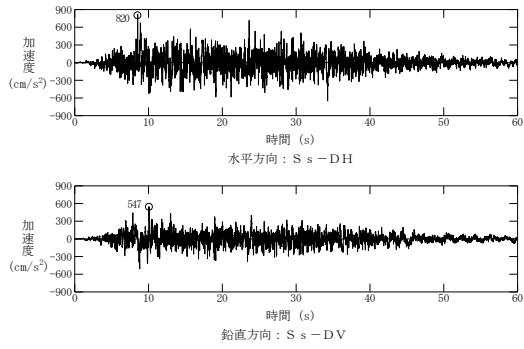


図 3-5 基準地震動 S s - D の  
加速度時刻歴波形

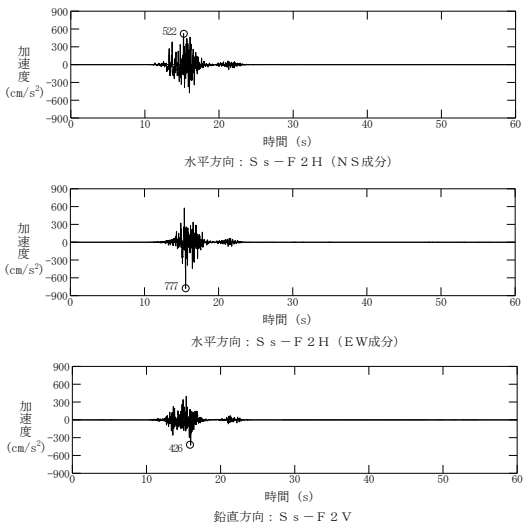


図 3-7 基準地震動 S s - F 2 の  
加速度時刻歴波形

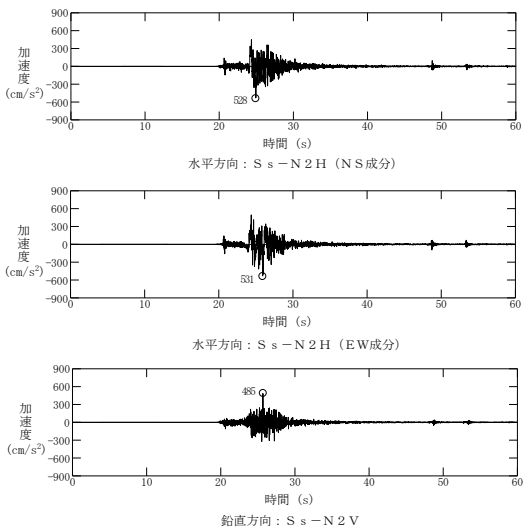


図 3-9 基準地震動 S s - N 2 の  
加速度時刻歴波形

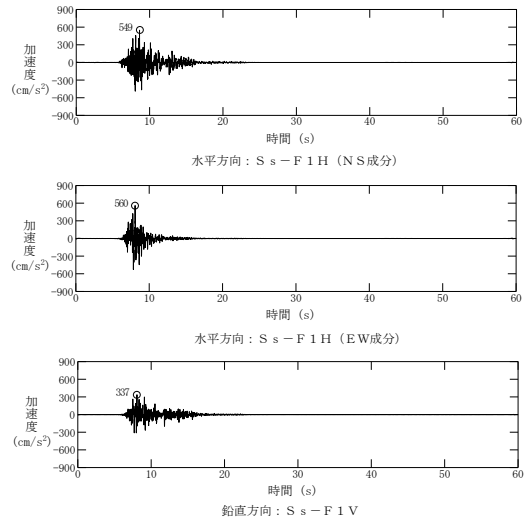


図 3-6 基準地震動 S s - F 1 の  
加速度時刻歴波形

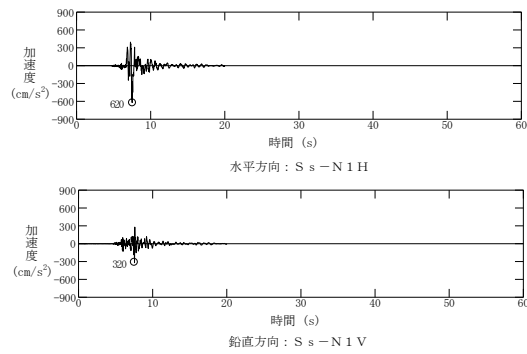


図 3-8 基準地震動 S s - N 1 の  
加速度時刻歴波形

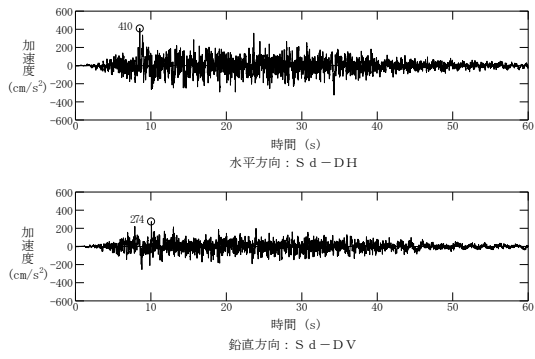


図 3-10 弾性設計用地震動 S d - D の  
加速度時刻歴波形

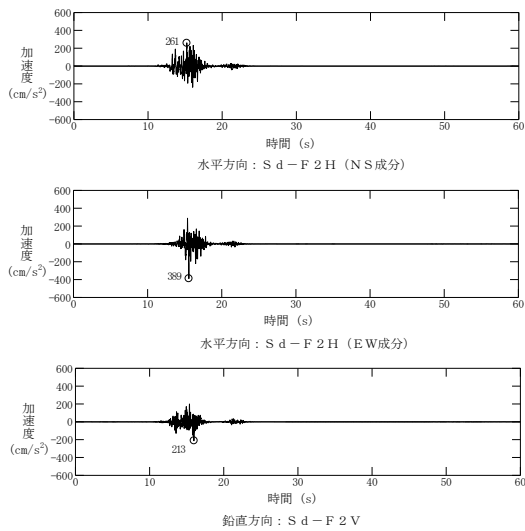


図 3-12 弾性設計用地震動 S d - F 2 の  
加速度時刻歴波形

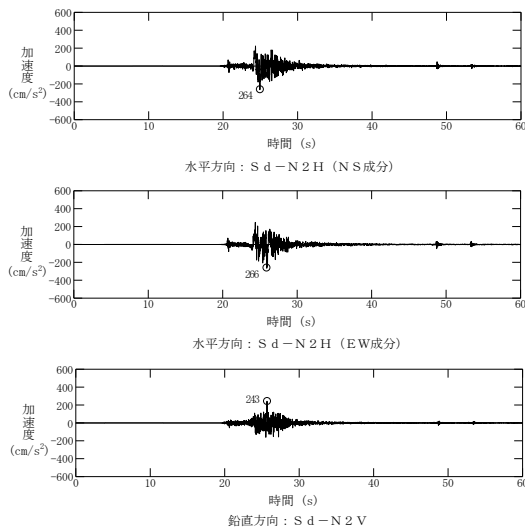


図 3-14 弾性設計用地震動 S d - N 2 の  
加速度時刻歴波形

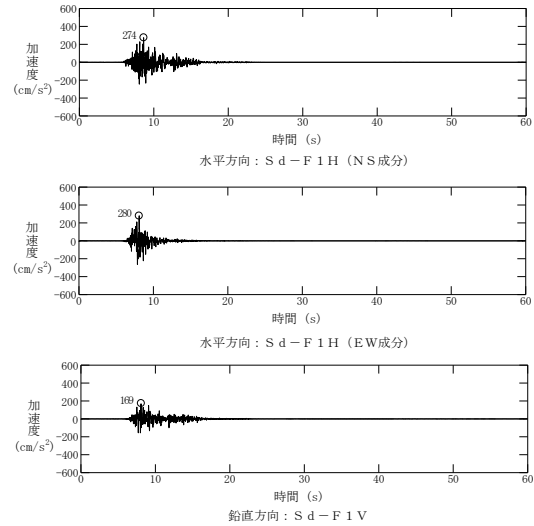


図 3-11 弾性設計用地震動 S d - F 1 の  
加速度時刻歴波形

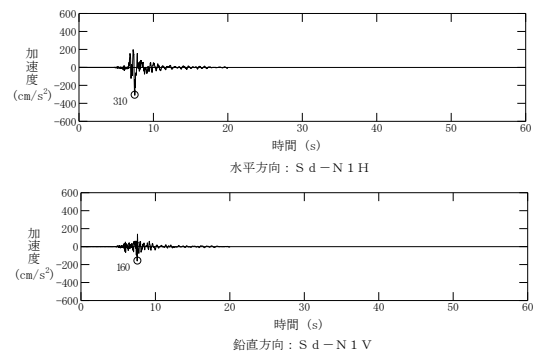


図 3-13 弾性設計用地震動 S d - N 1 の  
加速度時刻歴波形

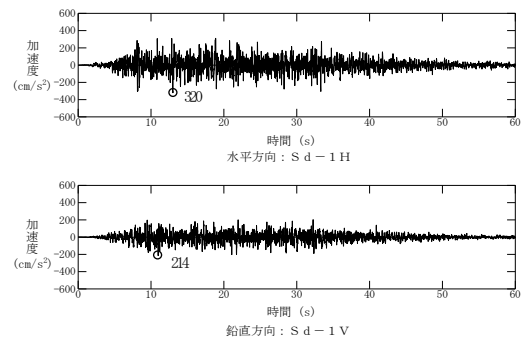


図 3-15 弾性設計用地震動 S d - 1 の  
加速度時刻歴波形

e. 減衰定数

応答スペクトルフローでの算出に用いる 1 質点系の時刻歴応答解析の減衰定数について、原子炉建物地震応答解析モデルを代表として、1.0%、1.5%、2.0%、2.5%、3.0% をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果を別紙 2 に、等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を表 3-3 に示す。表 3-3 の結果から、減衰定数が小さいほど等価繰返し回数が多く算出される傾向にあることを確認した。

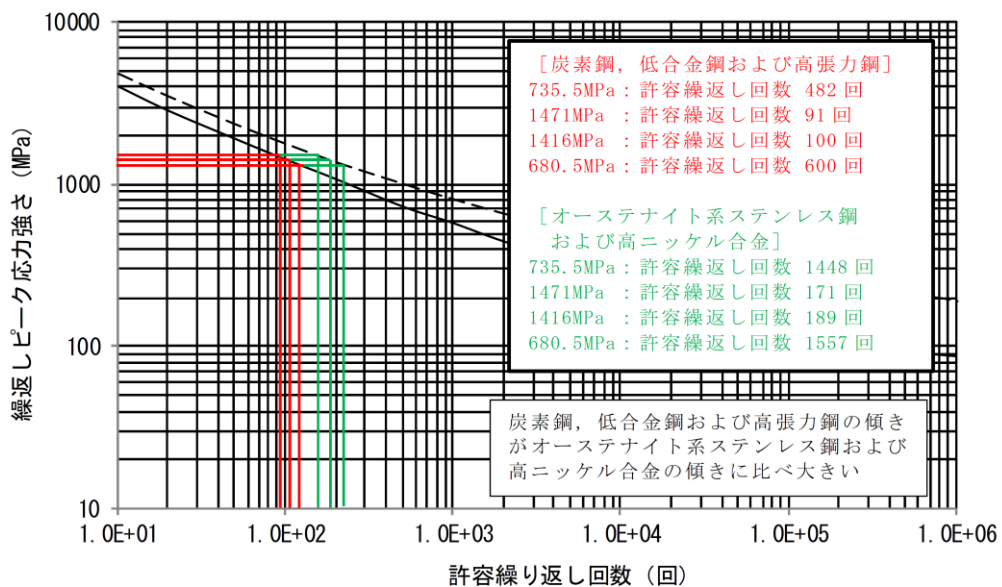
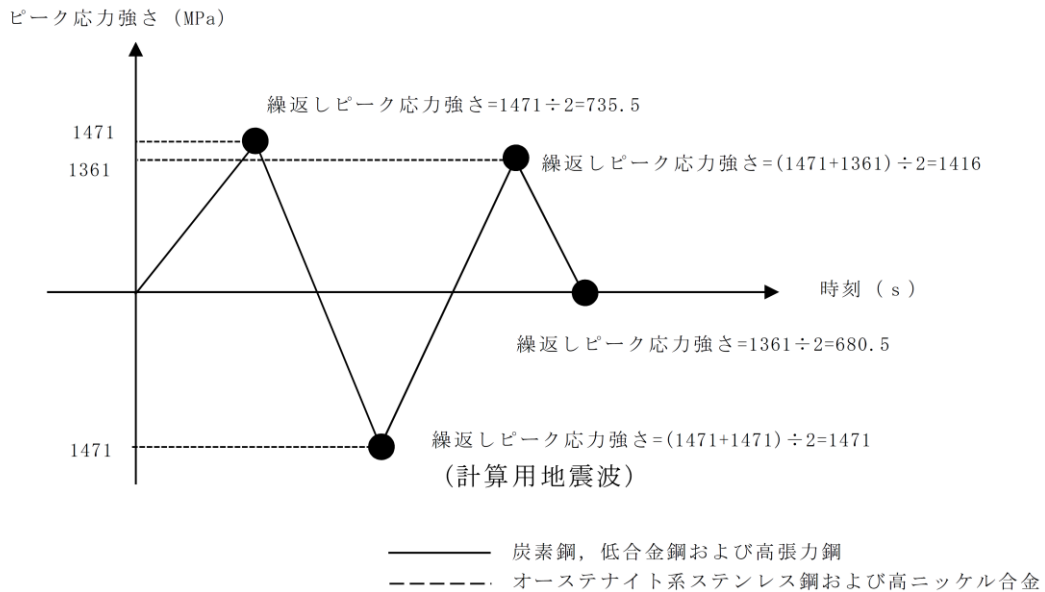
なお、機器・配管系の評価に適用される最小の減衰定数は 0.5% であるが、減衰定数が 0.5% の設備については対象設備が限られることから個別に設定する等価繰返し回数を用いることとし、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、1.0% の減衰定数を用いる。

表 3-3 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の比較結果

算出条件				各減衰定数に対する等価繰返し回数（最大回数）				
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース					

f. 設計疲労線図

一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、J S M E 設計・建設規格に記載の設計疲労線図のうち、「炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼」の設計用疲労線図を用いる。ここで、設計疲労線図の違いに対する等価繰返し回数の検討結果を図 3-16 に示す。図 3-16 より、「炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼」の設計用疲労線図を用いる方が同じピーク応力とした場合に J S M E 設計・建設規格に記載される「オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金」よりも許容繰返し回数が小さくなり、等価繰返し回数が大きく算出されることを確認した。



炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼の等価繰返し回数 :

$$\left[ \frac{0.5}{482} + \frac{0.5}{91} + \frac{0.5}{100} + \frac{0.5}{600} \right] \times 91 = \underline{1.13 \text{ 回}}$$

オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金の等価繰返し回数 :

$$\left[ \frac{0.5}{1448} + \frac{0.5}{171} + \frac{0.5}{189} + \frac{0.5}{1557} \right] \times 171 = \underline{1.07 \text{ 回}}$$

同一の地震応答に対し等価繰返し回数を算出する場合, 「炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼」の方が「オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金」よりも大きくなる。

図 3-16 設計疲労線図の違いに対する等価繰返し回数の検討結果

g. 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の考慮

VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」にて材料物性の不確かさを適切に考慮する方針としていることから、今回工認の等価繰返し回数についても、算出に用いる地震応答解析モデルの材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）による影響を考慮する。

3. (2)d. , 3. (2)e. 及び 3. (2)f. の結果を踏まえ、等価繰返し回数の算出パラメータとして、地震動を「S s-D」、減衰定数を「1.0%」及び設計疲労線図を「炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼」とした条件において、材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとして等価繰返し回数を算出する。材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮する検討ケースを表 3-4 に示す。

材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果を別紙 3 に、最大回数を整理した結果を表 3-5 に示す。別紙 3 の結果から、地震応答解析モデルの材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した場合、各質点の等価繰返し回数に影響があるものの、その最大回数は、原子炉本体地震応答解析モデルの EW 方向の基本ケースとなることを確認した。また、表 3-5 の結果から基本ケースの等価繰返し回数を上回るケースは、原子炉建物地震応答解析モデルのケース 2 のみであり、その影響も 1%程度と軽微であるため、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、基本ケースを用いて検討する。

なお、島根原子力発電所第 2 号機の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数は、最終段階での取り扱いとして安全側に切り上げて設定する。

表 3-4 等価繰返し回数算出において材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮する検討ケース

検討ケース	コンクリート剛性	地盤物性	備考
ケース 1 (工認モデル)	設計基準強度	標準地盤	基本ケース
ケース 2 (地盤物性 + $\sigma$ )	設計基準強度	標準地盤 + $\sigma$ (+10%, +20%)	
ケース 3 (地盤物性 - $\sigma$ )	設計基準強度	標準地盤 - $\sigma$ (-10%, -20%)	



表 3-5 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の比較結果

算出条件				各材料物性の不確かさの等価繰返し回数（最大回数）*		
解析モデル	地震動	減衰定数（%）	設計疲労線図	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	[ ]	[ ]	[ ]
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼			

注記\*：（）内の数字は基本ケースにおける等価繰返し回数に対する各ケースの等価繰返し回数の比率を示す

(3) 算出結果

(2) で整理した算出パラメータを用いて，基準地震動 S s 及び弾性設計用地震動 S d に対する各地震応答解析モデルにおける等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を表 3-6 及び表 3-7 に示し，その詳細内訳を別紙 4 及び別紙 5 に示す。

基準地震動 S s に対する等価繰返し回数は，原子炉本体地震応答解析モデル EW 方向での [ ] 回が最大であった。また，弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数は，原子炉本体地震応答解析モデル EW 方向での [ ] 回が最大であった。

表 3-6 基準地震動 S s に対する最大等価繰返し回数

算出条件					方向別最大回数		最大回数
解析モデル	地震動	減衰定数（%）	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	方向	回数	
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	NS	[ ]	
					EW		
					UD		
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	NS	[ ]	
					EW		
					UD		

表 3-7 弾性設計用地震動 S d に対する最大等価繰返し回数

算出条件					方向別最大回数		最大回数
解析モデル	地震動	減衰定数（%）	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	方向	回数	
原子炉建物地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	NS	[ ]	
					EW		
					UD		
原子炉本体地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	NS	[ ]	
					EW		
					UD		

(4) 結果まとめ

島根原子力発電所第2号機の一律に設定する等価繰返し回数について、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  における検討結果をそれぞれ以下に示す。また、一律に設定する等価繰返し回数の設定の保守性を別紙13に示す。

a. 基準地震動  $S_s$  の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数

- ・原子炉建物（原子炉本体地震応答解析モデル及び原子炉建物地震応答解析モデル）を対象とし、等価繰返し回数を算出した。
- ・等価繰返し回数の算出パラメータのうち、地震動、減衰定数及び設計疲労線図について、「 $S_s-D$ 」、「1.0%」及び「炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼」の条件が安全側の設定であることを確認した。
- ・基準地震動  $S_s$  の1回分を考慮して、安全側に設定した算出パラメータで等価繰返し回数を算出した結果、最大等価繰返し回数は  回であることを確認した。
- ・原子炉建物地震応答解析モデル及び原子炉本体地震応答解析モデルに対し材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響確認を行った結果、基本ケースによる等価繰返し回数に対する影響は1%程度であり、影響は軽微であることを確認した。

以上のことから、島根原子力発電所第2号機における基準地震動  $S_s$  の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数は、安全側に150回と設定する。

b. 弾性設計用地震動  $S_d$  の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数

- ・原子炉建物（原子炉本体地震応答解析モデル及び原子炉建物地震応答解析モデル）を対象とし、等価繰返し回数を算出した。
- ・等価繰返し回数の算出パラメータのうち、地震動、減衰定数及び設計疲労線図について、「 $S_d-D$ 及び $S_d-1$ 」、「1.0%」及び「炭素鋼、低合金鋼および高張力鋼」の条件が安全側の設定であることを確認した。
- ・弾性設計用地震動  $S_d$  の2回分を考慮して、基準地震動  $S_s$  で確認した安全側となる算出パラメータで等価繰返し回数を算出した結果、最大等価繰返し回数は  回であることを確認した。
- ・基準地震動  $S_s$  に対する材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響確認結果から、影響は軽微であることを確認した。

以上のことから、島根原子力発電所第2号機における弾性設計用地震動  $S_d$  の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数は、安全側に300回と設定する。

#### 4. 個別に設定する等価繰返し回数

島根原子力発電所第2号機の今回工認において一律に設定する等価繰返し回数を適用せず、個別に設定する等価繰返し回数を適用する場合について説明する。

##### (1) 対象設備

個別に設定する等価繰返し回数を設定する必要がある疲労評価対象設備は図2-1及び図2-2のフローに従って抽出される以下の設備となる。

##### ① 基準地震動 $S_s$ における個別に設定する等価繰返し回数

- (A) 原子炉建物以外に設置される設備
- (B) 減衰定数が0.5%の疲労評価対象設備
- (C) 発生するピーク応力が1471MPaを超える設備
- (D) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しない設備

##### ② 弾性設計用地震動 $S_d$ における個別に設定する等価繰返し回数

- (A) 原子炉建物以外に設置される設備
- (B) 減衰定数が0.5%の疲労評価対象設備
- (C) 発生するピーク応力が1471MPaを超える設備
- (D) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しない設備

##### (2) 個別に設定する等価繰返し回数設定方針

個別に設定する場合の算出条件を一律に設定する等価繰返し回数と併せて表4-1に示す。

算出条件の一部（設置場所，固有周期，減衰定数，ピーク応力，設計用疲労線図）に疲労評価対象設備固有の条件を用いた上で算出することで，各疲労評価対象設備に対して個別に設定する等価繰返し回数とする。

また，3.(2)g.より，基本ケースによる等価繰返し回数に対する材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響は軽微であることから，一律に設定する等価繰返し回数と同様に，基本ケースを用いて算出し，安全側に切り上げて設定する。

表 4-1 一律に設定する等価繰返し回数と個別に設定する等価繰返し回数の条件

条件の項目	一律に設定する等価繰返し回数	個別に設定する等価繰返し回数	備考
算出フロー	応答スペクトルフロー	応答スペクトルフロー*1	*1：必要に応じて時刻歴フローを用いる。
対象床面(質点)	原子炉建物地震応答解析モデル：全床面(質点) 原子炉本体地震応答解析モデル：疲労評価を実施する設備を有する床面(質点)	疲労評価対象設備の設置位置	—
ピーク応力	1471MPa	1471MPa*2	*2：必要に応じて疲労評価対象設備のピーク応力を用いる。
固有周期	全固有周期	全固有周期*3	*3：必要に応じて疲労評価対象設備の固有周期を用いる。
減衰定数	1.0%	疲労評価対象設備の減衰定数	—
設計用疲労線図	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼*4	*4：必要に応じて疲労評価対象設備の使用材料の設計用疲労線図を用いる。

(3) 算出結果

(2) 項の方針に基づき算出した基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  に対して個別に設定する等価繰返し回数を以下に示す。

① 基準地震動  $S_s$  における個別に設定する等価繰返し回数

(A) 原子炉建物以外に設置される疲労評価対象設備

該当する設備は、非常用ディーゼル発電設備 A-ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高圧炉系スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクとなる。算出条件、算出結果及び個別に設定する等価繰返し回数を表 4-2 及び表 4-3 に示す。

(B) 減衰定数が 0.5% の疲労評価対象設備

該当する設備はなし。

(C) 発生するピーク応力が 1471MPa を超える疲労評価対象設備

該当する設備は、原子炉中性子計装孔、ベント管及びダウンカマとなる。算出条件、算出結果及び個別に設定する等価繰返し回数を表 4-4～表 4-6 に示す。なお、ベント管及びダウンカマに適用する等価繰返し回数の設定の考え方については、別紙 14 にて説明する。

(D) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しない疲労評価対象設備

該当する設備はなし。ただし、可燃性ガス濃度制御系配管 (FCS-R-3) については、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価の許容値に対する余裕が小さい

ことから、個別に等価繰返し回数を設定している。算出条件、算出結果及び個別に設定する等価繰返し回数を表 4-7 に示す。

② 弾性設計用地震動  $S_d$  における個別に設定する等価繰返し回数

(A) 原子炉建物以外に設置される疲労評価対象設備

該当する設備はなし。

(B) 減衰定数が 0.5% の疲労評価対象設備

該当する設備はなし。

(C) 発生するピーク応力が 1471MPa を超える疲労評価対象設備

該当する設備はなし。

(D) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しない疲労評価対象設備

該当する設備は、ベント管及びダウンコマとなる。算出条件、算出結果及び個別に設定する等価繰返し回数を表 4-8 及び表 4-9 に示す。(設定の考え方は別紙 14 参照)

表 4-2 非常用ディーゼル発電設備 A-ディーゼル燃料貯蔵タンク 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点)		算出条件						等価繰返し回数				
解析モデル	EL	ピーク応力 (MPa)	1 質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲労線図	材料物性の不確かさ	NS	EW	UD	最大回数	疲労評価に用いる等価繰返し回数
排気筒	3.500	1471	全固有周期	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

表 4-3 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点)		算出条件						等価繰返し回数				
解析モデル	EL	ピーク応力 (MPa)	1 質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲労線図	材料物性の不確かさ	NS	EW	UD	最大回数	疲労評価に用いる等価繰返し回数
排気筒	3.500	1471	全固有周期	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。



表 4-4 原子炉中性子計装孔 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点)		算出条件						等価繰返し回数				
解析モデル	EL*	ピーク応力 (MPa)	1 質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲労線図	材料物性の不確かさ	NS	EW	UD	最大回数	疲労評価に用いる等価繰返し回数
原子炉本体	21.571	1500	全固有周期	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼	基本ケース					150
	18.250											
	17.442 (17.419)											
	16.508											
	13.054											

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記\*：( ) 内は鉛直方向の数値を示す。

表 4-5 ベント管 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

対象床面(質点)		算出条件						等価繰返し回数				
解析モデル	EL	ピーク応力 (MPa)	1 質点系の固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用疲労線図	材料物性の不確かさ	NS	EW	UD	最大回数	疲労評価に用いる等価繰返し回数
原子炉本体		1600	水平：  鉛直：0.05	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記\*：支配的な振動モードである 1 次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、ベント管の固有周期の±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

表 4-6 ダウンカマ 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1 質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	疲労評価に用いる 等価繰返し回数
解析モデル	EL											
原子炉本体	□	1600	水平：□* 鉛直：0.05	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記\*：支配的な振動モードである 1 次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、ベント管の固有周期の±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

