島根原子力多	発電所2号炉 審査資料
資料番号	EP-050改68
提出年月日	令和3年8月11日

島根原子力発電所2号炉

地震による損傷の防止

令和3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。

第4条:地震による損傷の防止

<目 次>

第1部

- 1. 基本方針
- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
 - (1) 位置,構造及び設備
 - (2) 安全設計方針
 - (3) 適合性説明
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等
- 1.5 手順等

第2部

- 1. 耐震設計の基本方針
- 1.1 基本方針
- 1.2 適用規格
- 2. 耐震設計上の重要度分類
- 2.1 重要度分類の基本方針
- 2.2 耐震重要度分類
- 3. 設計用地震力
- 3.1 地震力の算定法
- 3.2 設計用地震力
- 4. 荷重の組合せと許容限界
- 4.1 基本方針
- 5. 地震応答解析の方針
- 5.1 建物·構築物
- 5.2 機器·配管系
- 5.3 屋外重要土木構造物
- 5.4 津波防護施設,浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれら が設置された建物・構築物
- 6. 設計用減衰定数
- 耐震重要施設の安全機能への下位クラス施設の波及的影響
- 8. 水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せに関する影響評価方 針
- 9. 構造計画と配置計画

2

(別添)

- 別添-1 設計用地震力
- 別添-2 動的機能維持の評価
- 別添-3 弾性設計用地震動 S d ・静的地震力による評価
- 別添-4 上位クラス施設の安全機能への下位クラス施設の波及的 影響の検討について
- 別添-5 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 価方針
- 別添-6 屋外重要土木構造物等の耐震評価における断面選定の考 え方
- 別添-7 主要建物の構造概要について
- 別添-8 地震応答解析に用いる地質断面図の作成例及び地盤の速 度構造
- (別紙)
- 別紙-1 設置変更許可申請における既許可からの変更点及び既 工認との手法の相違点の整理について
- 別紙-2 建物の地震応答解析モデルについて(建物基礎底面の 付着力及び3次元FEMモデルの採用)
- 別紙-3 基礎スラブの応力解析モデルへの弾塑性解析の適用に ついて
- 別紙-4 原子炉建物屋根トラスの解析モデルへの弾塑性解析の 適用について
- 別紙-5 土木構造物の解析手法及び解析モデルの精緻化につい て
- 別紙-6 屋外重要土木構造物等の耐震評価における断面選定に ついて
- 別紙-7 機器・配管系における手法の変更点について
- 別紙-8 サプレッション・チェンバ内部水質量の考え方の変更 について
- 別紙-9 下位クラス施設の波及的影響の検討について
- 別紙-10 水平2方向及び鉛直方向地震力の適切な組合せに関す る検討について
- 別紙-11 液状化影響の検討方針について
- 別紙-12 既設設備に対する耐震補強等について
- 別紙-13 後施工せん断補強筋による耐震補強
- 別紙-14 地震時における燃料被覆管の閉じ込め機能の維持について
- 別紙-15 動的機能維持評価の検討方針について

- 別紙-16 建物・構築物の地震応答解析における入力地震動の評 価について
- 別紙-17 地下水位低下設備について
- 別紙-18 機器・配管系への制震装置の適用について
- 別紙-19 弾性設計用地震動Sdの設定について
- 別紙-20 基礎地盤傾斜が 1/2,000 を超えることに対する耐震設 計方針について

下線は、今回の提出資料を示す。

別紙-7

島根原子力発電所2号炉

機器・配管系における手法の変更点 について

- 1. はじめに
- 手法の相違点
- 3. 手法の変更項目に対する島根2号炉への適用性
- 添付資料-1 原子炉建物天井クレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用につい て
- 添付資料-2 取水槽ガントリクレーンへの非線形時刻歴応答解析の適用につい て
- 添付資料-3 ポンプ等の応答解析モデルの精緻化について
- 添付資料-4 容器等の応力解析へのFEMモデルの適用について
- 添付資料-5 原子炉建物-大型機器連成解析モデルの変更について
- 添付資料-6 最新知見として得られた減衰定数の採用について
- 添付資料-7 水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根法による組合せ について
- 添付資料-8 等価繰返し回数の評価方針について
- 添付資料-9 多入力の時刻歴応答解析の適用について

下線は、今回の提出資料を示す。

原子炉建物-大型機器連成解析モデルの変更について

1. はじめに

原子炉建物内の原子炉格納容器(以下「PCV」という。),原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)及びガンマ線遮蔽壁等の大型機器は,建物質量に対しその質量が比較的大きく,また,支持構造上からも建物との連成が無視できないため,原子炉建物との連成系で解析するためのモデル(以下「大型機器連成解析モデル」という。)を設定し,地震応答解析を行う。

原子炉建物, PCV, RPV及びRPVペデスタルの概略断面図を第1-1図 に, RPV内部構造物の構造図を第1-2図に示す。また, 原子炉建物-大型機 器連成解析に係る手順を第1-3図に示す。

原子炉本体及び炉内構造物の水平方向の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「RP V-Rinモデル」という。)の2種類のモデルを用いていたが,今回工認では, 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。)を用いる。これに合わせて,原子炉圧力容器スタビラ イザ(以下「RPVスタビライザ」という。)及び原子炉格納容器スタビライザ (以下「PCVスタビライザ」という。)のばね定数算出方法について,最新の 工認実績を踏まえた算出方法に変更する。本手法は,他プラントを含む既工認あ るいは新規制工認において適用実績がある手法である。

また, 鉛直方向に動的地震力が導入されたことから, 原子炉本体及び炉内構造 物について, 鉛直方向の応答を適切に評価する観点で, 水平方向応答解析モデル とは別に鉛直方向の地震応答解析モデル(PCV-RPV-Rinモデル)を新 たに採用し, 鉛直地震動に対する評価を実施する。鉛直方向応答解析モデルは, 他プラントを含む既工認あるいは新規制工認において適用実績がある手法であ る。



第1-1図 PCV, RPV及びRPVペデスタル概略断面図







第1-2図 RPV内部構造物構造図



第1-3図 原子炉建物-大型機器連成解析の手順

2. 水平及び鉛直方向における大型機器連成解析モデル

2.1 水平方向の大型機器連成解析モデルの概要及び既工認からの変更

水平方向の大型機器連成解析モデルを第2.1-1 図及び第2.1-2 図に示す。水 平方向の大型機器連成解析モデルは、PCV、RPV、ガンマ線遮蔽壁、RPV ペデスタルをモデル化し、RPV内の燃料集合体、制御棒案内管、制御棒駆動機 構ハウジング、気水分離器、スタンドパイプ及び炉心シュラウドについてもモデ ル化する。これらをシュラウドサポートと等価な回転ばねを介してRPVと結合 する。PCVはシヤラグ及びウェルシールベローズと等価なばねにより原子炉建 物と結合され、下端は原子炉建物と剛に結合される。RPVは、RPVスタビラ イザと等価なばねによりガンマ線遮蔽壁上端と結合され、ガンマ線遮蔽壁はPC Vスタビライザと等価なばねによりPCVに結合される。また、RPVは燃料交 換ベローズと等価なばねによりPCV に直接結合される。RPVの下端は、R PVペデスタル上端に剛に結合されており、RPVペデスタルは、その下端にお いて原子炉建物と剛に結合される。また、制御棒駆動機構ハウジングは制御棒駆 動機構ハウジングレストレントビームによりRPVペデスタルと結合される。

