

島根原子力発電所 2 号炉 地震による損傷の防止

令和元年 10 月
中国電力株式会社

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浸水防止設備及び津波監視設備が設置された建物・構築物
6. 設計用減衰定数
7. 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

(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及び津波防護施設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及び津波防護施設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

下線は、今回の提出資料を示す。

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

(耐震)

目 次

1. はじめに
2. 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 機器・配管系への制震装置の適用について

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 F E M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 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

下線は、今回の提出資料を示す。

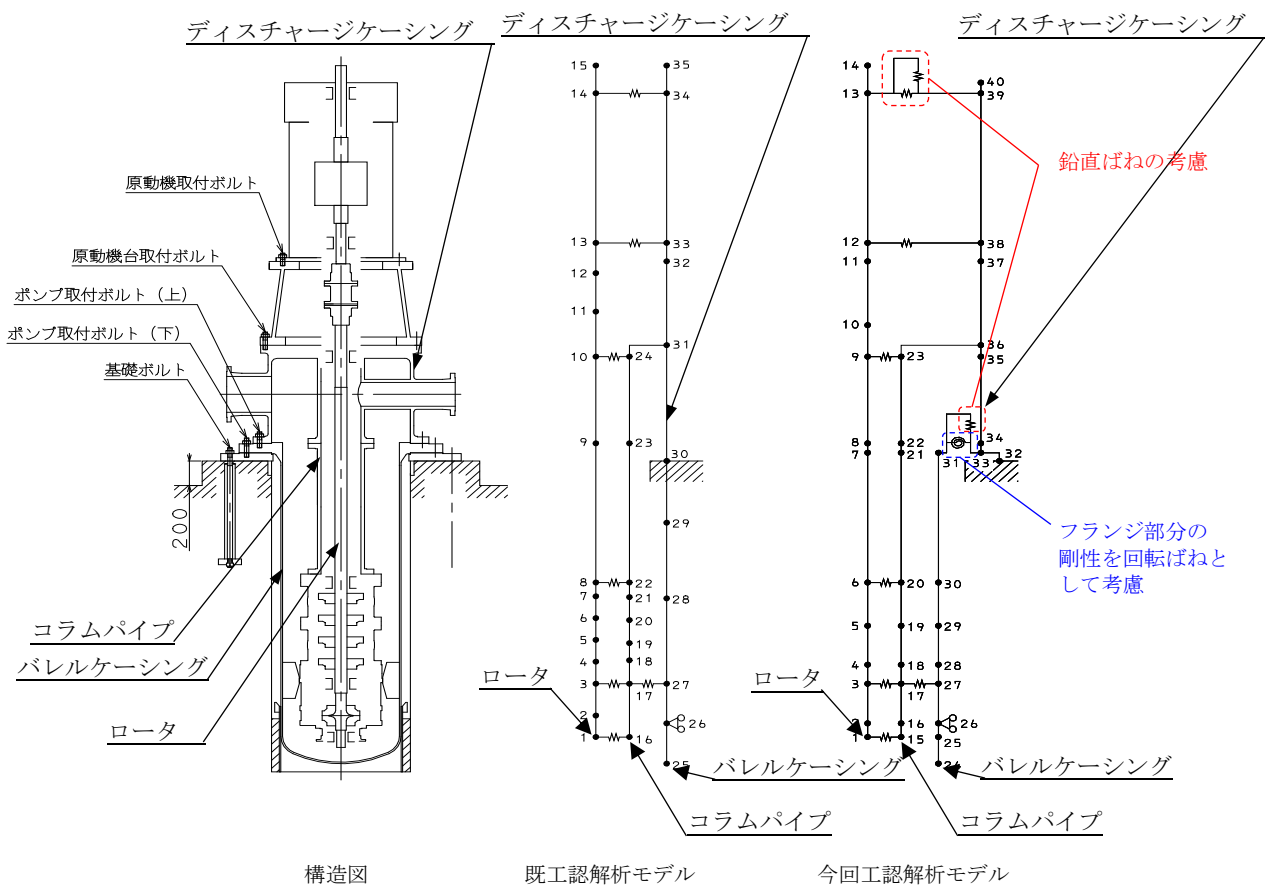
ポンプ等の応答解析モデルの精緻化について

1. 立形ポンプの応答解析モデルの精緻化

既工認における立形ポンプの応答解析モデルは、実機構造を踏まえた振動特性とするため、設備の寸法、質量情報に基づき、主要部であるロータ、インナーケーシング及びディスチャージケーシングを相互にばね等で接続した多質点モデルとして構築していた。

今回工認では、最新の知見に基づくモデル化を行う観点から、既工認モデルに対して J E A G 4 6 0 1 - 1991 追補版に基づき、フランジ部分の剛性を回転ばねとして考慮する。また、鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の固有周期を算出する為、新たに鉛直ばねを考慮している（第 1-1 図参照）。なお、解析結果より、鉛直方向は十分な剛性を有している。

本解析モデルは、大間 1 号炉建設工認及び東海第二にて適用実績がある。



第 1-1 図 残留熱除去ポンプ応答解析モデル図

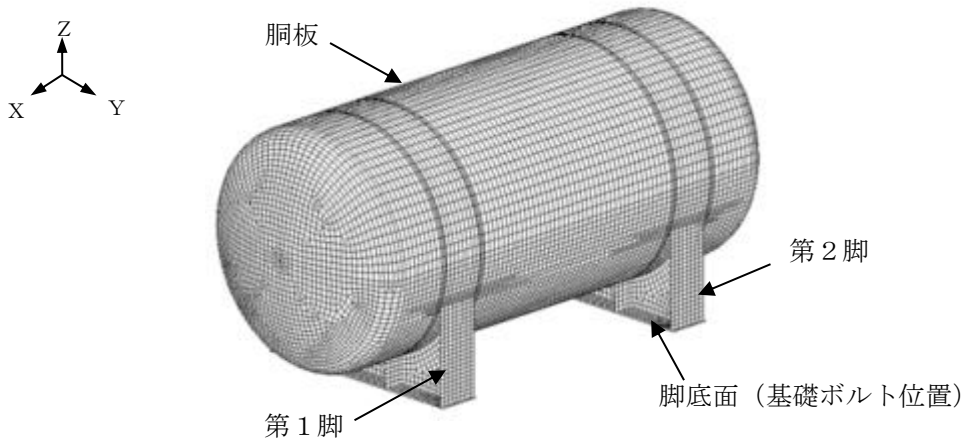
容器等の応力解析へのFEMモデルの適用について

既工認において、公式等による評価にて耐震計算を実施していた設備について、至近の既工認の適用実績を踏まえて、3次元FEMモデルを適用した耐震評価を実施する。FEMモデルを用いる手法は、大間1号炉建設工認及び東海第二において適用実績がある手法である。

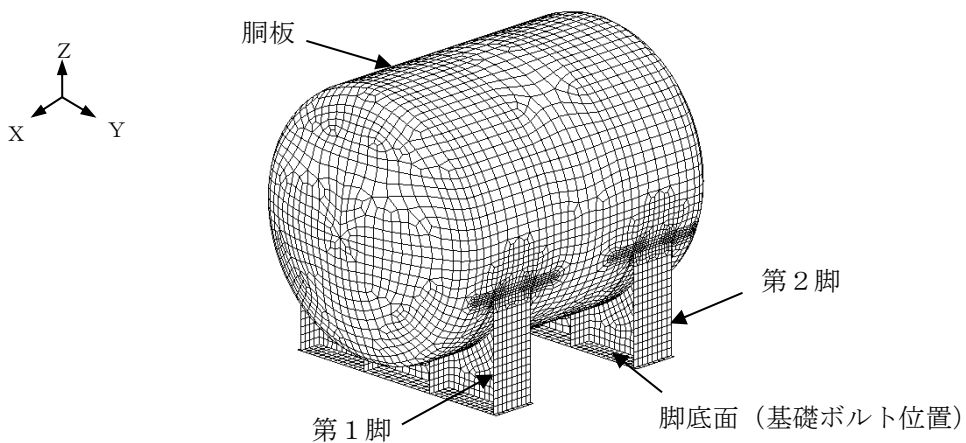
1. 容器へのFEMモデルの適用

ディーゼル発電機の付属設備であるディーゼル燃料デイトンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク並びに原子炉補機冷却系熱交換器について、公式等による計算では許容値を超える見込みであることから、精緻な評価を行うためにFEMモデルを適用する。

胴板及び脚部の実機形状をシェル要素にて模擬し、「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年版（2007年版追補版）〈第I編 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2005/2007）」等に基づく材料諸元を与えてモデル化することにより、応力解析を行う。応力解析に用いる解析モデル図を第1-1図～第1-3図に示すとともに、第1-1表～第1-3表に解析概要を示す。



(1) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイタンク

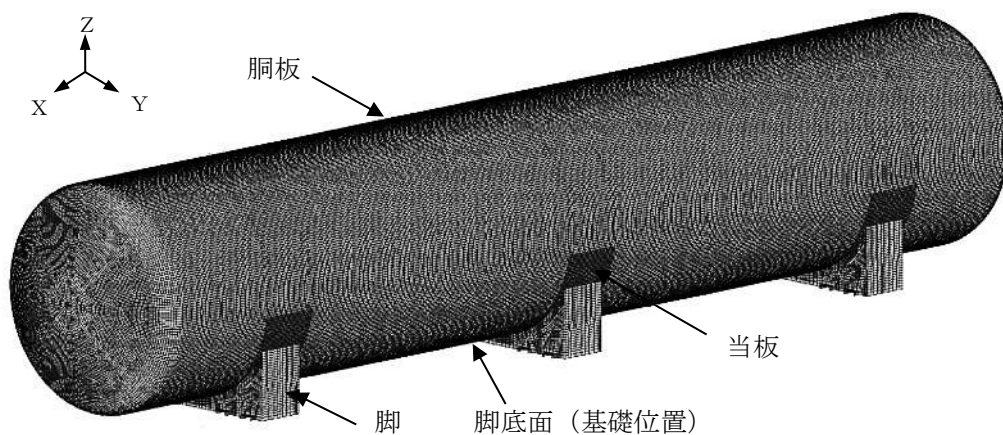


(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料
デイタンク

第1-1図 解析モデル (ディーゼル燃料デイタンク)

第1-1表 解析概要 (ディーゼル燃料デイタンク)

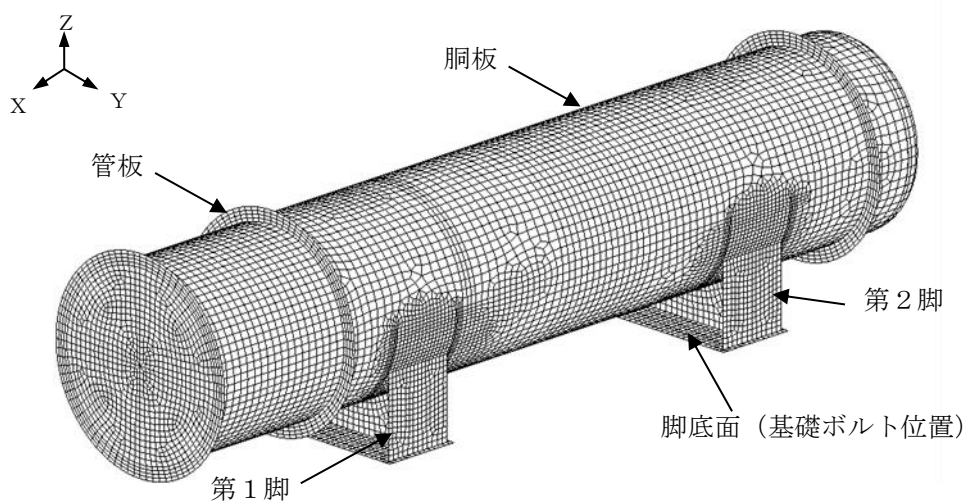
項目	内容
適用部位	胴板 (脚取付部)
解析コード	ABAQUS (Ver. 6.5-4)
地震条件	別途実施する原子炉建物地震応答解析から得られる加速度を入力する。



第1-2図 解析モデル (A, H-ディーゼル燃料貯蔵タンク)

第1-2表 解析概要 (A, H-ディーゼル燃料貯蔵タンク)

項目	内容
適用部位	胴板 (脚取付部)
解析コード	ABAQUS (Ver. 6.4-4)
地震条件	別途実施する排気筒基礎地震応答解析から得られる加速度を入力する。



第1-3図 解析モデル (原子炉補機冷却系熱交換器)

第1-3表 解析概要 (原子炉補機冷却系熱交換器)

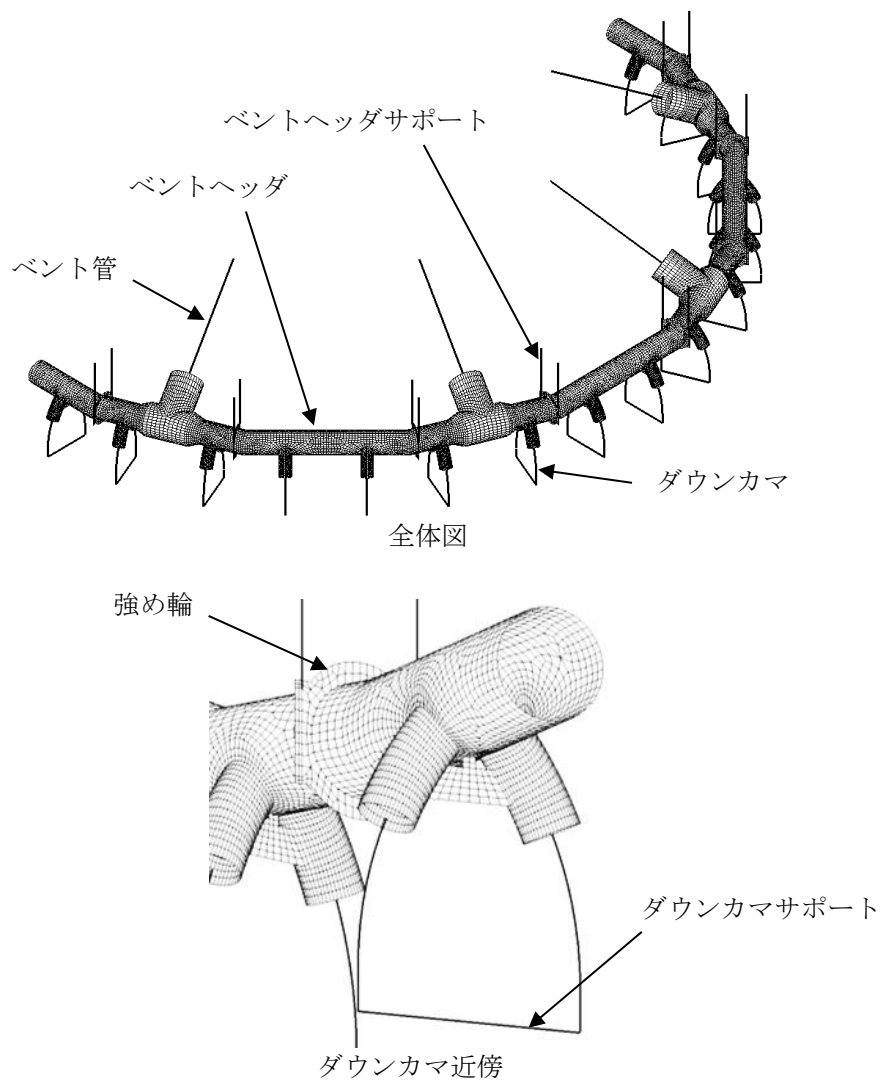
項目	内容
適用部位	胴板 (脚取付部)
解析コード	ABAQUS (Ver. 6.4-4)
地震条件	別途実施する原子炉建物地震応答解析から得られる加速度を入力する。

2. ベントヘッド及びダウンカマへのFEMモデルの適用

ベント系の評価において、公式等による計算では許容値を超える見込みであることから、精緻な評価を行うため、原子炉格納容器ベント管、ベントヘッド、ダウンカマ、ベントヘッドサポート及びダウンカマサポートを模擬したFEMモデルを適用する。