表 4-7 可燃性ガス濃度制御系配管 (FCS-R-3) 個別に設定する等価繰返し回数 (S s)

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1 質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	疲労評価に用いる 等価繰返し回数
解析モデル	EL											
原子炉建物	23.800	1471	全固有周期	S s - D	2.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。



表 4-8 ベント管 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1 質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	疲労評価に用いる 等価繰返し回数
解析モデル	EL											
原子炉本体	□	1471	水平: □ <sup>*1</sup> 鉛直: 0.05	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回 S d - D 又は S d - 1 <sup>*2</sup>	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記\*1：支配的な振動モードである1次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、ベント管の固有周期の±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

\*2：LOCA時（設計基準事故）及びSA時の疲労評価に適用する弾性設計用地震動S dは1回分を考慮する。

表 4-9 ダウンカマ 個別に設定する等価繰返し回数 (S d)

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1 質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	疲労評価に用いる 等価繰返し回数
解析モデル	EL											
原子炉本体	□	1471	水平: □ <sup>*1</sup> 鉛直: 0.05	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回 S d - D 又は S d - 1 <sup>*2</sup>	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注：一律に設定する等価繰返し回数の算出条件と異なる条件を赤字で示す。

注記\*1：支配的な振動モードである1次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、ベント管の固有周期の±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

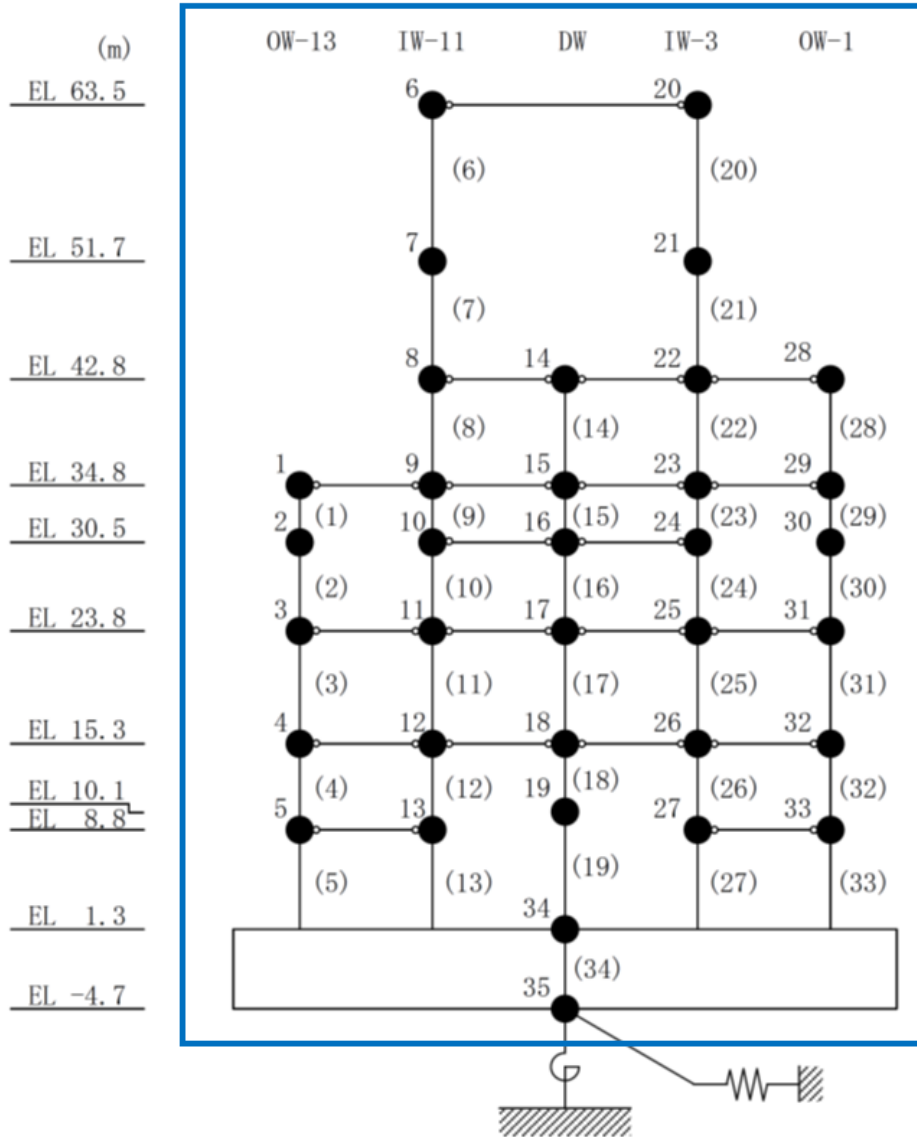
\*2：LOCA時（設計基準事故）及びSA時の疲労評価に適用する弾性設計用地震動S dは1回分を考慮する。

## 5. まとめ

島根原子力発電所第2号機の疲労評価に用いる等価繰返し回数は、J E A G 4 6 0 1 - 1987 記載の手順及び等価繰返し回数算出に影響するパラメータを保守的に設定した算出結果を踏まえ、基準地震動  $S_s$  の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数を 150 回及び弾性設計用地震動  $S_d$  の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数を 300 回に設定する。

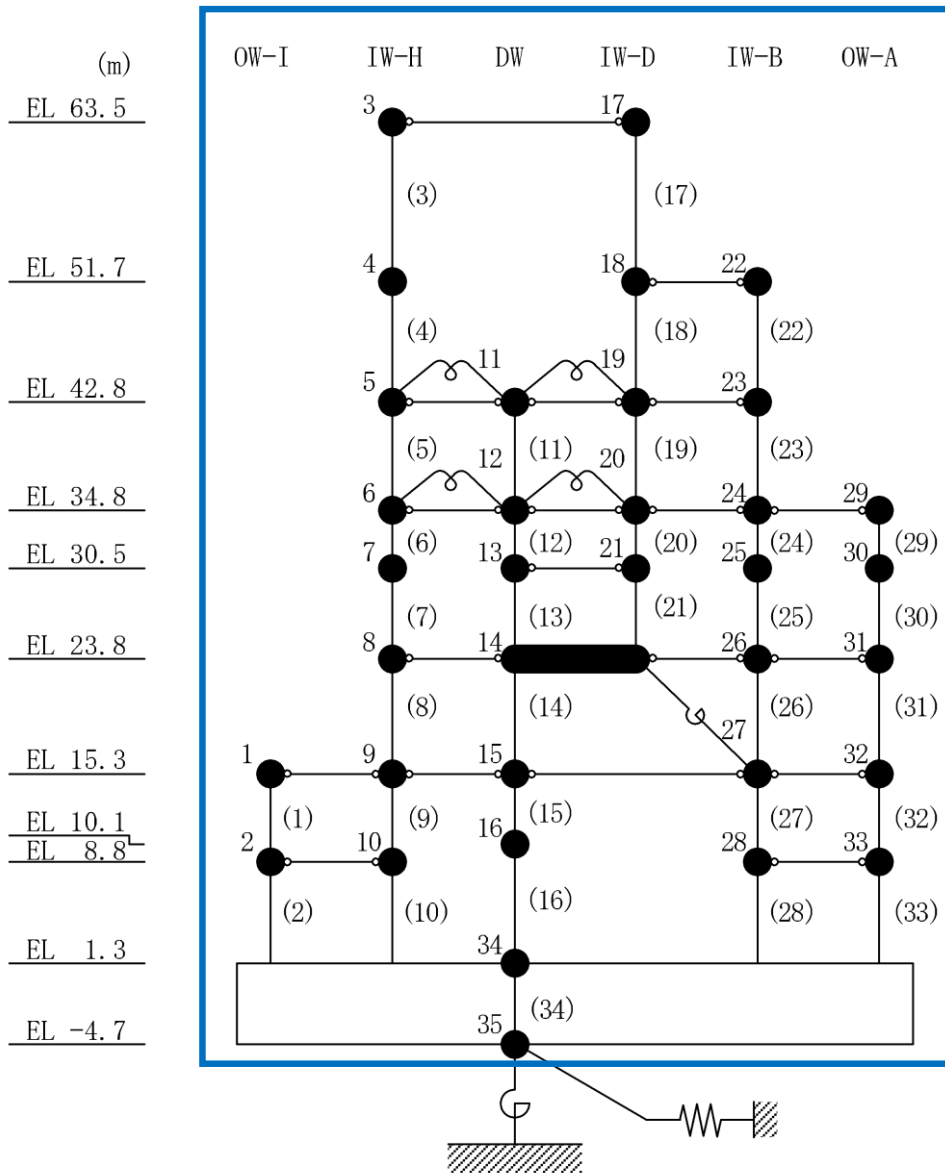
別紙 1 地震応答解析モデルにおける等価繰返し回数の算出点

: 算出点



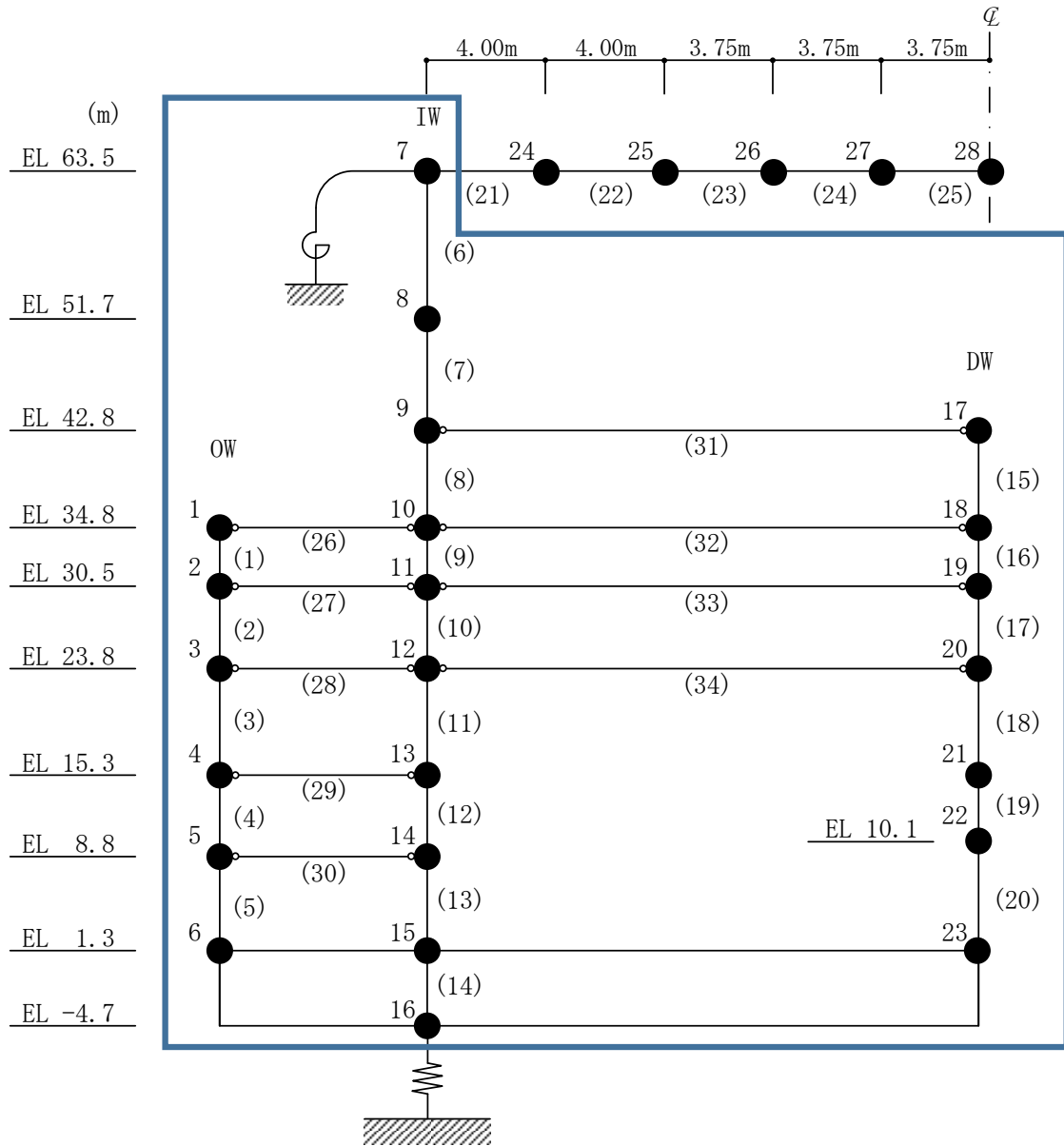
別図 1-1 原子炉建物地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点  
(水平方向 (NS 方向))

: 算出点



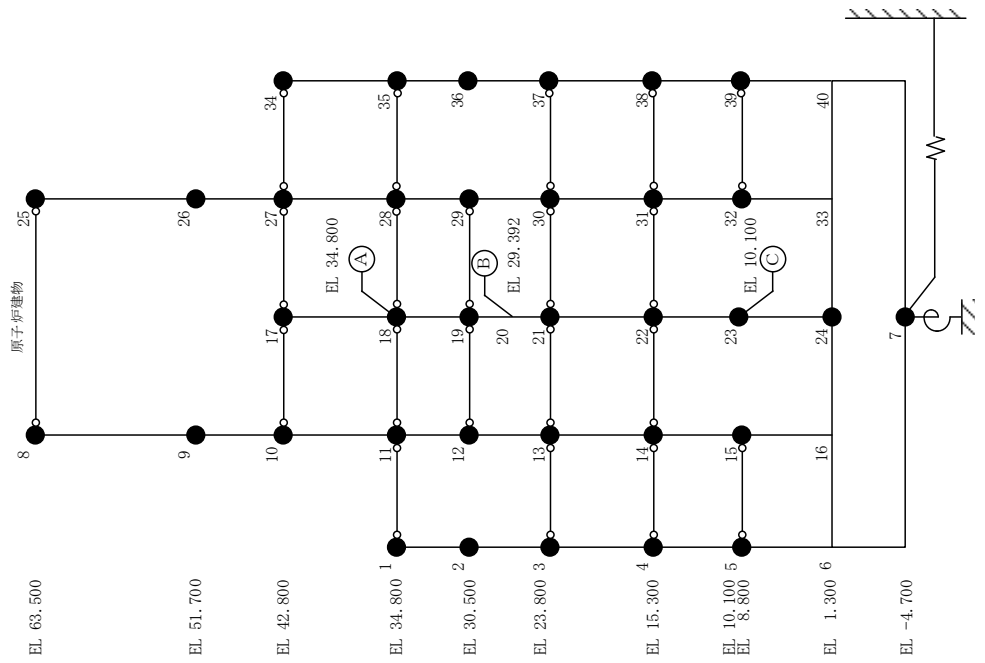
別図 1-2 原子炉建物地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点  
(水平方向 (EW 方向))

: 算出点



別図 1-3 原子炉建物地震応答解析モデルの等価繰返し回数の出点 (鉛直方向)

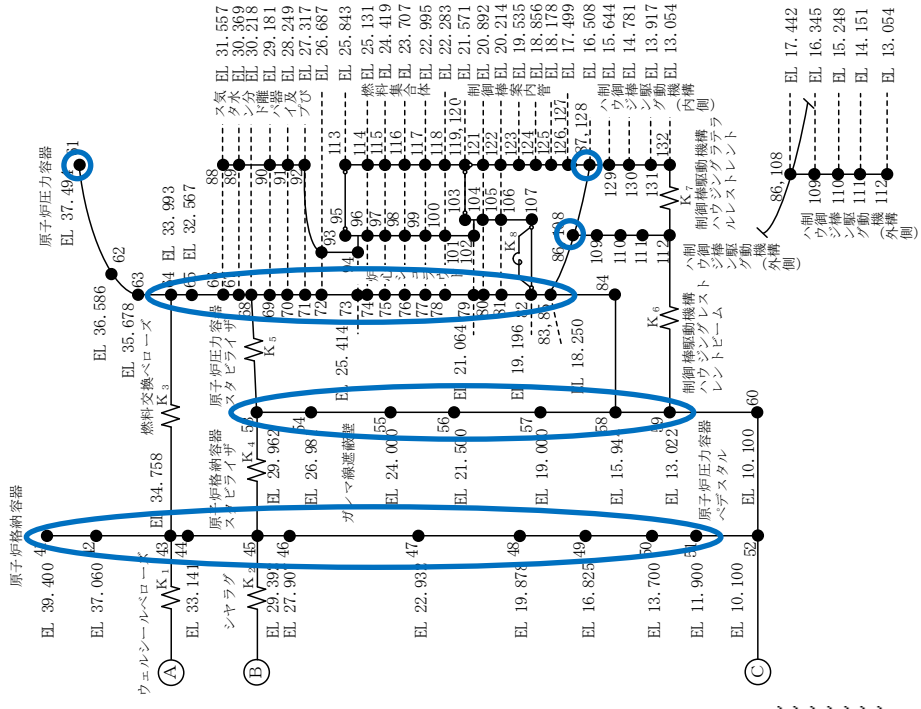
○ : 算出点

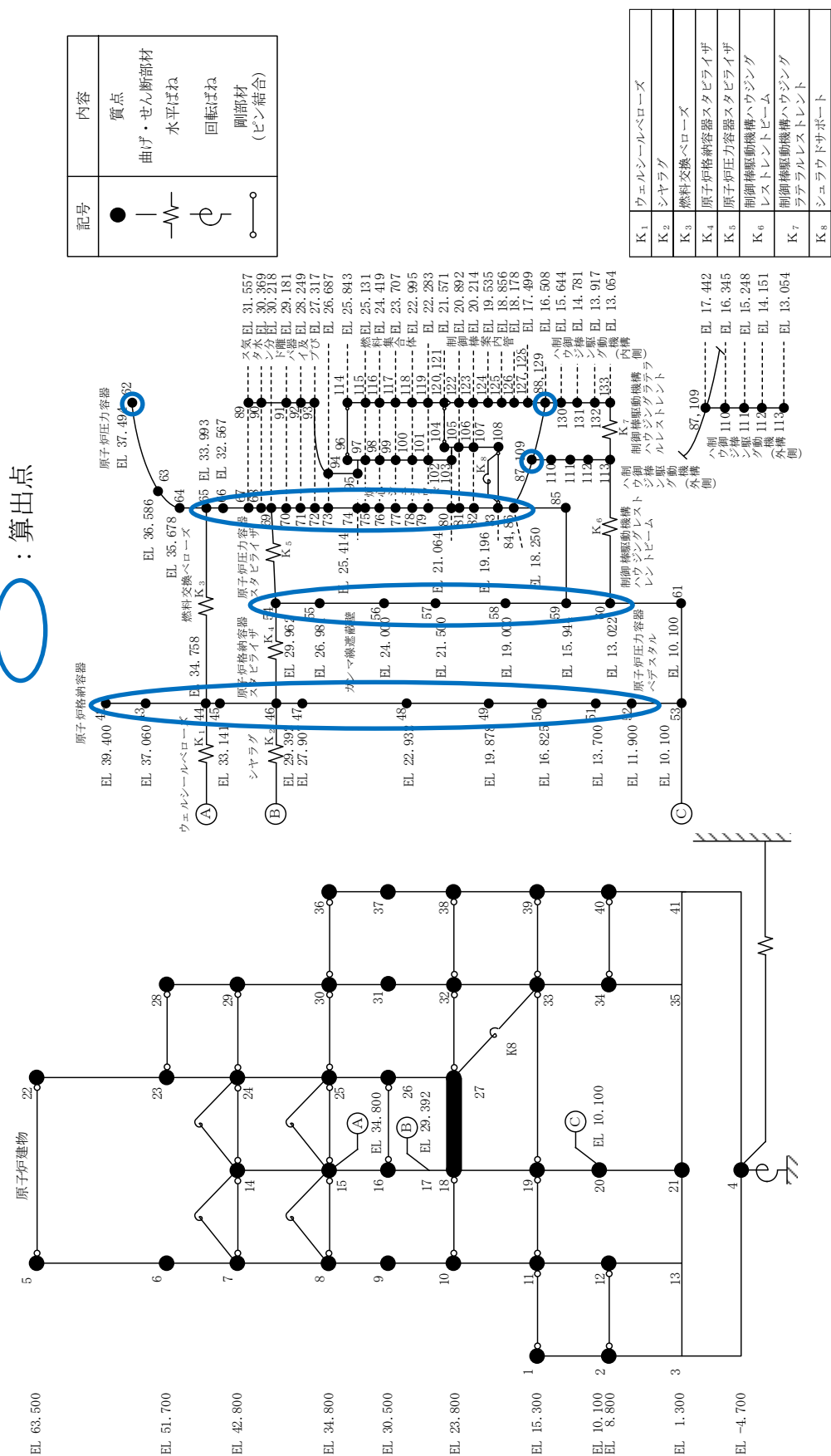


別図 1-4 原子炉本体地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点 (水平方向 (NS 方向))

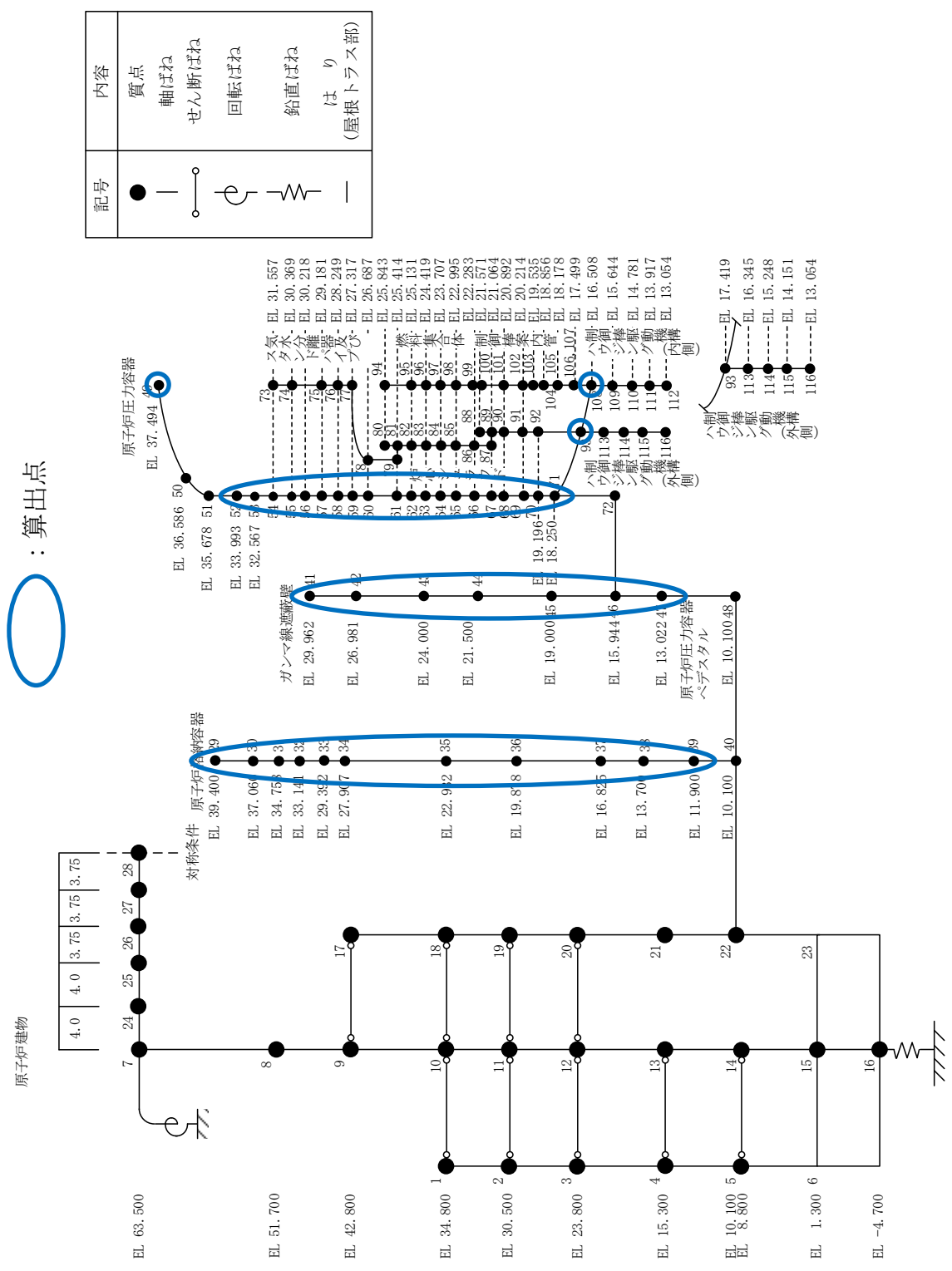
記号	内容
●	質点
— —	曲げ・せん断部材
— —	水平ばね
— —	回転ばね
— —	剛部材 (ピン結合)

K <sub>1</sub>	ウェルシールドベローズ
K <sub>2</sub>	シャラダ
K <sub>3</sub>	燃料交換ベローズ
K <sub>4</sub>	原子炉格納容器スタブライザ
K <sub>5</sub>	原子炉圧力容器スタブライザ
K <sub>6</sub>	制御棒駆動機構ハウジングレストレントベーム
K <sub>7</sub>	制御棒駆動機構ハウジングラフレレストレント
K <sub>8</sub>	シュウラウドサポート





別図 1-5 原子炉本体地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出 (水平方向 (EW 方向))



別図 1-6 原子炉本体地震応答解析モデルの等価繰返し回数の算出点 (鉛直方向)



別紙 2 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の比較

別表 2-1 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果 (NS 方向)

算出条件						各減衰定数に対する等価繰返し回数					
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%	
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	6						
				51.700	7						
					21						
				42.800	8						
				34.800	1						
				30.500	2						
					10						
					30						
				23.800	3						
				15.300	4						
				10.100	19						
					5						
				8.800	27						
34											
1.300	34										
-4.700	35										

注：下線部は、各減衰定数に対する全方向（NS、EW、鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 2-2 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果 (EW 方向)

算出条件						各減衰定数に対する等価繰返し回数				
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	3					
				51.700	4					
					18					
				42.800	5					
				34.800	6					
				30.500	7					
					13					
					25					
					30					
				23.800	8					
				15.300	1					
				10.100	16					
				8.800	2					
					28					
1.300	34									
-4.700	35									

注：下線部は、各減衰定数に対する全方向 (NS, EW, 鉛直) の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 2-3 減衰定数をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（鉛直方向）

算出条件						各減衰定数に対する等価繰返し回数					
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	1.0%	1.5%	2.0%	2.5%	3.0%	
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	7						
				51.700	8						
				42.800	9						
					17						
				34.800	1						
					10						
					18						
				30.500	2						
					11						
					19						
				23.800	3						
					12						
					20						
				15.300	4						
					13						
					21						
10.100	22										
8.800	5										
	14										
1.300	15										
-4.700	16										