建設工認において、原子炉建物-大型機器連成解析モデルを用いた水平方向の 地震応答解析は、工認申請の進捗に合わせて、PCV-RPVモデル、RPV-Rinモデルの2種類の応答解析モデルを用いて実施していた。しかし、今回工 認では建設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 PCVを追加したPCV-RPV-Rinモデルを水平方向の大型機器連成解 析モデルとする。建設工認及び今回工認の原子炉建物-大型機器連成解析モデル を第2.1-1表に示す。今回工認で用いるPCV-RPV-Rinモデルの質点 位置、質量、断面特性は、既工認のPCV-RPVモデル(炉内構造物はRPV の付加質量として考慮)及びRPV-Rinモデル(PCVは原子炉建物の付加 質量として考慮)と同等であるため、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。なお、水平方向の大型機器連成解析 モデルとしてのPCV-RPV-Rinモデルの適用は、東海第二の新規制工認 において適用実績がある。

大型機器連成解析モデルを設定する場合には,既工認のモデル諸元を適用する ことを基本とするが,解析モデルを最新化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,今回工認では,RPVスタビライザ及びPCV スタビライザのばね定数を精緻化する。

なお、今回工認においてPCV-RPV-Rinモデル(スタビライザのばね 定数変更を含む)を適用するにあたり、機器・配管系への影響を検討し、地震応 答への影響が十分小さいことを確認した。(参考資料 5-1)

第2.1-1 第2.1-1 第2.1-1 第2.1-1 第2.1-1 第 第2.1-1 第 第 第 2.1-1 第 第 2.1-1 第 第 2.1-1 第 1.1 1.1 1.1 1.1 1.1 1.1 1.1	建設工認及び今回工認における原子炉建物ー大型機器連成解析モデル	建設工認合同工認	ゴル RPV-Rinモデル PCV-RPV-Rinモデル	・原子炉建物(PCVを付加質量とし)・原子炉建物	て考慮) ・PCV	・ガンマ線遮蔽壁・ガンマ線遮蔽壁	$\cdot \operatorname{R}\operatorname{P}\operatorname{V}^{\sim}_{\mathcal{F}}^{\sim}_{$	加質量とし ・ R P V ・ R P V	・炉内構造物(気水分離器及びスタン)・炉内構造物(気水分離器及びスタンドパ	ドパイプ, 炉心シュラウド, 燃料集 イプ, 炉心シュラウド, 燃料集合体, 制	合体,制御棒案内管) 御棒案内管)	・制御棒駆動機構ハウジング・制御棒駆動機構ハウジング	
	第2.1-1表 建設工認及び今回工	建設工認	$P C V - R P V \mp \vec{j} h$	・原子炉建物 ・原子/	・PCV て考	・ガンマ線遮蔽壁・ガン	$\bullet \operatorname{R} \operatorname{P} \operatorname{V} \overset{\sim}{\prec} \overset{\sim}{\tau} \overset{\sim}{\prec} \overset{\sim}{\rho} \overset{\sim}{\nu} $	^{ルTL} ・R P V (炉内構造物を付加質量とし ・R P	□ て考慮)・ 「「		合体;	・ 19(1)	

⁴条-別紙7-86 12





2.1-1図 大型機器連成系応答解析モデル (NS方向)

箫

4条-別紙7-87 **13**



第 2.1-2 図 大型機器連成系応答解析モデル(EW方向)

4条-別紙7-88 **14**

2.2 鉛直方向の大型機器連成解析モデルの概要

既工認では,鉛直方向については静的震度による地震荷重を算定していたが, 今回工認においては,新たに鉛直方向の動的地震力に対する考慮が必要となっ たことから,鉛直方向についても水平方向と同様に動的地震力の算定を行う。 鉛直方向の大型機器連成解析モデルを第2.2-1図に示す。鉛直方向の大型機器 連成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,水平方向モデルをベースに新たに多質点モデルを作成し,水平方向と同 様のPCV-RPV-Rinモデルとする。PCVの下端は,原子炉建物と剛 に結合される。RPV支持スカートの下端は,RPVペデスタルの上端に剛に 結合されており,RPVペデスタルの下端は,原子炉建物と剛に結合される。

なお,鉛直方向の大型機器連成解析モデルは,大間1号炉の建設工認及び東 海第二の新規制工認において適用実績がある。



3. 質点位置の設定

大型機器連成解析モデルの質点位置は,各構造物の地震応答を把握できるよう に,モデル化する各構造物の形状を踏まえて設定する。PCV,ガンマ線遮蔽壁 及びRPVペデスタルの質点位置を第3-1図(1)及び第3-2図(1)に,RPV, 炉心シュラウド,燃料集合体,制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジング等の 質点位置を第3-1図(2)及び第3-2図(2)に示す。炉内構造物の質点位置は, その振動性状を適切に評価出来るように配慮する他,部材の剛性の変化する点, 構造的に不連続な点,応力評価点等を考慮して定める。



4条-別紙7-92 **18**

	Ţ	T		-																							
几例	質点	はり	ЦЪ	尚川部 材																			8				
ſ	•	_	ł				設定根拠	上部格子板位置			奪間隔に分割			沪心支持板位置	戶心支持板位置			専問隔に分割			制御棒案内管下端	ヽ ウジング上端	東子炉圧力容器底部		等間隔に分割		いウジング下端
							標直 EL(=)	25.843	25, 131	24.419	23. 707	22. 995	22. 283	21.571	21.571	20.892	20.214	19. 535	18.856	18.178	17.499	17.499	16.508	15.644	14.781	13.917	13. 054
							御者	113	114	115	116	117	118	119	120	121	122	123	124	125	126	127	128	129	130	131	132
							構造物			Ύε Α	私業会	ъ					重御	禘案	内管				く 第	ワジン	/ グ ((内側)
設定根拠	気水分離器頂部	気水分離器中央	スタンドパイプ頂部	スタンドパイプ中央	シュラウドヘッド 鏡板頂部	炉心シュラウド上部胴 上端	炉心シュラウド上部胴 下端				燃料集合体と同一標高				炉心シュラウド中間胴 下端	炉心支持板位置	炉心シュラウド下部胴 上端	質点番号121と同一標高	質点番号81と同一標高	炉心シュラウド下部胴 下端		設定根拠	制御棒貫通孔スタブ チューブ位置		等間隔に分割		ハウジング下錨
標高 EL(m)	31.557	30, 369	29, 181	28. 249	27.317	26.687	25.414	25, 843	25, 414	25, 131	24.419	23.707	22. 995	22. 283	21.064	21.571	21.064	20.892	20.214	19. 196		標 同 (目)	17.442	16.345	15.248	14. 151	13.054
御者	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	66	100	101	102	103	104	105	106	107		質審点号	108	109	110	111	112
構造物		渓	水分離	部場							1	民心;	NH ID	-D ⊻								構造物		くり、 更御礼	シンダ	(外製機構)	室)
n) [] [] [] [] [] [] [] [] [] [] [] [] []	62	69 63			64		99	8 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5			7 7. 71 79 93					3 77 100 3 78 7101 010	1 79 002 103 119,120 1 2 0102,104 0 1 1 1 1	$4 \qquad 801 \qquad 105 \qquad 121 \qquad 4$		0 83.85 1	86,108	87.138	4 84 109 109 84 129 129	110			
五	37.49	※料交換ベローズ 36.58	35.67	33.99	原子炉圧力容器	スタビライザ 32.56	31.55	30.36	29.18	28.24	27.31	26.68	25.41 25.13	24.41	23.70	22.28	21.57 21.67 21.67 21.67	20.03	19.19	18.25	制御棒駆動機構 17.44	、ウジング レストレントビーム 16.34	15.24	14.15		13.05	田倉祭影助後輪 と ウジング レアレクフスト レントバーム
設定根拠	原子炉圧力容器頂部	等間隔に分割	フランジと上鏡板の 取合い部	フランジと胴板の 取合い部	主蒸気用ノズル位置	質点番号88位置と合わせて いる	質点番号89位置と合わせて いる	スタビライザブラケット 位置	質点番号90と同一標高	質点番号91と同一標高	質点番号92と同一標高	質点番号93と同一標高	質点番号94と同一標高			燃料集合体と同一標高		1	「個点番号104と同一標直	(領点番号121と同一標高	東循環水出口用 / ズル位置	いままた	トとの接続位置 支持スカート面域	人がイント 一次即 歩雄スナート 井城	人づくと 一角目土柱マート 自由	メ付ヘルート県即 制御棒賞通孔スタブ	チューブ位置原子炉圧力容器底部
標高 EL (n)	37.494	36. 586	35.678	33. 993	32.567	31.557	30.369	30.218	29. 181	28.249	27.317	26.687	25.414	25.131	24.419	23.707	22.995	22. 283	21.064	20.892	20. 214	10 106	18 250	15 044	10 0E0	10.200	16.508
。	19	62	63	64	65	99	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	62	80	8	5 6	3 8	3 3	5 8	со 90 90	87
青造物										ju ju	《子后	压力	谷器											支持		医五	、容器