モデル化範囲は構造の対称性を考慮して180°とし、形状不連続部であるベント管とベントヘッドの結合部、ベントヘッドとダウンカマの結合部及びベントヘッドの実機形状をシェル要素でモデル化し、ベント管、ダウンカマ、ベントヘッドサポート及びダウンカマサポートはビーム要素でモデル化する。

応答解析及び応力解析に用いる解析モデル図を第2-1図に示すとともに、第2-1表に解析概要を示す。



第2-1図 解析モデル（ベントヘッド及びダウンカマ）

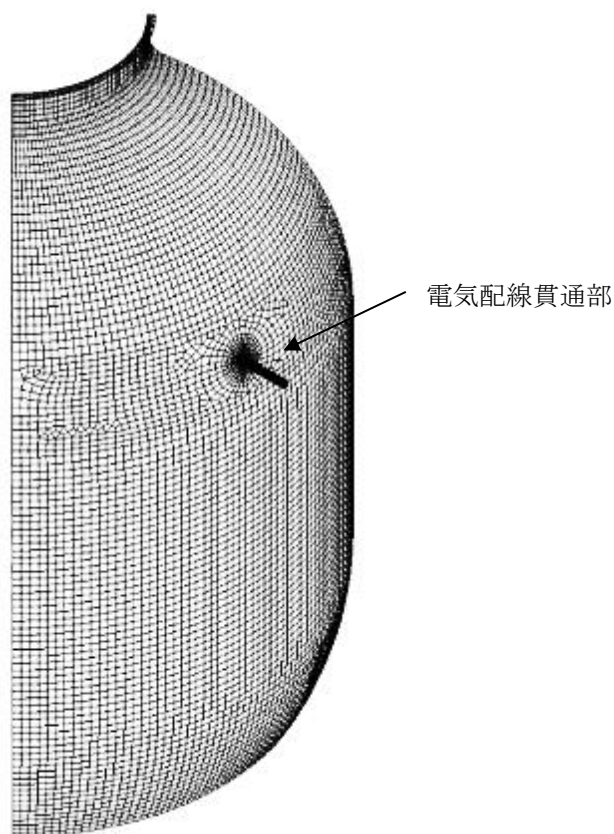
第2-1表 解析概要

項 目	内 容
適用部位	ベントヘッド（ベント管結合部） ベントヘッド強め輪取付部 ベントヘッドとダウンカマの結合部
解析コード	N A S T R A N（Ver. 2013）
地震条件	別途実施する原子炉建物－大型機器連成解析 から得られる加速度を入力する。

3. 原子炉格納容器電気配線貫通部へのFEMモデルの適用

原子炉格納容器における電気配線貫通部の評価において、公式等による計算では許容値を超える見込みであることから、原子炉格納容器胴部とスリーブとの取付部を精緻に評価するため、実機形状をシェル要素により模擬したFEMモデルを適用する。

モデル化範囲は、モデルの境界条件が応力評価点の応力に影響しない範囲とする。応力解析に用いる解析モデル図を第3-1図に示すとともに、第3-1表に解析概要を示す。



第3-1図 解析モデル（原子炉格納容器電気配線貫通部）

第3-1表 解析概要

項目	内容
適用部位	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部（胴側）
解析コード	NASTRAN (Ver. 2005)
地震条件	別途実施する原子炉建物－大型機器連成解析から得られる加速度を入力する。

原子炉建物－大型機器連成解析モデルの変更について

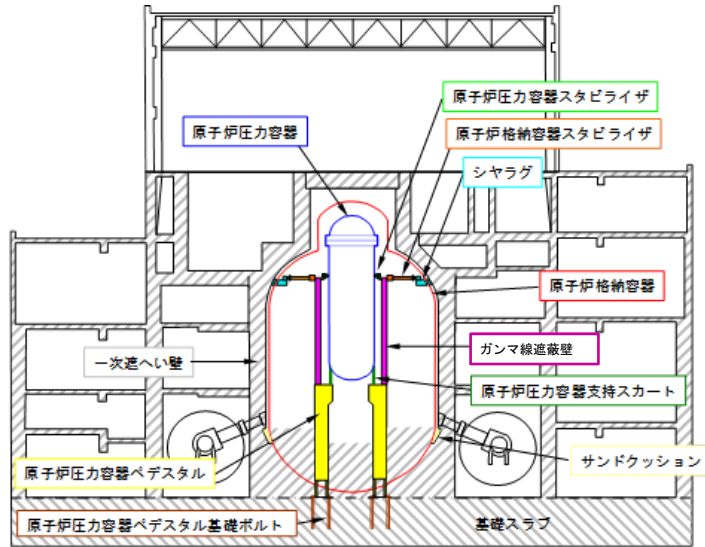
1. はじめに

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。

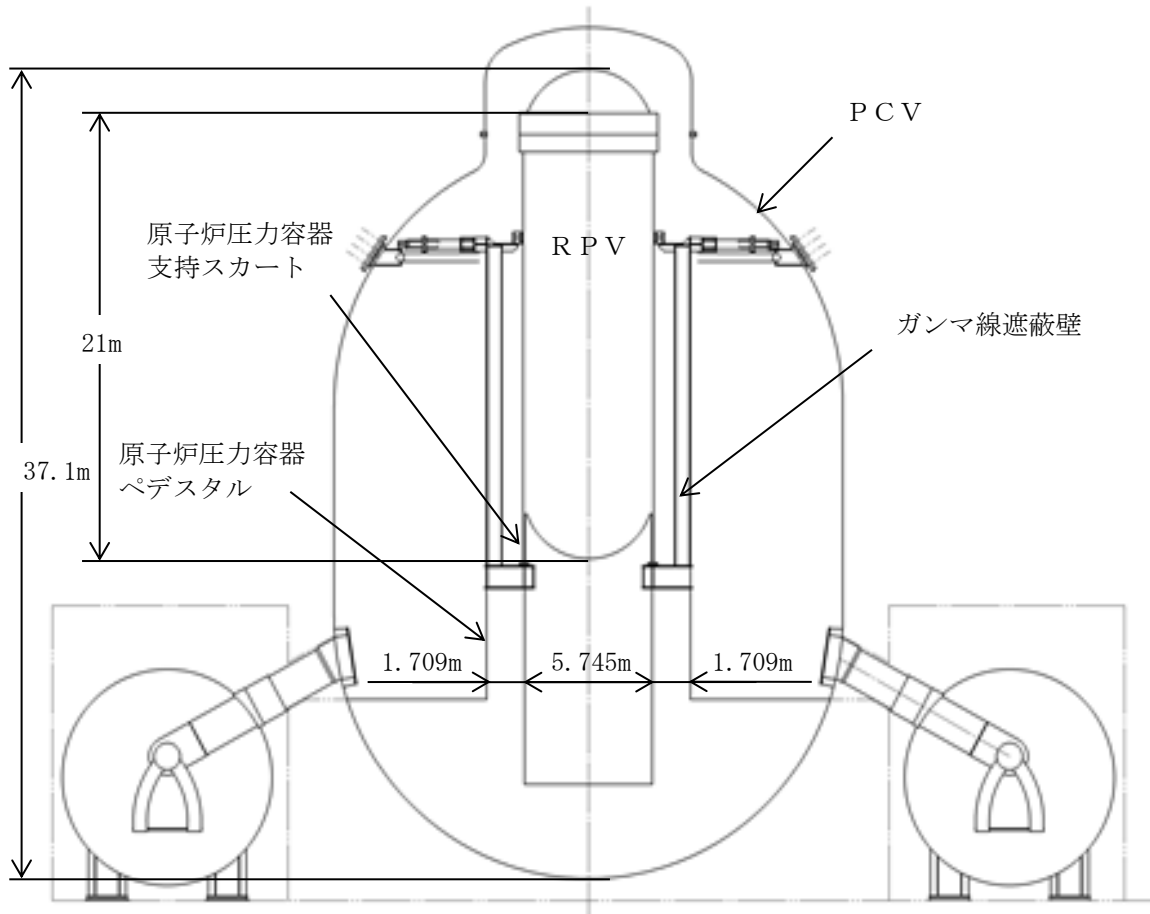
原子炉建物、PCV、RPV及びRPVペデスタルの概略断面図を第1-1図に、RPV内部構造物の構造図を第1-2図に示す。また、原子炉建物－大型機器連成解析に係る手順を第1-3図に示す。

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^{注1}」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^{注2}」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^{注3}」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補正工認において適用実績がある手法である。

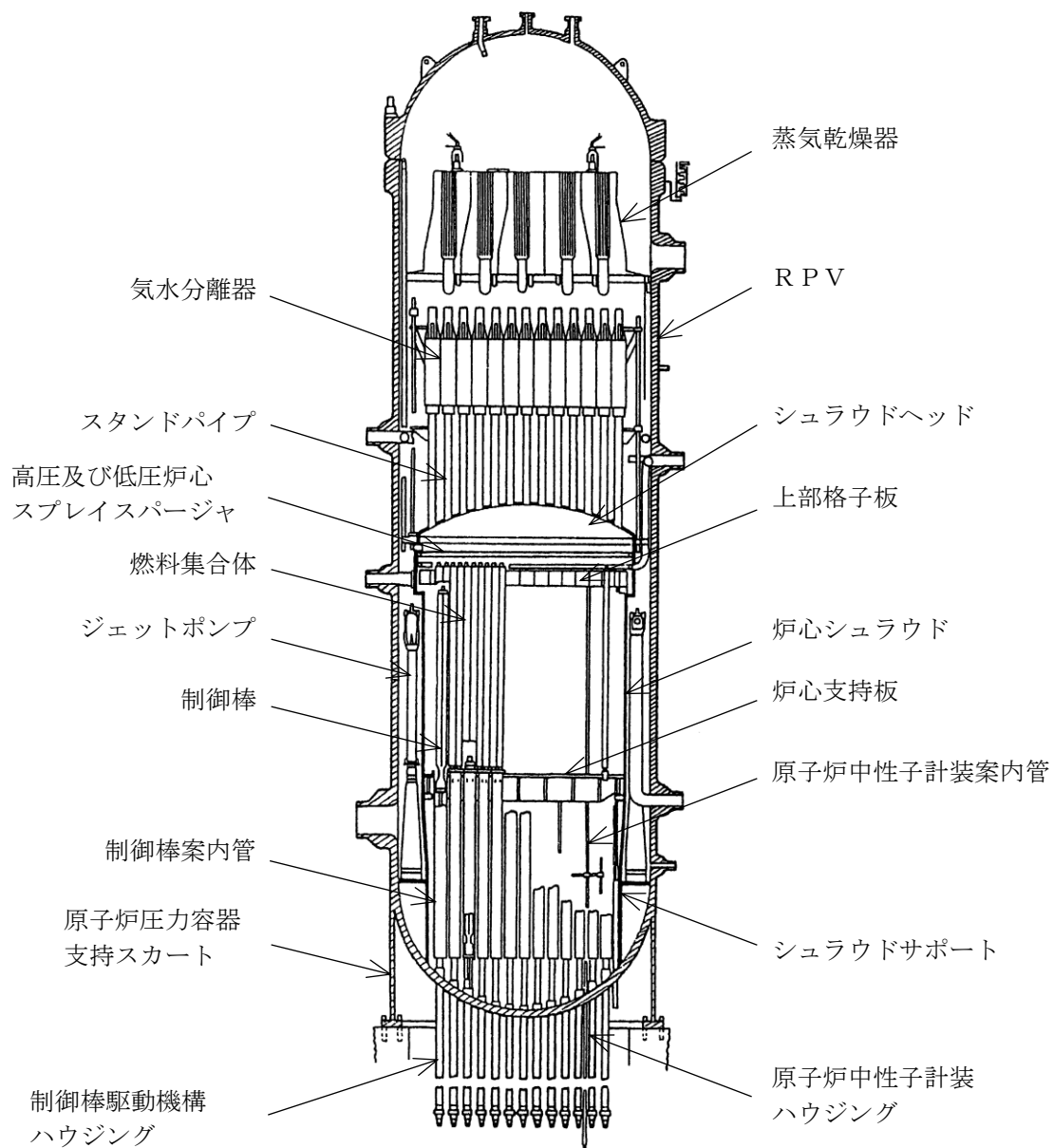
また、鉛直方向に動的地震力が導入されたことから、原子炉本体及び炉内構造物について、鉛直方向の応答を適切に評価する観点で、水平方向応答解析モデルとは別に鉛直方向の地震応答解析モデル（PCV－RPV－Rinモデル）を新たに採用し、鉛直地震動に対する評価を実施する。鉛直方向応答解析モデルは、他プラントを含む既工認において適用実績がある手法である。



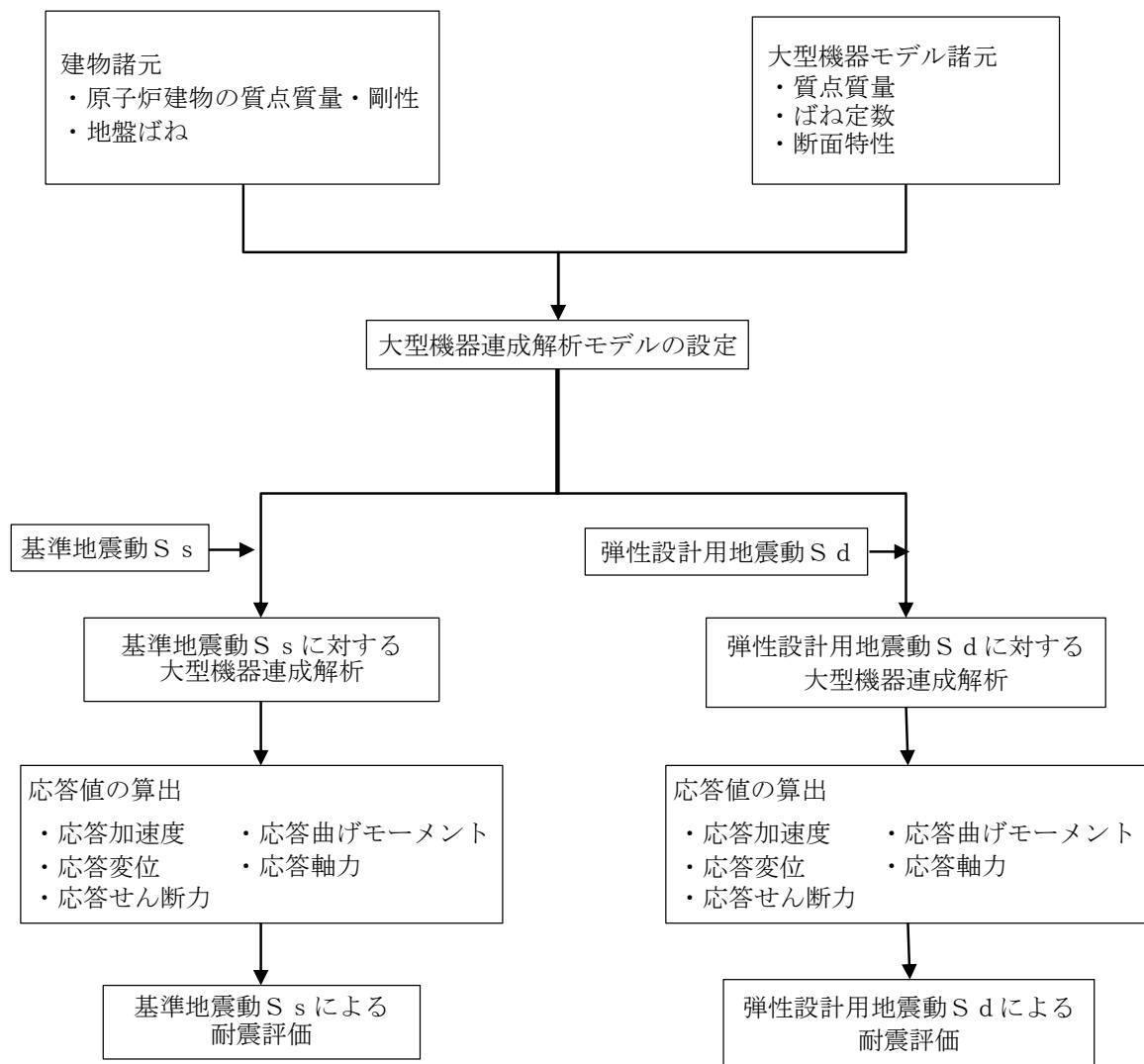
原子炉建物概略断面図



第1-1図 PCV, RPV及びRPVペDESTAL概略断面図



第1-2図 R P V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DESTAL 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、RPV スタビライザ及び PCV 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、RPV ペDESTAL 上端に剛に結合されており、RPV ペDESTAL 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DESTALと結合される。