注：下線部は、各減衰定数に対する全方向（NS、EW、鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別紙 3 等価繰返し回数の算出における材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）の影響  
 検討

1. はじめに

島根原子力発電所第 2 号機の耐震設計において、材料物性の不確かさを適切に考慮する方針としていることから、本資料において、等価繰返し回数算出に係る材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）による影響検討を実施した。

2. 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した場合の等価繰返し回数の算出条件

原子炉建物地震応答解析モデル、原子炉本体地震応答解析モデルにおける材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した場合の等価繰返し回数を算出する。別表 3-1 に等価繰返し回数の算出条件を示す。

別表 3-1 等価繰返し回数の算出条件

解析モデル	材料物性の不確かさ*	地震動	固有周期	減衰定数	設計疲労線図
原子炉建物 地震応答解析 モデル	基本ケース	S s - D	全固有周期帯	1.0%	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼
	ケース 2 (標準地盤 + $\sigma$ )				
	ケース 3 (標準地盤 - $\sigma$ )				
原子炉本体 地震応答解析 モデル	基本ケース	S s - D	全固有周期帯	1.0%	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼
	ケース 2 (標準地盤 + $\sigma$ )				
	ケース 3 (標準地盤 - $\sigma$ )				

注記\*：材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した検討ケースの条件は、  
 本文表 3-4 参照

### 3. 算出結果及びまとめ

材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の最大回数を別表 3-2 に、それらの詳細内訳を別表 3-3～別表 3-8 に示す。地震応答解析モデルの材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）を考慮した場合、各質点の等価繰返し回数に影響があるものの、その最大回数は、原子炉本体地震応答解析モデルの EW 方向の基本ケースとなることを確認した。また、別表 3-2 の結果から基本ケースの等価繰返し回数を上回るケースは、原子炉建物地震応答解析モデルのケース 2 のみであり、その影響も 1% 程度で影響軽微であるため、一律に設定する等価繰返し回数算出に当たっては、基本ケースを用いて検討する。

なお、島根原子力発電所第 2 号機の疲労評価に用いる一律に設定する等価繰返し回数は、最終段階での取り扱いとして安全側に切り上げて設定する。

別表 3-2 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の比較結果

算出条件				各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数(最大回数)*		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s-D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼			
原子炉本体 地震応答解析 モデル	S s-D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼			

注記\* : ( ) 内の数字は基本ケースにおける等価繰返し回数に対する各ケースの等価繰返し回数の比率を示す。

別表 3-3 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（原子炉建物地震応答解析モデル，NS 方向）

算出条件						各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	EL(m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼	63.500	6			
				51.700	7			
					21			
				42.800	8			
				34.800	1			
				30.500	2			
					10			
					30			
				23.800	3			
				15.300	4			
				10.100	19			
					5			
				8.800	27			
34								
1.300	34							
-4.700	35							

注：下線部は，原子炉建物地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-4 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（原子炉建物地震応答解析モデル，EW 方向）

算出条件						各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼お よび高張力鋼	63.500	3			
				51.700	4			
					18			
				42.800	5			
				34.800	6			
				30.500	7			
					13			
					25			
					30			
				23.800	8			
				15.300	1			
				10.100	16			
				8.800	2			
					28			
1.300	34							
-4.700	35							

注：下線部は，原子炉建物地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-5 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（原子炉建物地震応答解析モデル，鉛直方向）

算出条件						各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼お よび高張力鋼	63.500	7			
				51.700	8			
				42.800	9			
					17			
				34.800	1			
					10			
					18			
				30.500	2			
					11			
					19			
				23.800	3			
					12			
					20			
				15.300	4			
					13			
21								
10.100	22							
8.800	5							
	14							
1.300	15							
-4.700	16							

注：下線部は，原子炉建物地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。



別表 3-6 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数の算出結果（原子炉本体地震応答解析モデル，NS 方向）

算出条件							各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	機器	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉本体 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼	原子炉格納容器	39.400	41			
					37.060	42			
					34.758	43			
					33.141	44			
					29.392	45			
					27.907	46			
					22.932	47			
					19.878	48			
					16.825	49			
					13.700	50			
				11.900	51				
				ガンマ線遮蔽壁	29.962	53			
					26.981	54			
					24.000	55			
					21.500	56			
				原子炉圧力容器 ペDESTAL	15.944	58			
					13.022	59			
				原子炉圧力容器	37.494	61			
					33.993	64			
					32.567	65			
					31.557	66			
					30.369	67			
					30.218	68			
					29.181	69			
					28.249	70			
					27.317	71			
					26.687	72			
					25.414	73			
					25.131	74			
					24.419	75			
					23.707	76			
22.995	77								
22.283	78								
21.064	79								
20.892	80								
20.214	81								
19.196	82								
18.250	83								
18.250	85								
17.442	86								
16.508	87								

注：下線部は，原子炉本体地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-7 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数  
の算出結果（原子炉本体地震応答解析モデル，EW 方向）

算出条件						各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数			
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	機器	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉本体 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼	原子炉格納容器	39.400	41			
					37.060	42			
					34.758	43			
					33.141	44			
					29.392	45			
					27.907	46			
					22.932	47			
					19.878	48			
					16.825	49			
					13.700	50			
					11.900	51			
				ガンマ線遮蔽壁	29.962	53			
					26.981	54			
					24.000	55			
					21.500	56			
				原子炉圧力容器 ベデスタル	19.000	57			
					15.944	58			
				原子炉圧力容器	13.022	59			
					37.494	61			
					33.993	64			
					32.567	65			
					31.557	66			
					30.369	67			
					30.218	68			
					29.181	69			
					28.249	70			
					27.317	71			
					26.687	72			
					25.414	73			
					25.131	74			
					24.419	75			
					23.707	76			
					22.995	77			
					22.283	78			
					21.064	79			
					20.892	80			
					20.214	81			
19.196	82								
18.250	83								
18.250	85								
17.442	86								
16.508	87								

注：下線部は，原子炉本体地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別表 3-8 材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）をパラメータとした等価繰返し回数  
の算出結果（原子炉本体地震応答解析モデル，鉛直方向）

算出条件							各材料物性の不確かさに対する等価繰返し回数		
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	機器	EL (m)	質点	基本ケース	ケース 2	ケース 3
原子炉本体 地震応答解析 モデル	S s - D	1.0	炭素鋼，低合金鋼 および高張力鋼	原子炉格納容器	39.400	29			
					37.060	30			
					34.758	31			
					33.141	32			
					29.392	33			
					27.907	34			
					22.932	35			
					19.878	36			
					16.825	37			
				13.700	38				
				11.900	39				
				ガンマ線遮蔽壁	29.962	41			
					26.981	42			
					24.000	43			
					21.500	44			
				原子炉圧力容器 ベデスタル	19.000	45			
					15.944	46			
				原子炉圧力容器	13.022	47			
					37.494	49			
					33.993	52			
					32.567	53			
					31.557	54			
					30.369	55			
					30.218	56			
					29.181	57			
					28.249	58			
					27.317	59			
					26.687	60			
					25.414	61			
					25.131	62			
					24.419	63			
					23.707	64			
					22.995	65			
					22.283	66			
					21.064	67			
					20.892	68			
					20.214	69			
				19.196	70				
				18.250	71				
17.419	93								
16.508	108								

注：下線部は，原子炉本体地震応答解析モデルにおける各材料物性の不確かさ（地盤物性の不確かさ）に対する全方向（NS，EW，鉛直）の等価繰返し回数の最大値を表す。

別紙 4 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果

別表 4-1 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉建物地震応答解析モデル, NS 方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	63.500	6	
					51.700	7	
						21	
					42.800	8	
					34.800	1	
					30.500	2	
						10	
						30	
					23.800	3	
					15.300	4	
					10.100	19	
						5	
8.800	27						
	1.300	34					
-4.700	35						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち NS 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-2 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉建物地震応答解析モデル, EW 方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	63.500	3	
					51.700	4	
						18	
					42.800	5	
					34.800	6	
					30.500	7	
						13	
						25	
					30		
					23.800	8	
					15.300	1	
					10.100	16	
2							
8.800	28						
	1.300	34					
-4.700	35						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち EW 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-3 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉建物地震応答解析モデル, 鉛直方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	基本ケース	63.500	7	
					51.700	8	
					42.800	9	
						17	
					34.800	1	
						10	
						18	
					30.500	2	
						11	
						19	
					23.800	3	
						12	
						20	
					15.300	4	
						13	
						21	
10.100	22						
8.800	5						
	14						
1.300	15						
-4.700	16						

注: 下線部は, 原子炉建物地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち鉛直方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-4 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉本体地震応答解析モデル, NS 方向)

解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	算出条件				EL (m)	質点	等価繰返し回数
			設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器				
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	41		
						37.060	42		
						34.758	43		
						33.141	44		
						29.392	45		
						27.907	46		
						22.932	47		
						19.878	48		
						16.825	49		
						13.700	50		
					11.900	51			
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	53		
						26.981	54		
						24.000	55		
						21.500	56		
					原子炉圧力容器 ベダスタル	15.944	58		
						13.022	59		
					原子炉圧力容器	37.494	61		
						33.993	64		
						32.567	65		
						31.557	66		
						30.369	67		
						30.218	68		
						29.181	69		
						28.249	70		
						27.317	71		
						26.687	72		
						25.414	73		
						25.131	74		
						24.419	75		
						23.707	76		
						22.995	77		
22.283	78								
21.064	79								
20.892	80								
20.214	81								
19.196	82								
18.250	83								
18.250	85								
17.442	86								
16.508	87								

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち NS 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-5 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉本体地震応答解析モデル, EW 方向)

解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	算出条件				EL (m)	質点	等価繰返し回数
			設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器				
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	41		
						37.060	42		
						34.758	43		
						33.141	44		
						29.392	45		
						27.907	46		
						22.932	47		
						19.878	48		
						16.825	49		
						13.700	50		
					11.900	51			
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	53		
						26.981	54		
						24.000	55		
						21.500	56		
					原子炉圧力容器ベダスタル	15.944	58		
						13.022	59		
					原子炉圧力容器	37.494	61		
						33.993	64		
						32.567	65		
						31.557	66		
						30.369	67		
						30.218	68		
						29.181	69		
						28.249	70		
						27.317	71		
						26.687	72		
						25.414	73		
						25.131	74		
						24.419	75		
						23.707	76		
22.995	77								
22.283	78								
21.064	79								
20.892	80								
20.214	81								
19.196	82								
18.250	83								
18.250	85								
17.442	86								
16.508	87								

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち EW 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 4-6 基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉本体地震応答解析モデル, 鉛直方向)

解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	算出条件				EL (m)	質点	等価繰返し回数
			設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器				
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	29		
						37.060	30		
						34.758	31		
						33.141	32		
						29.392	33		
						27.907	34		
						22.932	35		
						19.878	36		
						16.825	37		
						13.700	38		
					11.900	39			
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	41		
						26.981	42		
						24.000	43		
						21.500	44		
					原子炉圧力容器 ベDESTAL	19.000	45		
						15.944	46		
					原子炉圧力容器	13.022	47		
						37.494	49		
						33.993	52		
						32.567	53		
						31.557	54		
						30.369	55		
						30.218	56		
						29.181	57		
						28.249	58		
						27.317	59		
						26.687	60		
						25.414	61		
						25.131	62		
24.419	63								
23.707	64								
22.995	65								
22.283	66								
21.064	67								
20.892	68								
20.214	69								
19.196	70								
18.250	71								
17.419	93								
16.508	108								

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける基準地震動 S s に対する等価繰返し回数算出結果のうち鉛直方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。



別紙 5 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果

別表 5-1 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉建物地震応答解析モデル, NS 方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	6	
					51.700	7	
						21	
					42.800	8	
					34.800	1	
					30.500	2	
						10	
						30	
					23.800	3	
					15.300	4	
					10.100	19	
						5	
					8.800	27	
1.300	34						
-4.700	35						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち NS 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-2 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉建物地震応答解析モデル, EW 方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	3	
					51.700	4	
						18	
					42.800	5	
					34.800	6	
					30.500	7	
						13	
						25	
					30	30	
					23.800	8	
					15.300	1	
					10.100	16	
						2	
8.800	28						
1.300	34						
-4.700	35						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち EW 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-3 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉建物地震応答解析モデル, 鉛直方向)

算出条件							等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	EL (m)	質点	
原子炉建物 地震応答解析 モデル	S d - D × 2回 又は S d - 1 × 2回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	63.500	7	
					51.700	8	
					42.800	9	
						17	
					34.800	1	
						10	
						18	
					30.500	2	
						11	
						19	
					23.800	3	
						12	
						20	
					15.300	4	
						13	
						21	
10.100	22						
8.800	5						
	14						
1.300	15						
-4.700	16						

注：下線部は、原子炉建物地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち鉛直方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-4 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉本体地震応答解析モデル, NS 方向)

算出条件								等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	質点	
原子炉本体地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	41	
						37.060	42	
						34.758	43	
						33.141	44	
						29.392	45	
						27.907	46	
						22.932	47	
						19.878	48	
						16.825	49	
						13.700	50	
					11.900	51		
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	53	
						26.981	54	
						24.000	55	
						21.500	56	
					原子炉圧力容器 ペダスタル	19.000	57	
						15.944	58	
					原子炉圧力容器	13.022	59	
						37.494	61	
						33.993	64	
						32.567	65	
						31.557	66	
						30.369	67	
						30.218	68	
						29.181	69	
						28.249	70	
						27.317	71	
						26.687	72	
						25.414	73	
						25.131	74	
24.419	75							
23.707	76							
22.995	77							
22.283	78							
21.064	79							
20.892	80							
20.214	81							
19.196	82							
18.250	83							
18.250	85							
17.442	86							
16.508	87							

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち NS 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-5 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉本体地震応答解析モデル, EW 方向)

算出条件								等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	質点	
原子炉本体地震応答解析モデル	S d - D × 2 回 又は S d - 1 × 2 回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	41	
						37.060	42	
						34.758	43	
						33.141	44	
						29.392	45	
						27.907	46	
						22.932	47	
						19.878	48	
						16.825	49	
					13.700	50		
					11.900	51		
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	53	
						26.981	54	
						24.000	55	
						21.500	56	
					原子炉圧力容器 ベDESTAL	19.000	57	
						15.944	58	
					原子炉圧力容器	13.022	59	
						37.494	61	
						33.993	64	
						32.567	65	
						31.557	66	
						30.369	67	
						30.218	68	
						29.181	69	
						28.249	70	
						27.317	71	
26.687	72							
25.414	73							
25.131	74							
24.419	75							
23.707	76							
22.995	77							
22.283	78							
21.064	79							
20.892	80							
20.214	81							
19.196	82							
18.250	83							
18.250	85							
17.442	86							
16.508	87							

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち EW 方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

別表 5-6 弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果  
(原子炉本体地震応答解析モデル, 鉛直方向)

算出条件								等価繰返し回数
解析モデル	地震動	減衰定数 (%)	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	質点	
原子炉本体地震応答解析モデル	S d - D × 2回 又は S d - 1 × 2回	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器	39.400	29	
						37.060	30	
						34.758	31	
						33.141	32	
						29.392	33	
						27.907	34	
						22.932	35	
						19.878	36	
						16.825	37	
					13.700	38		
					11.900	39		
					ガンマ線遮蔽壁	29.962	41	
						26.981	42	
						24.000	43	
						21.500	44	
					原子炉圧力容器 ベDESTAL	19.000	45	
						15.944	46	
					原子炉圧力容器	13.022	47	
						37.494	49	
						33.993	52	
						32.567	53	
						31.557	54	
						30.369	55	
						30.218	56	
						29.181	57	
						28.249	58	
						27.317	59	
						26.687	60	
						25.414	61	
						25.131	62	
24.419	63							
23.707	64							
22.995	65							
22.283	66							
21.064	67							
20.892	68							
20.214	69							
19.196	70							
18.250	71							
17.419	93							
16.508	108							

注：下線部は、原子炉本体地震応答解析モデルにおける弾性設計用地震動 S d に対する等価繰返し回数算出結果のうち鉛直方向の中で最大の等価繰返し回数を表す。

## 別紙 6 ピーク応力の算出方法

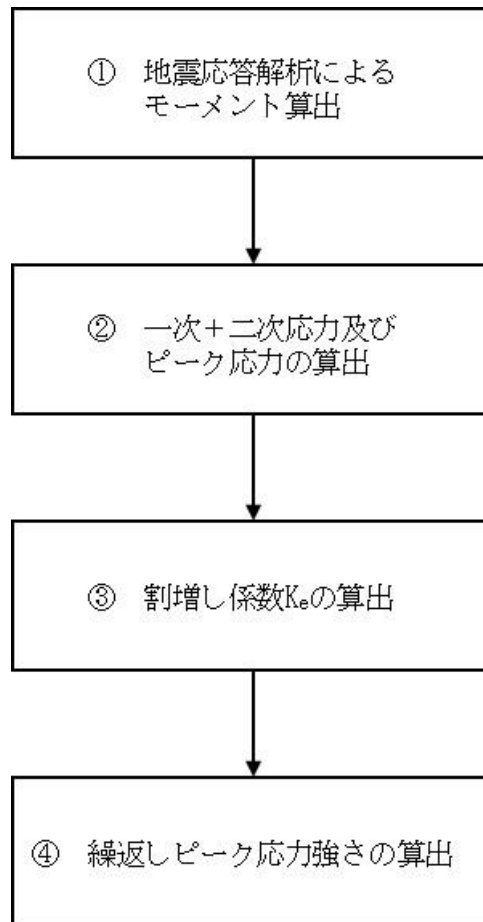
### 1. はじめに

本資料では、疲労評価に用いる地震時のピーク応力の算出方法について、クラス 1 管のうち残留熱除去系配管（配管解析モデル RHR-PD-7）を代表設備として説明する。

### 2. ピーク応力の算出方法

#### 2.1 ピーク応力の算出フロー

ピーク応力の算出フローを別図 6-1 に示す。



別図 6-1 地震時のピーク応力算出フロー



一次＋二次応力及びピーク応力の算出で用いている記号は以下のとおり。

- $S_n$  : 一次＋二次応力 (MPa)  
 $S_p$  : ピーク応力 (MPa)  
 $K_2, C_2$  : 応力係数 (J SME 設計・建設規格(2005/2007) PPB-3812.3)  
 $M_{is}$  : 地震による慣性力と相対変位により生じるモーメントの全振幅  
 (別表 6-1 記載の各方向モーメントの SRSS) (N・mm)  
 $Z_i$  : 管の断面係数(下式によって算出する値) (mm<sup>3</sup>)

$$Z_i = \frac{\pi}{32} \frac{D_o^4 - D_i^4}{D_o}$$

$D_o$  : 外径 (=114.3) (mm)

$D_i$  : 内径 (=92.1) (mm)

③ 割増し係数 $K_e$ の算出

②にて求めた一次＋二次応力 $S_n$ が $3 \cdot S_m$ 以上となるため、割増し係数 $K_e$ を算出する。当該配管は J SME 設計・建設規格(2005/2007)PVB-3315(2) a. (b)の場合に該当するため、割増し係数 $K_e$ は以下のとおりとなる (J SME 設計・建設規格(2005/2007)PVB-84)。

$$K_e = K_e' = 1 + (q - 1) \cdot \left( 1 - \frac{3 \cdot S_m}{S_n} \right)$$

$$=$$

割増し係数 $K_e$ の算出で用いている記号は以下のとおり。

$S_m$  : 設計応力強さ (MPa)

$q$  : J SME 設計・建設規格(2005/2007)表 PVB-3315-1 のうち RHR-PD-7 の材料である炭素鋼の値

④ 繰返しピーク応力強さの算出

ピーク応力 $S_p$ 及び割増し係数 $K_e$ を用い、繰返しピーク応力強さ $S_\ell$ は以下のとおりとなる (J SME 設計・建設規格(2005/2007)PVB-82)。

$$S_\ell = \frac{K_e \cdot S_p}{2}$$

$$=$$

(MPa)





別紙 7 疲労評価の対象設備及び部位毎のピーク応力

設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
一律の等価繰返し回数を用いる疲労評価対象設備			
機器搬入口	機器搬入口本体 と補強板との結 合部	—	
制御棒駆動機構 搬出ハッチ	制御棒駆動機構 搬出ハッチ本体 と補強板との 結合部	—	
所員用エアロッ ク	所員用エアロッ ク本体と補強板 との結合部	—	
電気配線貫通部 (X-100A~D)	ドライウェルと スリーブとの 結合部	—	
CRD-PD-1	配管本体	—	759
CRD-PD-2	配管本体	—	1028
PLR-PD-1	配管本体	—	435
PLR-PD-2	配管本体	—	410
CUW-PD-1	配管本体	—	40
CUW-R-1	配管本体	—	38
LPCS-PD-1	配管本体	—	178
円筒胴	円筒胴	—	95
下鏡	下鏡	—	115
	下鏡と円筒部の 接合部	—	69
	原子炉圧力容器 支持スカートと 円筒胴の接合部	—	144
制御棒貫通孔	スタブチューブ	—	857
	ハウジング	—	367
再循環水出口ノ ズル (N1)	ノズルエンド	—	550
	ノズルセーフ エンド溶接部	—	302
	ノズルセーフ エンド	—	475

設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
再循環水入口ノズル (N2)	ノズルエンド	—	203
	ノズルーフーフ エンド溶接部	—	157
	ノズルーフーフ エンド	—	1297
	ノズルーフーフエ ンドーフーフマル スリーブ溶接部	—	189
主蒸気ノズル (N3)	ノズルエンド	—	851
	ノズルーフーフ エンド溶接部	—	738
	ノズルーフーフ エンド	—	1007
給水ノズル (N4)	ノズルーフーフ エンド	—	1100
	ノズルエンド	—	467
	ーフーフマル スリーブ	—	1
低圧炉心スプレ イノズル (N5)	ノズルーフーフ エンド	—	373
	ノズルエンド	—	105
	ーフーフマル スリーブ	—	213
低圧注水ノズル (N6)	ノズルーフーフ エンド	—	1054
	ノズルエンド	—	503
	ーフーフマル スリーブ	—	91
上ぶたスプレ イノズル (N7)	ノズルエンド	—	960
	フランジ	—	708
計測及びベント ノズル (N8)	ノズルエンド	—	959
	フランジ	—	606
ジェットポンプ 計測ノズル (N9)	ノズルエンド	—	583
	溶接部	—	471
	ペネシール	—	603

設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
ほう酸水注入及び炉心差圧計測ノズル (N11)	カップリング	—	0
	ノズル下鏡 内面側	—	0
	ノズル下鏡 外面側	—	1150
	ノズルセーフ エンド溶接部	—	133
計測ノズル (N12)	ノズルセーフ エンド	—	855
	ノズルエンド	—	1039
計測ノズル (N13)	ノズルセーフ エンド	—	855
	ノズルエンド	—	1039
計測ノズル (N14)	ノズルセーフ エンド	—	594
	ノズルエンド	—	665
ドレンノズル (N15)	ノズル (肉盛溶接部)	—	656
	ノズルセーフ エンド	—	743
高圧炉心スプレ イノズル (N16)	ノズルセーフ エンド	—	607
	ノズルエンド	—	140
	サーマル スリーブ	—	292
原子炉圧力容器 支持スカート	支持スカート	—	335
ジェットポンプ 計測配管貫通部 シール	貫通部シール	—	967
真空破壊装置	スリーブとベン ト管との結合部	—	
FW-PD-1	配管本体	—	36
FW-PD-2	配管本体	—	36
RHR-PD-4	配管本体	—	258

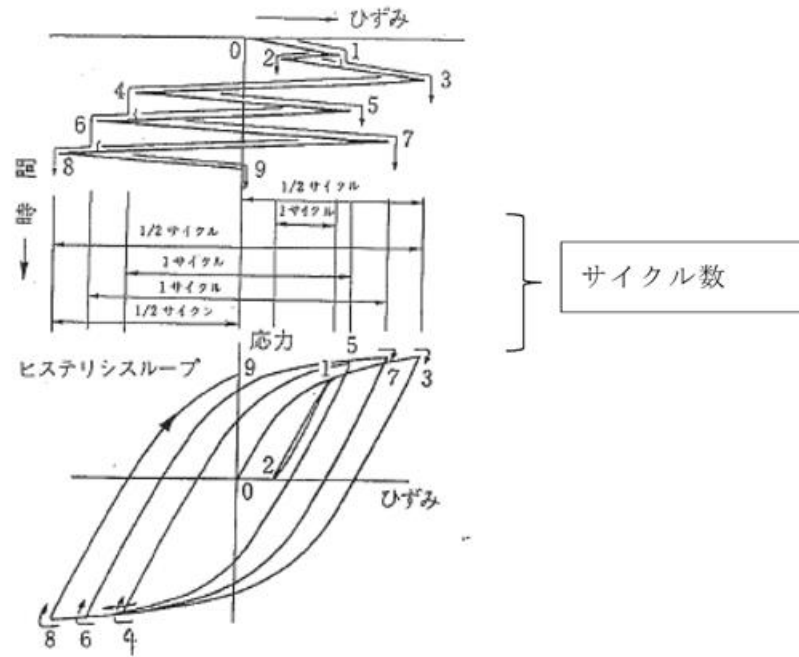
設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
RHR-PD-5	配管本体	—	60
RHR-PD-6	配管本体	—	217
RHR-PD-7	配管本体	—	597
RHR-PD-8	配管本体	—	203
RHR-R-1	配管本体	—	27
RHR-R-5A	配管本体	—	60
RHR-R-8	配管本体	—	584
RHR-R-16	配管本体	—	109
RHR-R-17	配管本体	—	459
HPCS-PD-1	配管本体	—	51
RCIC-PD-1	配管本体	—	454
RCIC-R-3	配管本体	—	97
ADS-R-3SP	配管本体	—	857
MS-PD-1	配管本体	—	853
MS-PD-2	配管本体	—	824
MS-PD-3	配管本体	—	904
MS-PD-4	配管本体	—	966

設備名称	評価部位	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮なし)	ピーク応力 (MPa) (水平2方向考慮あり)
個別に設定する等価繰返し回数を用いる疲労評価対象設備			
原子炉中性子計 装孔	原子炉中性子計 装ハウジング	—	1489
ベント管	ヘッド接続部	—	
ダウンカマ	ベントヘッドと ダウンカマの 接続部	—	
サプレッション チェンバースプレ イ管	スプレイ管	—	
FCS-R-3	配管本体	—	1158
非常用ディーゼ ル発電設備 A ーディーゼル燃 料貯蔵タンク	胴板		—*
高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電設備ディー ゼル燃料貯蔵タ ンク	胴板		—*