第3-1図 水平方向の大型機器連成解析モデルにおける質点位置の設定 R D V, 炉心シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジング等

(2)



-2 図 鉛直方向の大型機器連成解析モデルにおける質点((1)PCV,ガンマ線遮蔽壁及びRPVペデスタル

凡例	0 「	■ ■ ■ 13.43 ==	7 				1 定根拠	动置			●			5位置			電			1倍下端	勝干。	1容器底部		扁		「下鍋	
		"					92 192	上部格子板			等間隔に分	1		炉心支持板		-	等間隔に分			制御棒案内	ハウジンク	原子炉圧力		等間隔に分		ハウジンク	
							標直 EL (n)	25, 843	25, 131	24.419	23.707	22.995	22. 283	21.571	20.892	20.214	19.535	18.856	18.178	17.499	17.499	16.508	15.644	14.781	13.917	13.054	
							質 本 号	94	95	96	97	98	66	100	101	102	103	104	105	106	107	108	109	110	111	112	
							構造物			燚	料集么	包体				1.14	虹 	案内	ĝm			く、 第	ワジン	ング((内側) (紫		
設定根拠	気水分離器頂部	気水分離器中央	スタンドパイプ頂部	スタンドパイプ中央	シュラウドヘッド 鏡板頂部	炉心シュラウド上部胴 上端	炉心シュラウド上部胴 下端				燃料集合体と同一標高				炉心シュラウド中間胴 下端	炉心支持板位置	炉心シュラウド下部胴 上端	質点番号121と同一標高	質点番号81と同一標高	炉心シュラウド下部胴 下端	設定根拠	制御棒貫通孔スタブ チューブ位置		等間隔に分割		ハウジング下端	
標高 EL (m)	31.557	30, 369	29. 181	28.249	27.317	26.687	25.414	25.843	25.414	25, 131	24.419	23.707	22.995	22.283	21.064	21.571	21.064	20.892	20.214	19.196	標高 EL(m)	17.419	16.345	15.248	14.151	13.054	
質 番号	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	06	16	92	質点 番号	93	113	114	115	116	
構造物		気 -	水分離	器							Į	下で、	, ri IN	ウド							構造物		くりご割 御御!	ジンダ	∧ (外 ◎機構	重)	
																			Ť	7 7		-			-	7	
	20 20					73	514 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	55 \$ 74			60 78 J 77								70 92 91 91 92 92 92 92 92 92 92 92 92 92 92 92 92		93	108	$72^{$		115		
業商 2定根拠 BL (m)	容器頂部 36.586 50 50 50 50	State State 35.678 State	- 上級板の	開転の 33.993 33.993	メラ石脂 200	32.56/ 3	9位階と合わせて 3.1.99/ 5.4 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日	・ザブラケット 30.369 55.54 74 30.218 56 474	29.181	1と同一標高 28.249 58 58 76 60 58	3と同一標高 27.317 55.0 60 77 60 77	3と同一標高 26.687	1と同一標語 25.414		23.707	- 22.283 -	21.571 064 88 010 88 010 21.067 054 010 21.064 010 21	20.892 688 7 890 101 101 202 20214 202 20214	Hと同一ැ滴剤 19.196 02 02 02 02 02 02 02 02 02 02 02 02 02	1と同一標高 18.250	10月ノズル位置 93 9106.107 1	でサポートプレー 17.419 16.419 16.419 16.419 16.419 16.419 16.419 16.419 16.419 16.345 16.345 16.345 16.345 16.345 17.345	· 下頂部 15.944 72 113 113 119 119 119 119 119 119 119 119	·卜基部 15.246 114 114 110 111	讯スタブ 14.1b1 115 0111 途	7 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	
標高 設定根拠 BL (m)	37.494 原子炉压力容器顶部 36.586	36.586 等間隔に分割 35.678 514 51	35.678 アランジと上線板の	33.993 アランジと開放の 33.993 33.993 52 52 52 52 52 52 52 52 52 52 52 52 52	32.567 主紫気用ノズル位置	32.657 復点番号88位置と合わせて 32.667 33.667 31.657 0.550 33.667 33.657 33.657 33.657 33.657 33.657 33.657 33.657 34.658 34.658 35.858 35.058 35.658 3558 35.658 35.65858 3558 3558 35.65858 35.65858 3558 355858 355858 3558 355858 355858 355858 35585	30.369 [版点番号89位置と合わせて 31.997 54 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	30.218 スタビライザブラケット 30.369 30.218 30.218 74	29.181 質点番号90と同一標高 29.181 29.181 29.181 29.181 29.181	28.249 賀点番号91と同一續高 28.249 55 55 76 6 6 6 76	27.317 寶点番号92と同一镶商 27.317 59 60 78	26.687 26.687 28.0 29.5 20.5	25.414 資点番号94と同一標高 25.414 <u>mmen 61.77% 81</u> 95 月 25.5131 25.513 25.51 05 75 05 05 05 05 05 05 05 05 05 05 05 05 05	25.131 24.419 62 63 64 68 69 66 63 69 66 65 64 68 69 66 65 65 65 65 65 65 65 65 65 65 65 65	23.707	23.707 燃料集合体と同一標高 22.283	22.995 21.571 000 22.095 22.095 22.095 22.095 22.095 22.095 22.095 22.095 22.095 20.000 20.00	22.283 20.892 20.892 20.892 20.214 20 20.214 20 20.214 20 20.214 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20	21.064 資点番号104と同一標高 19.196 91 91 91 91 191 191 191 191 191 191	20.892 覧点番号121と同一標高 18.250 18.250 18.250 18.250 18.250 18.250 18.250 18.250 19.250 1	20.214 再編輯水出ロ用ノズル位置	19.196 シュラウドサポートプレー 17.419 108 19.196 トとの装縮位置 16.345 16.345	18.250 支持スカート頂部 15.944 1.25 11.3 11.3 11.5 11.5 11.5 11.5 11.5 11.	15.944 支持スカート基部 10.248	17.419 制鋼棒買通孔スタブ 14.191 1115 111 チェーブ位置 チューブ位置 111 111 111	16.508 原子炉圧力容器底部 13.054	
續点 藥滿 股定根拠 BL (m)	49 37.494 原子师压力容器顶部 36.586 50 6	50 36.586 韓間隔に分割 35.678 516 517	al 35.678 アランジと上晩板の 副 35.678 取合い部	52 33.993 アランジと開始の 33.993 33.993 33.993 53	23 22.567 主蒸気用ノズル位置 53 53 55.55 1 主蒸気用ノズル位置 53 55.55 1 主蒸気用ノズル位置 53 55.55 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	54 31.557 賀兵番号88位置と合わせて 32.567 32.567 32.567 73	25 30.369 質点番号69位置と合わせて 9.1397 54 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	56 30.218 スタビライザブラケット 30.369 30.218 30.218 74 30.218 74	57 29.181 實点番号90と同一標高 29.181	58 28.249 董点番号91と同一標高 28.249 58.249 58 58 58 58 58 58 58 58 58 58 58 58 58	59 27.317 實点番号92と同一讀高 27.317 59 50 78 50 77	00 26.687 <th 26.687<="" td="" th<=""><td>61 25.414 質点番号94と同一標高 25.414 <u>61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.61.7.61.7.61.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.7.61.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.61.7.7.7.7</u></td><td>62 25.131 24.419 62 63 64 83 696 F</td><td>23.707</td><td>64 23.707 燃料集合体と同一標高 22.283</td><td>65 22.995 21.571 00 21.651 00 21.064 00 21.064 00 21.064 00 21.651 00 21.551 00 21.551</td><td>22.283 20.892 20.14 68 90 101 102 202.243 202.24</td><td>67 21.064 覧点番号104と同一標高 19.196 19.10 91 91 92 9.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.</td><td>68 20.892 質点番号121と同一標高 18.250</td><td>69 20.214 再循環水出口用ノズル位置 93 9106.107 93</td><td>70 19.196 シュラウドサポートプレー 17.419 10.845 16.345 16.345 16.345 10.8</td><td>71 18.250 支持スカート頂部 15.944</td><td>72 15.944 支持スカート基部 10.248 11.14 11.0</td><td>98 17.419 制鋼棒貫通汎スタブ 14.151 111 17.419 沖鋼中ブ位置 111 111</td><td>108 16.508 原子炉圧力容器底部 13.054</td></th>	<td>61 25.414 質点番号94と同一標高 25.414 <u>61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.61.7.61.7.61.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.7.61.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.61.7.7.7.7</u></td> <td>62 25.131 24.419 62 63 64 83 696 F</td> <td>23.707</td> <td>64 23.707 燃料集合体と同一標高 22.283</td> <td>65 22.995 21.571 00 21.651 00 21.064 00 21.064 00 21.064 00 21.651 00 21.551 00 21.551</td> <td>22.283 20.892 20.14 68 90 101 102 202.243 202.24</td> <td>67 21.064 覧点番号104と同一標高 19.196 19.10 91 91 92 9.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.</td> <td>68 20.892 質点番号121と同一標高 18.250</td> <td>69 20.214 再循環水出口用ノズル位置 93 9106.107 93</td> <td>70 19.196 シュラウドサポートプレー 17.419 10.845 16.345 16.345 16.345 10.8</td> <td>71 18.250 支持スカート頂部 15.944</td> <td>72 15.944 支持スカート基部 10.248 11.14 11.0</td> <td>98 17.419 制鋼棒貫通汎スタブ 14.151 111 17.419 沖鋼中ブ位置 111 111</td> <td>108 16.508 原子炉圧力容器底部 13.054</td>	61 25.414 質点番号94と同一標高 25.414 <u>61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.61.7.61.7.61.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.61.7.7.7.61.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.7.61.7.7.61.7.7.7.7</u>	62 25.131 24.419 62 63 64 83 696 F	23.707	64 23.707 燃料集合体と同一標高 22.283	65 22.995 21.571 00 21.651 00 21.064 00 21.064 00 21.064 00 21.651 00 21.551	22.283 20.892 20.14 68 90 101 102 202.243 202.24	67 21.064 覧点番号104と同一標高 19.196 19.10 91 91 92 9.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.10.	68 20.892 質点番号121と同一標高 18.250	69 20.214 再循環水出口用ノズル位置 93 9106.107 93	70 19.196 シュラウドサポートプレー 17.419 10.845 16.345 16.345 16.345 10.8	71 18.250 支持スカート頂部 15.944	72 15.944 支持スカート基部 10.248 11.14 11.0	98 17.419 制鋼棒貫通汎スタブ 14.151 111 17.419 沖鋼中ブ位置 111 111	108 16.508 原子炉圧力容器底部 13.054