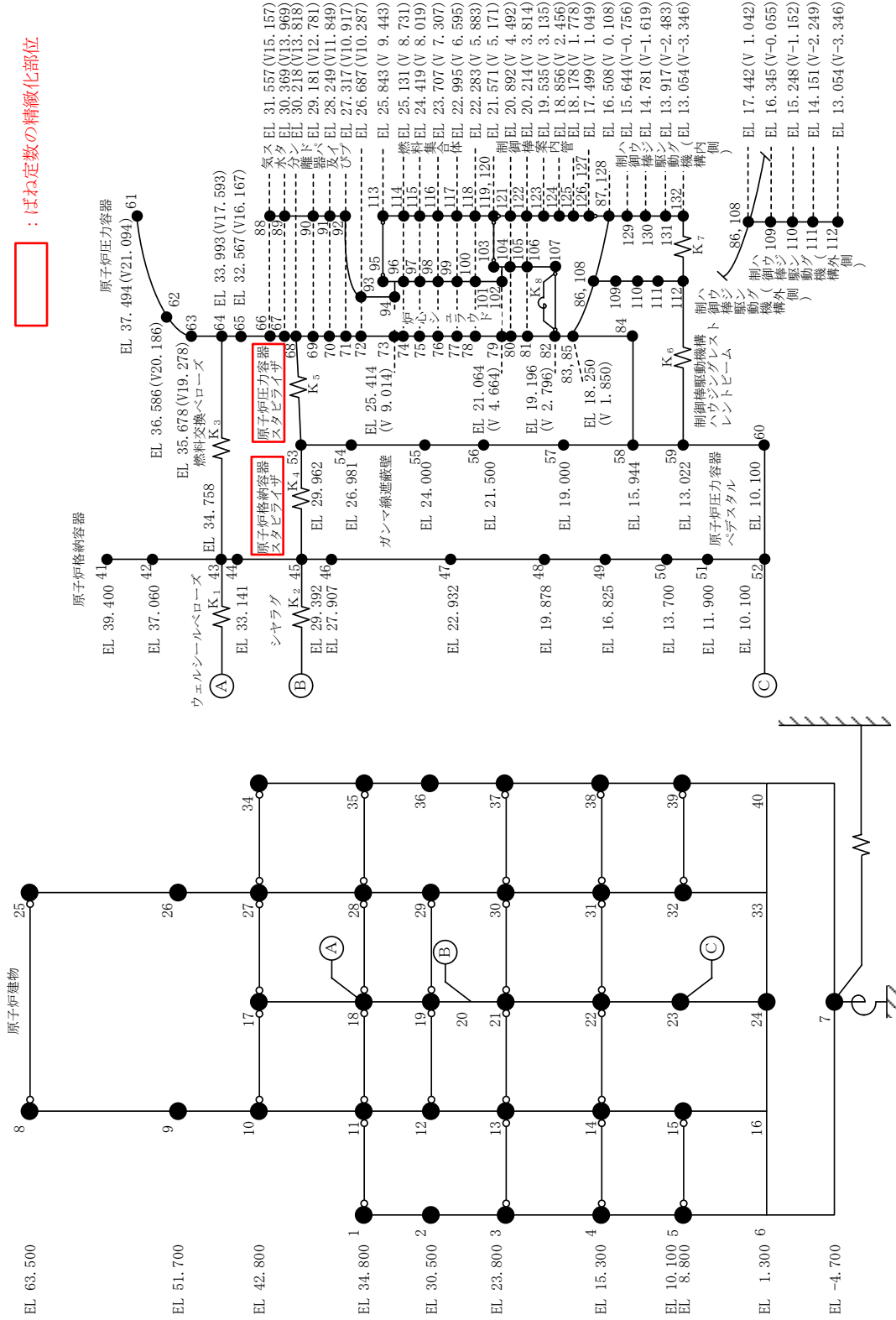
建設工認において、原子炉建物－大型機器連成解析モデルを用いた水平方向の地震応答解析は、工認申請の進捗に合わせて、PCV－RPVモデル、RPV－Rinモデルの2種類の応答解析モデルを用いて実施していた。しかし、今回工認では建設工認のように設計進捗に応じたモデルの使い分けの必要がないこと及び実機に合わせて構造体をモデル化できることから、RPV－RinモデルにPCVを追加したPCV－RPV－Rinモデルを水平方向の大型機器連成解析モデルとする。建設工認及び今回工認の原子炉建物－大型機器連成解析モデルを第2.1-1表に示す。今回工認で用いるPCV－RPV－Rinモデルの質点位置、質量、断面特性は、既工認の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。

第 2.1-1 表 建設工認及び今回工認における原子炉建物一大型機器連成解析モデル

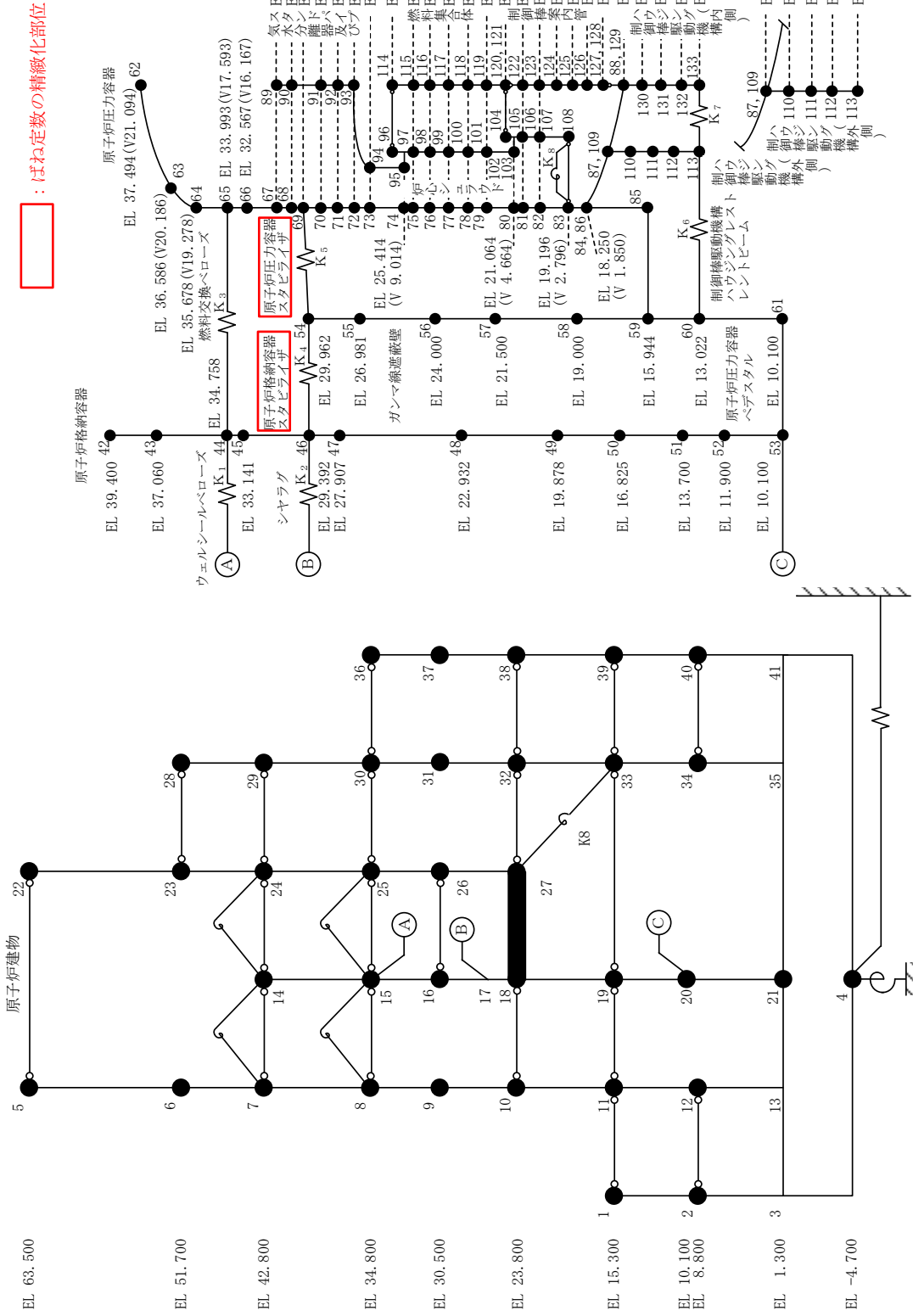
		建設工認		今回工認	
		PCV-RPVモデル	RPV-Rinモデル	PCV-RPV-Rinモデル	
		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 PCV ガンマ線遮蔽壁 RPVペデスタル RPV (炉内構造物を付加質量として考慮) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 (PCVを付加質量として考慮) ガンマ線遮蔽壁 RPVペデスタル RPV 炉内構造物 (気水分離器及びスタンドパイプ, 炉心シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管) 制御棒駆動機構ハウジング 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物 PCV ガンマ線遮蔽壁 RPVペデスタル RPV 炉内構造物 (気水分離器及びスタンドパイプ, 炉心シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管) 制御棒駆動機構ハウジング 	
モデル化範囲					
	解析モデル図 (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)



第 2.1-1 図 大型機器連成系応答解析モデル (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)



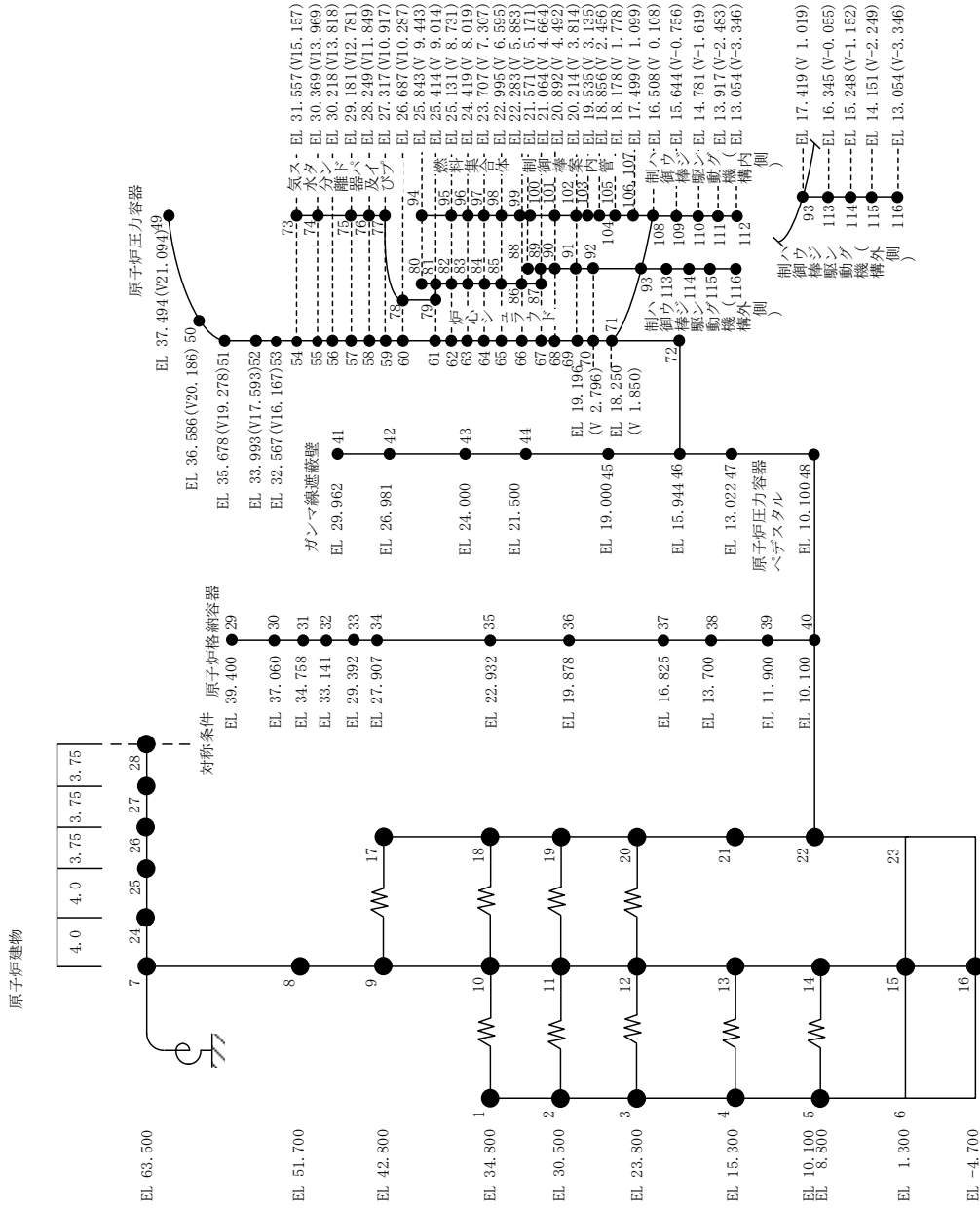
第 2.1-2 図 大型機器連成系応答解析モデル (E-W方向)

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。

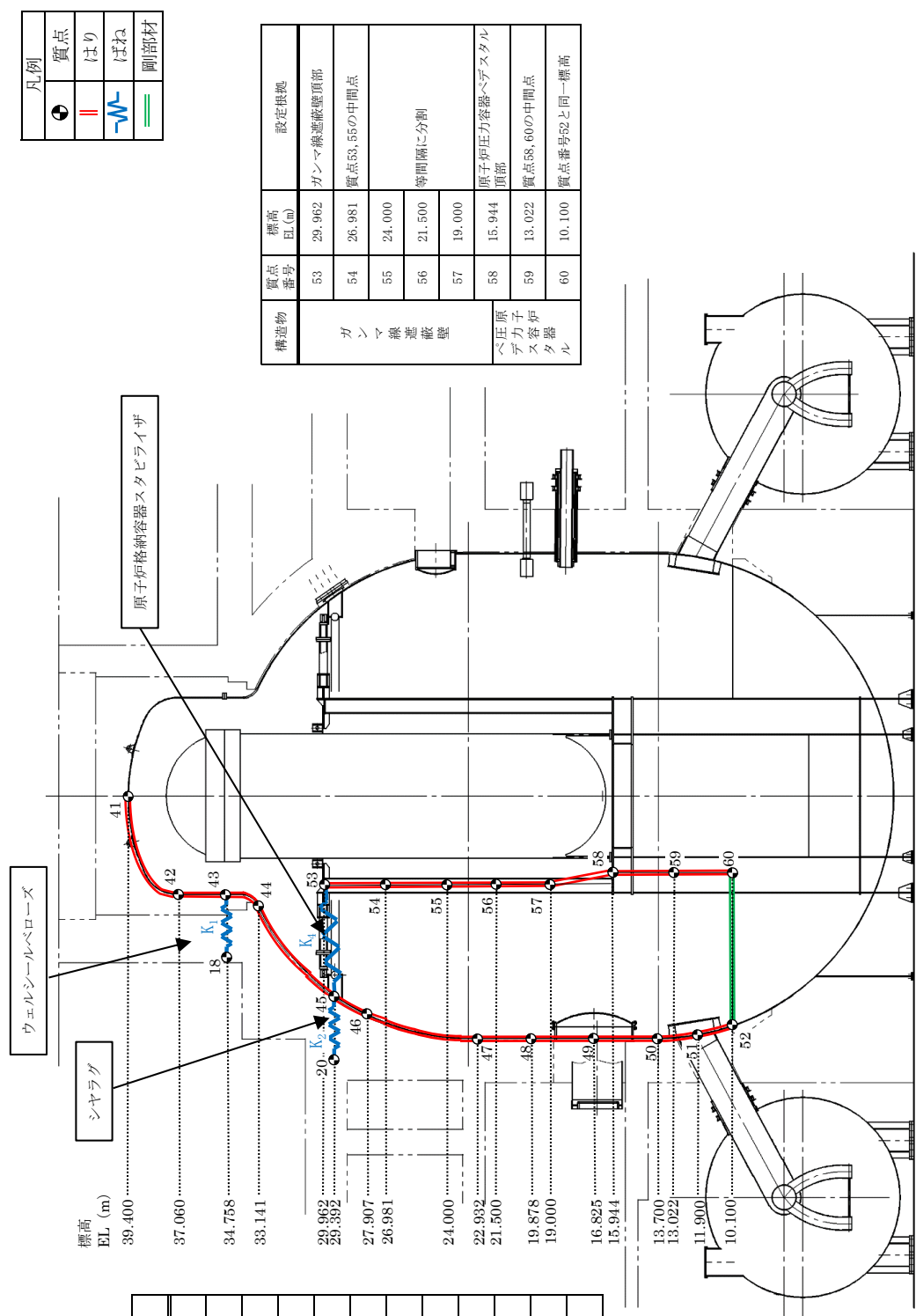
記号	内容
	質点
	軸ばね
	せん断ばね
	回転ばね
	鉛直ばね
	はり (屋根トラス部)