注記\*：水平2方向が同時に作用した場合においても、強軸と弱軸の関係が明確であり、斜め方向に変形するのではなく、支持構造物の強軸側と弱軸側に変形するため、最大応力発生部位は変わらない。したがって、水平2方向入力の影響は軽微である（補足-023-04「水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する検討について」参照）。

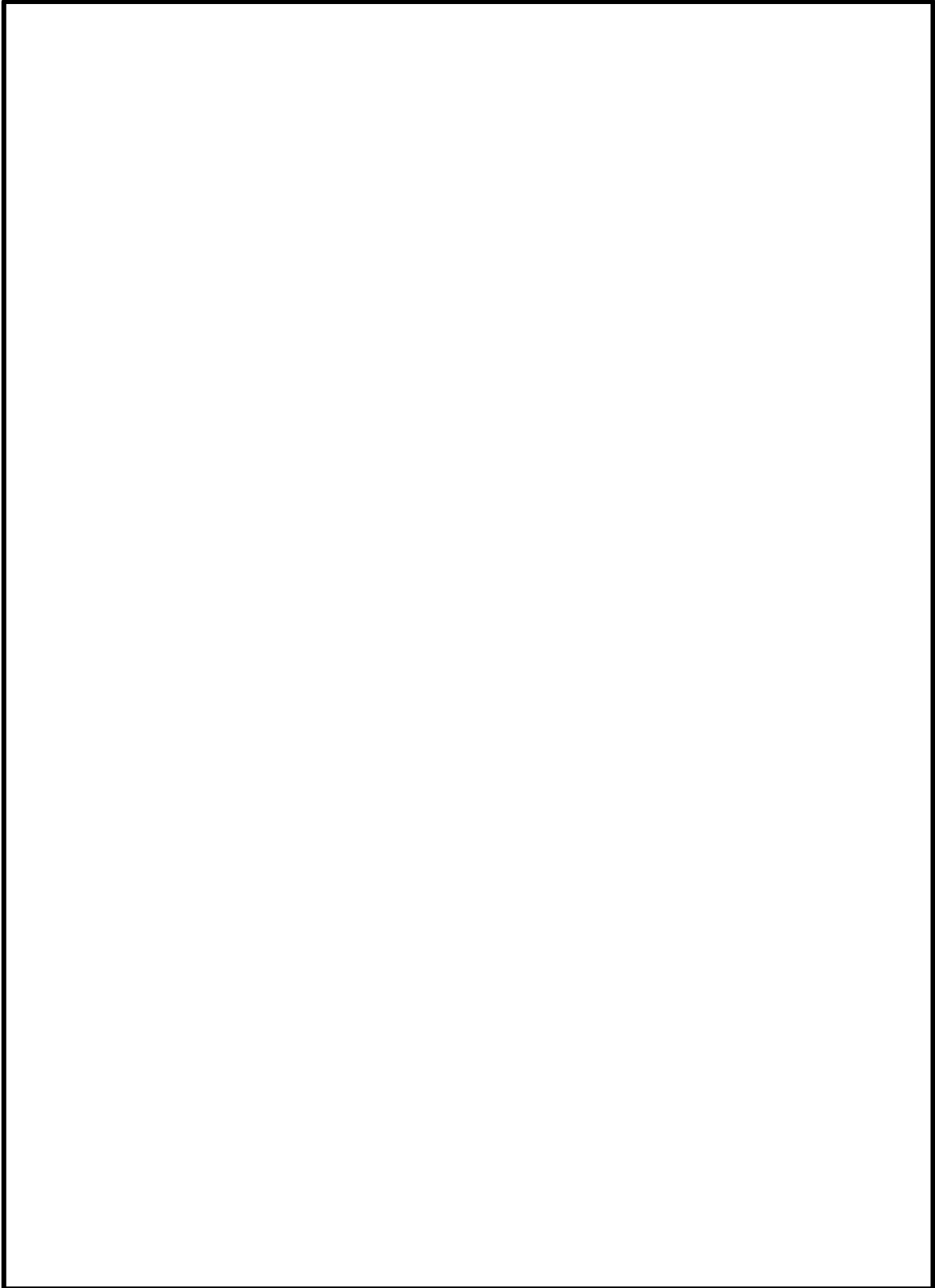
## 別紙8 ピーク応力法における各ピークのサイクル数の求め方

島根原子力発電所第2号機のピーク応力法における各ピーク点のサイクル数についてはレインフロー法にて求める。別図8-1に示すとおり、実際の材料挙動に着目し、片振りとなるピーク点については0.5、両振りとなるピーク点については1と割り当てている。なお、このサイクル数のカウント方法は、疲労設計において、材料の応力-ひずみ挙動との対応が良いことから一般的に用いられている手法である（別紙8別添参照。）。

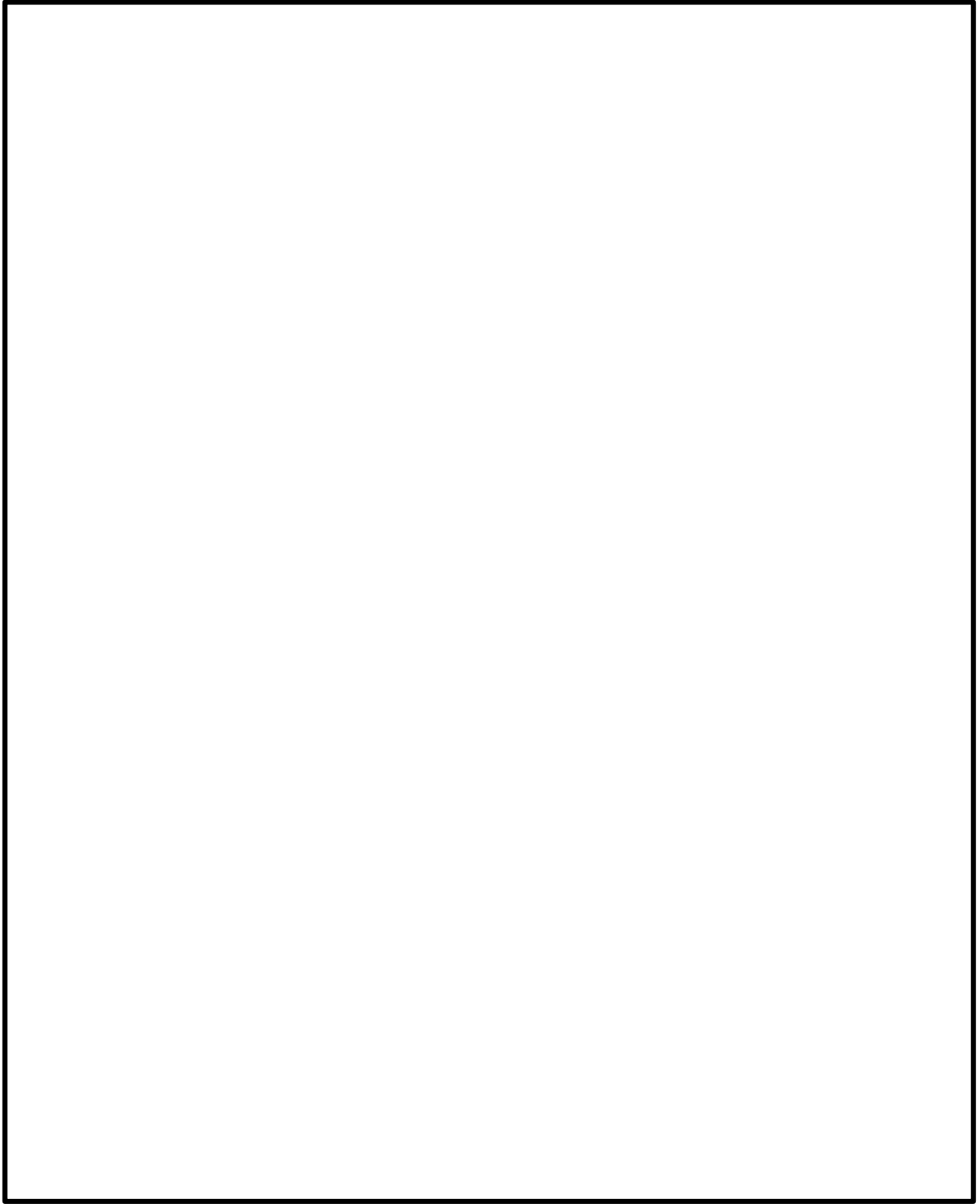


別図8-1 レインフロー法の概要

(出典：「疲労設計便覧」(別紙8別添参照。))



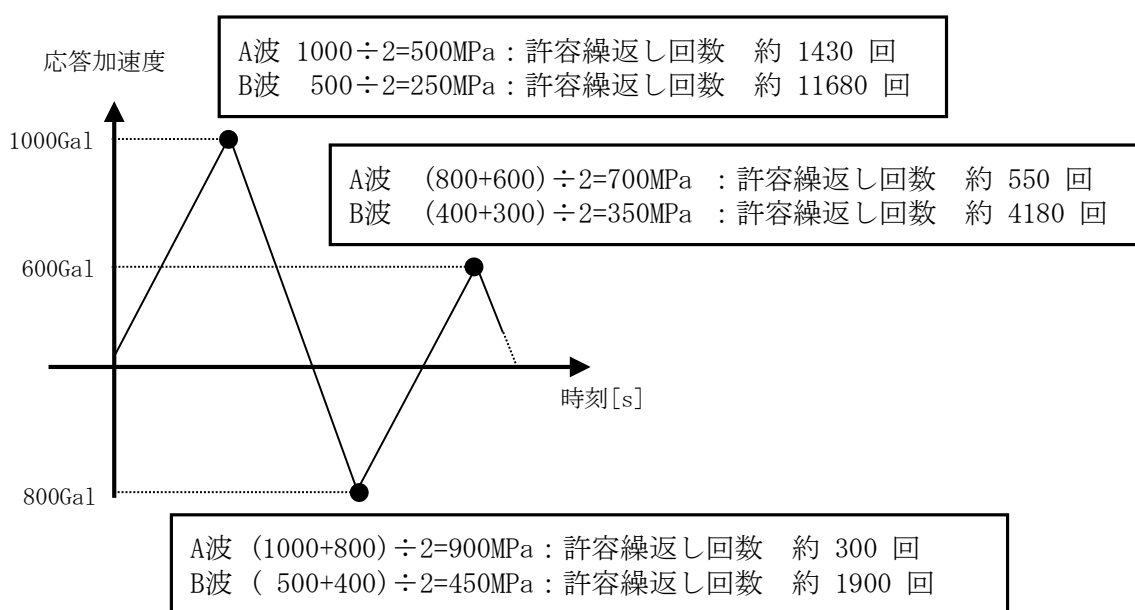




## 別紙 9 ピーク応力の大きさと等価繰返し回数の関係

「昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書」にてピーク応力の設定値が高くなるほど回数が大きくなる傾向となることが確認されている。本資料ではピーク応力を大きく設定することで、等価繰返し回数が大きく算出され、保守的な設定になることを簡単な例により説明する。

例として、別図 9-1 に示す応答波形を仮定する。

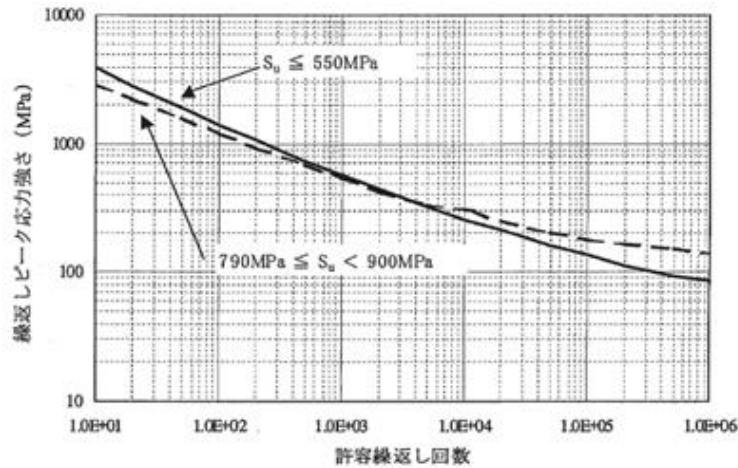


別図 9-1 1 質点系の時刻歴応答波形

また、大小 2 つの応答波形について、応答振幅が 2 対 1 の関係であると仮定し、以下に示す最大ピーク応力を仮定し、それぞれの等価繰返し回数を算出する。なお、別図 9-1 の各ピーク応力は 1 質点系の応答波形に線形比例で設定した。

- ・ A 波:地震動に対する最大ピーク応力 900MPa
- ・ B 波:地震動に対する最大ピーク応力 450MPa

各ピークにおける許容繰返し回数は、別図 9-2 に示す炭素鋼の設計疲労線図にて算出し、その結果を別図 9-1 に併せて示す。



( J SME 設計・建設規格より抜粋)

別図 9-2 設計疲労線図

これにより, 算出した等価繰返し回数は以下の関係となる。

$$A波の地震動の等価繰返し回数 : \left[ \frac{0.5}{1430} + \frac{0.5}{300} + \frac{0.5}{550} \right] \times 300 = 0.88 \text{ 回}$$

$$B波の地震動の等価繰返し回数 : \left[ \frac{0.5}{11680} + \frac{0.5}{1900} + \frac{0.5}{4180} \right] \times 1900 = 0.81 \text{ 回}$$

上記の結果を比較すると, 各ピーク応力における許容繰返し回数の差が等価繰返し回数に影響するため, A波の等価繰返し回数が大きくなることがわかる。その許容繰返し回数の差は, 別図 9-2 に示すとおり, ピーク応力が小さくなるにつれて, 設計疲労線図の勾配が緩やかになっているため, ピーク応力が低減するほど許容繰返し回数の増加の割合が大きくなっていることによるものである。

以上より, ピーク応力を大きく設定することは, 等価繰返し回数が大きき算出されるため, 保守的な設定であるといえる。

別紙 10 等価繰返し回数算出プログラム

1. はじめに

今回工認における等価繰返し回数算出において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明する。

島根原子力発電所第2号機の等価繰返し回数の算出において、「PLTCOM2」を使用しており、解析コードの概要を以降に記載する。

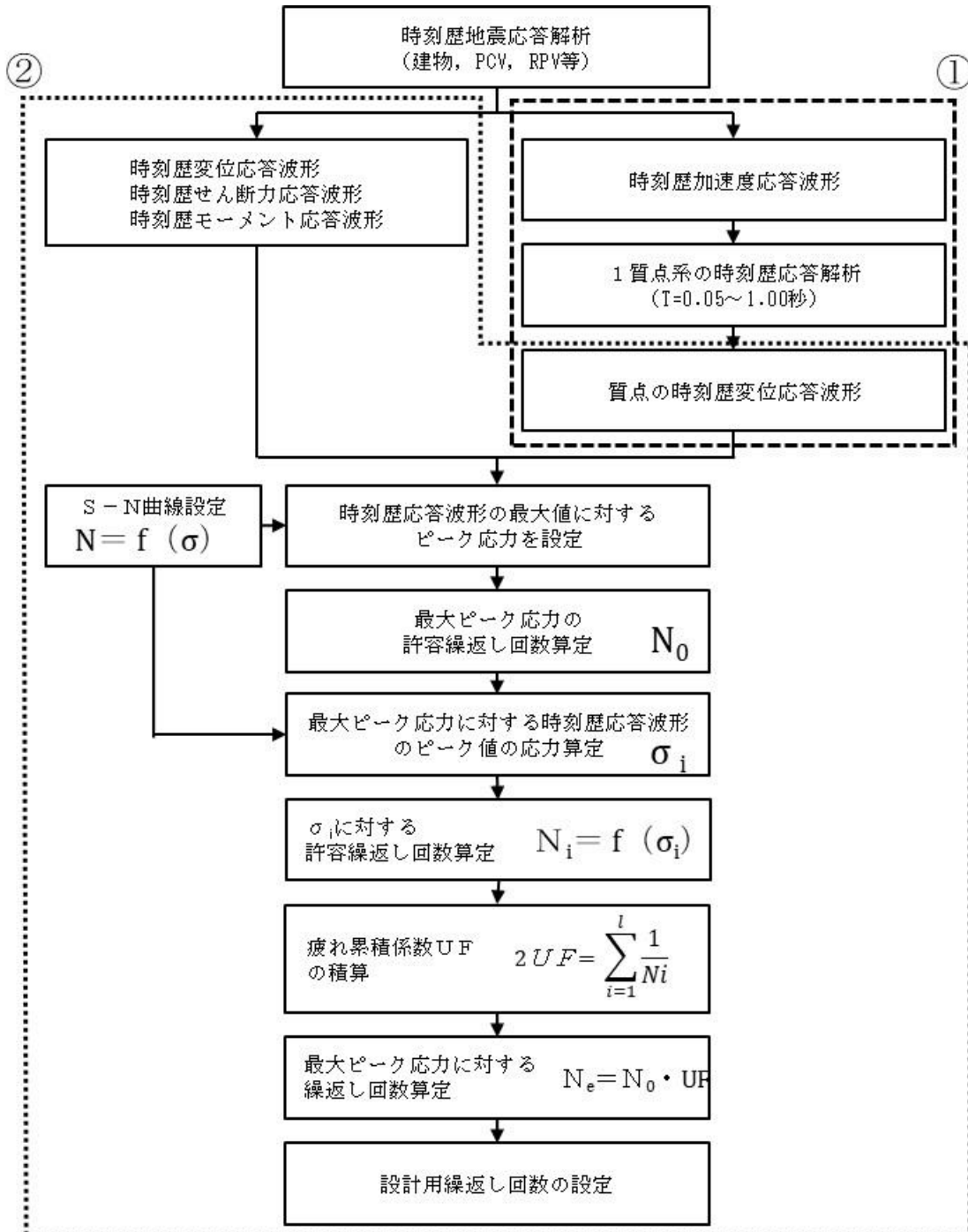
2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	等価繰返し回数算出プログラム（PLTCOM2）
使用目的	等価繰返し回数の算出
開発機関	日立GEニュークリア・エナジー株式会社
開発時期	2017年
使用したバージョン	Ver1.00, 1.10
コードの概要	等価繰返し回数算出プログラム（PLTCOM2）（以下「本解析コード」という。）は、耐震設計に使用する条件を作成することを目的に、レインフロー法等を用いた方法で等価繰返し回数を算出する機能を統合したシステムである。
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	<p><b>【検証（Verification）】</b> 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードでレインフロー法によって算出した等価繰返し回数の値と、手計算で計算した値が一致することを確認している。</li> <li>・本解析コードの運用環境について、動作環境を満足する計算機にインストールして用いていることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認（Validation）】</b> 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・算出方法はJ E A G 4 6 0 1記載の設計用繰返し回数設定（ピーク応力法）のフローに従っており、妥当性に問題はない。</li> </ul>

### 3. 解析コード（PLTCOM2）における等価繰返し回数算出機能の検証

#### 3.1 概要

本工事計画認可申請書において使用した解析コード「PLTCOM2」（以下「本解析コード」という。）を用いて得られた計算結果の妥当性を確認し、本解析コードの検証を行う。本解析コードを用いた、等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）を別図10-1に示す。



別図 10-1 等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）

### 3.2 解析コードの検証

#### (1) 検証の概要

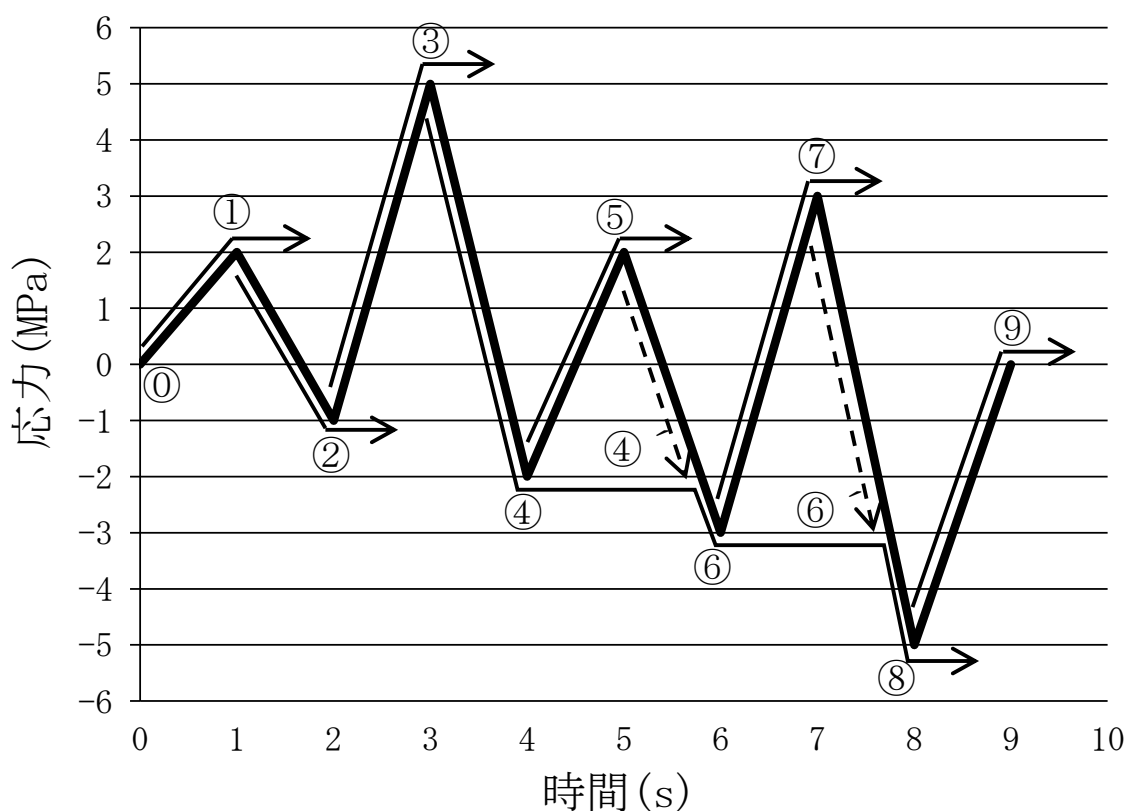
本解析コードによる計算結果の妥当性の確認には、手計算により算出した等価繰返し回数を用いる。

本解析コードと手計算により算出した等価繰返し回数の比較をすることにより、解析コードの検証を行った。

#### (2) 検証ケース

別図 10-2 に示す時刻歴データを入力地震動として、本解析コードを用いて計算する。等価繰返し回数算出において、別図 10-1 に示す等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）の①と②で計算を行っているが、①の時刻歴加速度応答波形による 1 質点系の時刻歴応答解析は、「Seismic Analysis System (S A S)」の設計用床応答スペクトル作成機能と同モジュールを使用している。

時刻歴加速度応答波形による 1 質点系の時刻歴応答解析後の処理は②と同じであるため、本検証では、②の計算結果と手計算により算出した等価繰返し回数の比較をする。



別図 10-2 入力地震動

(3) 算出条件

J E A G 4 6 0 1 記載の等価繰返し回数算出フロー（ピーク応力法）のうち時刻歴波形に対する等価繰返し回数を算出する。算出条件を別表 10-1 に、使用する設計疲労線図の材料データを別表 10-2 に示す。

別表 10-1 算出条件

設定項目	算出条件
設計疲労線図	炭素鋼，低合金鋼および高張力鋼 ( $S_u \leq 550\text{MPa}$ )
最大ピーク応力	1471MPa

別表 10-2 設計疲労線図 材料データ

許容繰返し回数 (回)	繰返しピーク応力強さ (MPa)
10	3999
20	2827
50	1896
100	1413
200	1069
500	724
1000	572
2000	441
5000	331
10000	262
12000	248
20000	214
50000	159
100000	138
200000	114
500000	93
1000000	86

(4) 計算結果の比較

本解析コード及び手計算で計算した等価繰返し回数  $N_e$  を別表 10-3 に示す。そのうち、応力に対する許容繰返し回数  $N_i$  は J SME 設計・建設規格に記載の補間方法を用いて算出した。また、 $N_0$  は  $N_i$  における最大ピーク応力である。

手計算による  $\sigma_i$  に対する許容繰返し回数  $N_i$  の計算結果を別表 10-4、手計算による疲れ累積係数  $UF$  の計算結果を別表 10-5 に示す。

(5) 検証結果

別表 10-3 に示す等価繰返し回数の比較結果のとおり、両者は一致しており、本解析コードを用いて得られた計算結果の妥当性を確認した。

別表 10-3 本解析コード及び手計算による等価繰返し回数の計算結果

No.	項目	本解析コードによる 計算結果	手計算による 計算結果

注記\*1：プログラムによる自動計算

\*2：小数部を切上げ



別表 10-4 手計算による  $\sigma_i$  に対する許容繰返し回数  $N_i$  の計算結果

ピーク点		ピーク応力 (MPa)	最大ピーク応力に対する 時刻歴応答波形の ピーク応力 $\sigma_i$ (MPa)	$\sigma_i$ に対する 許容繰返し回数 $N_i$ (回)
START	END			