第3-2図 鉛直方向の大型機器連成解析モデルにおける質点位置の設定 (2) R P V, 炉心シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジング等

- 4. 構造物間ばね定数の設定(既工認から変更ある部位)
- 4.1 RPVスタビライザ
 - 4.1.1 RPVスタビライザの構造

RPV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、RP V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、サラバネを介して地震時の水 平方向荷重をガンマ線遮蔽壁へ伝達させる機能を有する。RPVスタビライザの 概略図を第4.1.1-1図に、構造図を第4.1.1-2図に示す。



原子炉建物全体模式図



PCV平面図

第4.1.1-1図 RPVスタビライザ概略図



RPVスタビライザ分解図



RPVスタビライザ平面図





4.1.2 既工認と今回工認での変更点

RPV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第4.1.2-1 表に示す。既工認では,RPV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する。

なお,上記ばね定数算出方法は大間1号炉建設工認,島根3号炉建設工認及び 東海第二の新規制工認において適用実績がある。

	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
評価部材 (赤枠部)	スタビライザ ロッド ブラケット ガセット ガセット ガンマ線遮厳壁 ブラケット フラケット	スタビライザ フラケット ガセット 大角ナット ワッンヤ フッンヤ フッンヤ フッンヤ フーフ フット フラケット フラケット フラケット フラケット
ばね定数	9.6×10 ⁶ [kN/m]	6.8×10 ⁶ [kN/m]

第4.1.2-1表 RPVスタビライザばね定数の変更点

4.1.3 既工認におけるばね定数算出方法

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、第4.1.3-1回に示 すようなばね定数算出モデルを設定している。

サラバネ(Ks)及びロッド(KR)について, RPVスタビライザ1基の片側分のばね定数(K1half)を直列ばねで定義して以下となる。

K1half = $\frac{KS \cdot KR}{KS + KR}$

RPVスタビライザ1基の両側分のばね定数(K₁)を片側分のばね定数(K₁h a 1 f)の並列ばねで定義して以下となる。

 $K_1 = K_{1 h a l f} + K_{1 h a l f} = \frac{2 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R}$

RPVスタビライザ8基分の全体でのばね定数(K)を荷重-変位の関係から 算出する。第4.1.3-2図のとおりRPV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を算出する。