第 2.2-1 図 大型機器連成系地震応答解析モデル (鉛直方向)

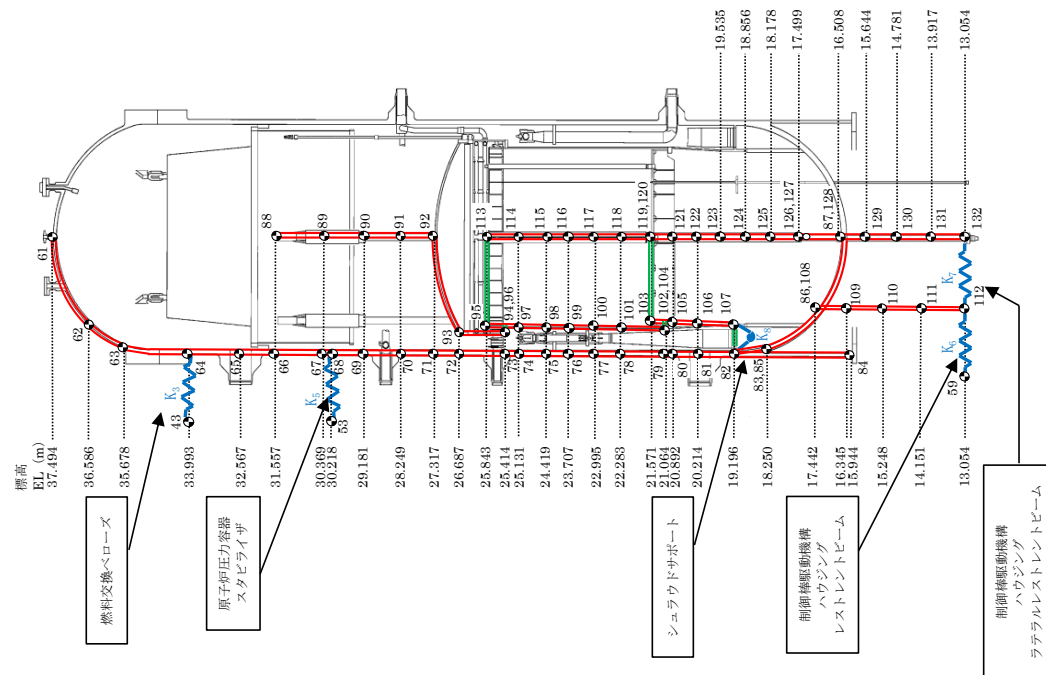
3. 質点位置の設定

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DESTAL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。



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
 (1) PCV, ガンマ線遮蔽壁及びRPVペデスタル

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	フランジと上銅板の取合い部
	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位置
	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	
	75	24.419	
燃料集合体	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	シュワウドサポートトモの接線位置
	83	18.250	支持スカート頂部
	84	15.944	支持スカート基部
	85	14.151	支持スカート頂部
圧力容器	86	17.442	制御棒駆動スタブチューブ位置
	87	16.508	原子炉圧力容器底部



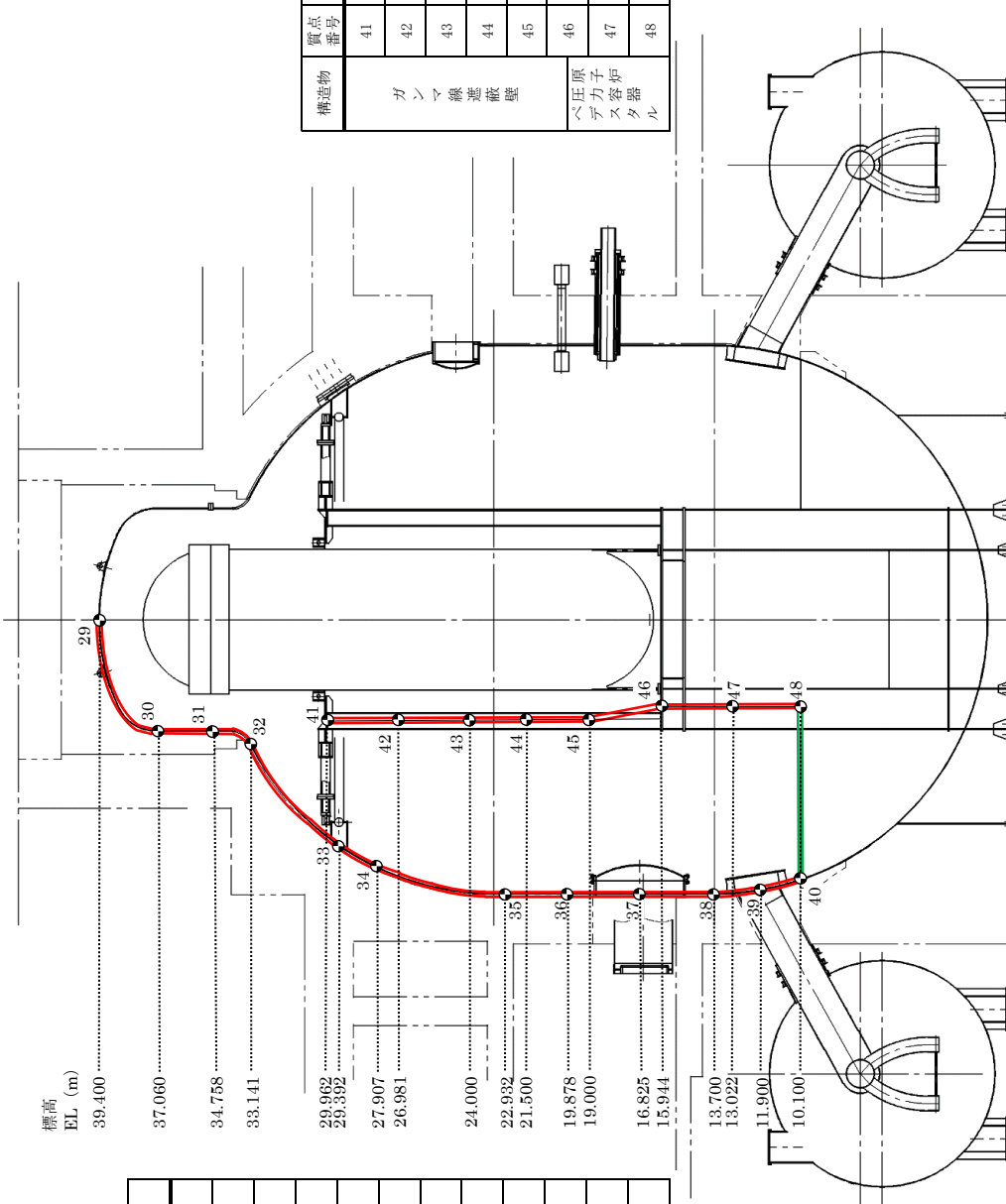
構造物	質点番号	標高 EL (m)	設定根拠
気水分離器	88	31.557	気水分離器頂部
	89	30.369	気水分離器中央
	90	29.181	スタンドハイク頂部
	91	28.249	スタンドハイク中央
	92	27.317	シュワウドヘッド胴板頂部
	93	26.687	シュワウド上部胴上端
	94	25.414	炉心シュワウド上部胴下端
	95	25.843	
	96	25.414	
	97	25.131	
炉心シュワウド	98	24.419	燃料集合体と同一標高
	99	23.707	
	100	22.995	
	101	22.283	
	102	21.064	炉心シュワウド中間胴下端
	103	21.571	炉心支持板位置
	104	21.064	炉心シュワウド下部胴上端
	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	炉心シュワウド下部胴下端
制御棒案内管	108	17.442	制御棒駆動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	
	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	
121	20.892		
122	20.214		
123	19.535	等間隔に分割	
124	18.856		
125	18.178		
126	17.499	制御棒案内管下端	
127	17.499	ハウジング上端	
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	ハウジング下端	

構造物	質点番号	標高 EL (m)	設定根拠
ハウジング内構(側)	108	17.442	制御棒駆動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	ハウジング下端
	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	
121	20.892		
122	20.214		
123	19.535	等間隔に分割	
124	18.856		
125	18.178		
126	17.499	制御棒案内管下端	
127	17.499	ハウジング上端	
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	ハウジング下端	

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

(2) RPV, 炉心シュワウド, 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

凡例	
●	質点
	軸ばね
≡	剛部材



標高
EL (m)

39.400

37.060

34.758

33.141

29.962

29.392

27.907

26.981

24.000

22.932

21.500

19.878

19.000

16.825

15.944

13.700

13.022

11.900

10.100

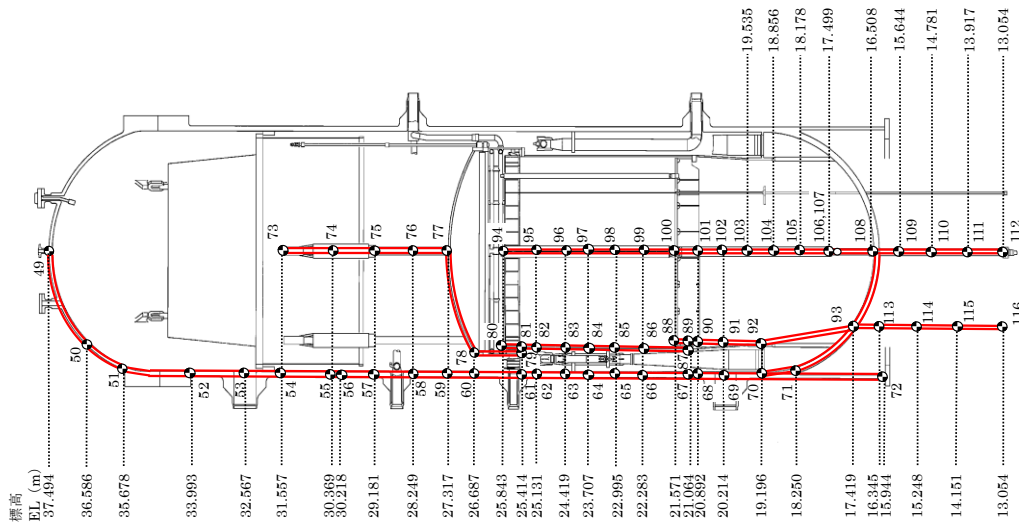
構造物	質点番号	標高 EL(m)	設定根拠
原子炉格納容器	29	39.400	原子炉格納容器頂部
	30	37.060	板厚変更点
	31	34.758	フランジ部
	32	33.141	板厚変更点
	33	29.392	シヤラグ位置
	34	27.907	板厚変更点
	35	22.932	材質変更点
	36	19.878	質点47, 49の二等分点
	37	16.825	機器搬出入口中央
	38	13.700	材質変更点
	39	11.900	ベント管と原子炉格納容器の接続点
	40	10.100	ドライウェル基礎部コネクタリート上端

構造物	質点番号	標高 EL(m)	設定根拠
ガンマ線遮蔽壁	41	29.962	ガンマ線遮蔽壁頂部
	42	26.981	質点53, 55の中間点
	43	24.000	等間隔に分割
	44	21.500	
	45	19.000	
ベント管と原子炉格納容器	46	15.944	原子炉圧力容器ペDESTAL頂部
	47	13.022	質点58, 60の中間点
	48	10.100	質点番号52と同一標高

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

(1) PCV, ガンマ線遮蔽壁及びRPVペDESTAL

構造物	質点番号	標高 EL(m)	設定根拠
原子炉压力容器	49	37.494	原子炉圧力容器頂部
	50	36.586	等間隔に分割
	51	35.678	フランジと上鏡板の取合い部
	52	33.993	フランジと胴板の取合い部
	53	32.567	主蒸気用ノズル位置
	54	31.557	質点番号88位置と合わせている
	55	30.369	質点番号89位置と合わせている
	56	30.218	スタビライザブランク位置
	57	29.181	質点番号90と同一標高
	58	28.249	質点番号91と同一標高
	59	27.317	質点番号92と同一標高
	60	26.687	質点番号93と同一標高
	61	25.414	質点番号94と同一標高
	62	25.131	
	63	24.419	
	64	23.707	燃料集合体と同一標高
	65	22.995	
	66	22.283	
67	21.064	質点番号104と同一標高	
68	20.892	質点番号121と同一標高	
69	20.214	再循環水出口用ノズル位置	
70	19.196	シュラウドサポートプレートとの後継位置	
71	18.250	支持スカート頂部	
72	15.944	支持スカート基部	
73	14.151	制御棒貫通孔スタブチューブ位置	
74	13.917		
75	13.054		
76	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
原子炉压力容器	73	31.557	気水分離器頂部
	74	30.369	気水分離器中央
	75	29.181	スタンドパイプ頂部
	76	28.249	スタンドパイプ中央
	77	27.317	シュラウドヘッド
	78	26.687	炉心シュラウド上部胴上端
	79	25.414	炉心シュラウド上部胴下端
	80	25.843	
	81	25.414	
	82	25.131	
	83	24.419	燃料集合体と同一標高
	84	23.707	
	85	22.995	
	86	22.283	
	87	21.064	炉心シュラウド中間胴下端
	88	21.571	炉心支持板位置
	89	21.064	炉心シュラウド下部胴上端
	90	20.892	質点番号121と同一標高
91	20.214	質点番号81と同一標高	
92	19.196	炉心シュラウド下部胴下端	
93	17.419	制御棒貫通孔スタブチューブ位置	
94	16.345		
95	15.248	等間隔に分割	
96	14.151		
97	13.917		
98	13.054	ハウジング下端	

凡例	
●	質点
	軸ばね
—	剛部材

構造物	質点番号	標高 EL(m)	設定根拠
燃料集合体	94	25.843	上部格子板位置
	95	25.131	
	96	24.419	
	97	23.707	等間隔に分割
	98	22.995	
	99	22.283	
	100	21.571	炉心支持板位置
制御棒案内管	101	20.892	
	102	20.214	
	103	19.535	等間隔に分割
	104	18.856	
	105	18.178	
	106	17.499	制御棒案内管下端
ハウジング	107	17.499	ハウジング上端
	108	16.508	原子炉圧力容器底部
	109	15.644	
	110	14.781	等間隔に分割
	111	13.917	
	112	13.054	ハウジング下端