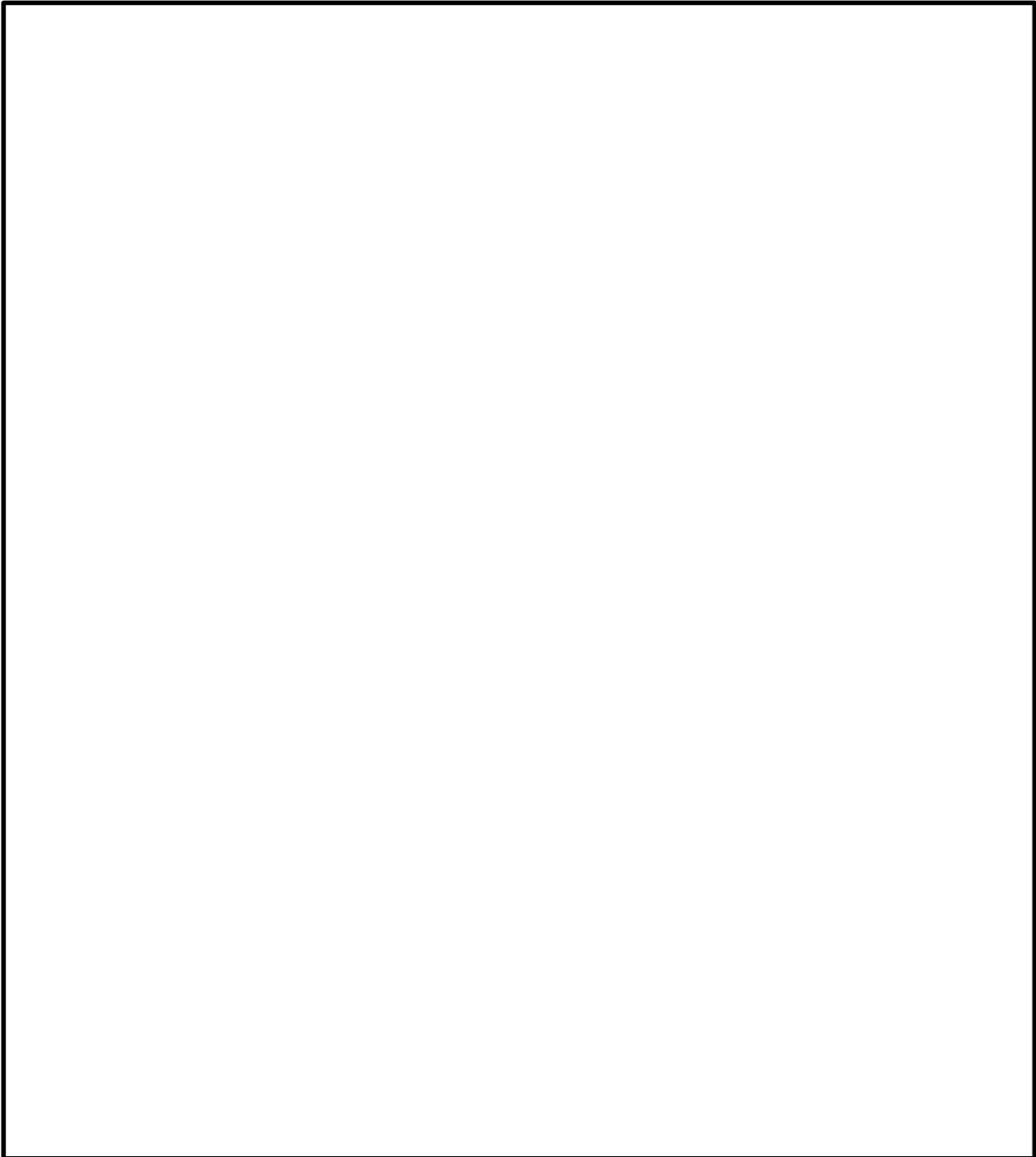
別表 10-5 手計算による疲れ累積係数 UF の計算結果

疲れ累積係数 UF

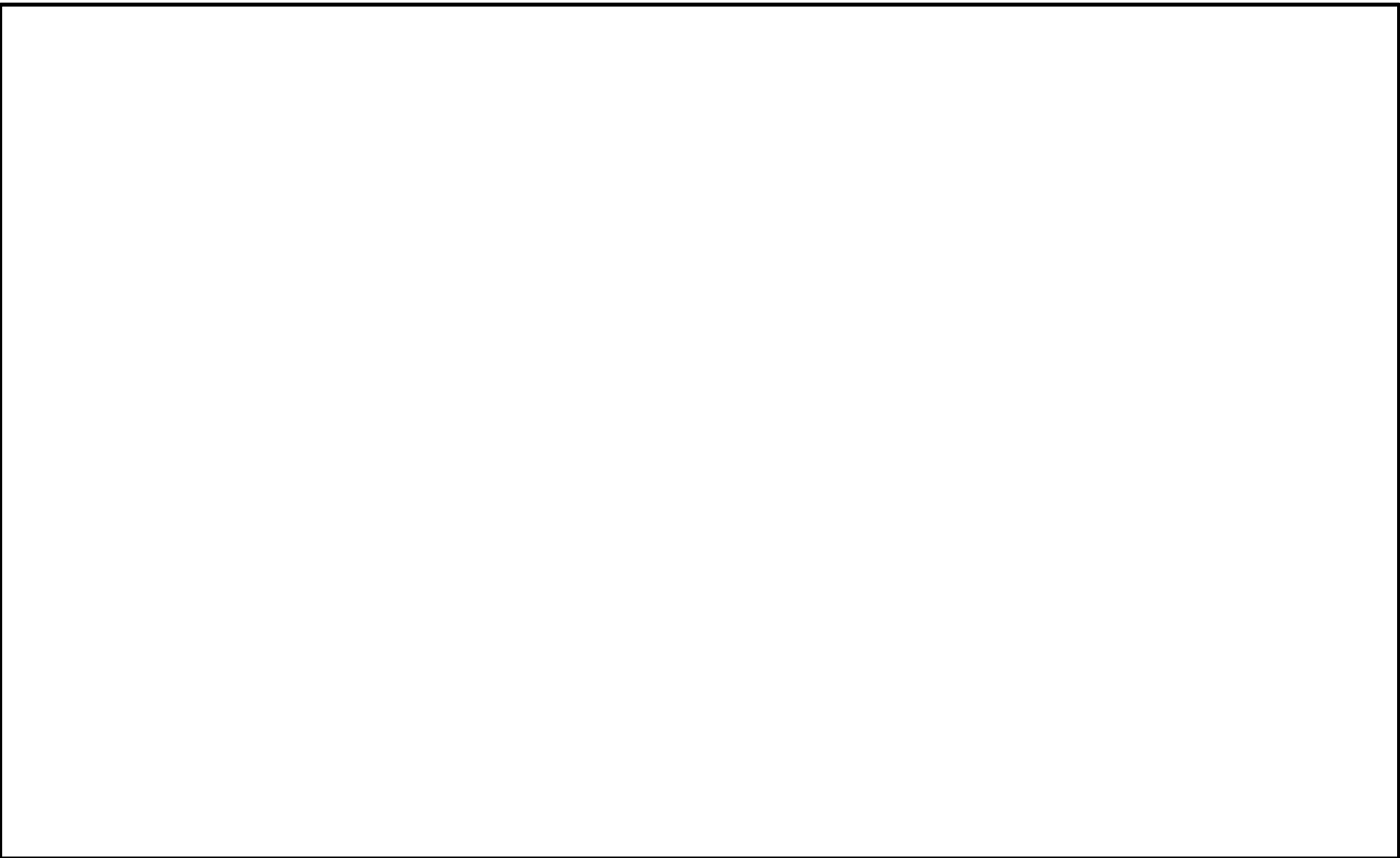
## 別紙 11 多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法

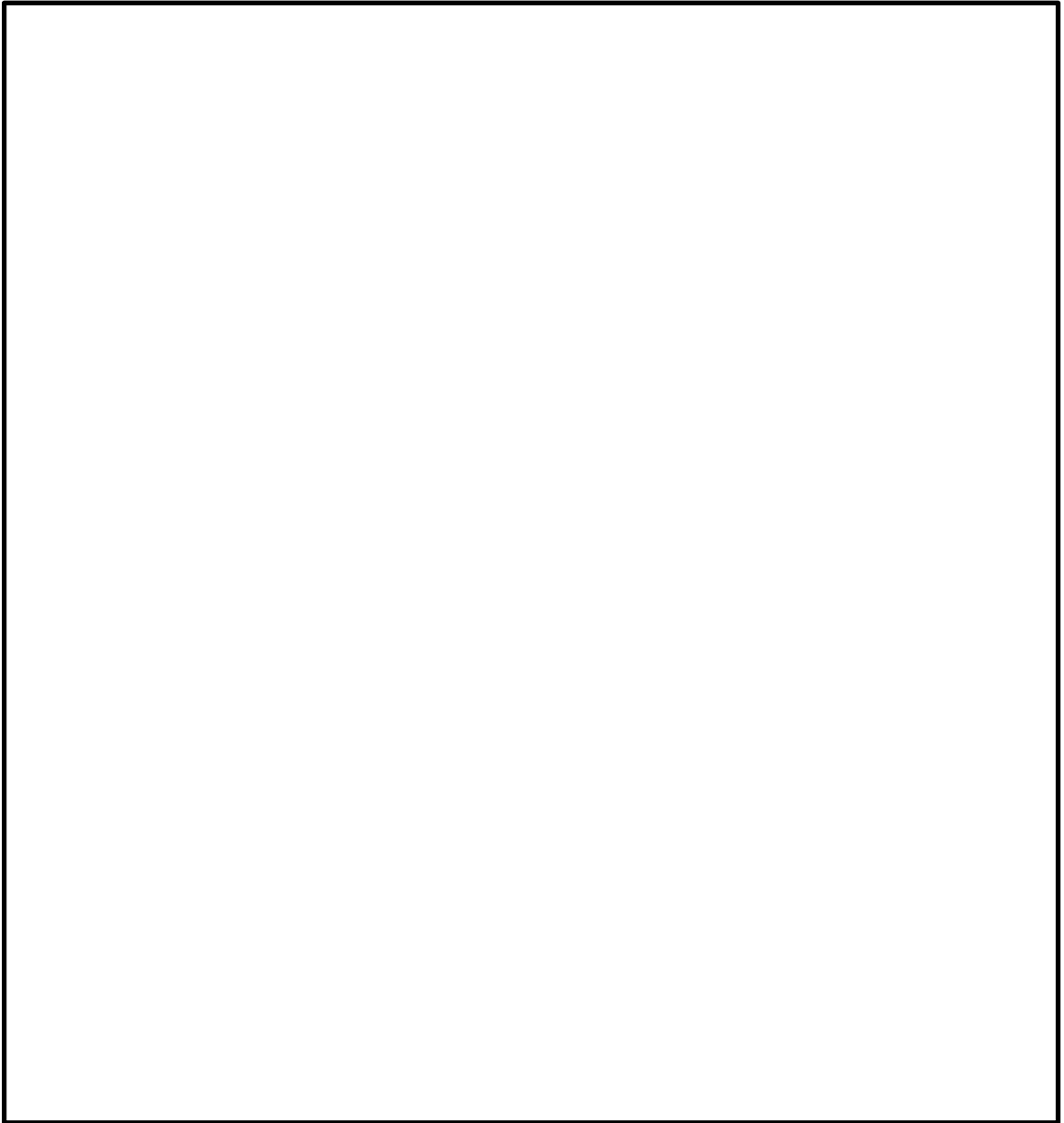
### 1. はじめに

本資料は、多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法についてまとめたものである。本内容は、2項にて電共研「新規制基準対応を踏まえた機器・配管系評価方法に関する研究」（平成29年3月）における検討内容を示し、3項にて島根原子力発電所第2号機において多方向入力時に各方向の等価繰返し回数の最大値を用いることが妥当であることを示すものである。