90°及び270°の位置に設置されたRPVスタビライザに生じる荷重をW1, 45°,135°,225°及び315°の位置に設置されたRPVスタビライザに生じる 荷重をW2′とし、荷重W2′の強制変位xと同じ方向の分力をW2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 R P V スタビライザに生じる接線方向の変位は $\mathbf{x} \cdot \cos \alpha$ であることから、荷 重 W_2' は以下のとおりとなる。

 $W_{2} = K_{1} \cdot x \cdot \cos \alpha$

第4.1.3-2図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。

 $W_2 = W_2 \cos \alpha = K_1 \cdot x \cdot \cos^2 \alpha$

従って、RPVスタビライザ全体のばね定数(K) は以下のとおりとなる。 W=2・W1+4・W2=2・(K1・x)+4・(K1・x・cos² α)=4・K1・x K= $\frac{W}{x}$ =4K1=4・ $\frac{2 \cdot Ks \cdot KR}{Ks + KR}$ = $\frac{8 \cdot Ks \cdot KR}{Ks + KR}$



第4.1.3-1 図 既工認におけるばね定数算出モデル



第4.1.3-2図 水平荷重の分配

- 4.1.4 今回工認におけるばね定数算出方法
- (1) RPVスタビライザのばね定数算出方法
 - 今回工認においては、サラバネ及びロッドの他にRPVからの外力の支持 に寄与する部材を評価対象範囲に追加する。今回工認におけるばね定数算出 モデルを第4.1.4-4 図に示す。サラバネ(Ks)及びロッド(KR)に加え、 ガセット(KG)、ヨーク(引張方向KYT、圧縮方向KYC)、スリーブ(KSL)、 六角ナット(KH)、ワッシャ(KW)について、RPVスタビライザ1基の片 側分のばね定数(K1half)を直列ばねで定義して以下のように表す。(2)に て各評価部材のばね定数の算出方法を示し、算出結果を第4.1.4-1表に示 す。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。)の値 を用いる。

また, RPVスタビライザ1基の両側分のばね定数(K1)を片側分のば ね定数の並列ばね及びガンマ線遮蔽壁ブラケット(KB),シム(KSM)の 直列ばねで定義して以下のように表す。

$$K_{1} = \frac{1}{\frac{1}{K_{1 h a 1 f (T)} + K_{1 h a 1 f (C)} + \frac{1}{K_{B}} + \frac{1}{K_{SM}}}$$

8基分全体でのばね定数は次式のように表される。

$$K = 4K_{1} = \frac{4}{\frac{1}{K_{1 \text{ h a l f (T)}} + K_{1 \text{ h a l f (C)}} + \frac{1}{K_{B}} + \frac{1}{K_{SM}}}$$

ここで,

K	:RPVスタビフィサ8基分のはね定数
K 1	:RPVスタビライザ1基分のばね定数
K1half	: R P V スタビライザ1 基分(片側分)のばね定数
Ks	: サラバネのばね定数
Kr	: ロッドのばね定数
KG	: ガセットのばね定数
Күт	:ヨークのばね定数(引張方向)
Күс	:ヨークのばね定数(圧縮方向)
Ksl	: スリーブのばね定数

- KH : 六角ナットのばね定数
- Kw : ワッシャのばね定数
- KB : ガンマ線遮蔽壁ブラケットのばね定数
- Ksm :シムのばね定数

である。

- (2) 評価部材のばね定数算出方法
- a. サラバネ

メーカ試験結果よりサラバネー枚あたりのばね定数は [kgf/mm] である。

RPV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 ↓ 枚重ねているので、片側全体のばね定数はこれらの積で算出する。

b. ロッド

ロッドの軸方向ばね定数は、以下の式に基づき算出する。

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

- AR1 : 丸棒部断面積
- AR2 :ねじ部断面積
- LR1 : 丸棒部長さ
- LR2 : 丸棒部先端~スリーブの六角ナット側端面の距離
- E : 縦弾性係数
- c. ガセット

ガセットは,第4.1.4-1図に示す計算モデルを用いてFEM解析による荷 重-変位関係から算出する。



d. ヨーク

ヨークのばね定数は,第4.1.4-2図のとおり分割した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(Кут)と圧縮ばね定数(К ус)を算出する。



第4.1.4-2図 ヨークのばね定数算出のための計算モデル分割

i)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出する。

$$K_{yy} = \frac{1}{\frac{1}{K_{yy}} + \frac{1}{K_{yy}} + \frac{2}{K_{yB}} + \frac{2}{K_{yy}}}$$

ここで,

 Kys1
 : ①及び②のねじ部のせん断によるばね定数(= $\frac{A_{YS1} \cdot G_Y}{R_Y}$)

 Ays1
 : ①及び②のねじ穴側面積

 Ry
 : ねじ穴半径

 Gy
 : せん断弾性係数

 KyTE
 : ③及び④の引張りによるばね定数(= $\frac{A_{YTE} \cdot E}{L_{YTE}}$)

 AyTE
 : ③及び④の断面積

 LyTE
 : ③及び④の断面積

 LyTE
 : ③及び④の長さ

 KyB
 : ①及び②の曲げによるばね定数

I :断面二次モーメント

E : 縦弾性係数

以下は, 第4.1.4-3 図を参照。

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。

4条-別紙7-103	
29	

K_{YS2}:①及び②の板部のせん断によるばね定数

- ty: 1及び2の板部の長さ
- Gy : せん断弾性係数
- I : 断面二次モーメント

第4.1.4-3 図 ①及び②の曲げによるばね定数計算モデル

ii) 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出する。

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

e. スリーブ スリーブの軸方向ばね定数は,以下の式に基づき算出する。

$$\mathbf{K}_{\mathrm{SL}} = \frac{\mathbf{E}}{\frac{\mathbf{L}_{\mathrm{SL1}}}{\mathbf{A}_{\mathrm{SL1}}} + \frac{\mathbf{L}_{\mathrm{SL2}}}{\mathbf{A}_{\mathrm{SL2}}}}$$

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。

ここで,

- Asl1 : 座繰り穴側断面積 Asl2 : 貫通穴側断面積 Lsl1 : 座繰り穴深さ Lsl2 : 貫通穴深さ E : 縦弾性係数
- f. 六角ナット

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出する。

$$\mathbf{K}_{\mathrm{H}} = \frac{\mathbf{A}_{\mathrm{H}} \cdot \mathbf{G}_{\mathrm{H}}}{\mathbf{R}_{\mathrm{H}}}$$

- AH : ねじ穴側面積
- R_H : 穴の半径
- GH : せん断弾性係数
- g. ワッシャ

ワッシャの軸方向ばね定数は、以下の式に基づき算出する。

$$K_{W} = \frac{A_{W} \cdot E}{L_{W}}$$

ここで,

- E : 縦弾性係数
- 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によるばね定数は、以下の式に基づき算出する。

$$K_{B} = \frac{A_{B} \cdot G_{B}}{L_{B}}$$

ここで,

- AB :断面積
- L_B : ガンマ線遮蔽壁~RPVスタビライザ端部の距離
- GB : せん断弾性係数

i. シム

シムの軸方向ばね定数は、以下の式に基づき算出する。

- E : 縦弾性係数
- (3) RPVスタビライザのばね定数算出結果

(2)で算出した各部材のばね定数並びに(1)で算出したRPVスタビライザ 1基及び全体のばね定数の算出結果を下表に示す。

		[単位:kN/m]
RPVスタビライザの部材	既工認	今回工認
サラバネ (Ks)	$1.8 \times 10^6 \ ^{**}$	2. 3×10^{6}
ロッド (KR)	3. 7×10^{6}	3. 3×10^{6}
ガセット (Kg)	_	3. 3×10^7
ヨークのばね定数(引張方向)(Күт)	_	4. 3×10^{6}
ヨークのばね定数(圧縮方向)(Kyc)	—	6. 7×10^{7}
スリーブのばね定数 (Ksl)	_	7. 1×10^{7}
六角ナットのばね定数 (K _H)	_	4. 0×10^{7}
ワッシャのばね定数 (Kw)	—	5.8 $\times 10^{8}$
ガンマ線遮蔽壁ブラケット (Кв)	_	8.8 $\times 10^{6}$
シムのばね定数 (Ksm)	—	2.8 $\times 10^{8}$
RPVスタビライザ1基分のばね定数	2. 4×10^{6}	1.7×10^{6}
RPVスタビライザ全体のばね定数	9. 6×10^{6}	6.8×10^{6}