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

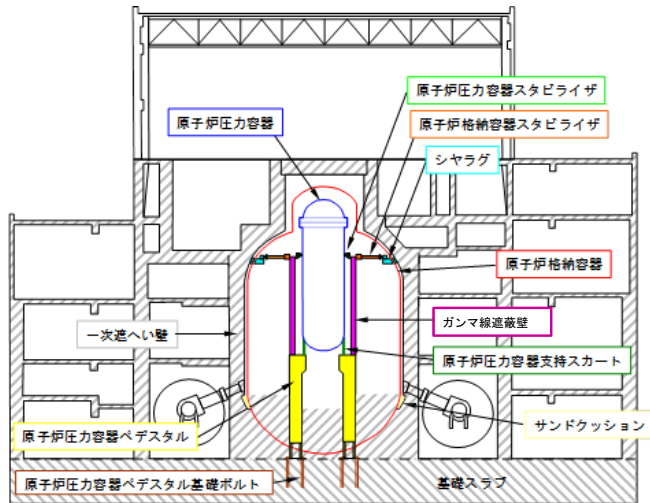
(2) R P V, 炉心シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジング等

4. 構造物間ばね定数の設定（既工認から変更ある部位）

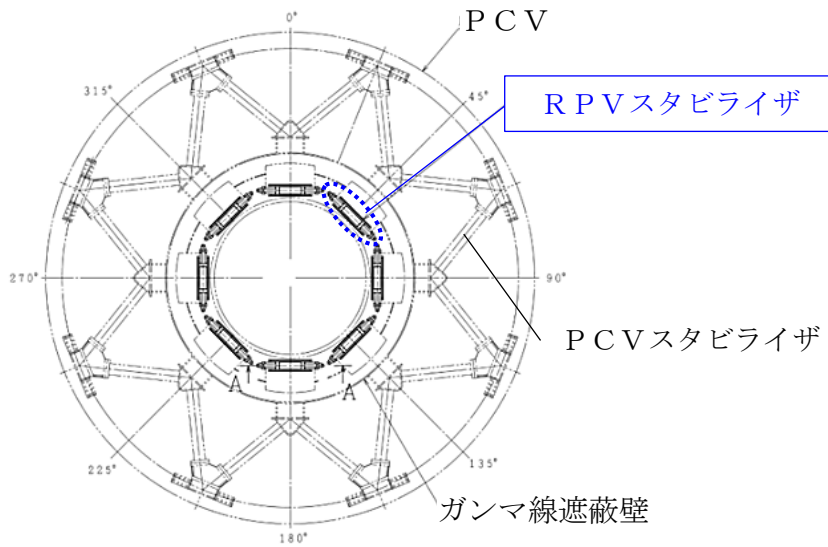
4.1 R P Vスタビライザ

4.1.1 R P Vスタビライザの構造

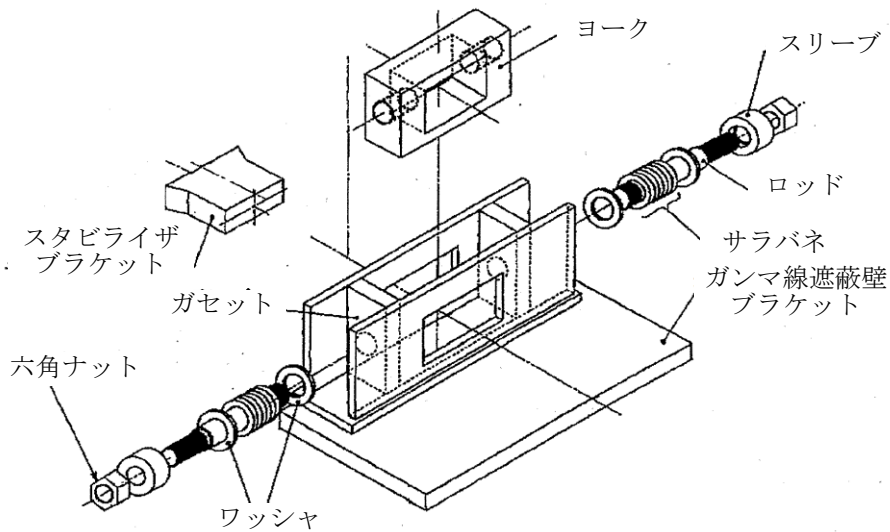
R P Vスタビライザは、ガンマ線遮蔽壁頂部に円周状に8箇所設置され、R P V付属構造物であるスタビライザブラケットをあらかじめ初期締付荷重を与えたサラバネを介して両側から挟み込む構造であり、サラバネを介して地震時の水平方向荷重をガンマ線遮蔽壁へ伝達させる機能を有する。R P Vスタビライザの概略図を第4.1.1-1図に示す。



原子炉建物全体模式図



P.C.V.平面図



R.P.V.スタビライザ分解図

第 4.1.1-1 図 R.P.V.スタビライザ概略図

4.1.2 既工認と今回工認での変更点

R P V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、R P V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。

第 4.1.2-1 表 R P Vスタビライザばね定数の変更点

	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
評価部材 (赤枠部)		
ばね定数	9.6×10^6 [kN/m]	6.8×10^6 [kN/m]

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図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(K_S)及びロッド(K_R)について、R P Vスタビライザ 1 基の片側分のばね定数($K_{1\text{half}}$)を直列ばねで定義して以下となる。

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

R P Vスタビライザ 1 基の両側分のばね定数(K_1)を片側分のばね定数($K_{1\text{half}}$)の並列ばねで定義して以下となる。

$$K_1 = K_{1\text{half}} + K_{1\text{half}} = \frac{2 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R}$$

R P V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 R P V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 R P V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 R P V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RPV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。

$$W_2' = K_1 \cdot x \cdot \cos \alpha$$

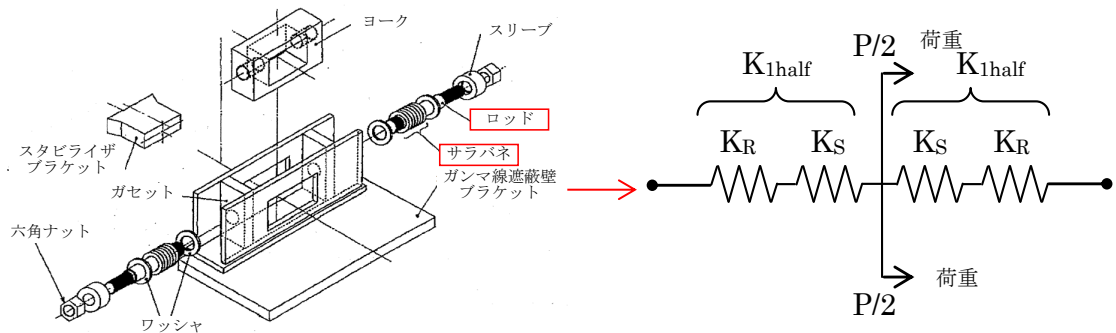
第4.1.3-2図内の拡大図の関係から強制変位 x と同じ方向の分力 W_2 は以下のとおりとなる。

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

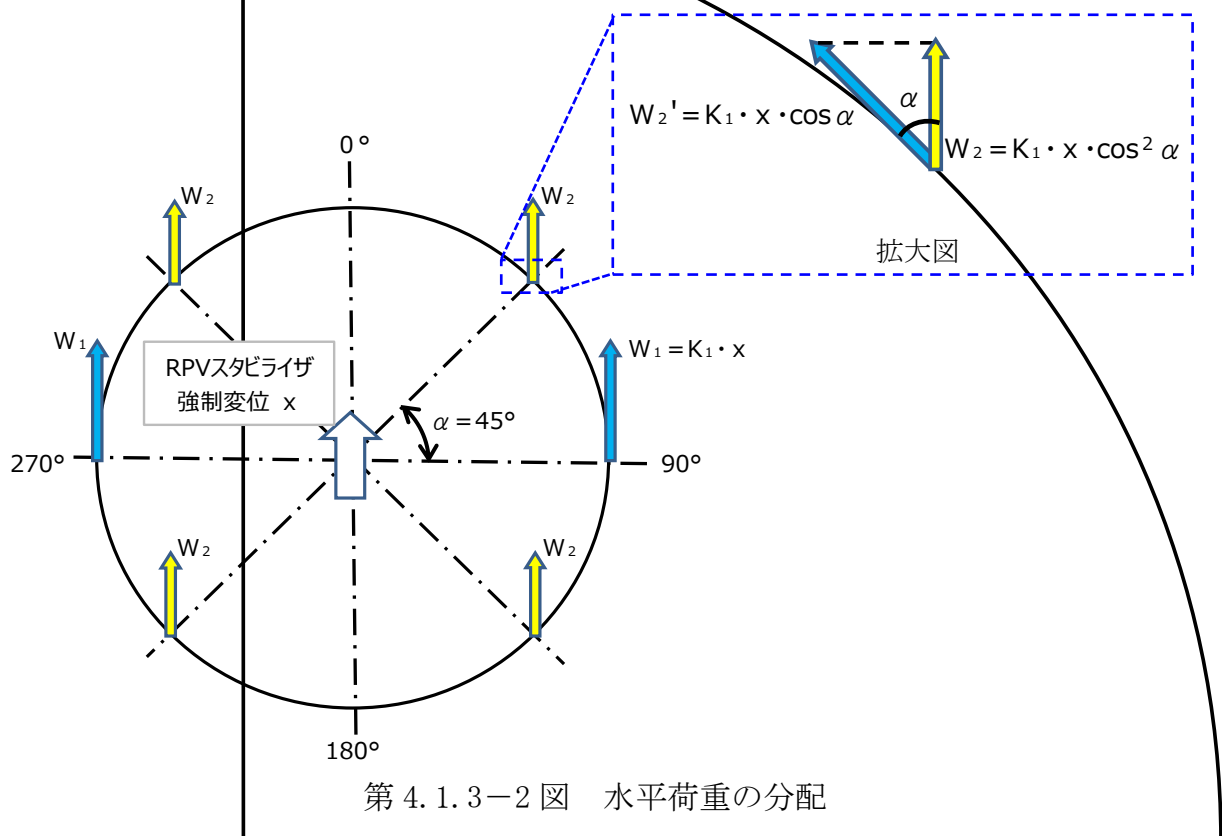
従って、RPVスタビライザ全体のばね定数 (K) は以下のとおりとなる。

$$W = 2 \cdot W_1 + 4 \cdot W_2 = 2 \cdot (K_1 \cdot x) + 4 \cdot (K_1 \cdot x \cdot \cos^2 \alpha) = 4 \cdot K_1 \cdot x$$

$$K = \frac{W}{x} = 4 K_1 = 4 \cdot \frac{2 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R} = \frac{8 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R}$$



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

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4.1.4-1図に示す。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、RPVスタビライザ1基の片側分のばね定数(K_{1HALF})を直列ばねで定義して以下のように表す。

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

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

また、RPVスタビライザ1基の両側分のばね定数(K_1)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(K_B)、シム(K_{SM})の直列ばねで定義して以下のように表す。

$$K_1 = \frac{1}{\frac{1}{K_{1half(T)} + K_{1half(C)}} + \frac{1}{K_B} + \frac{1}{K_{SM}}}$$

8基分全体でのばね定数は次式のように表される。

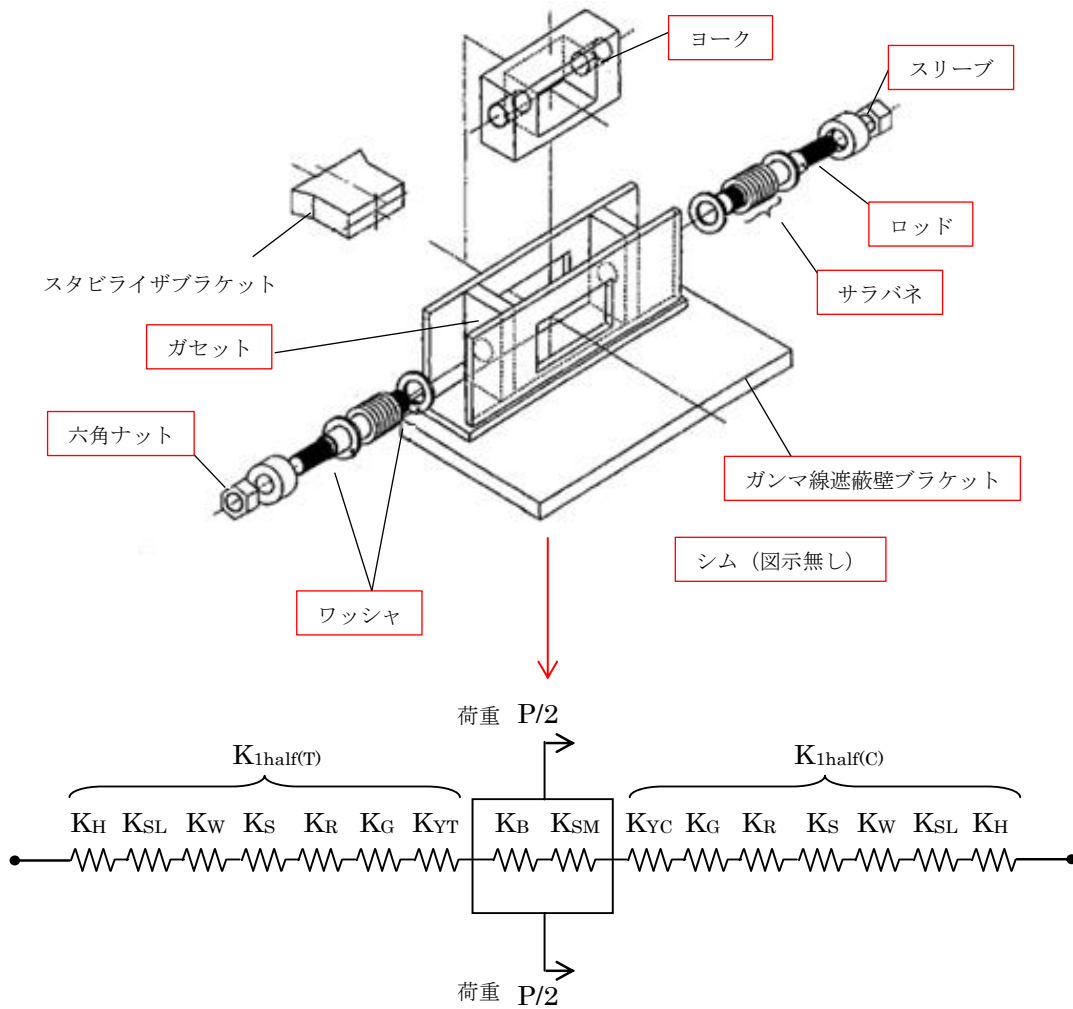
$$K = 4K_1 = \frac{4}{\frac{1}{K_{1half(T)} + K_{1half(C)}} + \frac{1}{K_B} + \frac{1}{K_{SM}}}$$

ここで、

- K : RPVスタビライザ8基分のばね定数
- K_1 : RPVスタビライザ1基分のばね定数
- K_{1half} : RPV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 : ガンマ線遮蔽ブラケットのばね定数
- K_{SM} : シムのばね定数

である。

上式による計算結果に基づき、RPVスタビライザのばね定数を 6.8×10^6 [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、ガンマ線遮蔽ブラケット、シムの剛性を考慮してばね定数の算出を精緻化したためと考えられる。