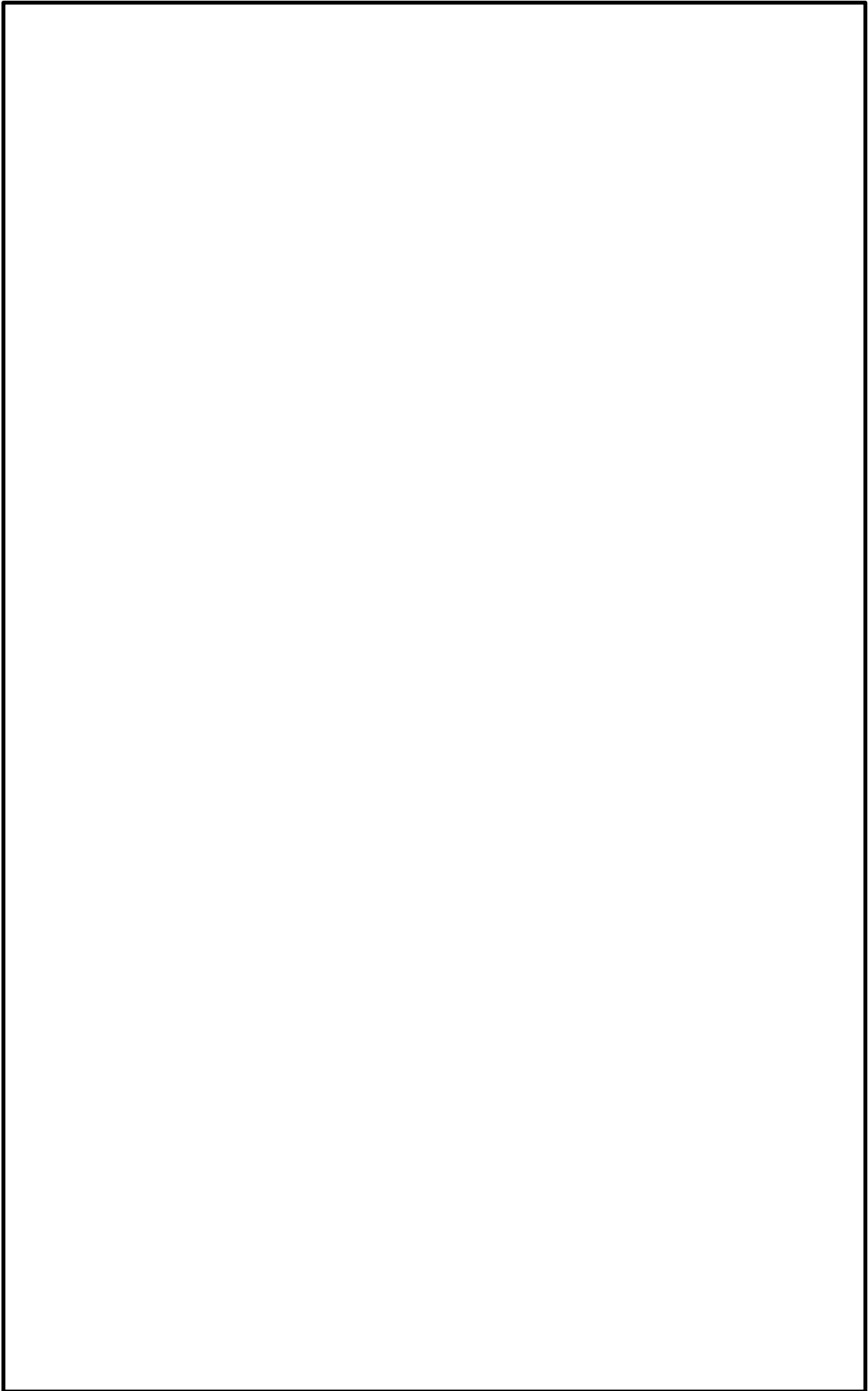


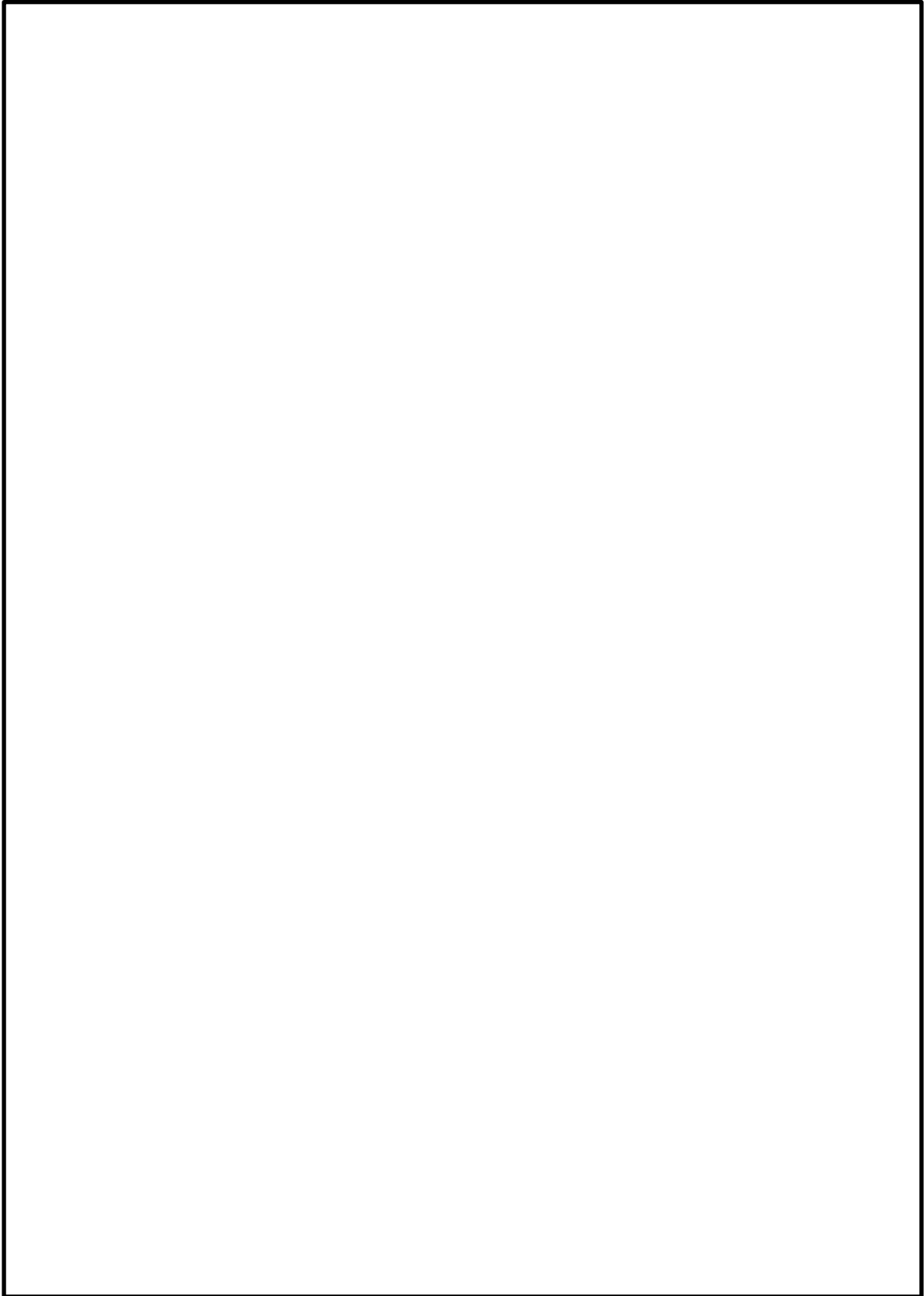




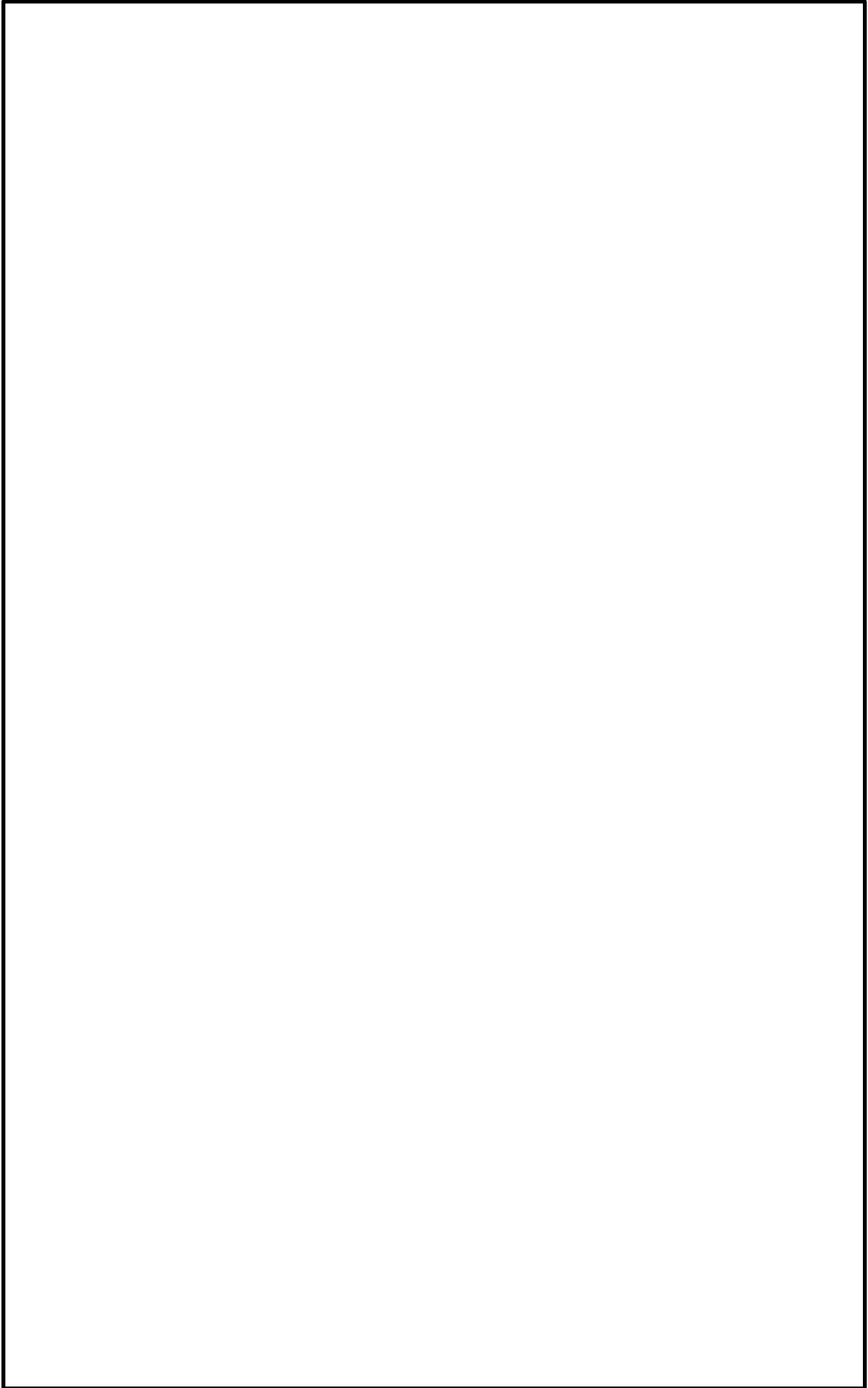


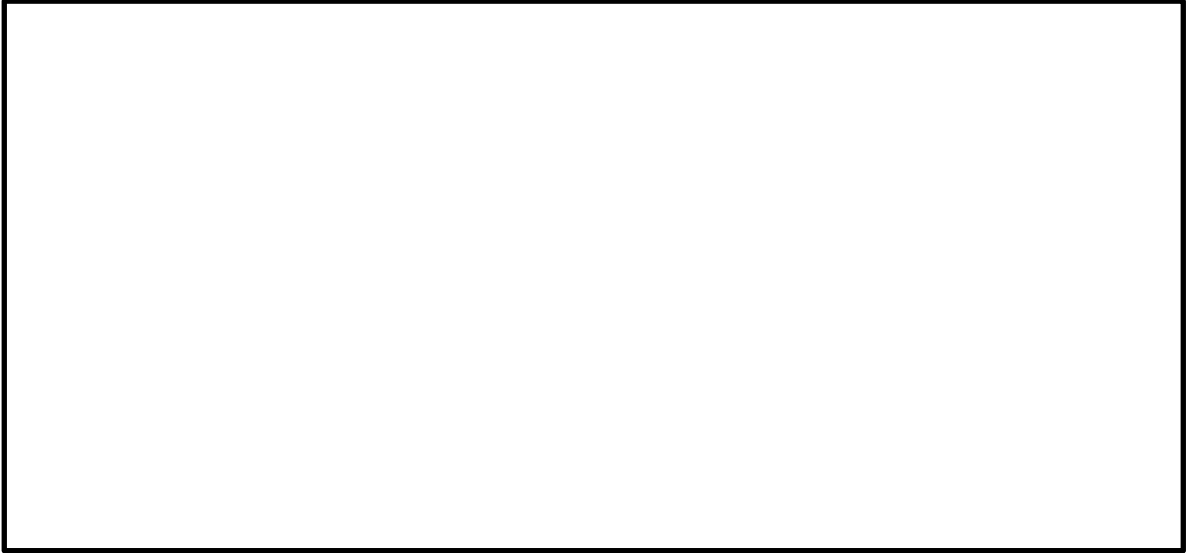


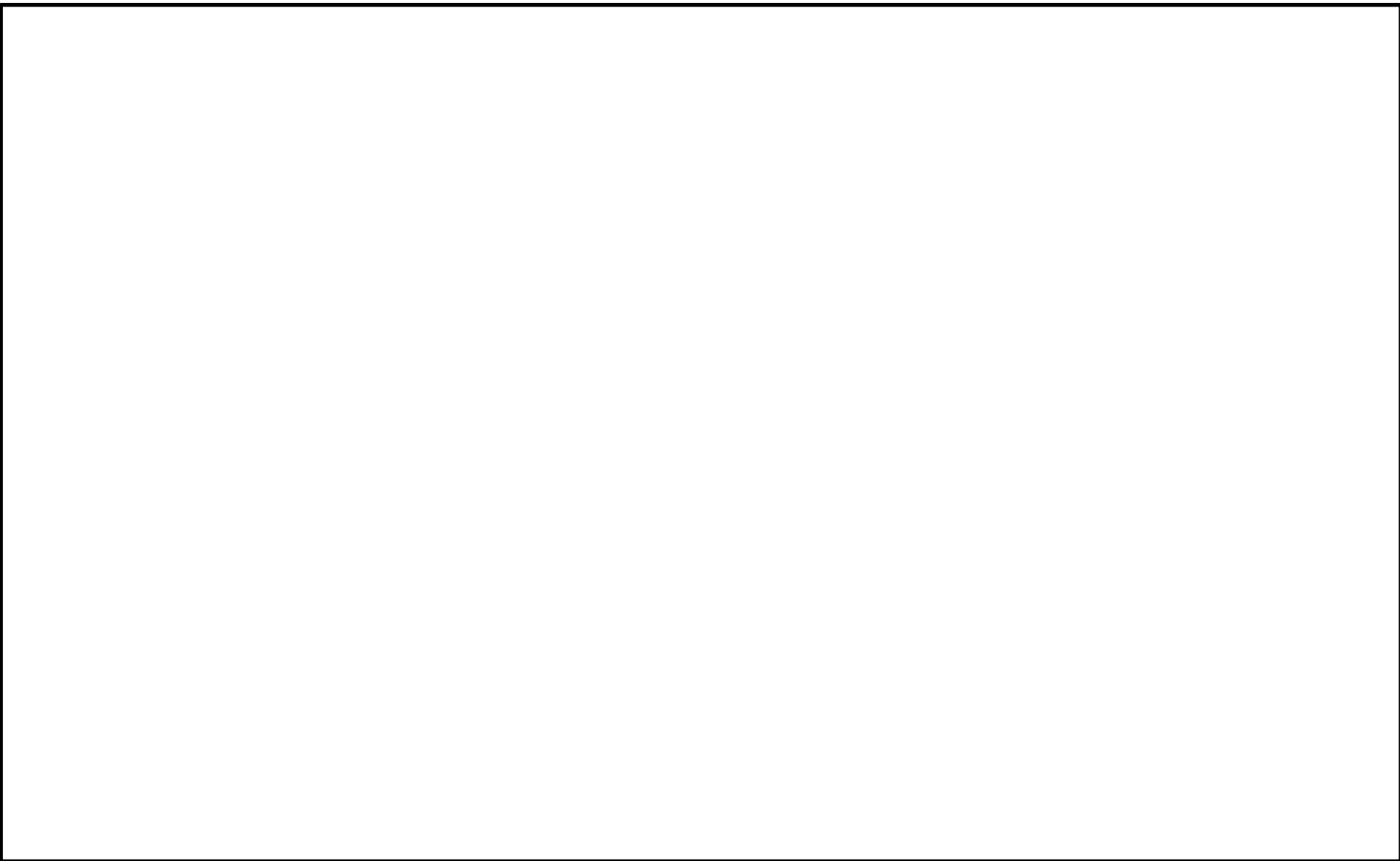


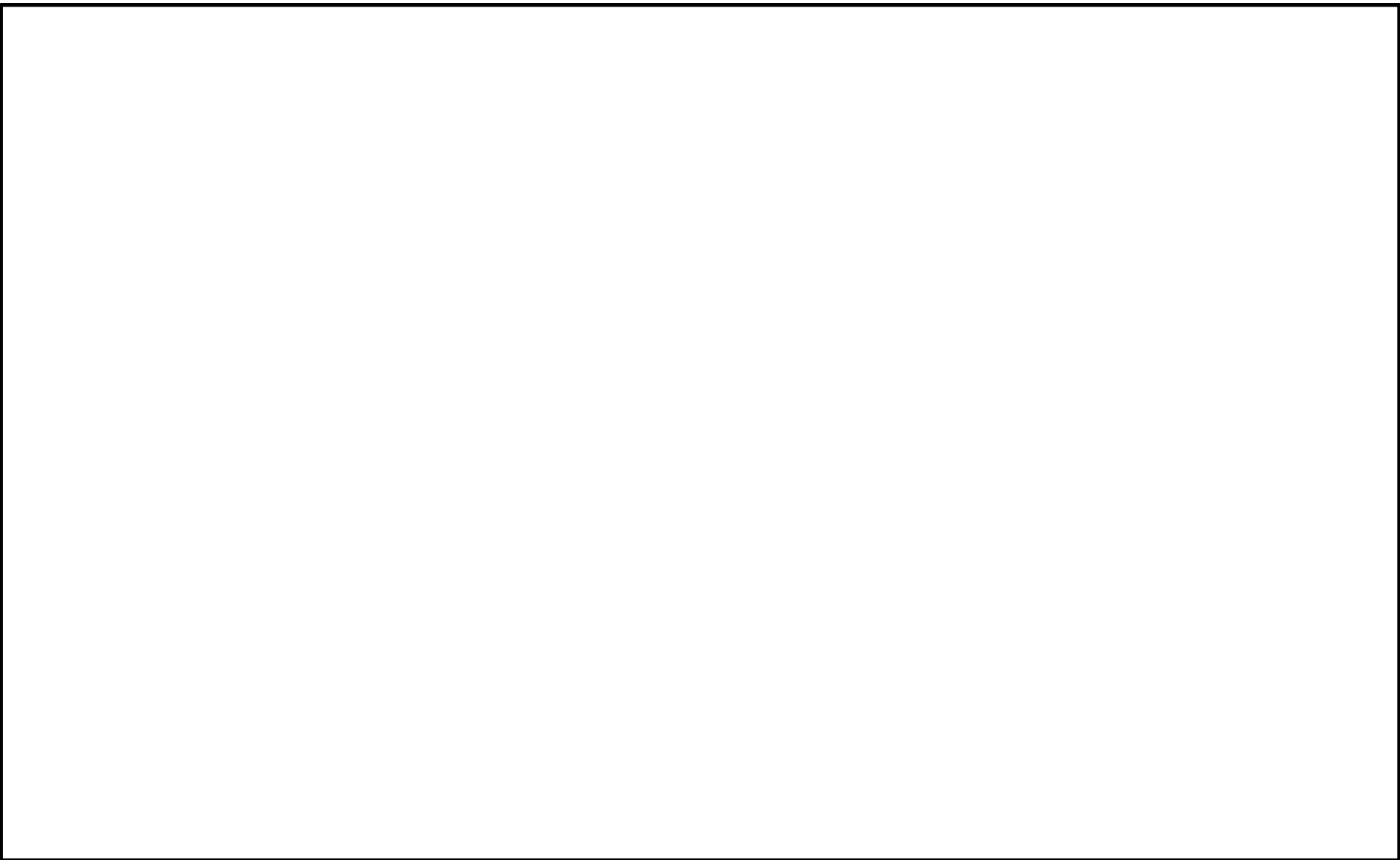






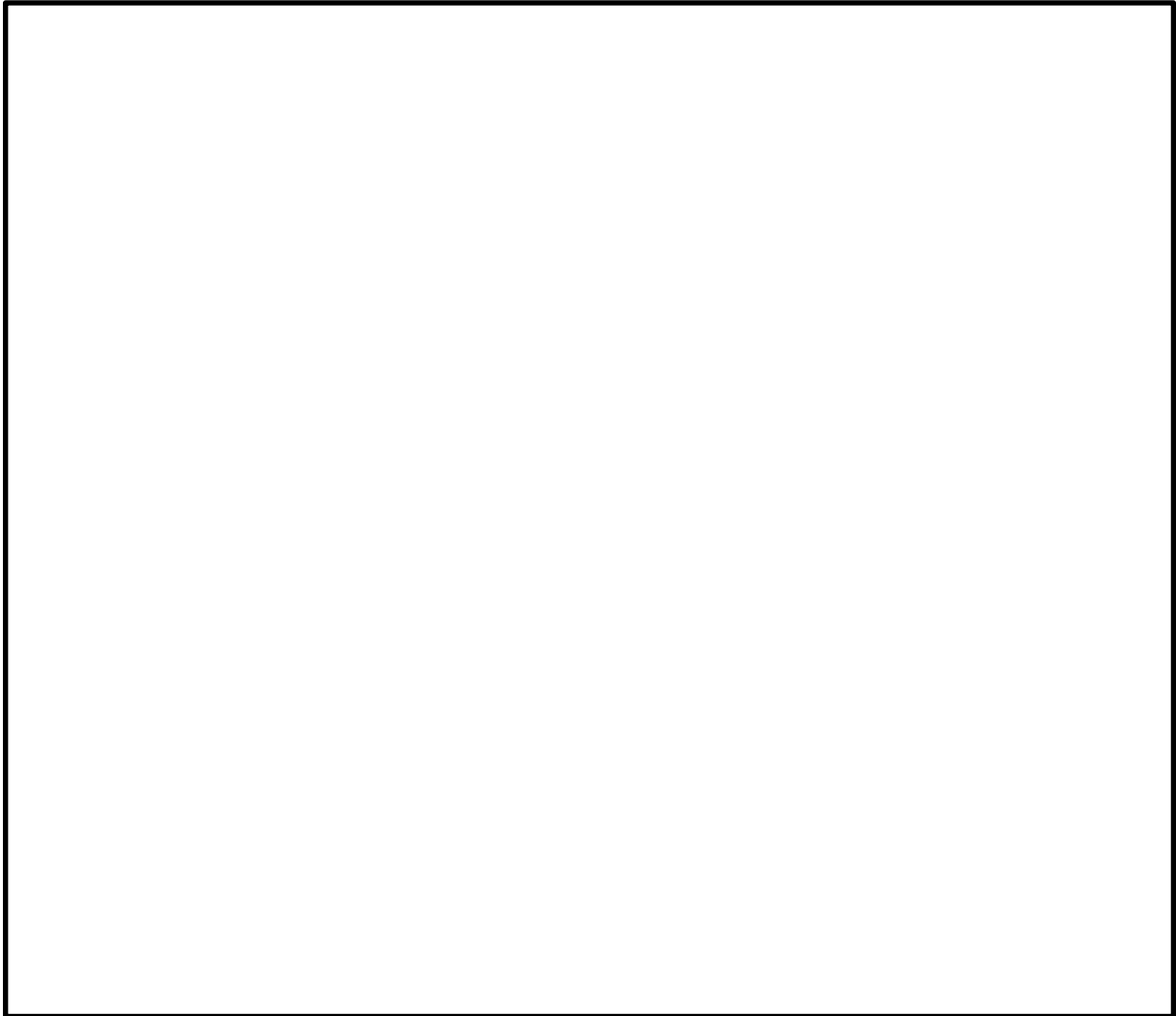


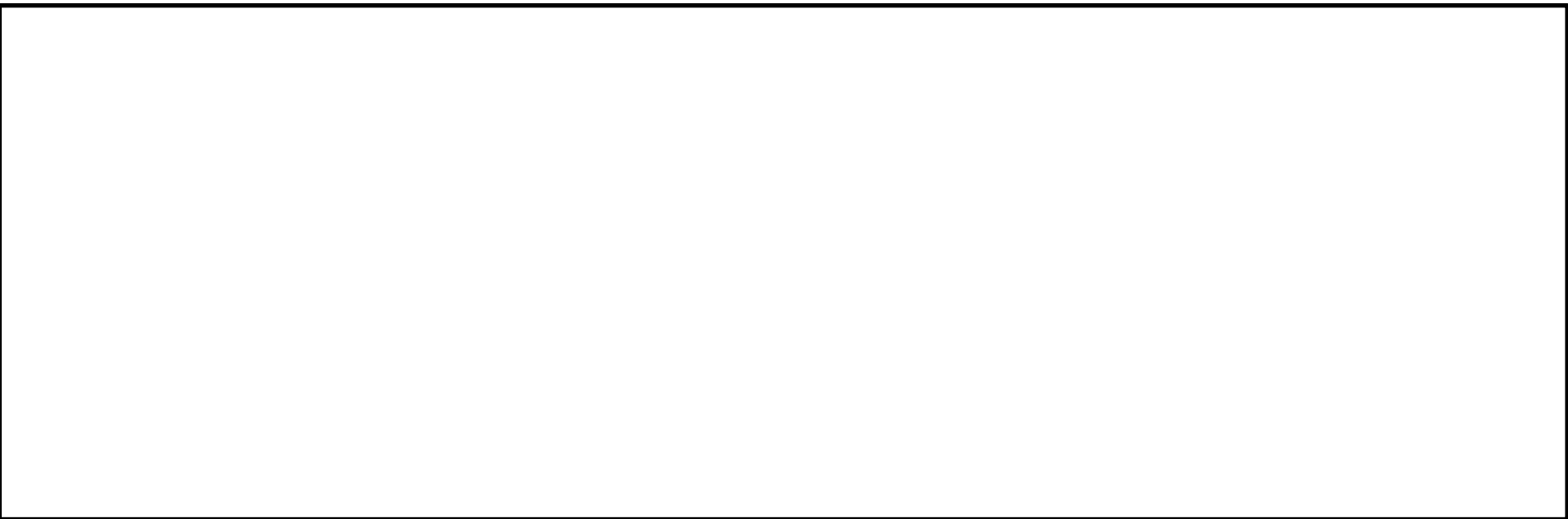




3. 島根原子力発電所第2号機における多方向入力を対象とした等価繰返し回数算出方法について

2.2.2項において2方向同時入力の結果についてまとめているが、下記理由により3方向同時入力に対しても同様に各方向の等価繰返し回数の最大値を用いることは妥当であることがいえる。





## 別紙 12 時刻歴応答波形(荷重)から直接等価繰返し回数を算定した場合との比較検討

### 1. はじめに

J E A G 4 6 0 1-1987 記載のピーク応力法による算出フロー（以下「J E A G フロー」という。）には分岐があり、地震荷重を時刻歴より求める機器系（時刻歴応答解析から算出される時刻歴応答波形（荷重）を用いる場合）（以下「時刻歴フロー」という。）と、地震荷重を応答スペクトルより求める機器系（建物応答及び原子炉本体の応答に基づく 1 質点系応答解析により算定した時刻歴変位波形を用いる場合）（以下「応力スペクトルフロー」という。）が示されている。今回の島根原子力発電所第 2 号機における一律に設定する地震時等価繰返し回数の設定においては、応答スペクトルフローにて検討することとしている。

本資料では、J E A G フローの時刻歴フローにより等価繰返し回数を算出し、応答スペクトルフローによる算出結果と比較することで、今回工認における一律に設定する等価繰返し回数の設定において、応答スペクトルフローにて算出した等価繰返し回数を適用することの妥当性を確認する。

### 2. 時刻歴フローを用いた等価繰返し回数

#### 2.1 対象設備

島根原子力発電所第 2 号機における原子炉本体地震応答解析モデルの各機器に対して、時刻歴応答波形（荷重）から直接等価繰返し回数を算定する。

#### 2.2 検討内容

2.1 の対象設備に対し、原子炉本体地震応答解析により得られた荷重（せん断力、モーメント、軸力）時刻歴に基づき算出する。なお、等価繰返し回数の算出の際のピーク応力は  $150\text{kg/mm}^2$  ( $1471\text{MPa}$ ) を用いる。

#### 2.3 検討結果

時刻歴フローによる等価繰返し回数の最大回数を整理した結果を別表 12-1 に、算出結果を別表 12-2～別表 12-6 に示す。別表 12-1 の結果から、時刻歴フローによる等価繰返し回数は応答スペクトルフローによる等価繰返し回数に比べ小さいことを確認した。

以上より、一律に設定した等価繰返し回数の設定に当たって応答スペクトルフローにて検討することは妥当である。

別表 12-1 算出フローの違いによる等価繰返し回数の最大回数比較

算出条件							最大回数	比率*3
フロー	荷重	解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	減衰定数 (%)		
時刻歴フロー	せん断力	原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼、 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	—*2		
	モーメント							
	軸力							
応答スペクトルフロー	—*1					1.0		

注記\*1：応答スペクトルフローでは変位応答時刻歴を使用

\*2：各設備の減衰定数を考慮した原子炉本体地震応答解析から得られる応答を使用

\*3：時刻歴フローの最大回数/応答スペクトルフローの最大回数により算出



別表 12-2 原子炉本体地震応答解析モデル(せん断力(NS 方向))

算出条件						等価繰返し回数
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ベデスタル		
				原子炉圧力容器		

別表 12-3 原子炉本体地震応答解析モデル(せん断力(EW 方向))

解析モデル	地震動	算出条件				等価繰返し回数
		設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ベデスタル		
				原子炉圧力容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

別表 12-4 原子炉本体地震応答解析モデル(モーメント(NS 方向))

算出条件						等価繰返し回教
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s -D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ベダスタル		
				原子炉圧力容器		

別表 12-5 原子炉本体地震応答解析モデル(モーメント(EW 方向))

算出条件						等価繰返し回数
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s -D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ベダスタル		
				原子炉圧力容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

別表 12-6 原子炉本体地震応答解析モデル(軸力)

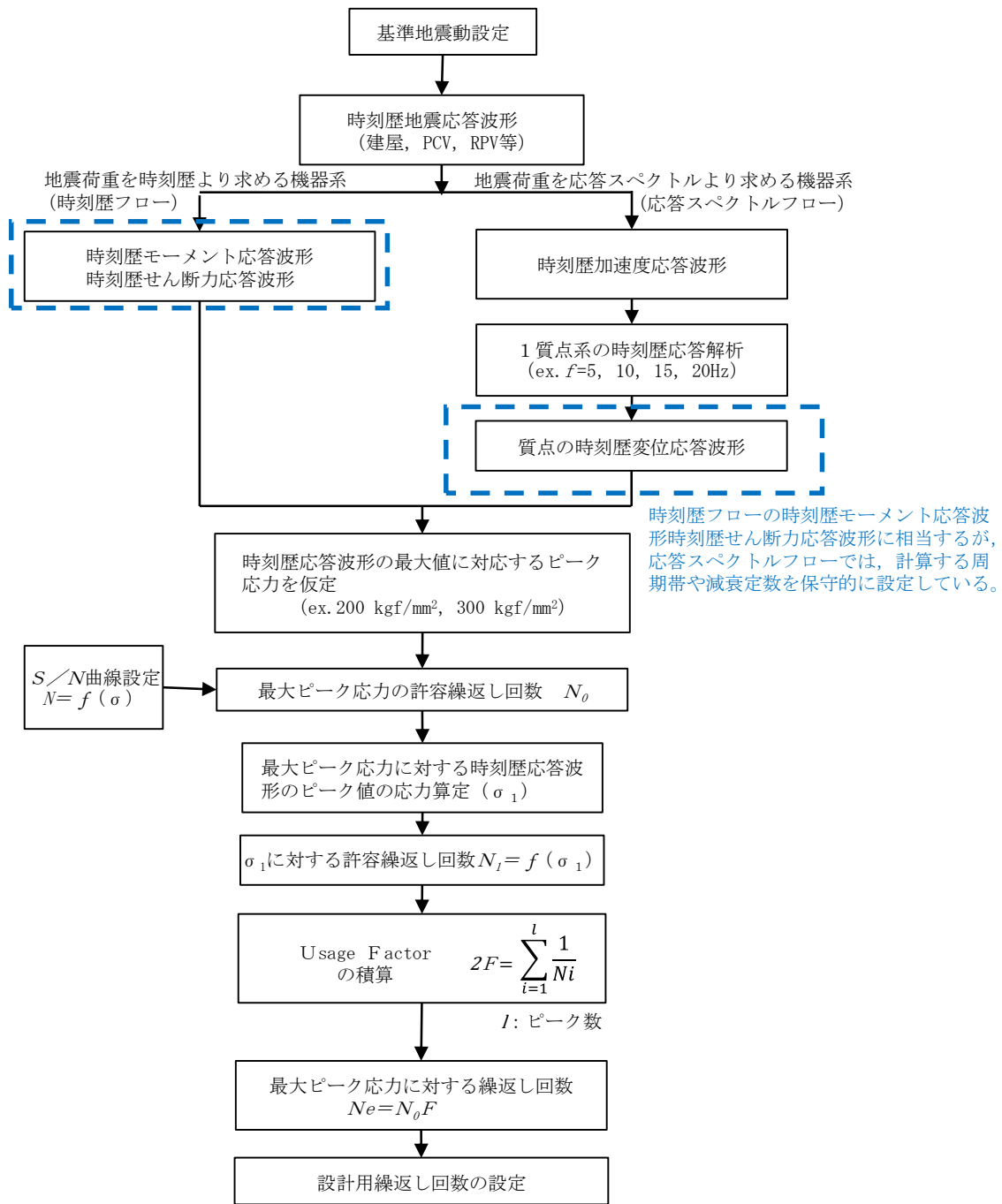
算出条件						等価繰返し回数
解析モデル	地震動	設計疲労線図	材料物性の不確かさ	機器	EL (m)	
原子炉本体地震応答解析モデル	S s - D	炭素鋼, 低合金鋼 および 高張力鋼	基本ケース	原子炉格納容器		
				ガンマ線遮蔽壁		
				原子炉格納容器 ペDESTAL		
				原子炉圧力容器		

注：下線部は算出結果が最大の等価繰返し回数

## 2.4 考察

2.3 項に示すとおり，時刻歴フローにおける等価繰返し回数は応答スペクトルフローにおける等価繰返し回数に比べ小さいことを確認した。これは各フローの算出方法の違いによるものと考える。ここで，J E A G フローを別図 12-1 に示す。

時刻歴フローでは原子炉本体地震応答解析から得られる荷重時刻歴から等価繰返し回数を算出するのに対し，応答スペクトルフローでは原子炉本体地震応答解析から得られる応答時刻歴を用いて 1 質点系の時刻歴応答解析を行い，1 質点系の応答時刻歴から等価繰返し回数を算定している。応答スペクトルフローの 1 質点系の時刻歴応答解析では，質点に設置された設備の共振が考慮されること，その解析条件として計算する周期帯や減衰定数を保守的に設定していることから，応答スペクトルフローの回数が大きく算出されると考える。



(J E A G 4 6 0 1 -1987 p576に加筆)

別図 12-1 ピーク応力法による算出フロー

## 別紙 13 島根原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数の設定の保守性

### 1. はじめに

島根原子力発電所第 2 号機の今回工認では一律に設定する等価繰返し回数（ $S_s$ :150 回， $S_d$ :300 回）の設定を行っている。この設定の保守性について説明する。

### 2. 検討事項

本資料では以下項目を検討し、島根原子力発電所第 2 号機の一律に設定する等価繰返し回数の設定の保守性を示す。

- (1) 等価繰返し回数算出パラメータの先行プラントとの比較 (3. 参照)
- (2) 島根原子力発電所第 2 号機の地震動の特性を踏まえた保守性 (4. 参照)
- (3) 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価に含まれる保守性 (5. 参照)

### 3. 等価繰返し回数算出パラメータの先行プラントとの比較

等価繰返し回数の算出に用いるパラメータについて、安全側の設定であることを本文 3. (2) にて説明しているが、適切な設定がなされていることの更なる確認として、先行プラントである東海第二発電所及び柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機と比較した結果を別表 13-1 に示す。

比較の結果、東海第二発電所とのパラメータの差異として、③対象床面（質点）、④-1 地震動（基準地震動  $S_s$  の種類）及び⑤減衰定数を抽出した。また、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機とのパラメータの差異として、③対象床面（質点）、④-1 地震動（基準地震動  $S_s$  の種類）、④-2 地震動（基準地震動  $S_s$  の回数）、④-3 地震動（弾性設計用地震動  $S_d$  の回数）及び⑤減衰定数を抽出した。

差異を抽出した項目については、いずれも島根原子力発電所第 2 号機に対する疲労評価の条件設定において適切な設定がなされていることを確認した。



別表 13-1 一律に設定する等価繰返し回数算出パラメータに係る比較

パラメータ	島根原子力発電所第2号機	東海第二発電所	柏崎刈羽原子力発電所第7号機	比較結果
①ピーク応力	1471MPa	1471MPa	1471MPa	差異なし
②固有周期	全固有周期	全固有周期	全固有周期	差異なし
③対象床面 (質点)	【原子炉建物に設置された機器・配管系】 全床面(質点) 【原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等大型機器】 疲労評価を実施する設備を有する床面(質点)	【原子炉建屋に設置された機器・配管系】 全床面(質点) 【原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等大型機器】 代表設備の設置床面	【原子炉建屋に設置された機器・配管系】 全床面(質点) 【原子炉格納容器, 原子炉圧力容器等大型機器】 全床面(質点)	【東海第二】 東海第二では, 代表性を持たせた床面(質点)を対象としていることに対して, 島根2号機は, 疲労評価を実施する設備を有する床面(質点)を対象としている。 【柏崎刈羽7号機】 柏崎刈羽7号機では, 工認添付にて耐震条件を作成する全床面(質点)を対象としていることに対して, 島根2号機では, 疲労評価を実施する設備を有する床面(質点)を対象として検討を行っている。
④-1 地震動 (基準地震動S <sub>s</sub> の種類)	基準地震動S <sub>s</sub> -D(代表)	基準地震動S <sub>s</sub> (S <sub>s</sub> -D, 11, 12, 13, 14, 21, 22, 23)の全8波を考慮。	基準地震動S <sub>s</sub> (S <sub>s</sub> -1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8)の全8波を考慮	【共通】 先行プラントでは, 複数の地震動に対する検討を行っていることに対して, 島根2号機では基準地震動5波の比較から, 代表性を確認した地震動を用いて検討を行っている。(本文3.(2)d参照)
④-2 地震動 (基準地震動S <sub>s</sub> の回数)	基準地震動S <sub>s</sub> 1回分を考慮。	基準地震動S <sub>s</sub> 1回分を考慮。	基準地震動S <sub>s</sub> 1回分に加えて, NCO及び弾性設計用地震動S <sub>d</sub> の1/3倍した地震動5回分考慮	【東海第二】 差異なし 【柏崎刈羽7号機】 柏崎刈羽7号機では, 2007年に発生した新潟県中越沖地震を被災していることから, 基準地震動S <sub>s</sub> 1回分に加えてNCOを考慮し, さらに米国の知見を参考に弾性設計用地震動S <sub>d</sub> の1/3倍した地震動5回分を考慮している。 島根2号機では, スクラムレベルを超える地震の発生がない(2000年鳥取県西部地震による基礎マット上での最大加速度値は34.3Gal)ことから, 基準地震動S <sub>s</sub> 1回分を考慮している。
④-3 地震動 (弾性設計用地震動S <sub>d</sub> の回数)	弾性設計用地震動S <sub>d</sub> 2回分を考慮	弾性設計用地震動S <sub>d</sub> 2回分を考慮	基準地震動S <sub>s</sub> 1回分に加えて, NCO及び弾性設計用地震動S <sub>d</sub> の1/3倍した地震動5回分考慮	【東海第二】 差異なし 【柏崎刈羽7号機】 柏崎刈羽7号機では, 基準地震動S <sub>s</sub> の等価繰返し回数を用いることで, ピーク応力, 算出用地震動(S <sub>s</sub> ×1回+(1/3)S <sub>d</sub> ×5回+NCO)で保守性を持たせている(概ね弾性設計用地震動S <sub>d</sub> 2回分相当)。島根2号機では, 弾性設計用地震動S <sub>d</sub> の発生回数が基準地震動S <sub>s</sub> よりも発生頻度が高いため, 弾性設計用地震動S <sub>d</sub> 2回分を考慮している。
⑤減衰定数	1.0(%)	0.5, 1.0(%)	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 2.5, 3.0, 4.0, 5.0(%)	【共通】 先行プラントでは複数の減衰定数に対する検討を行っていることに対して, 島根2号機では減衰定数が小さいほど等価繰返し回数が多く算出される傾向であることを確認した上で, 減衰1.0%を用いて検討を行っている。また, 島根2号機では減衰0.5%の設備については対象設備が限られることから個別の等価繰返し回数を用いる。(本文3.(2)e参照)
⑥設計疲労線図	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼および高張力鋼	差異なし
⑦材料物性の不確かさの考慮	地震応答解析モデルの材料物性の不確かさによる影響を考慮	地震応答解析モデルの材料物性の不確かさによる影響を考慮	地震応答解析モデルの材料物性の不確かさ等による影響を考慮	差異なし