第4.1.4-1表 各部材のばね定数

※ 計画時の枚数(片側 枚)から算出している。

前述の計算結果に基づき, R P V スタビライザのばね定数を 6.8× 10⁶[kN/m]と設定する。なお, 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, 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。

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。



第4.1.4-4図 今回工認におけるばね定数算出モデル

4.2 PCVスタビライザ

4.2.1 PCVスタビライザの構造

PCV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PCVに伝達する機能を有する。PCVスタビライザの概略図を第 4.2.1-1 図に示す。PCV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合い部であるガセットプレート、PCVとの取り合 い部である内側シヤラグからなる。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第4.2.1-2 図に示す。



原子炉建物全体模式図



PCV平面図



PCVスタビライザ構造図 第4.2.1-1図 PCVスタビライザ概略図



第4.2.1-2 図 ガセットプレートとガンマ線遮蔽壁の取付け部及び 内側シヤラグ構造

4.2.2 既工認と今回工認での変更点

PCVスタビライザばね定数について,既工認からの変更点を第4.2.2-1表 に示す。既工認では,PCV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 定数を算定している。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てPCVスタ ビライザのばね定数算出にて適用実績があり,また,大間1号炉建設工認にて同 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 のばね定数算出にて適用実績がある。

	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 関係により算出)	FEM解析 (固定部のガセットプレート及び内側シヤ ラグをモデル化した全体モデルの荷重- 変位関係により算出)
評価 モデル	荷重	強制変位
ばね定数	5. $3 \times 10^{6} (\text{kN/m})$	3.5 \times 10 ⁶ (kN/m)

第4.2.2-1表 PCVスタビライザの変更点

4.2.3 既工認におけるばね定数算出方法

4.2.3.1 計算モデルの範囲

既工認におけるばね定数算出のモデル化範囲を第4.2.3.1-1図に示す。PC V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出する。



PCV平面図

既工認におけるばね定数算出モデル

第4.2.3.1-1 図 既工認におけるばね定数算出のモデル化範囲

4.2.3.2 算出方法

既工認におけるばね定数算出モデルを第4.2.3.2-1 図に示す。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δが生じた際の荷重 及び変位の算出式は以下となる。

- $\delta 1 = \delta s i n \theta$ $F = \sigma \cdot A = E \cdot \frac{\delta 1}{L} \cdot A$ $W = 2 \cdot F \cdot s i n \theta$ 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・E・
$$\frac{\delta}{L}$$
・A・sin θ =2・ $\frac{EA}{L}$ ・sin² θ ・ δ
よって、1対のトラス(パイプ2本)におけるばね定数(K₁)は以下となる。
K₁= $\frac{W}{\delta}$ =2・ $\frac{EA}{L}$ ・sin² θ
以上より、PCVスタビライザ全体でのばね定数(K)は以下となる。
K=4K₁=4・2・ $\frac{EA}{L}$ ・sin² θ =8・ $\frac{EA}{L}$ ・sin² θ



第4.2.3.2-1 図 既工認におけるばね定数算出モデル

4.2.4 今回工認におけるばね定数算出方法

4.2.4.1 解析モデルの範囲

今回工認におけるばね定数算出モデルを第4.2.4.1-1 図に示す。PCV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 F E M解析には「NASTRAN Ver. 2005」を使用する。



第4.2.4.1-1図 今回工認におけるばね定数算出のモデル化範囲

4.2.4.2 解析モデル

解析モデルの諸元を第4.2.4.2-1表に,解析モデル図を第4.2.4.2-1図に 示す。パイプは断面特性を考慮したビーム要素,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。

節点数	要素数	使用要素タイプ		
		パイプ	ビーム要素	
19, 336	18, 768	ガセットプレート		
		内側シヤラグ	ンエル安素	

第4.2.4.2-1表 FEM解析モデルの諸元



拡大図

第4.2.4.2-1図 PCVスタビライザ解析モデル

4.2.4.3 解析条件

解析モデルの境界条件及び負荷条件を第4.2.4.3-1 図に示す。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PCV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PCVとの境界条件は、メイルシヤラグがフィメイ 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、θ方向を拘束する。

PCVスタビライザの各構成部材の材質及び材料物性を第4.2.4.3-1表に示す。縦弾性係数は,JSME2005/2007年版の値を用いる。

構成部材	材質	縦弾性係数 E (MPa)	ポアソン比ぃ
パイプ	STS410 (STS42)	2. 01×10^5	0.3
ガセットプレート	SM400B(SM41B)	2. 01×10^5	0.3
内側シヤラグ	SGV480 (SGV49)	2. 01×10^5	0.3

第4.2.4.3-1表 各構成部材の材質及び材料物性



第4.2.4.3-1図 境界条件及び負荷条件

4.2.4.4 解析結果

強制変位を負荷させた際の変形図を第4.2.4.4-1 図に示す。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出する。この解析結果から得た荷重-変位関係から、P CVスタビライザのばね定数を3.5×10⁶ [kN/m]と設定する。



第4.2.4.4-1 図 変形図

4.2.4.5 ばね定数低下に係る要因の考察

4.2.4.5.1 要因考察

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出した。

要因の考察に用いた解析モデルの概要を第4.2.4.5.1-1表に示す。また, 各解析モデルにより算出されたばね定数を第4.2.4.5.1-1図に示す。

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
パイプとの取り合 い部	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	 ガセットブレート 位置 内側シヤラグ 位置 パイブ 強制変位方向 パイブ取り合い部:ビン結合 内側シヤラグ位置:0方向拘束 	内側シヤラグ (副化) ガセットブレート (別化) バイブ取り合い部: 則結合 内側シヤラグ: 0方向拘束	内側シヤラグ (副性考慮) ガセットブレー (刷性考慮) バイブ取り合い部:開結合 内側シヤラグ: θ方向拘束	強制変位方向 強制変位方向 バイブ取り合い部:剛結合 内側シヤラグ:0方向拘束

~ / 0 / □ 1 1 = 細七エゴルの掘西 解析モデルの概要

《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により算出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

(第4.2.4.5.1-2図(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(第4.2.4.5.1-2図(a)参照), 隣り合うパイプからの荷重を考慮していない。このためガセットプレー トの変形が小さくなり,ばね定数の値が今回工認モデルより大きくなる。

PCV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 なばね定数を算出した。その中でも, ガセットプレート及び内側シャラグの剛 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。