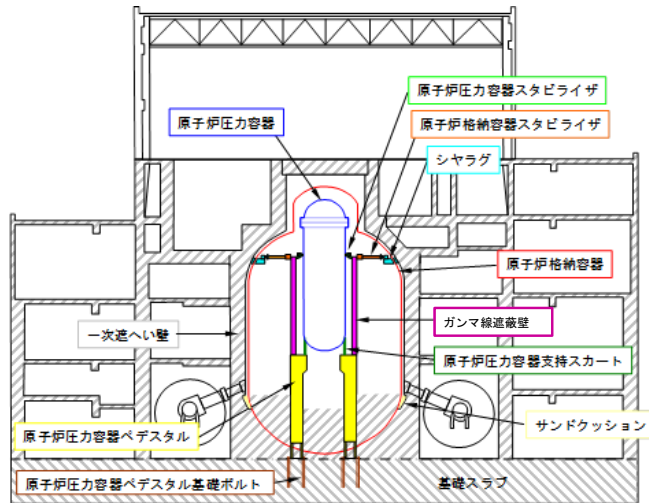


第 4.1.4-1 図 今回工認におけるばね定数算出モデル

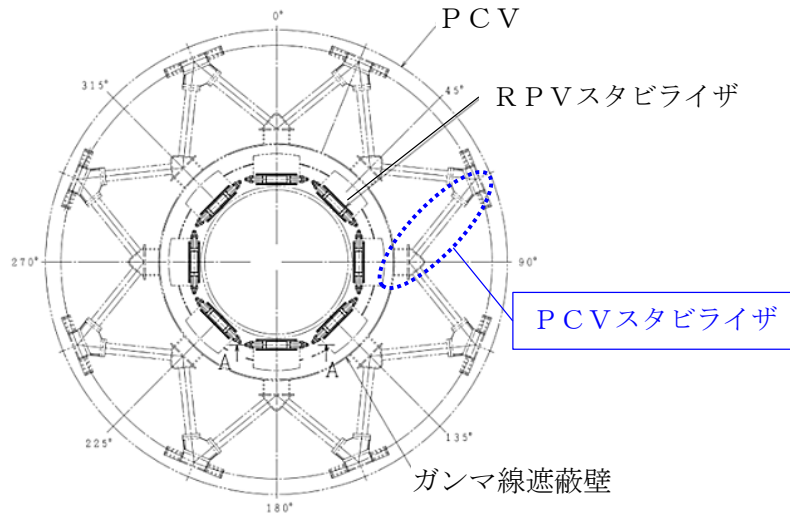
4.2 PCVスタビライザ

4.2.1 PCVスタビライザの構造

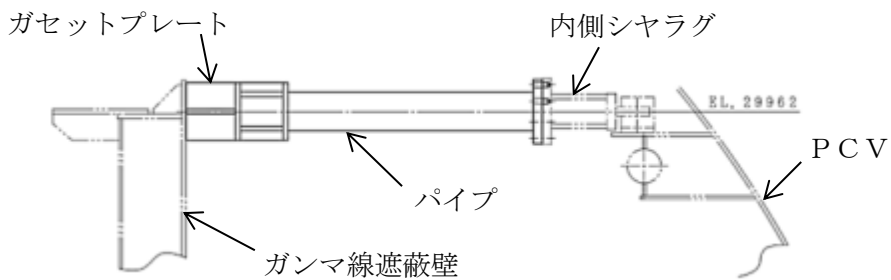
PCVスタビライザはガンマ線遮蔽壁外側上部に溶接で固定されたトラス状の構造物であり、多角形配置のシャラグを介してガンマ線遮蔽壁に作用する水平地震荷重をPCVに伝達する機能を有する。PCVスタビライザの概略図を第4.2.1-1 図に示す。PCVスタビライザの構成部材としては、円筒形状のパイプ、ガンマ線遮蔽壁との取り付け部であるガセットプレート、PCVとの取り付け部である内側シャラグからなる。ガセットプレートとガンマ線遮蔽壁の取付け部及び内側シャラグの構造を第4.2.1-2 図に示す。



原子炉建物全体模式図

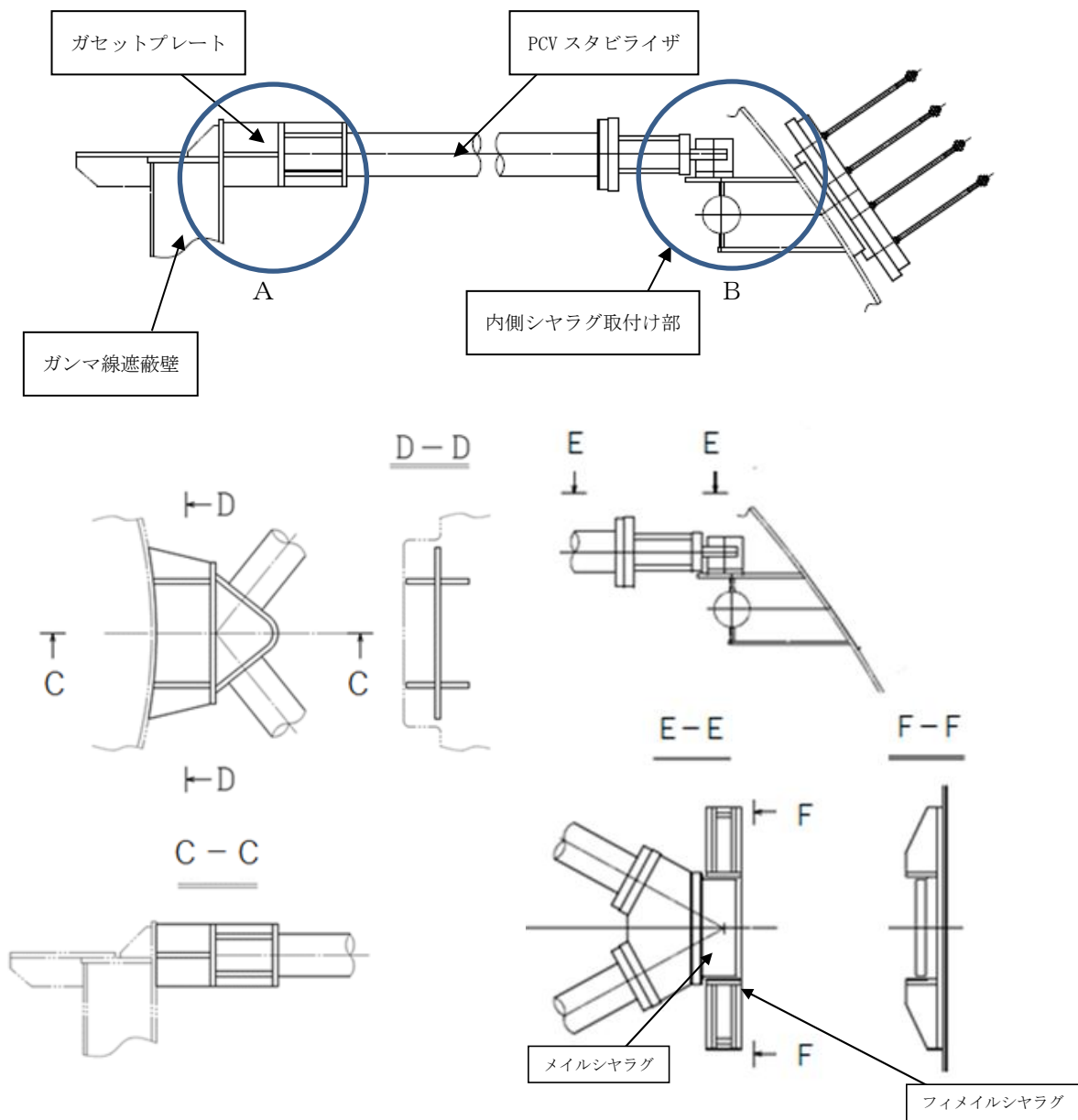


PCV平面図



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



ガセットプレート拡大図 (A部)

内側シヤラグ取付け部拡大図 (B部)

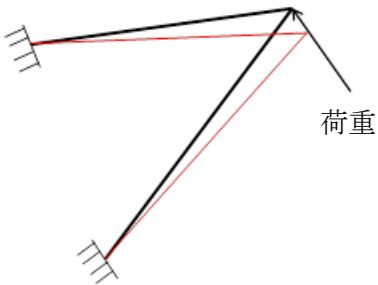
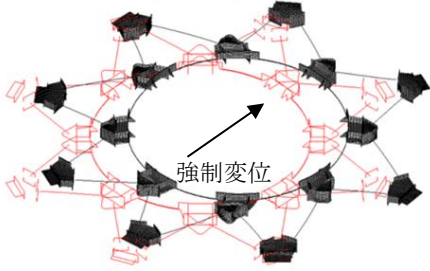
第 4.2.1-2 図 ガセットプレートとガンマ線遮蔽壁の取付け部及び内側シヤラグ構造

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。

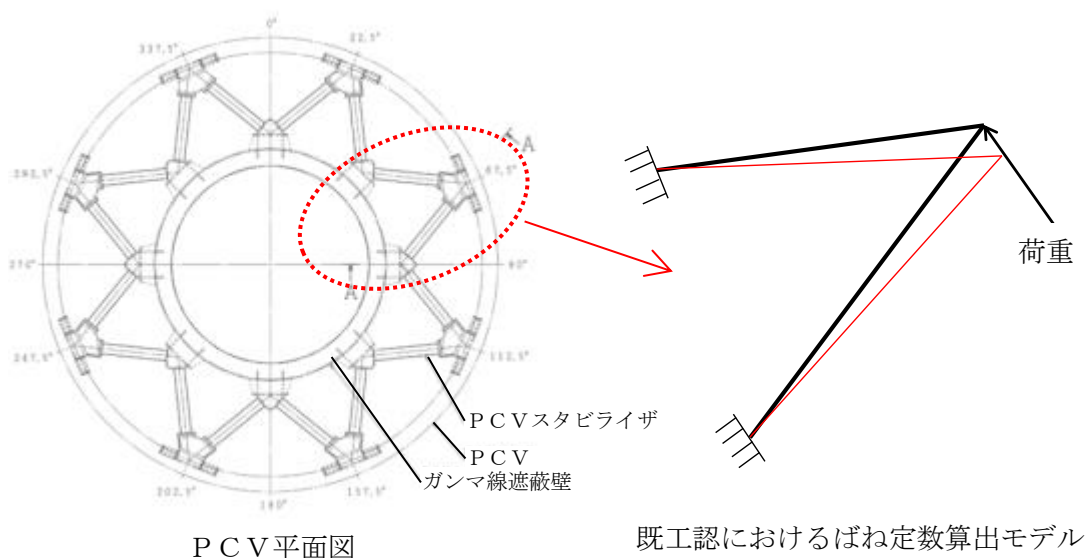
第4.2.2-1表 PCVスタビライザの変更点

	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		
ばね定数	5.3×10^6 (kN/m)	3.5×10^6 (kN/m)

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。PCV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。



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。

$$\delta 1 = \delta \sin \theta$$

$$F = \sigma \cdot A = E \cdot \frac{\delta 1}{L} \cdot A$$

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

ここで、

δ : トラスの荷重方向の変位

$\delta 1$: トラスの長さ方向の変位

θ : 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。

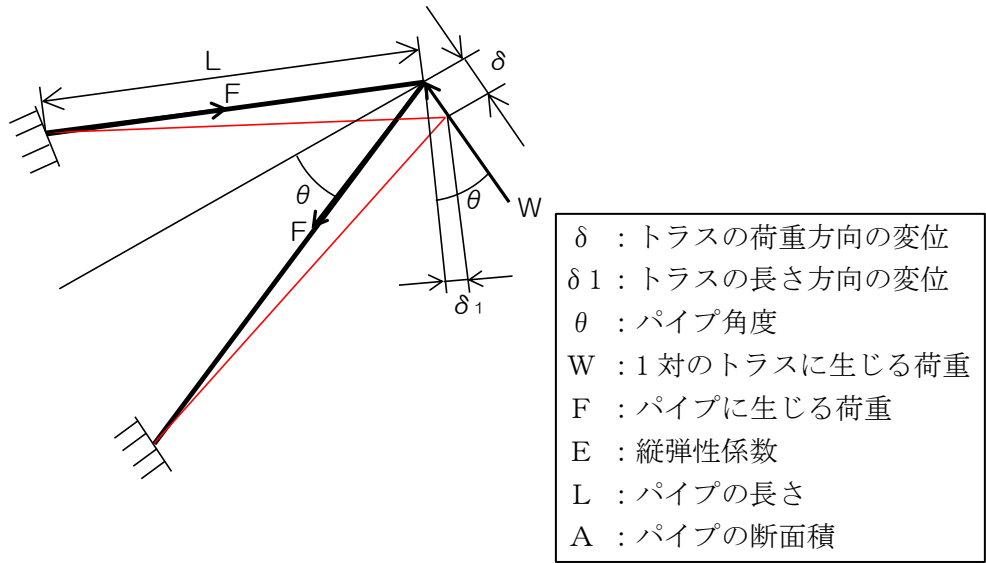
$$W = 2 \cdot E \cdot \frac{\delta 1}{L} \cdot A \cdot \sin \theta = 2 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta \cdot \delta$$

よって、1対のトラス（パイプ2本）におけるばね定数(K_1)は以下となる。

$$K_1 = \frac{W}{\delta} = 2 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta$$

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。

$$K = 4K_1 = 4 \cdot 2 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta = 8 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta$$



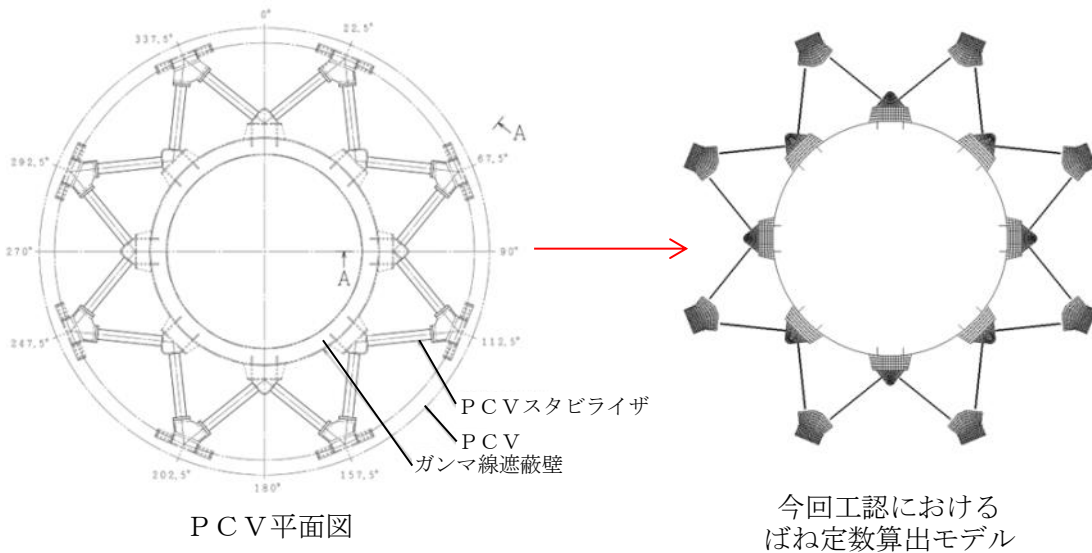
第 4.2.3.2-1 図 既工認におけるばね定数算出モデル

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 FEM 解析には「NASTRAN Ver. 2005」を使用する。