4. 島根原子力発電所第2号機の地震動の特性を踏まえた保守性

4.1 S s - Dの継続時間の設定による保守性

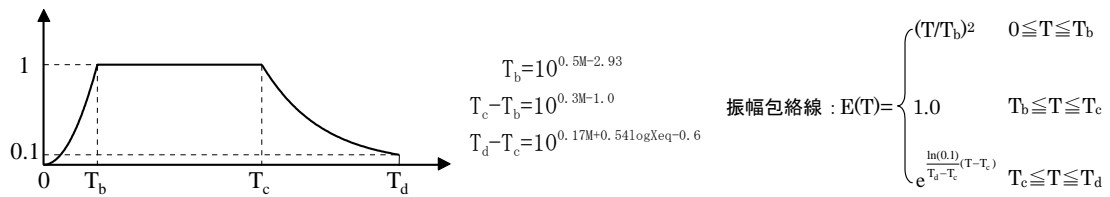
島根原子力発電所第2号機の基準地震動 S s における一律に設定する等価繰返し回数の算出にあたっては、基準地震動 S s 5波のうち主要動部の継続時間が最も長い S s - Dを用いる。本項では、S s - Dの継続時間の設定の保守性を示し、一律に設定する等価繰返し回数の算出に S s - Dを用いることが保守的であることを示す。

(1) S s - Dの設定方法及び継続時間の保守性

S s - Dの設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波は、乱数の位相を持つ正弦波の重ね合わせによって作成しており、振幅包絡線の経時変化については、Noda et al. (2002) に基づき、耐専式を適用する検討用地震の地震動評価ケースのうち、継続時間が最も長くなる「F - III断層 + F - IV断層 + F - V断層による地震の基本震源モデル (M : 武村 (1990))」の諸元により設定している。なお、T<sub>d</sub> (継続時間) は同ケースの算定結果 (52.6(s)) よりも安全側に長く (60.0(s)) 設定している。S s - Dの模擬地震波及び検討用地震の諸元を別図 13-1 に示す。

なお、Noda et al. (2002) は、多数の観測記録の平均的経時特性を調査し、回帰分析による評価を実施した奈良岡ほか (1999) を参考に、強震部の継続時間 (T<sub>c</sub>-T<sub>b</sub>) は回帰分析による平均値 + 標準偏差を考慮した振幅包絡線を提案したものである。

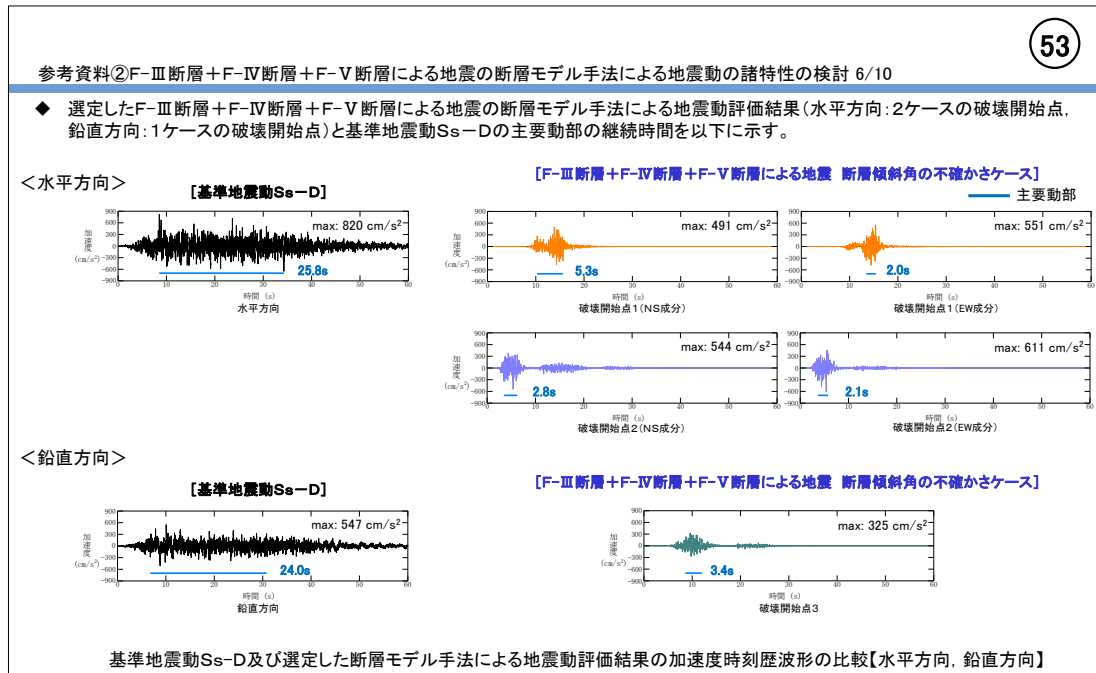
	マグニチュード M	等価震源距離 X <sub>eq</sub> (km)	振幅包絡線の経時変化 (s)			
			T <sub>b</sub>	T <sub>c</sub>	T <sub>c</sub> -T <sub>b</sub>	T <sub>d</sub> (継続時間)
基準地震動 S s - D	7.7	17.3	8.3	28.7	20.4	60.0
F-III断層 + F-IV断層 + F-V断層 による地震(基本震源モデル) (M:武村(1990))	7.7	17.3	8.3	28.7	20.4	52.6



別図 13-1 S s - Dの模擬地震波及び検討用地震のM, X<sub>eq</sub>, 振幅包絡線の経時変化

S s - Dの設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波の諸元の基となったF - III断層 + F - IV断層 + F - V断層による地震の断層モデル手法による地震動評価結果と、S s - Dの主要動部の継続時間の比較を別図 13-2 に示す（第 549 回審査会合、資料 1 に加筆・修正）。

別図 13-2 のとおり、S s - Dの主要動部の継続時間はF - III断層 + F - IV断層 + F - V断層による地震の断層モデル手法による地震動評価結果と比較して 4 倍以上長いことから、基準地震動 S s - Dの継続時間は保守的な設定であることが分かる。



注：主要動部の継続時間は、最大加速度値の 0.5 倍以上の加速度が発生した時間

別図 13-2 S s - D及び断層モデル手法によるF - III断層 + F - IV断層 + F - V断層による地震の地震動評価結果の主要動部の継続時間の比較  
(第 549 回審査会合、資料 1 に加筆・修正)

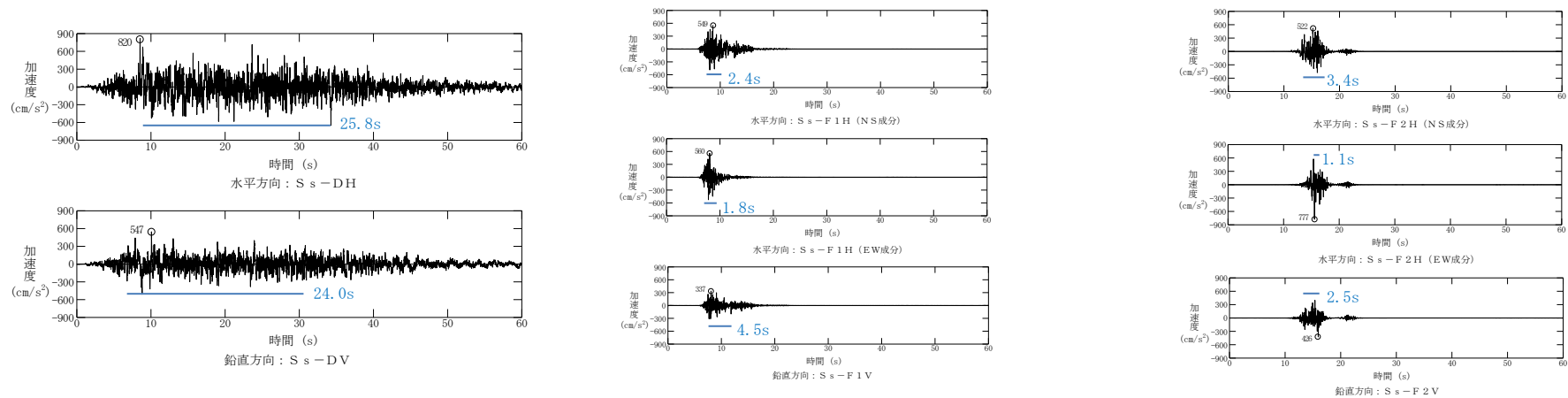
(2)  $S_s - F 1$  及び  $S_s - F 2$  を用いた等価繰返し回数の算定

本項においては、 $S_s - D$  を用いて算定した等価繰返し回数と断層モデル手法を用いて設定した地震動を用いて算定した等価繰返し回数を比較し、主要動部の継続時間の等価繰返し回数への影響を確認する。

なお、断層モデル手法を用いた基準地震動の設定にあたって、 $F - III$ 断層 +  $F - IV$ 断層 +  $F - V$ 断層ではなく突道断層による地震を採用して  $S_s - F 1$  及び  $S_s - F 2$  を作成したことから、 $S_s - F 1$  及び  $S_s - F 2$  について等価繰返し回数を算定し、 $S_s - D$  を用いて算定した等価繰返し回数と比較する。

別図 13-3 に  $S_s - D$ 、 $S_s - F 1$  及び  $S_s - F 2$  の主要動部の継続時間を示す。別図 13-3 に示すとおり、 $S_s - D$  の主要動部の継続時間は  $S_s - F 1$  及び  $S_s - F 2$  と比較して 4 倍以上長い。また、別図 13-2 及び別図 13-3 からわかるように、 $S_s - F 1$  及び  $S_s - F 2$  の主要動部の継続時間は  $F - III$ 断層 +  $F - IV$ 断層 +  $F - V$ 断層による地震の断層モデル手法による地震動評価結果と同程度である。

$S_s - D$ 、 $S_s - F 1$  及び  $S_s - F 2$  について、等価繰返し回数算出条件及び算出結果を別表 13-2 に示す。別表 13-2 に示すとおり、 $S_s - F 1$  及び  $S_s - F 2$  を用いて算定した等価繰返し回数は、 $S_s - D$  を用いて算定した等価繰返し回数の 5 分の 1 程度の小さい値であり、 $S_s - D$  を用いて算定した等価繰返し回数が保守性を有するといえる。



注記：主要動部の継続時間は、最大加速度値の0.5倍以上の加速度が発生した時間

基準地震動 S s - D

基準地震動 S s - F 1

基準地震動 S s - F 2

別図 13-3 S s - D, S s - F 1 及び S s - F 2 の主要動部の継続時間

別表 13-2 S s - D, S s - F 1 及び S s - F 2 における等価繰返し回数の算出条件及び算出結果

算出条件							等価繰返し回数					
対象床面(質点)		ピーク応力 (MPa)	1質点系の 固有周期 (s)	地震動	減衰定数 (%)	設計用 疲労線図	材料物性の 不確かさ	NS	EW	UD	最大 回数	比率*2
解析モデル	EL*1											
原子炉本体	13.022	1471	全固有周期	S s - D	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					
原子炉本体	13.022	1471	全固有周期	S s - F 1	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					
原子炉本体	13.022	1471	全固有周期	S s - F 2	1.0	炭素鋼, 低合金鋼 及び高張力鋼	基本ケース					

注記\*1：S s - Dで算出した等価繰返し回数のうち、最大回数となる質点での比較を示す。

\*2：S s - F 2 (S s - F 1) の最大回数 / S s - D の最大回数により算出

(4) まとめ

敷地近傍の断層によって生じる地震に相当する断層モデル手法による地震動評価結果に対して、S s -Dは継続時間を長く設定していることから、S s -Dを用いて算定する等価繰返し回数は断層モデル手法による地震動評価結果を用いて算定する等価繰返し回数よりも保守的な値となる。

## 4.2 疲労累積係数の算出における保守性

等価繰返し回数を用いた疲労評価において、疲労累積係数 UF は以下の式にて算出される。

$$UF = \frac{N_e}{N_0}$$

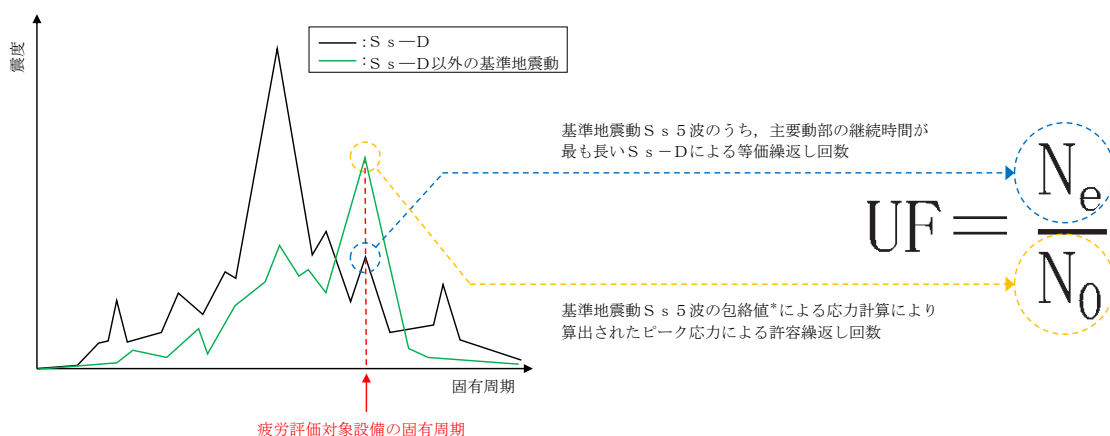
UF：疲労累積係数

$N_e$ ：地震による等価繰返し回数

$N_0$ ：疲労評価対象設備に発生するピーク応力での許容繰返し回数

一般的な疲労評価では、等価繰返し回数  $N_e$  と許容繰返し回数  $N_0$  は同一の地震動を基に算出した値を用いて行う。これに対し、島根原子力発電所第2号機における疲労累積係数の算出イメージを別図13-4に示す。島根原子力発電所第2号機では基準地震動  $S_s$  が5波存在するため、各基準地震動  $S_s$  に対する等価繰返し回数の比較を行い、主要動部の継続時間が最も長く等価繰返し回数が大きく算出される  $S_s-D$  を代表として、一律に設定する等価繰返し回数  $N_e$  を150回と定めている。一方、許容繰返し回数  $N_0$  は各疲労評価対象設備のピーク応力により定まる値であるが、疲労評価対象設備のピーク応力を求める際には、基準地震動  $S_s$  5波の耐震条件を包絡させた上で応力計算を実施して算出しているため、設計疲労線図及びピーク応力から求まる許容繰返し回数  $N_0$  は基準地震動  $S_s$  5波を考慮した最小の値となる。別図13-4のように疲労評価対象設備の固有周期において  $S_s-D$  よりも  $S_s-D$  以外の地震動による応答が大きい場合、等価繰返し回数を算定する地震動と許容繰返し回数を算定する地震動（疲労評価対象設備のピーク応力を算定する地震動）が異なり、それぞれ最も値が厳しくなる地震動による算定結果が適用されることから、保守性を持った評価となる。

このように、疲労累積係数 UF は、島根原子力発電所第2号機の地震動の特性を踏まえて、すべての基準地震動を考慮した上で最も厳しくなるように保守的に算出されている。



注記\*：疲労評価対象設備の耐震条件を設計用条件 I とした場合

別図13-4 島根原子力発電所第2号機における疲労累積係数の算出イメージ

5. 一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価に含まれる保守性

一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価対象設備のうち、基準地震動  $S_s$  に対する評価に対し、疲労累積係数  $UF$  が大きく疲労評価が厳しい設備について、個別に設定する等価繰返し回数を設定することにより、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が十分に保守的であることを確認する。

5.1 検討対象設備の抽出

今回工認の一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価対象設備のうち、基準地震動  $S_s$  に対する評価に対し、熱+地震による疲労累積係数  $UF$  が最大となる給水ノズル (N4)、地震による疲労累積係数  $UF$  が最大となる所員用エアロックを代表として検討する。給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックの基準地震動  $S_s$  に対する疲労評価結果を別表 13-3 に示す。

別表 13-3 給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックの疲労評価結果  
(基準地震動  $S_s$  に対する評価)

ケース	設備名称	一律に設定する 等価繰返し回数	疲労累積係数 $UF^*$
熱+地震で 最大のケース	給水ノズル (N4)	150 回	$U+U_{ss}$ 0.966 ( $U_{ss}$ 0.820)
地震で 最大のケース	所員用エアロック		$U_{ss}$ 0.909

注記\* :  $U$  は熱による疲労累積係数、 $U_{ss}$  は地震による疲労累積係数を示す。

5.2 個別に設定する等価繰返し回数の設定による疲労累積係数  $UF$  の再計算

代表として抽出した給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックについて、個別に設定する等価繰返し回数の算出条件を別表 13-4 に、疲労累積係数  $UF$  の再計算を行った結果を別表 13-5 及び別表 13-6 に示す。



別表 13-4 給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックにおける  
個別に設定する等価繰返し回数の算出条件

条件の項目	一律に設定する 等価繰返し回数	個別に設定する 等価繰返し回数 (給水ノズル (N4))	個別に設定する 等価繰返し回数 (所員用エアロック)
算出フロー	応答スペクトルフロー	応答スペクトルフロー	応答スペクトルフロー
対象床面 (質点)	原子炉建物地震応答解析 モデル：全床面 (質点)  原子炉本体地震応答解析 モデル：疲労評価を実施する 設備を有する床面 (質点)	疲労評価対象設備 の設置位置*1	疲労評価対象設備 の設置位置
ピーク応力	1471MPa	1100MPa	<input type="text"/>
固有周期	全固有周期	・全固有周期 (別表 13-5) ・疲労評価対象設備の 1 次固有 周期*1, 2 (別表 13-6)	・全固有周期 (別表 13-5) ・疲労評価対象設備の 1 次固有 周期*2 (別表 13-6)
減衰定数	1.0%	疲労評価対象設備の 減衰定数*1 <input type="text"/>	疲労評価対象設備の 減衰定数 (1.0%)
設計用 疲労線図	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼 および高張力鋼

注記\*1：給水ノズル(N4)に接続する全ての配管の設置位置，固有周期，減衰定数を適用する。

\*2：固有周期のずれ等の影響を考慮するため，設備の固有周期±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

別表 13-5 給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックに個別に設定する等価繰返し回数 (全固有周期を考慮) を設定した疲労評価結果 (基準地震動 S<sub>s</sub> に対する評価)

ケース	設備名称	個別に設定する 等価繰返し回数	疲労累積係数 UF
熱+地震で 最大のケース	給水ノズル (N4)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
地震で 最大のケース	所員用エアロック		

注：疲労累積係数 UF の再計算に当たっては，再計算前の地震による疲労累積係数 U<sub>ss</sub> に対し，個別に設定する等価繰返し回数 (給水ノズル (N4)：回，所員用エアロック：回) と一律に設定する等価繰返し回数 150 回の比率を乗じて U<sub>ss</sub> を算出した。

別表 13-6 給水ノズル (N4) 及び所員用エアロックに個別に設定する等価繰返し回数 (設備の 1 次固有周期を考慮) を設定した疲労評価結果 (基準地震動  $S_s$  に対する評価)

ケース	設備名称	個別に設定する等価繰返し回数	疲労累積係数 UF
熱+地震で最大のケース	給水ノズル (N4)		
地震で最大のケース	所員用エアロック		

注：疲労累積係数 UF の再計算に当たっては、再計算前の地震による疲労累積係数  $U_{ss}$  に対し、個別に設定する等価繰返し回数 (給水ノズル (N4) :  回, 所員用エアロック :  回) と一律に設定する等価繰返し回数 150 回の比率を乗じて  $U_{ss}$  を算出した。

別表 13-3, 13-5, 13-6 に示すとおり、代表として抽出した疲労評価対象設備の工認耐震計算書に記載される疲労累積係数 UF は、一律に設定する等価繰返し回数を用いた場合と比べて、個別に設定する等価繰返し回数を用いた場合の方が許容値に対する余裕が十分に確保されることから、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価は十分に保守的であることを確認した。

## 6. まとめ

島根原子力発電所第 2 号機の等価繰返し回数算出パラメータについて先行プラントと比較し、同等の設定となっているか、差異がある場合は島根原子力発電所第 2 号機として適切な設定であることを確認した。

また、島根原子力発電所第 2 号機の地震動の特性を踏まえて、一律に設定する等価繰返し回数の算出に  $S_s - D$  を用いることが保守的であることを確認するとともに、疲労累積係数 UF は、すべての基準地震動を考慮した上で最も厳しくなるように保守的に算出されていることを確認した。

さらに、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価対象設備のうち疲労評価が厳しい設備について、個別に設定する等価繰返し回数を設定することにより、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が十分に保守的であることを確認した。

以上より、島根原子力発電所第 2 号機における等価繰返し回数の設定は、十分な保守性を有していると考えられる。

別紙 14 ベント系に適用する等価繰返し回数の設定の保守性

1. はじめに

本資料は、ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数について説明するものである。本書において対象とする図書を以下に示す。

- ・ VI-2-9-4-3 「ベント管の耐震性についての計算書」
- ・ VI-2-9-4-2-1 「ダウンカマの耐震性についての計算書」

2. ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数

ベント系の耐震評価における疲労評価では、一律に設定する等価繰返し回数を用いた疲労評価が許容値を満足しないため、個別に設定する等価繰返し回数を適用している。ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数及び一律に設定する等価繰返し回数との比較を別表 14-1 に示す。

別表 14-1 ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数及び一律に設定する等価繰返し回数の比較

項目		一律に設定する等価繰返し回数	ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数
回数		S s : 150 回 S d : 300 回	S s : <input type="text"/> 回 S d : <input type="text"/> 回 (III <sub>A</sub> S) <input type="text"/> 回 (IV <sub>A</sub> S, V <sub>A</sub> S) *1
設定方法	算出フロー	応答スペクトルフロー	応答スペクトルフロー
	対象床面 (質点)	原子炉建物全床面 (質点)	ベント系の設置位置 (原子炉格納容器 EL <input type="text"/> m)
	ピーク応力	1471MPa	S s : 1600 MPa*2 S d : 1471MPa
	固有周期	全固有周期	ベント系の固有周期 (水平 : <input type="text"/> 秒*3, 鉛直 : 0.05 秒*4)
	減衰定数	1.0%	1.0%
	設計用疲労線図	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼	炭素鋼, 低合金鋼及び高張力鋼

注記\*1 : LOCA時 (設計基準事故) 及びSA時の疲労評価に適用する弾性設計用地震動 S d は 1 回分を考慮し、等価繰返し回数は  回とする (別紙 15 参照)。

\*2 : ベント系の耐震評価結果として得られるピーク応力を上回るピーク応力を用いる。

\*3 : 支配的な振動モードである 1 次モードの固有周期を示す。固有周期のずれ等の影響を考慮するため、設備の固有周期±10%の範囲における等価繰返し回数を算出する。

\*4 : ベント系は鉛直方向に対して剛構造であるため、0.05 秒における等価繰返し回数を考慮する。

### 3. ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数の保守性

#### 3.1 検討方法

ベント系に加わる荷重時刻歴を用いて等価繰返し回数を算出し、ベント系で考慮すべき等価繰返し回数が 2. に示すベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数よりも小さいことを確認する。荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出には、ベント系の地震応答解析モデルを用いた時刻歴応答解析結果として得られる荷重時刻歴を適用する。

#### 3.2 ベント系の時刻歴応答解析

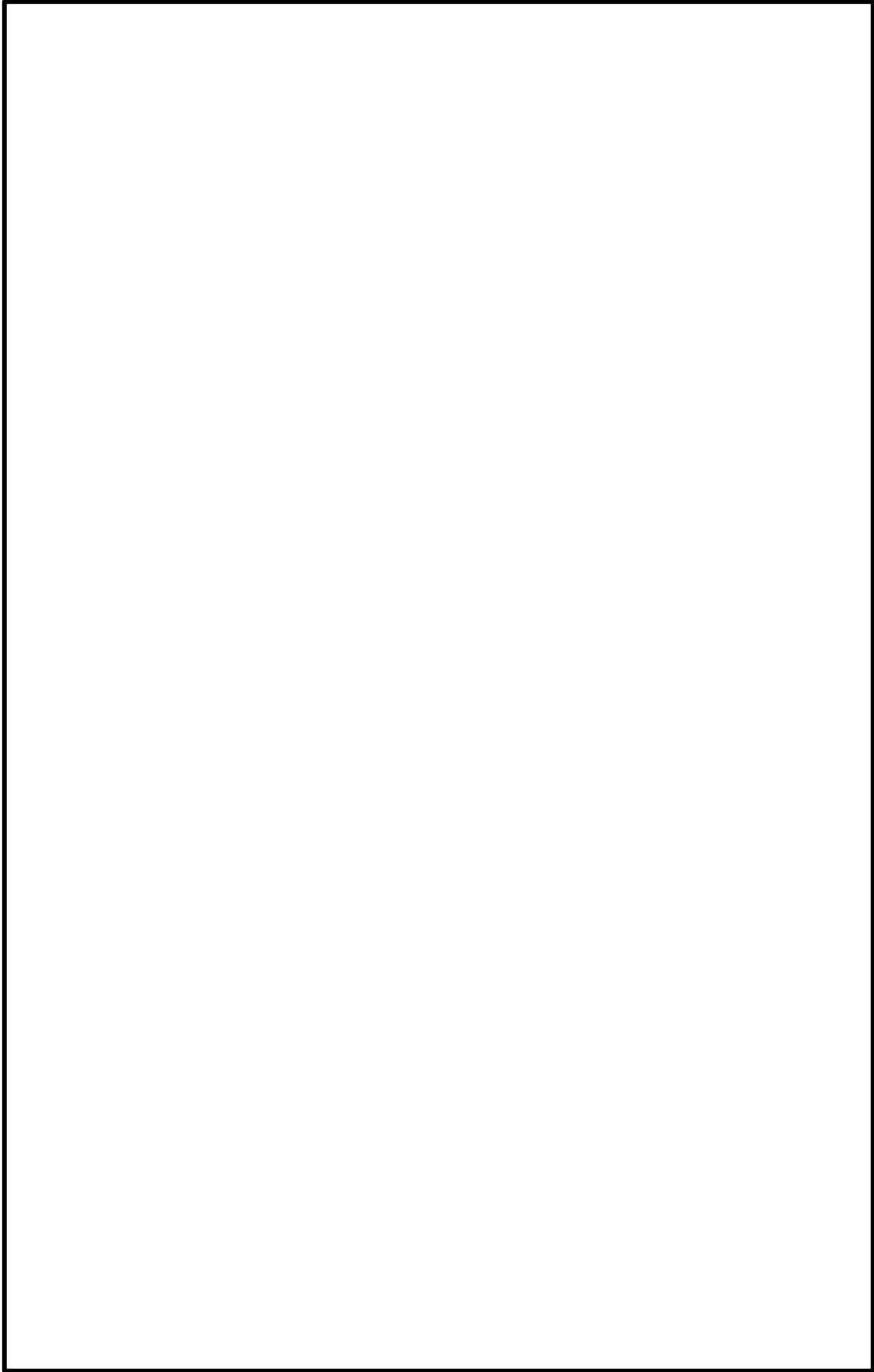
ベント系の時刻歴応答解析には、VI-2-9-4-3「ベント管の耐震性についての計算書」に示す解析モデルを適用する。解析モデルを別図 14-1 に示す。