以上の考察より、今回工認のばね定数は妥当なものであることを確認した。

「単位:×10⁶kN/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



第4.2.4.5.1-1図 各解析モデルのばね定数



第4.2.4.5.1-2図 参考モデルⅡと今回工認モデルの荷重伝達

構造物間ばね定数の設定(既工認から変更ない部位)
 既工認からばね定数の算出方法に変更がない部位のうち,主要部位であるシャラグ及び制御棒駆動機構ハウジングレストレントビームを代表としてばね定数の算出方法を説明する。

なお,縦弾性係数は建設時の適用基準(昭和 55 年通商産業省告示第 501 号) の値を用いる。

- 5.1 シヤラグ
 - 5.1.1 シヤラグの構造

シャラグは、ドライウェル上部に周方向に8箇所設置され、PCV外側のメ イルシャラグが原子炉建物側のフィメイルシャラグと嵌め合い構造となってお り、水平方向のうちPCV周方向の変位を拘束し、径方向変位は拘束されない 構造である。(第5.1.1-1図参照)



第5.1.1-1図 シヤラグ概要図

5.1.2 ばね定数の算出方法

シャラグのばね定数は、せん断荷重から求めた荷重-変位の関係により算出 する。なお、シャラグのばね定数算出方法について、既工認から変更はない。

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, 第5.1.2-1 図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)を算出する。

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

よって、シャラグ8基全体のばね定数(K)は円周状にシャ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,
 - ν : せん断ひずみ
 - G : せん断弾性係数
 - κ : 断面の形状係数
 - a1:フィメイルシャラグの幅
- a_2 : $a_1 + a_3$
- a 3 : メイルシャラグの幅
- 11:フィメイルシヤラグの長さ
- 12:シャラグ接触面の長さ
- 13:メイルシヤラグの長さ
- h :シャラグ接触面の長さ
- A1 : フィメイルシヤラグの断面積 (= a h)
- $A_2 : A_1 + A_3 (= a_2 h)$
- A3:メイルシャラグの断面積(=a,h)



5.2 制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム

5.2.1 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RPVペデスタルと溶 接により固定された構造物であり、構成部材としてはCRDハウジングレスト 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、CRD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CRD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第5.2.1-1図に示す。



5.2.2 CRDハウジングレストレントビームのばね定数算出方法

CRDハウジングレストレントビームのばね定数は,FEM解析により算出 する。なお,CRDハウジングレストレントビームのばね定数算出方法につい て,既工認から変更はない。

5.2.3 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,重量等を与えるビーム要素モデルで解析する。

5.2.4 計算条件

5.2.4.1 解析モデル

解析モデルの概要を第5.2.4.1-1図に示す。

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。



第5.2.4.1-1図 解析モデルの概要

5.2.4.2 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定数を第5.2.4.2-1表に示す。

構成部材	材質	縦弾性係数 E (MPa)	ポアソン比 ν
C R Dハウジング レストレントビーム	SS400	1.92×10^{5}	0. 3
サポート	SM400A	1.92×10^5	0.3
ブラケット	SM400A	1.92×10^{5}	0.3

第5.2.4.2-1表 各構成部材の材質及び材料定数

5.2.4.3 荷重条件

CRDハウジング全水平荷重Wを分配して、CRDハウジングの列ごとの 荷重Wiを設定し、それらの荷重WiをCRDハウジングレストレントビーム 列上の最も近い接点に負荷する。

荷重Wiは列ごとのCRDハウジング本数に応じた比例配分により、次のとおり算出する。

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

5.2.4.4 境界条件

CRDハウジングレストレントビームとRPVペデスタルは溶接にて固定 されていることから境界条件は固定する。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。 5.2.5 解析結果

ばね定数は、全水平荷重Wを最大変位量 δ 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第5.2.5-1図に示す。



ばね定数: K= $\frac{W}{\delta}$ =7.16×10⁵[kN/m]

変形前



第5.2.5-1図 変形前後のモデル形状

原子炉建物-大型機器連成解析モデルの変更に伴う地震応答への影響について

1. はじめに

原子炉建物-大型機器連成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。

2. 入力地震動

基準地震動Ssのうち,応答加速度が全周期帯において概ね支配的であるSs-Dを代表波として選定する。

3. 影響検討方法

原子炉建物-大型機器連成解析モデルを既工認から変更することに伴う地震 応答の影響を確認するため、表1に示す影響検討モデル1及び2を用いた固有 値解析及び地震応答解析を行い、表2に示す影響検討ケースで各影響検討モデ ルの解析結果を今回工認モデルと比較することにより、地震応答への影響につ いて検討した。

影響検討ケース1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検討することを目的として、表1に示 す影響検討モデル1と今回工認モデルを比較する。ばね定数は、どちらのモデル も精緻化した値を適用する。

影響検討ケース2は、PCV及びRPVスタビライザのばね定数を変更したこ とによる地震応答への影響を検討することを目的として、表1に示す影響検討モ デル2と今回工認モデルを比較する。解析モデルは、どちらもPCV-RPV-Rinモデルとし、影響検討モデル2では、スタビライザのばね定数として既工 認の値を適用し、今回工認モデルでは、スタビライザのばね定数として精緻化し た値を適用する。

表1の解析モデルのモデル図については、第1-1-1~2図にてPCV-RP Vモデルを示し、第1-2-1~2図にてPCV-RPV-Rinモデルを示す。

目/須収∔△→↓		モデル緒元			
影響(使討) エゴリ	解析モデル	スタビライザ	スの加	備考	
モナル		ばね定数	その他		
1	PCV-RPVモデル	精緻化值	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		
_	PCV-RPV-Rinモデル	精緻化值	既工認と同じ	今回工認モデル	

表1 影響検討モデル

影響検討			検討	結果
ケース	比較対象モデル	比較目的	固有値解析	地震応答解析
1	影響検討モデル1と 今回工認モデル	PCV-RPVモデルを PCV-RPV-Rin モデルに変更にしたこと による地震応答への影響 を検討	第 1-1-1~ 第 1-1-2 表 第 2-1-1~ 第 2-1-12 図	第 2-1-1~ 第 2-1-2 表
2	影響検討モデル2と 今回工認モデル	PCV及びRPVスタビ ライザのばね定数を変更 したことによる地震応答 への影響を検討	第 1-2-1~ 第 1-2-2 表 第 2-2-1~ 第 2-2-20 図	第 2-2-1~ 第 2-2-2 表

表2 影響検討ケース

- 4. 検討結果
 - (1) 影響検討ケース1

第1-1-1~第1-1-2表並びに第2-1-1~第2-1-12図に示す固有値解 析結果から,影響検討モデル1と今回工認モデルにおける各振動モードの変形 状態は一致しており,固有周期の変動も小さい(最大4%変動)ことがわかる。

また,第2-1-1~第2-1-2表に示す地震応答解析結果から,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。

(2) 影響検討ケース2

第1-2-1~第1-2-2表並びに第2-2-1~第2-2-20図に示す固有値解 析結果から,PCV及びRPVスタビライザのばね定数を変更した結果,各振 動モードの変形状態は一致することがわかる。また,各振動モードのうち原子 炉圧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わかる。

また,第2-2-1~第2-2-2表に示す地震応答解析結果から,PCV及び RPVスタビライザのばね定数を変更したことにより,PCV,RPV及びシ ヤラグの荷重等が変動するが,最大でも36%(PCVスタビライザ)である ことがわかる。

地震応答解析結果に示す荷重のうち、RPV支持スカート基部、ガンマ線遮蔽壁基部、RPVペデスタル基部、シヤラグでは、影響検討モデル2(①)と 今回工認モデル(②)の荷重の比率(②/①)がNS方向とEW方向で異なり、 NS方向の荷重は大きくなる(比率(②/①)が1より大きい)のに対し、E W方向の荷重は小さくなる(比率(②/①)が1より小さい)。

また,今回工認モデルにおけるRPVスタビライザとPCVスタビライザで

は、NS方向とEW方向のいずれでも荷重が小さくなり(比率(②/①)が1 より小さい)、NS方向よりEW方向の荷重が小さい(比率(②/①)がNS 方向よりEW方向のほうが小さい)。

これらの要因として、ばね定数変更により固有周期と床応答スペクトルが変化し、固有周期と床応答スペクトルとの関係により、NS方向とEW方向で荷 重の変化の傾向に違いが生じていることや、RPV及びPCV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ることが考 えられる。

第 2-3-1 図にRPVスタビライザとPCVスタビライザが接続するガン マ線遮蔽壁頂部(質点番号 53)における影響検討モデル2及び今回工認モデ ルの基準地震動Ss-Dの床応答スペクトルを示す。また,第 2-3-1表に, 影響検討モデル2(①)と今回工認モデル(②)における,RPVの振動が卓 越する最も低い振動数の第4次モードの固有周期と床応答加速度及びその比 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,このような違いが荷重の変 化の傾向に影響したものと考えられる。

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。



原子炉建物









C V - R P Vപ X



次	数	①影響検討モデル1	②今回工認モデル	固有周期	
1	2	固有周期[秒]	固有周期[秒]	の比率 (②/①)	早越部位
1	1	0.219	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	4	0.113	0.110	0.97	R P V
3	5	0.098	0.098	1.00	原子炉建物
4	6	0.069	0.069	1.00	原子炉建物
_	7	_	0.066	—	制御棒案内管
5	8	0.058	0.057	0.98	R P V
6	9	0.052	0.052	1.00	原子炉建物
_	10	_	0.050	_	燃料集合体

第1-1-1表 固有値解析結果(影響検討ケース1,NS方向)

第1-1-2表 固有値解析結果(影響検討ケース1, EW方向)

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

次数	①影響検討モデル2	②今回工認モデル	固有周期	占地如法
	固有周期[秒]	固有周期[秒]	(②/①)	早越即位
1	0.219	0.219	1.00	原子炉建物
2	0.202	0.202	1.00	燃料集合体
3	0.135	0.135	1.00	炉心シュラウド
4	0.102	0.110	1.08	R P V
5	0.095	0.098	1.03	原子炉建物
6	0.069	0.069	1.00	原子炉建物
7	0.066	0.066	1.00	制御棒案内管
8	0.056	0.057	1.02	R P V
9	0.052	0.052	1.00	原子炉建物
10	0.050	0.050	1.00	燃料集合体

第1-2-1表 固有値解析結果(影響検討ケース2, NS方向)

第1-2-2表 固有値解析結果(影響検討ケース2, EW方向)

			. ,	
次数	①影響検討モデル2	②今回工認モデル	固有周期	占地如法
	固有周期[秒]	固有周期[秒]	(②/①)	早越部位
1	0.204	0.204	1.00	燃料集合体
2	0.200	0.200	1.00	原子炉建物
3	0.135	0.135	1.00	炉心シュラウド
4	0.100	0.109	1.09	R P V
5	0.091	0.093	1.02	原子炉建物
6	0.067	0.067	1.00	原子炉建物
7	0.066	0.066	1.00	制御棒案内管
8	0.055	0.057	1.04	R P V
9	0.051	0.051	1.00	原子炉建物
10	0.050	0.050	1.00	燃料集合体







4条-別紙7-135 **61**



4条-別紙7-136 **62**





プラント名:島根原子力発電所第2号機




















4条-別紙7-147 **73**



⁴条-別紙7-148 **74**





4条-別紙7-150 **76**



4条-別紙7-151 77



4条-別紙7-152 **78**





4条-別紙7-154 **80**











4条-別紙7-159 **85**



4条-別紙7-160 **86**









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)
R P V 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
PCV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)	35300	33600	0.95
	モーメント (kN・m)	140000	134000	0.96
R P V ペデスタル	せん断力 (kN)	40400 38600		0.96
基部	モーメント (kN・m)	459000	435000	0.95
RPVスタビライザ 反力 (kN)		12000	10800	0.90
PCVスタビライザ 反力 (kN)		19300	18100	0.94
シャラグ 反力 (kN)		28900	28400	0.98

第2-1-1表 主要設備の地震応答解析結果(影響検討ケース1,NS方向)

応答値は有効数字4桁目を四捨五入

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)
R P V 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
PCV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)	36300	33600	0.93
	モーメント (kN・m)	143000	133000	0.93
R P V ペデスタル 基部	せん断力 (kN)	39500	37100	0.94
	モーメント (kN・m)	464000	439000	0.95
RPVスタビライザ 反力 (kN)		11200	10900	0.97
PCVスタビライザ 反力 (kN)		17300	18100	1.05
シャラグ 反力 (kN)		24800	25300	1.02

応答値は有効数字4桁目を四捨五入

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	せん断力 (kN)	5500	5780	1.05
下部胴下端 モーメント (kN・m)		31300	33700	1.08
RPV支持スカート	'支持スカート せん断力 (kN)		11500	1.20
基部	モーメント (kN・m)	93800	112000	1.19
PCV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)	28200	33600	1.19
	モーメント (kN・m)	106000	134000	1.26
RPVペデスタル せん断力 (kN)		32600	38600	1.18
基部	モーメント (kN・m)	369000	435000	1.18
RPVスタビライザ 反力 (kN)		11900	10800	0.91
PCV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

第2-2-1表 主要設備の地震応答解析結果(影響検討ケース2,NS方向)

応答値は有効数字4桁目を四捨五入

第2-2-2表 主要設備の地震応答解析結果(影響検討ケース2, EW方向)

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	せん断力 (kN)	5270	5700	1.08
下部胴下端 モーメント (kN・m)		31900	30400	0.95
RPV支持スカート せん断力 (kN)		11600	11100	0.96
基部	モーメント (kN・m)	107000	102000	0.95
PCV基部	せん断力 (kN)	24800	24900	1.00
	モーメント (kN・m)	431000	428000	0.99
	せん断力 (kN)	39400	33600	0.85
カンマ禄遮敝堂基司	モーメント (kN・m)	137000	133000	0.97
RPVペデスタル せん断力 (kN)		42900 37100		0.86
基部	モーメント (kN・m)	462000	439000	0.95
RPVスタビライザ 反力 (kN)		16000	10900	0.68
PCV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



第2-3-1図 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 (減衰1%)

第2-3-1表	ガンマ線遮蔽壁頂部	(質点番号 53)	における R P	Vが卓越する
	第4次振動モードの	固有周期と床の	芯答加速度	

	NS方向		EW方向	
	影響検討モデル	今回工認モデル	影響検討モデル	今回工認モデル
	2(1)	(2)	2(1)	(2)
固有周期	0 100	0 110	0 100	0 100
(秒)	0.102	0.110	0.100	0.109
加速度	97 0	20.0	20.7	20 4
(G)	21.8	52.0	39.1	50.4
加速度の				
比率	1.15		0.77	
(2/1)				