時刻歴応答解析における入力には、VI-2-2-1「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本体の基礎の地震応答計算書」で得られる，原子炉格納容器 EL  m の加速度時刻歴を用いる。ここで，地震動は，ベント系の疲労評価において厳しい結果が得られる弾性設計用地震動  $S_d$  を適用することとし，継続時間が長く，ベント系の耐震評価において最も厳しい条件となる  $S_d - 1$  を適用する。また，入力はベント系の応答加速度が大きくなる EW 方向加速度の水平 1 方向入力とする。ベント系の固有周期と床応答スペクトルの関係を別図 14-2 に，加速度時刻歴波形を別図 14-3 に示す。

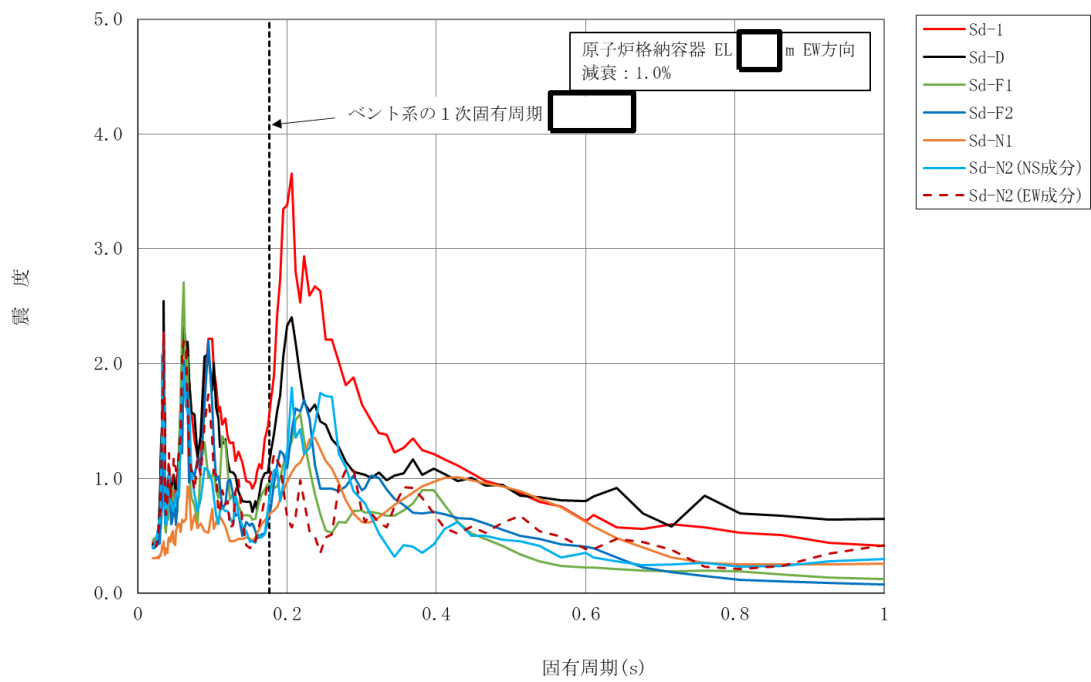
ベント系の耐震評価では，VI-2-9-4-3「ベント管の耐震性についての計算書」における「ヘッド接続部」及び VI-2-9-4-2-1「ダウンカマの耐震性についての計算書」における「ベントヘッドとダウンカマの接続部」に対して疲労評価を行う。このうち，最も厳しい疲労評価結果が得られるダウンカマを代表として選定し，解析モデルのはり要素に作用する荷重時刻歴（モーメント及び軸方向荷重）による等価繰返し回数を算出する。ベント系において疲労評価を行う部位及びダウンカマに作用する荷重を別図 14-4 に，ダウンカマに作用する荷重の取得位置を別図 14-1 に示す。

ダウンカマの耐震評価では，ベントヘッドとダウンカマの結合部（別図 14-4 の P 2）を評価点とするが，以下の理由により，解析モデルのはり要素のうちシェル要素との接続部（別図 14-1）を荷重の取得位置としている。

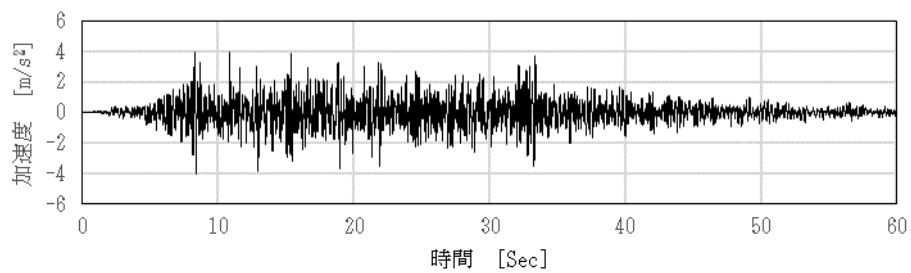
- ・評価断面に加わる荷重の算出において，シェル要素よりもはり要素の方が解析結果の取扱いが容易である。
- ・等価繰返し回数は，荷重の大きさが異なっても同様の時刻歴波形であれば同程度の回数が算出される。評価点及び荷重の取得位置では，同じダウンカマの振動による荷重が加わることから，位置の違いによりモーメントの大きさは異なるものの，同様の時刻歴波形が得られると考えられる。



別図 14-1 ベント系の解析モデル図

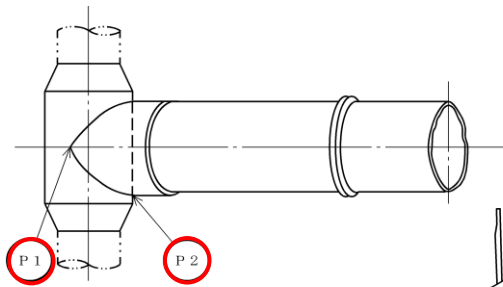


別図 14-2 ベント系の固有周期と床応答スペクトルの関係

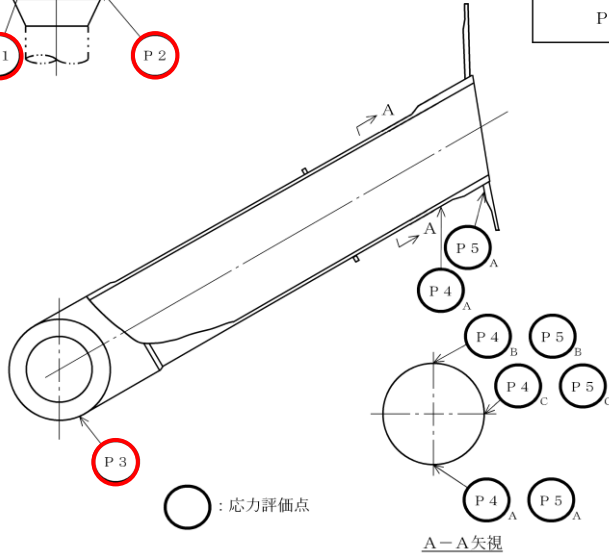


S d - 1 原子炉格納容器 EL [ ] m EW方向

別図 14-3 ベント系の時刻歴応答解析に適用する加速度時刻歴



応力評価点番号	応力評価点
P 1	ヘッド接続部
P 2	ヘッド接続部
P 3	ヘッド接続部
P 4	ベント管円筒胴 (P 4-A~P 4-C)
P 5	ベント管とドライウエルとの結合部 (P 5-A~P 5-C)



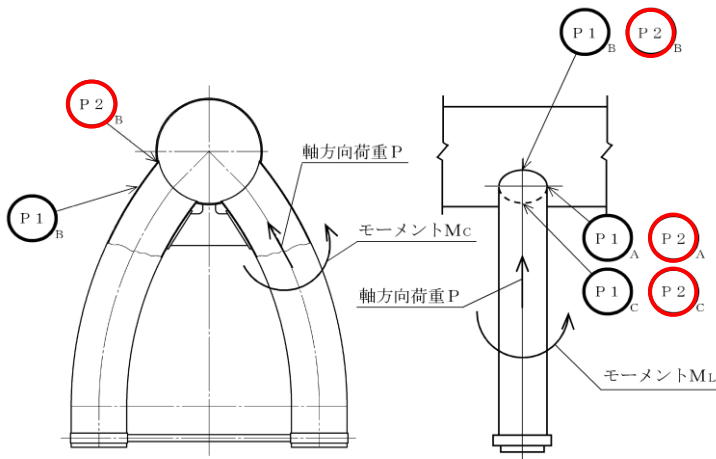
○ : 応力評価点

A-A矢視

P 5は、ドライウエル側を示す。

### ベント管

応力評価点番号	応力評価点
P 1	ダウンカマ (P 1-A~P 1-C)
P 2	ベントヘッドとダウンカマの結合部 (P 2-A~P 2-C)



P 2は、ベントヘッド側を示す。

### ダウンカマ

○ : 疲労評価適用部位

別図 14-4 ベント系における疲労評価適用部位

### 3.3 荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出

荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出には、本文図 3-1 における「時刻歴フロー」を適用する。等価繰返し回数の算出条件を別表 14-2 に示す。

別表 14-2 荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出条件

項目	条件
算出フロー	時刻歴フロー
ピーク応力	1471MPa
設計用 疲労線図	炭素鋼，低合金鋼 及び高張力鋼
荷重時刻歴	モーメント，軸方向荷重

### 3.4 検討結果

荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数の算出結果及びベント系に適用する等価繰返し回数の比較を別表 14-3 に示す。別表 14-3 のとおり，荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数は，ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数よりも小さい結果が得られており，ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数は保守的であることを確認した。

別表 14-3 等価繰返し回数の比較

荷重時刻歴を用いた 等価繰返し回数		ベント系の耐震評価 に適用する等価繰返し回数 (S d 1 回分) *
モーメント	軸力	

注記\*：別表 14-1 に示す値

## 4. まとめ

ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数の保守性の確認のため，ベント系の時刻歴応答解析結果として得られる荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数を算出した。この結果として，荷重時刻歴を用いた等価繰返し回数はベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数よりも小さいことから，ベント系の耐震評価に適用する等価繰返し回数は保守的であることを確認した。



## 別紙 15 弾性設計用地震動 S d による疲労評価で考慮する地震動の回数について

### 1. 概要

島根 2 号機における耐震設計においては、弾性設計用地震動 S d は基準地震動 S s よりも発生確率が高いことを踏まえ、弾性設計用地震動 S d による疲労評価では、地震動 2 回分を考慮することを基本としている。しかしながら、LOCA 時（設計基準事故）及び SA 時の弾性設計用地震動 S d による疲労評価では、地震動 1 回分を考慮することとしている。

なお、上記の考え方はベント系の耐震評価において適用するものであり、適用する等価繰返し回数は、S d 2 回分を考慮した回数が  回、S d 1 回分を考慮した回数が  回となる（詳細は別紙 14 参照）。

本資料は、LOCA 時（設計基準事故）及び SA 時の弾性設計用地震動 S d による疲労評価で考慮する地震動の回数の考え方について説明するものである。

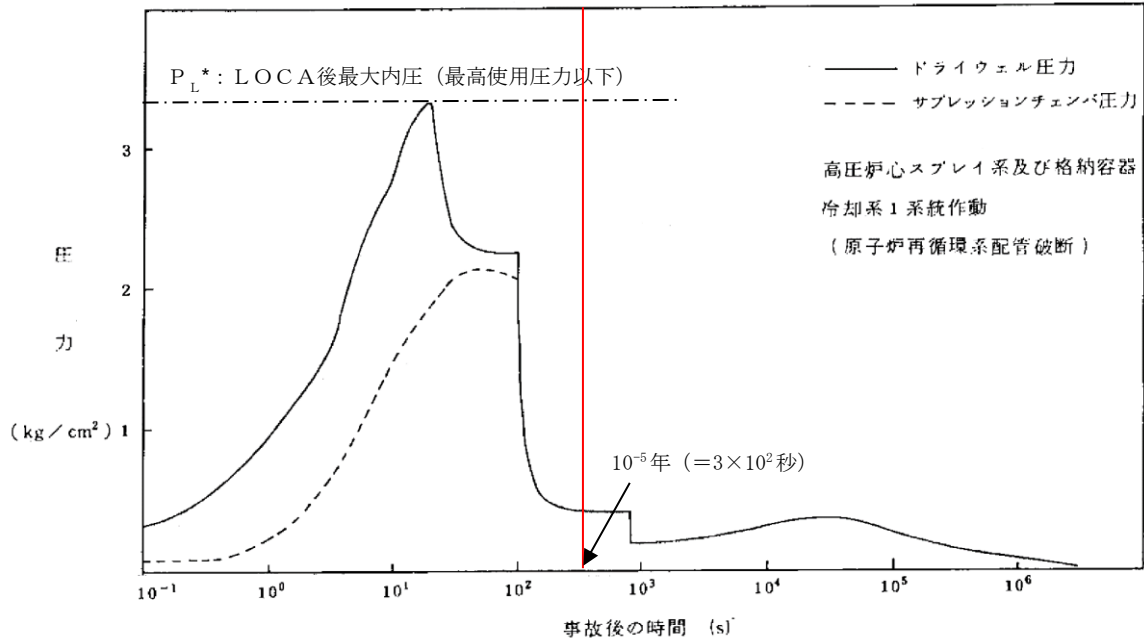
### 2. LOCA 時（設計基準事故）

#### 2.1 設計条件

設計基準対象施設の耐震性の要求についての考え方は、原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984（以下「J E A G 4 6 0 1」という。）に記載されている。J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 では、運転状態 I ~ IV と基準地震動 S<sub>1</sub> 及び S<sub>2</sub> との組合せに対して、許容応力状態 III<sub>A</sub> S 及び IV<sub>A</sub> S の許容限界を適用した評価が求められている。このうち、原子炉格納容器については、LOCA 後の最終障壁となることから、LOCA 後最大内圧と基準地震動 S<sub>1</sub> との組合せによる評価が求められている。なお、原子炉格納容器以外の設備を含め、この他に J E A G 4 6 0 1 で LOCA 時荷重及び基準地震動 S<sub>1</sub> との組合せの要求のある条件については、他の設計条件に包絡されることから、評価を省略している（関連図書（1）参照）。

#### 2.2 疲労評価で考慮する地震動の回数

LOCA 時の原子炉格納容器の圧力変化を別図 15-1 に示す。LOCA 後の最大内圧が生じる期間は別図 15-1 に示す通り一時的（10<sup>-5</sup> 年以下）であり、この期間に弾性設計用地震動 S d 2 回分を考慮することは過大な評価となることから、LOCA 後最大内圧と弾性設計用地震動 S d の組合せによる疲労評価においては弾性設計用地震動 S d 1 回分を考慮する。なお、島根 2 号機において過去に耐震評価に影響する地震は発生していないことから、疲労評価において、待機状態における過去の地震の履歴は考慮しない。



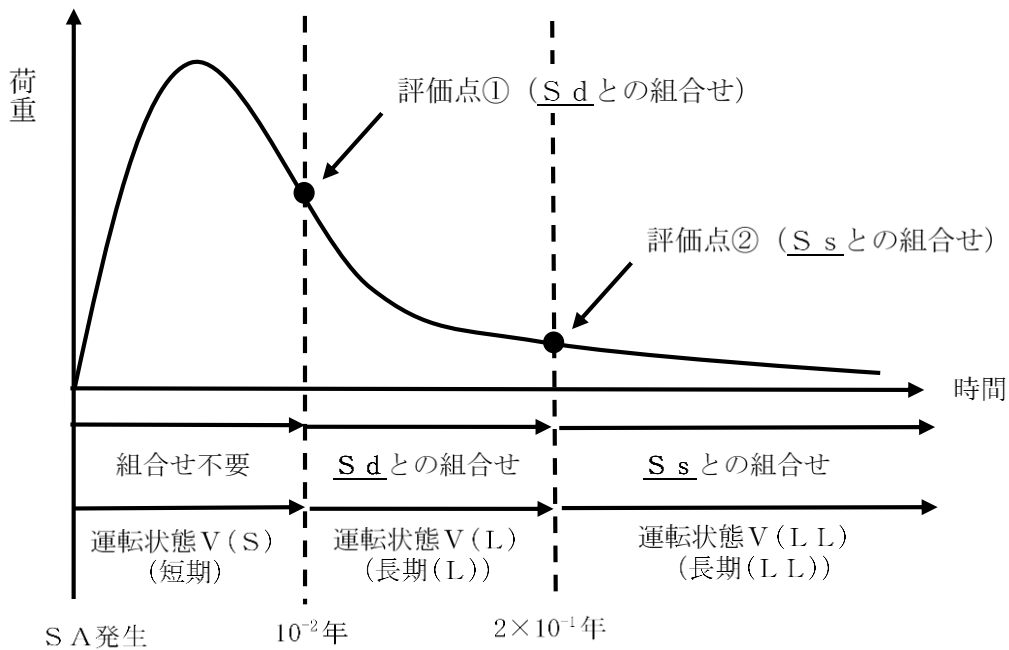
昭和 59 年 9 月 17 日付け 59 資庁第 8283 号にて認可された工事計画の添付書類  
 IV-1-4「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」を引用（一部加筆）

別図 15-1 原子炉格納容器の圧力変化（再循環配管破断）

### 3. 重大事故等時

#### 3.1 設計条件

重大事故等対処施設（以下「SA施設」という。）の耐震性の要求は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 50 条に規定されている。技術基準規則では、SA施設に対して「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。」等とされており、SA施設としては、基準地震動  $S_s$  に対する耐震設計が要求されている。ただし、島根 2 号機における SA 施設としての耐震設計では、SA の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率を踏まえ、SA 発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  年未満の荷重を考慮した耐震設計では、弾性設計用地震動  $S_d$  と組み合わせることとしている（関連図書（2）参照）。関連図書における、荷重の組合せと継続時間の関係を別図 15-2 に示す。



別図 15-2 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

### 3.2 疲労評価で考慮する地震動の回数

3.1 に示す通り、SA 施設としては基準地震動  $S_s$  による耐震設計が要求されるが、島根 2 号機における SA 発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  年未満の荷重を考慮した耐震設計では、SA の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率を踏まえ、基準地震動  $S_s$  の代わりに弾性設計用地震動  $S_d$  を適用した評価を行うことから、SA 時の弾性設計用地震動  $S_d$  による疲労評価では、基準地震動  $S_s$  による疲労評価において考慮する回数と同様に 1 回分を考慮する。なお、島根 2 号機において過去に耐震評価に影響する地震は発生していないことから、疲労評価において、待機状態における過去の地震の履歴は考慮しない。

## 4. まとめ

LOCA 後の最大内圧が生じる期間は一時的であり、この期間に弾性設計用地震動  $S_d$  2 回分を考慮することは過大な評価となることから、LOCA 後最大内圧と弾性設計用地震動  $S_d$  の組合せによる疲労評価においては弾性設計用地震動  $S_d$  1 回分を考慮する。

また、SA 時の弾性設計用地震動  $S_d$  による疲労評価では、SA の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率を踏まえ、基準地震動  $S_s$  の代わりに弾性設計用地震動  $S_d$  を適用した評価を行うことから、基準地震動  $S_s$  による疲労評価において考慮する回数と同様に弾性設計用地震動  $S_d$  1 回分を考慮する。

## 5. 関連図書

- (1) 補足-023-05 「地震時荷重と事故時荷重との組合せについて」
- (2) 補足-023-06 「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて」

(参考1) 事象の発生確率による弾性設計用地震動 S d の考慮回数の妥当性検討

1. 概要

LOCA時（設計基準事故）及びSA時の弾性設計用地震動 S d による疲労評価において地震動 1 回分を考慮することの妥当性について、事象の発生確率の観点から確認する。

2. LOCA時（設計基準事故）

2.1 検討方法

LOCA後の最大内圧を考慮した耐震評価において考慮する弾性設計用地震動 S d の回数について検討する。本検討では、LOCAの発生確率、地震の発生確率及び荷重の継続時間から事象の発生確率を算出し、地震動 2 回分の組合せ要否を確認する。本検討における検討条件を以下に示す。

- ・ LOCA事象は運転状態IVに分類されることから、JEAG 4601における運転状態IVの発生確率を参照し、発生確率を  $10^{-4}$  / 炉年以下とする。
- ・ JEAG 4601における S<sub>1</sub>の発生確率を参照し、弾性設計用地震動 S d の発生確率は、 $10^{-2}$  / 年以下とする。なお、弾性設計用地震動 S d の発生確率として S<sub>1</sub>の発生確率を適用する考え方は関連図書（1）に示す。
- ・ 弾性設計用地震動 S d 2 回分の発生確率は、 $10^{-4}$  ( $=10^{-2} \times 10^{-2}$ ) / 年以下とする。
- ・ LOCA後の最大内圧が生じる期間は一時的であるが、保守的な条件として継続時間を  $10^{-5}$  年以下とする（別図 15-1 参照）。
- ・ JEAG 4601を参照し、荷重の組合せを考慮する判断目安として  $10^{-7}$  / 炉年を適用する。

2.2 検討結果

2.1 の条件による検討結果を別表 15-1 に示す。別表 15-1 のとおり、弾性設計用地震動 S d 2 回分を考慮した事象の発生確率は  $10^{-7}$  / 炉年を下回ることから、原子炉格納容器においてLOCA後の最大内圧と弾性設計用地震動 S d の組合せを考慮した疲労評価において、地震動 1 回分を考慮することは妥当である。

別表 15-1 事象の発生確率・継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

①運転状態IVの発生確率	②地震動の発生確率		③継続時間	事象の発生確率 (①×②×③)	組合せ要否*3
$10^{-4}$ / 炉年*1	弾性設計用 地震動 S d 2 回	$10^{-4}$ ( $=10^{-2} \times 10^{-2}$ ) / 年以下*2	$10^{-5}$ 年 ( $3 \times 10^2$ 秒) 以下	$10^{-13}$ / 炉年以下	否

注記\*1: JEAG 4601より設定する。

\*2: JEAG 4601に記載されている地震動 S<sub>1</sub>の発生確率を S d の年超過確率に読み替え、2 回分を考慮した。

\*3: JEAG 4601より、荷重の組合せを考慮する判断目安として  $10^{-7}$  / 炉年を適用する。

### 3. 重大事故等時

#### 3.1 検討方法

SA時の耐震評価において、考慮する弾性設計用地震動S<sub>d</sub>の回数について検討する。本検討では、SAの発生確率、地震の発生確率及び荷重の継続時間から事象の発生確率を算出し、地震動2回分の組合せ要否を確認する。本検討における検討条件を以下に示す。

- ・SAの発生確率として、炉心損傷頻度の性能目標値である $10^{-4}$ /炉年を適用する（関連図書（2）参照）。
- ・JEAG4601におけるS<sub>1</sub>の発生確率を参照し、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>の発生確率は、 $10^{-2}$ /年以下とする。なお、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>の発生確率としてS<sub>1</sub>の発生確率を適用する考え方は関連図書（1）に示す。
- ・弾性設計用地震動S<sub>d</sub>2回分の発生確率は、 $10^{-4}$ （= $10^{-2} \times 10^{-2}$ ）/年以下とする。
- ・SAの継続時間として、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>との組合せを考慮する必要がある期間である、 $10^{-2}$ 年以上、 $2 \times 10^{-1}$ 年未満を考慮する。
- ・荷重の組合せを考慮する判断目安として $10^{-8}$ /炉年を適用する（関連図書（2）参照）。

#### 3.2 検討結果

2.1の条件による検討結果を別表15-2に示す。別表15-2のとおり、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>2回分を考慮した事象の発生確率は $10^{-8}$ /炉年を下回ることから、SA施設における弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による疲労評価において、地震動1回分を考慮することは妥当である。

別表15-2 事象の発生確率・継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

①SAの発生確率	②地震動の発生確率		③継続時間	事象の発生確率 (①×②×③)	組合せ要否*3
$10^{-4}$ /炉年*1	弾性設計用 地震動S <sub>d</sub> 2回	$10^{-4}$ （= $10^{-2} \times 10^{-2}$ ） /年以下*2	$10^{-2}$ 年以上、 $2 \times 10^{-1}$ 年未満	$2 \times 10^{-9}$ /炉年未満	否

注記\*1：関連図書（2）より、SAの発生確率を $10^{-4}$ /炉年とする。

\*2：JEAG4601に記載されている地震動S<sub>1</sub>の発生確率をS<sub>d</sub>の年超過確率に読み替え、2回分を考慮した。

\*3：関連図書（2）より、荷重の組合せを考慮する判断目安として $10^{-8}$ /炉年を適用する。

### 4. まとめ

LOCA時（設計基準事故）及びSA時の弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による疲労評価で考慮する地震動の回数について、LOCA（設計基準事故）又はSAの発生確率、地震の発生確率及び荷重の継続時間から事象の発生確率を算出し、地震動2回分の組合せ要否を確認した。検討の結果、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>2回を考慮した事象の発生確率は、LOCA時（設計基準事故）及びSA時ともに、荷重の組合せを考慮する判断目安を下回る結果となった。

従って、LOCA時（設計基準事故）及びSA時の弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による疲労評価において地震動1回分を考慮することは妥当である。

(参考 2) 運転状態と地震動との組合せの確率的評価 (J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984 抜粋)

発生確率		1	$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-7}$	$10^{-8}$	$10^{-9}$
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III	IV						
基準地震動の発生確率 (1/年)				$S_1$	$S_2$						
基準地震動 $S_1$ との組合せ	従属事象	$S_1$ 従属									
	独立										
	1分以内									$S_1 + II$	
	1時間以内						$S_1 + II$			$S_1 + III$	
	1日以内						$S_1 + II$	$S_1 + III$		$S_1 + IV$	
1年以内			$S_1 + II$		$S_1 + III$		$S_1 + IV$				
基準地震動 $S_2$ との組合せ	従属事象	$S_2$ 従属									
	独立										
	1分以内										$(S_2 + II \text{ は } 10^{-9} \text{ 以下となる})$
	1時間以内									$S_2 + II$	$S_2 + III$
	1日以内							$S_2 + II$		$S_2 + III$	
1年以内				$S_2 + II$		$S_2 + III$			$S_2 + IV$		

注：(1) 発生確率から見て

← 組合せが必要なもの。

←----- 発生確率が  $10^{-7}$  以下となり組合せが不要となるもの。

(2) 基準地震動  $S_2$  の発生確率は  $10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年と推定されるが、ここでは  $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年を用いた。

(3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。