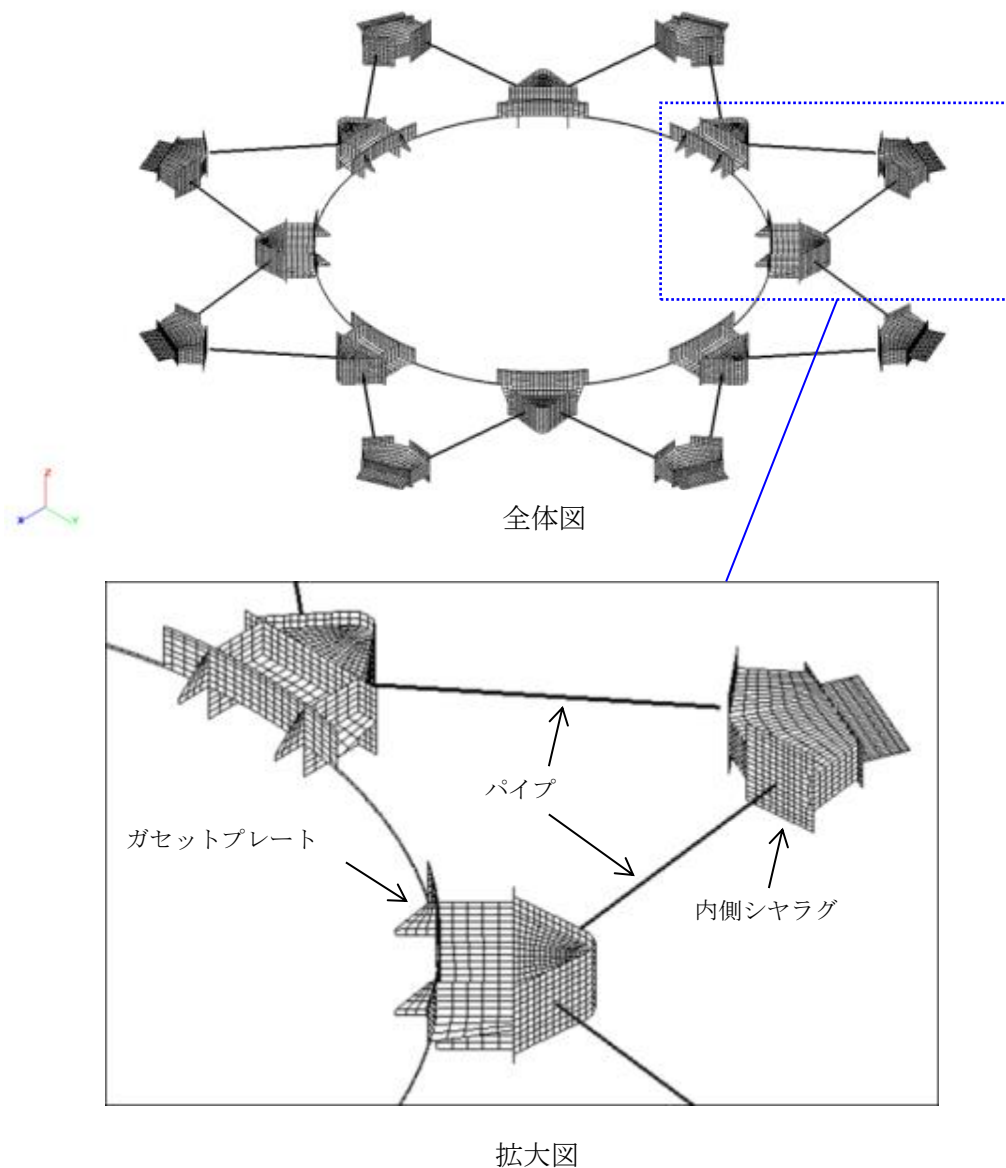
第 4.2.4.1-1 図 今回工認におけるばね定数算出のモデル化範囲

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。

第4.2.4.2-1表 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	ビーム要素
19,336	18,768	ガセットプレート	シェル要素
		内側シヤラグ	



第4.2.4.2-1図 PCVスタビライザ解析モデル

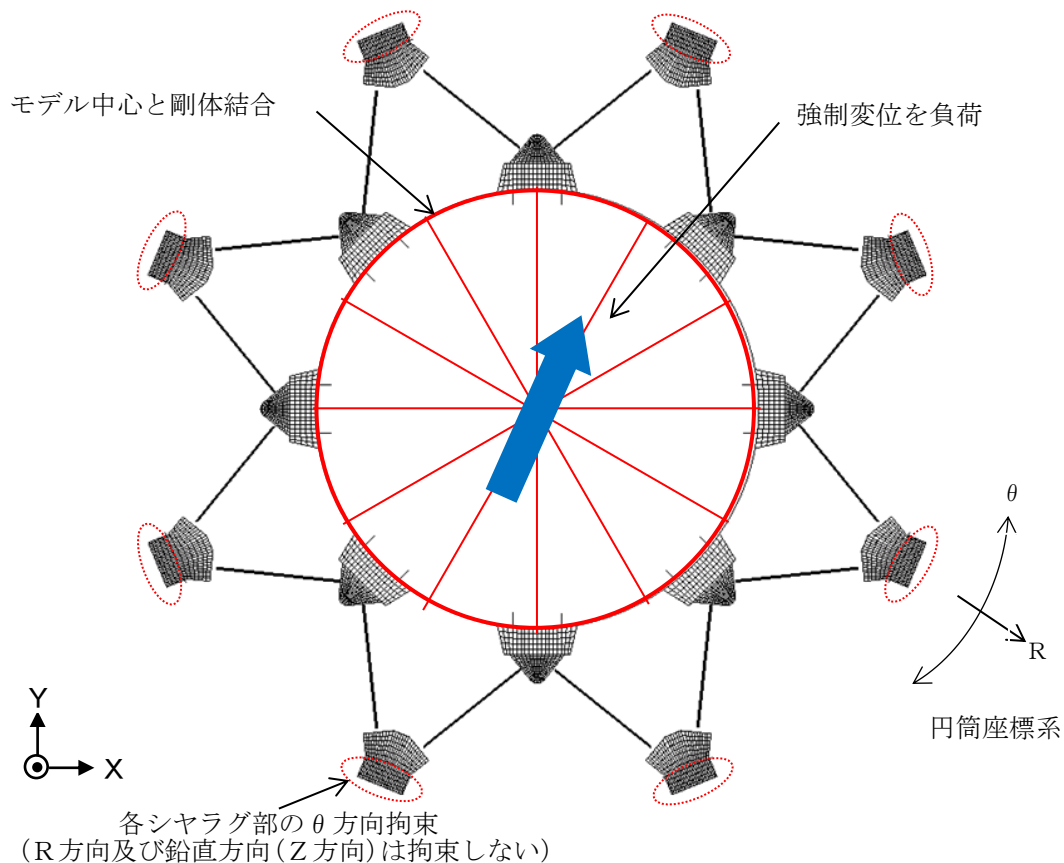
4.2.4.3 解析条件

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と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、 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。

第 4.2.4.3-1 表 各構成部材の材質及び材料物性

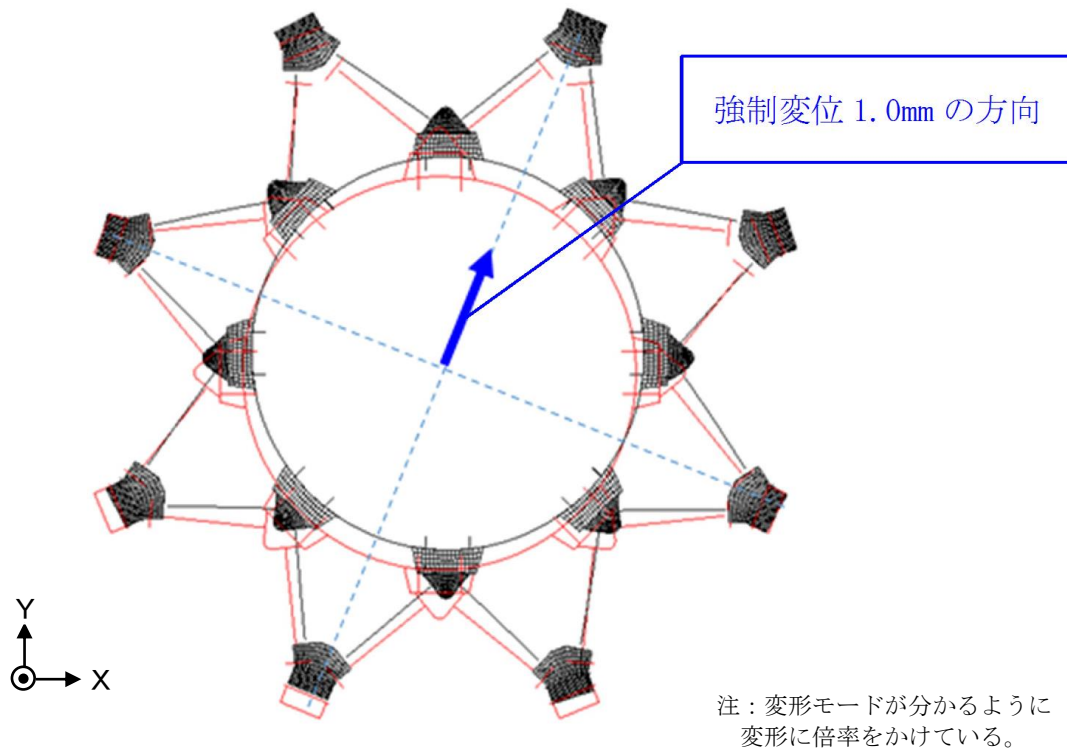
構成部材	材質	縦弾性係数 E (MPa)	ポアソン比 ν
パイプ	STS410(STS42)	2.01×10^5	0.3
ガセットプレート	SM400B(SM41B)	2.01×10^5	0.3
内側シヤラグ	SGV480(SGV49)	2.01×10^5	0.3



第 4.2.4.3-1 図 境界条件及び負荷条件

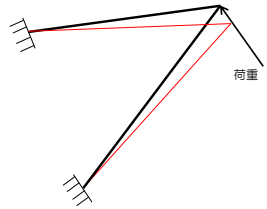
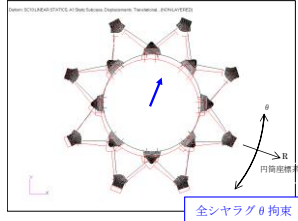
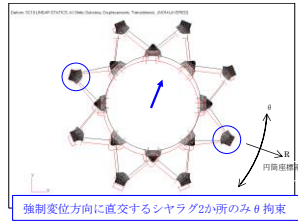
4.2.4.4 解析結果

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、PCVスタビライザのばね定数を 3.5×10^6 [kN/m] と設定する。既工認と比べて今回工認 (FEM解析) のばね定数が小さくなった要因を分析するため、今回工認の解析モデルに対して強制変位方向に直交する 2 箇所のみ θ 方向を拘束する条件に変更した参考モデルを用いてばね定数を算出した。ばね定数の比較結果を第 4.2.4.4-1 表に示す。参考モデルで求めたばね定数と今回工認のばね定数は概ね一致していることから、今回工認のモデルと参考モデルに共通する変更点であるモデル化対象の見直し (ガセットプレート及び内側シヤラグをシェル要素でモデル化してその剛性を考慮) が、PCVスタビライザ全体としてのばね定数が低減した主な要因と考えられる。



第 4.2.4.4-1 図 変形図

第 4.2.4.4-1 表 既工認と今回工認のばね定数の比較

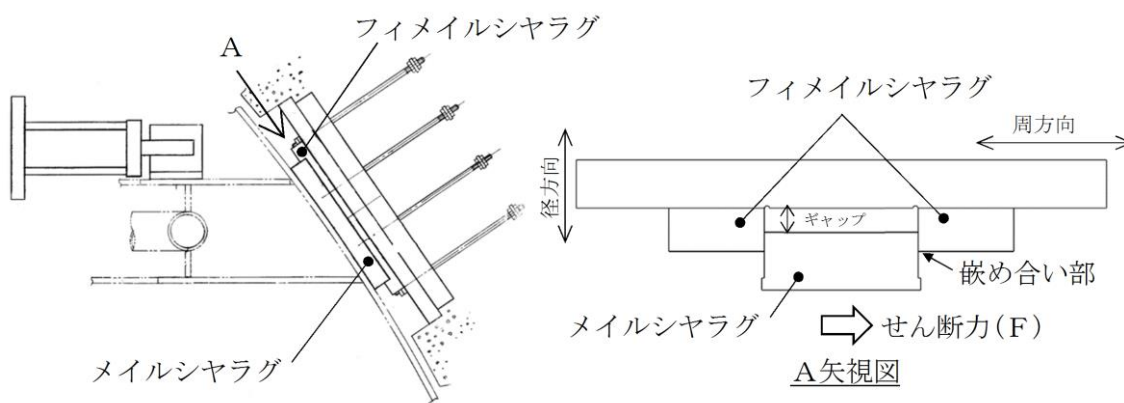
	既工認モデル	今回工認モデル	参考モデル
計算方法	1 対のトラスのばね定数を手計算で求め、1 対分のばね定数を 4 倍して全体のばね定数を算出	F E M解析結果から全体のばね定数を算出	<ul style="list-style-type: none"> ・今回工認のモデルを強制変位方向に直交する 2 箇所シヤラグのみ θ 方向を拘束する条件に変更して F E M解析を実施 ・F E M解析結果はトラス 2 対分のばね定数に相当するため、これを 2 倍して全体のばね定数を算出
モデル変形図			
ばね定数 (全体)	5.3×10^6 [kN/m]	3.5×10^6 [kN/m]	3.9×10^6 [kN/m]

5. 構造物間ばね定数の設定（既工認から変更ない部位）

5.1 シヤラグ

5.1.1 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、PCV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出する。なお、シヤ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。

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

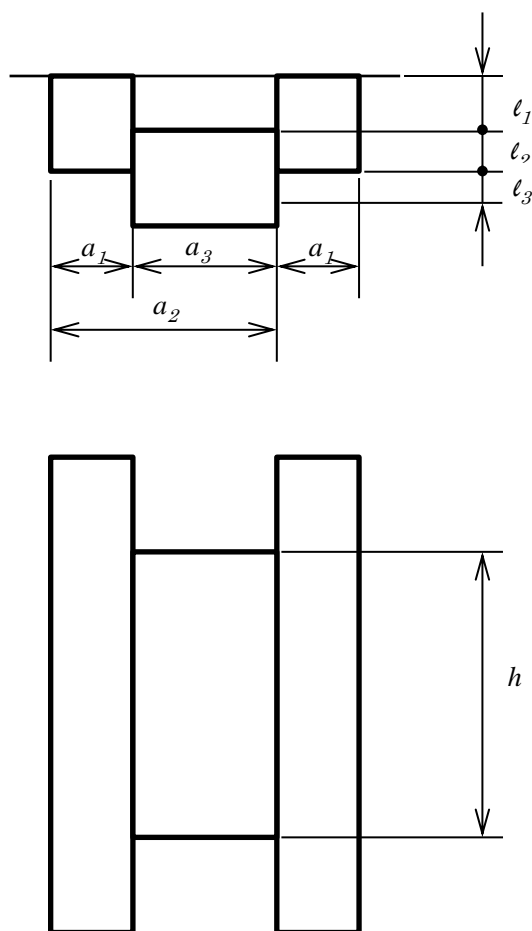
$$k = \frac{F}{v} = \frac{G}{\kappa} \left(\frac{l_1}{A_1} + \frac{l_2}{A_2} + \frac{l_3}{A_3} \right)^{-1}$$

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,

- ν : せん断ひずみ
- G : せん断弾性係数
- κ : 断面の形状係数
- a_1 : フィメイルシヤラグの幅
- a_2 : $a_1 + a_3$
- a_3 : メールシヤラグの幅
- l_1 : フィメイルシヤラグの長さ
- l_2 : シヤラグ接触面の長さ
- l_3 : メールシヤラグの長さ
- h : シヤラグ接触面の長さ
- A_1 : フィメイ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 ($= a_3 h$)



第 5.1.2-1 図 シヤラグばね定数算出概念図

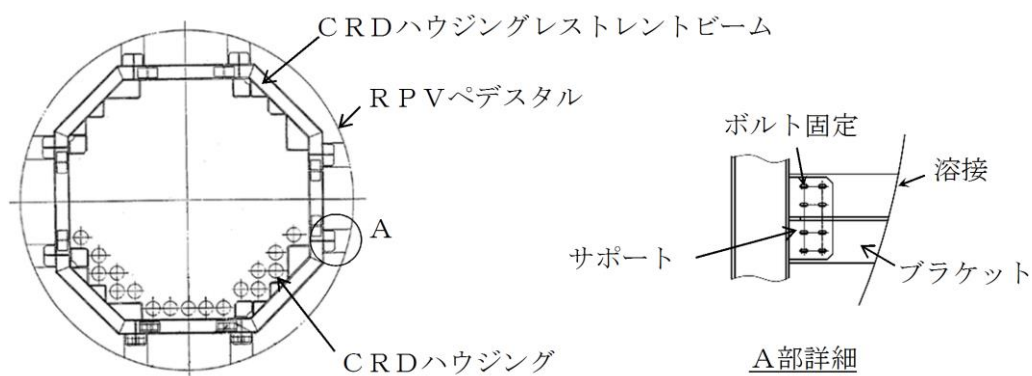
5.2 制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム

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。



第5.2.1-1図 CRDハウジングレストレントビームの構造

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

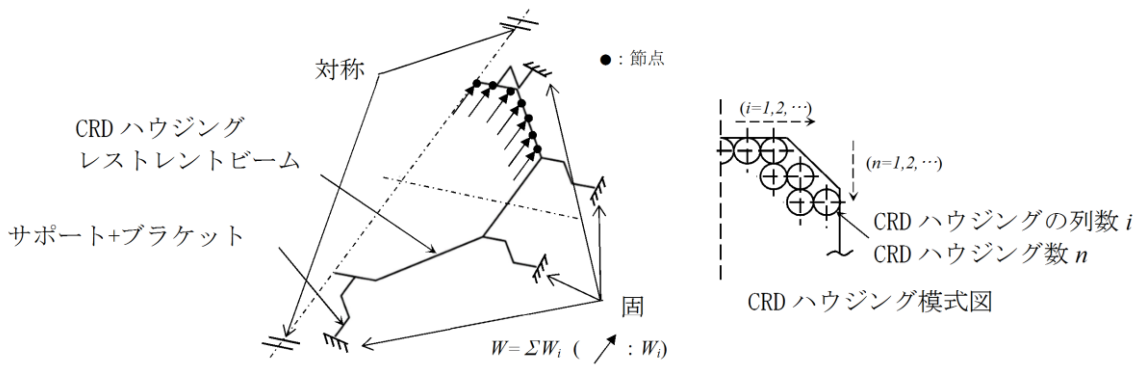
計算機コード「SAP-IV」により、各部材ごとに断面積、断面二次モーメント、重量等を与えるビーム要素モデルで解析する。

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。

第 5.2.4.2-1 表 各構成部材の材質及び材料定数

構成部材	材質	縦弾性係数 E (MPa)	ポアソン比 ν
CRD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

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 W_i を設定し、それらの荷重 W_i 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 W_i 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。

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

5.2.4.4 境界条件

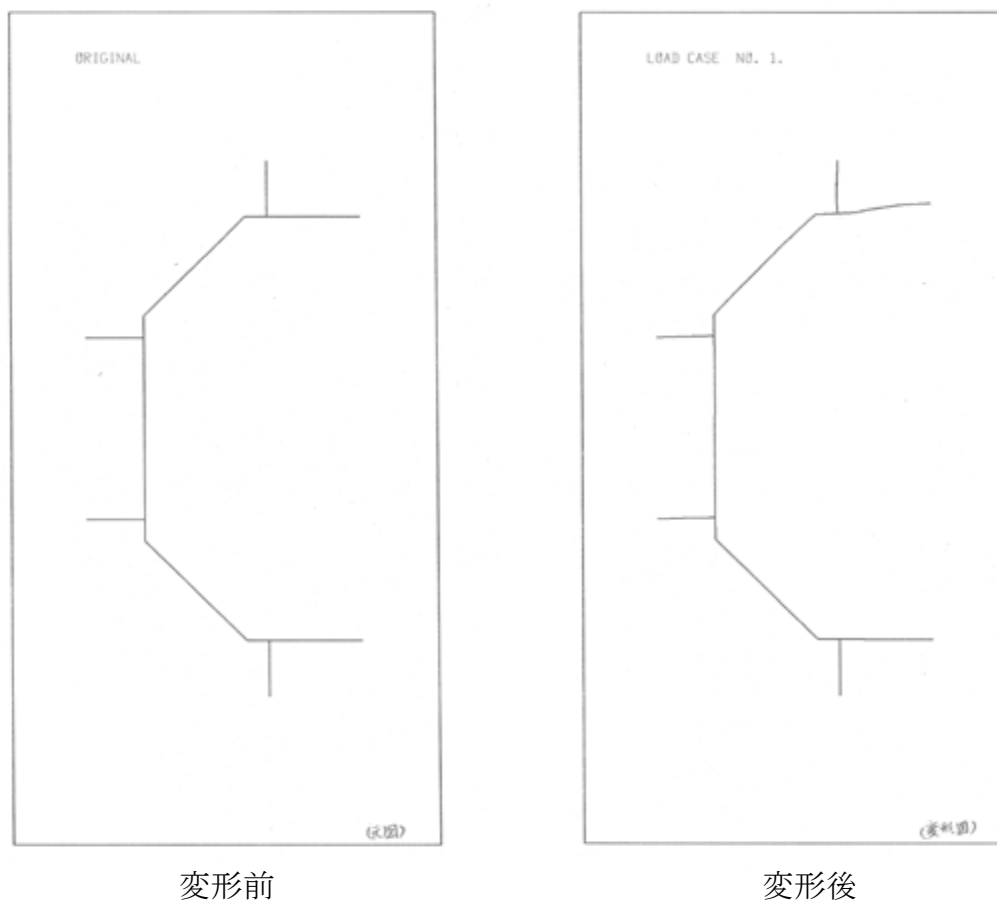
CRDハウジングレストレントビームとRPVペDESTALは溶接にて固定されていることから境界条件は固定する。また、 180° の範囲をモデル化していることから、対称性を考慮した拘束条件とする。

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。

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



変形前

変形後

第5.2.5-1図 変形前後のモデル形状

最新知見として得られた減衰定数の採用について

1. 概要

今回工認では、以下の設備について最新知見として得られた減衰定数を採用する。これらの変更は、振動試験結果を踏まえ設計評価用として安全側に設定した減衰定数を最新知見として反映したものであり、大間1号炉の建設工認及び東海第二において適用実績がある。

- ①原子炉建物天井クレーンの減衰定数^{注1}
- ②燃料取替機の減衰定数^{注1}
- ③配管系の減衰定数^{注2注3}

注1：電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究（H7～H10）」

注2：電力共通研究「機器・配管系に対する合理的耐震評価法の研究（H12～H13）」

注3：（財）原子力工学試験センター「BWR再循環系配管耐震実証試験（S55～S60）」

なお、本資料に記載する①～③の内容については、「大間原子力発電所1号機の工事計画認可申請に関わる意見聴取会」において聴取されたものである。

また、鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の設計用減衰定数についても大間1号炉と同様に新たに設定している。

2. 今回工認で用いた設計用減衰定数

最新知見として反映した原子炉建物天井クレーン, 燃料取替機及び配管系の設計用減衰定数を第2-1表及び第2-2表に示す。

第2-1表 原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機の設計用減衰定数

設 備	設計用減衰定数 (%)			
	水平方向		鉛直方向	
	J E A G 4 6 0 1 注1	島根2号炉	J E A G 4 6 0 1 注1	島根2号炉
原子炉建物 天井クレーン	1.0	2.0	—	2.0
燃料取替機	1.0	2.0	—	1.5(2.0)注2

□：新たに設定したもの

□：J E A G 4 6 0 1 から見直したもの

注1：原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1991 追補版 (社団法人日本電気協会)

注2：括弧外は、燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合。

括弧内は、燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合。

第2-2表 配管系の設計用減衰定数

配管区分		設計用減衰定数 ^{注3} (%)			
		保温材無		保温材有 ^{注4}	
		J E A G 4 6 0 1 ^{注1}	島根 2号炉	J E A G 4 6 0 1 ^{注1}	島根 2号炉
I	支持具がスナップ及び架構レストレイント主体の配管系で、その数が4個以上のもの	2.0	同左	2.5	3.0
II	スナップ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり、配管区分Iに属さないもの	1.0	同左	1.5	2.0
III ^{注2}	Uボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上のもの	—	2.0	—	3.0
IV	配管区分I、II及びIIIに属さないもの	0.5	同左	1.0	1.5

□：新たに設定したもの

□：J E A G 4 6 0 1 から見直したもの

注1：原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1991 追補版（社団法人日本電気協会）

注2：区分IIIについては新たに設定されたものであり、現行 J E A G 4 6 0 1 では区分IVに含まれる。

注3：水平方向及び鉛直方向の設計用減衰定数は同じ値を使用。

注4：保温材有の設計用減衰定数は、無機多孔質保温材による付加減衰定数として、1.0%を考慮したものである。金属保温材による付加減衰定数は、配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合が40%以下の場合1.0%を適用してよいが、金属保温材使用割合が40%を超える場合は0.5%とする。

(適用条件)

- a. 適用対象がアンカからアンカまでの独立した振動系であること。
大口径管から分岐する小口径管は、その口径が大口径管の口径の1/2倍以下である場合、その分岐部をアンカ相当とする独立の振動系とみなしてよい。
- b. 配管系全体として、配管系支持具の位置及び方向が局所的に集中していないこと。
- c. 配管系の支持点間の間隔が次の条件を満たすこと。
配管系全長 / (配管区分ごとに定められた支持具の支持点数) ≤ 15 (m / 支持点)
ここで、支持点とは、支持具が取り付けられている配管節点をいい、複数の支持具が取り付けられている場合も1支持点とする。
- d. 配管と支持構造物の間のガタの状態等が施工管理規程に基づき管理されていること。ここで、施工管理規程とは、支持装置の設計仕様に要求される内容を反映した施工要領等を言う。

3. 設計用減衰定数の設定の考え方

3.1 原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機の設計用減衰定数

(1) 既工認の設計用減衰定数

原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版 (以下 J E A G 4 6 0 1 という。) におけるクレーン類は溶接構造物に分類されるため、設計用減衰定数は 1.0%と規定されている。ただし、既工認においては原子炉建物天井クレーン、燃料取替機ともに水平方向に剛構造であり、上記減衰定数を適用した応答解析は実施していない。

(2) 設計用減衰定数の変更

原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機の減衰特性に寄与する要素には、材料減衰とクレーンを構成する部材間に生じる構造減衰に加え、車輪とレール間のガタや摩擦による減衰があり、溶接構造物としての 1.0%よりも大きな減衰定数を有すると考えられることから、実機を試験体とした振動試験が実施された。振動試験の結果、原子炉建物天井クレーンの減衰定数については、水平 2.0%、鉛直 2.0%が得られている。また、燃料取替機については、水平 2.0%、鉛直 2.0% (燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合)、鉛直 1.5% (燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合) が得られている。

(3) 島根 2 号炉への適用性

振動試験の概略と、振動試験における試験体と島根 2 号炉及び先行認可実績のある大間 1 号炉の実機との仕様の比較を参考資料(6-1)、(6-2)に示す。

島根 2 号炉の原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機については、試験結果の適用性が確認されている大間 1 号炉の原子炉建屋クレーン及び燃料取替機と同等の基本仕様であり、重量比 (トロリ重量/総重量) の比較から振動特性は同等である。

ここで、原子炉建物天井クレーン (トロリ中央/端部) 及び燃料取替機 (トロリ中央位置) の鉛直方向の減衰定数については、応答振幅の増加に伴い減衰比は増加する傾向が試験結果から得られており、島根 2 号炉の応答振幅はこの試験における応答振幅よりも大きくなる。

一般的に構造物の減衰は、材料減衰及び構造減衰によるものが支配的であると考えられる。材料減衰は、材料が変形する際の内部摩擦による減衰であり、減衰比は振幅によらず一定となる。一方、構造減衰は、部材の接合部における摩擦現象によって発生し、振幅とともに増大すると言われている。

実機のクレーン類は、機上に駆動部品や搭載機器類 (取付器具、電気盤、巻上機、ワイヤロープ、燃料取替機マストチューブ等) を多数持つ構造であり、振幅とともに増大する構造減衰を期待できると考えられる。

また、燃料取替機のトロリ端部位置については、試験結果から明確な応答振幅に対する増加傾向が確認できていないものの、燃料取替機にはボルト締結部等の摩擦減衰を期待できる電気盤等の上部構造物が多数設置されていることから、応答振幅の増加に伴い減衰比は少なくとも増加する傾向となり、

1.5%以上で推移すると考えられる。

さらに、水平方向の減衰定数については、原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機ともに鉛直方向よりも大きい減衰が得られている。

したがって、今回の評価における原子炉建物天井クレーンの減衰定数については水平 2.0%、鉛直 2.0%を用いる。また、燃料取替機については水平 2.0%、鉛直 1.5%（燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合）、鉛直 2.0%（燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合）を用いる。

3.2 配管系の設計用減衰定数

(1) 既工認の設計用減衰定数

J E A G 4 6 0 1における配管系の設計用減衰定数は、配管支持装置の種類や個数によって3区分に分類されており、さらに保温材を設置した場合の設計用減衰定数が規定されている。既工認では、上記の設計用減衰定数を適用していた。

(2) 今回の評価で用いた設計用減衰定数

以下、a、bに示す項目について、配管系の振動試験の研究成果に基づき、J E A G 4 6 0 1に規定する値を見直し設定する。

a. Uボルト支持配管系

J E A G 4 6 0 1におけるUボルト支持配管系の設計用減衰定数は、0.5%と規定されている。

Uボルト支持配管系の減衰に寄与する要素には、主に配管支持部における摩擦があり、架構レストレイントを支持具とする配管系と同程度の減衰定数を有すると考えられることから、振動試験等が実施され、減衰定数 2.0%が得られた。

振動試験で用いられたUボルトについては、原子力発電所で採用されている代表的なものを用いていることから、振動試験等により得られた減衰定数を適用できると判断し、今回の評価におけるUボルト支持配管系の設計用減衰定数は振動試験結果から得られた減衰定数 2.0%を設定する。参考として振動試験の概略を参考資料(6-3)に示す。

b. 保温材を設置した配管系

J E A G 4 6 0 1における保温材を設置した配管系の設計用減衰定数は、振動試験の結果に基づき、保温材を設置していない配管系に比べ設計用減衰定数を0.5%付加できることが規定されている。

その後、保温材の有無に関する減衰定数の試験データが拡充され、保温材を設置した場合に付加できる設計用減衰定数の検討が行われた。

今回の評価における保温材を設置した場合に付加する設計用付加減衰定数は、振動試験結果から得られた減衰定数 1.0%を保温材無の場合に比べて付加することとする。また、金属保温材が施工されている場合は、金属保温材が施工されている配管長さが配管全長に対して40%以下の場合は1.0%を付

加し、配管全長に対して40%を超える場合には0.5%を付加する。参考として振動試験の概略を参考資料(6-4)に示す。

(3) 島根2号炉への適用性

減衰定数の検討においては、要素試験結果から減衰定数を算出するための評価式を求め、その上で実機配管系の解析を行い、減衰定数を求めている。

まず、要素試験においては、原子力発電所で採用されている代表的な4タイプ(参考資料(6-3)補足参照)を選定しており、島根2号炉においてもこの4タイプのUボルトを採用している。次に実機配管系の解析対象とした28モデルには、BWRプラントの実機配管が含まれており、また配管仕様(口径、肉厚、材質)、支持間隔、配管ルートも異なっており、様々な配管剛性や振動モードに対応している(参考資料(6-3)参照)。

したがって、今回検討した設計用減衰定数は島根2号炉へ適用可能と判断し、島根2号炉における配管系の設計用減衰定数として設定する。

4. 鉛直方向の設計用減衰定数について

今回工認では、鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の設計用減衰定数を新たに設定している。

機器・配管系の設計用減衰定数を第4-1表に示す。鉛直方向の設計用減衰定数は、基本的に水平方向と同様とするが、電気盤や燃料集合体等の鉛直地震動に対し剛体挙動とする設備は1.0%とする。また、原子炉建物天井クレーン、燃料取替機及び配管系については、既往試験等により確認されている値を用いる。

なお、これらの設計用減衰定数は大間1号炉建設工認及び東海第二において適用実績がある。

第4-1表 機器・配管系の設計用減衰定数

設 備	設計用減衰定数 (%)			
	水平方向		鉛直方向	
	既工認	今回工認	既工認	今回工認
溶接構造物	1.0	同左	—	1.0
ボルト及びリベット構造物	2.0	同左	—	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	同左	—	1.0
燃料集合体	7.0	同左	—	1.0
制御棒駆動機構	3.5	同左	—	1.0
電気盤	4.0	同左	—	1.0
原子炉建物天井クレーン	1.0	2.0	—	2.0
燃料取替機	1.0	2.0	—	1.5(2.0) ^注
配管系	0.5~2.0	0.5~3.0	—	0.5~3.0

□：新たに設定したもの

注：括弧外は、燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合。

括弧内は、燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合。

原子炉建物天井クレーンの振動試験～減衰比の検討～設計用減衰定数の設定

実機を試験体とした振動試験から得られた、原子炉建物天井クレーンの減衰特性に基づき、設計用減衰定数の検討を実施した。

1. 代表試験体の選定

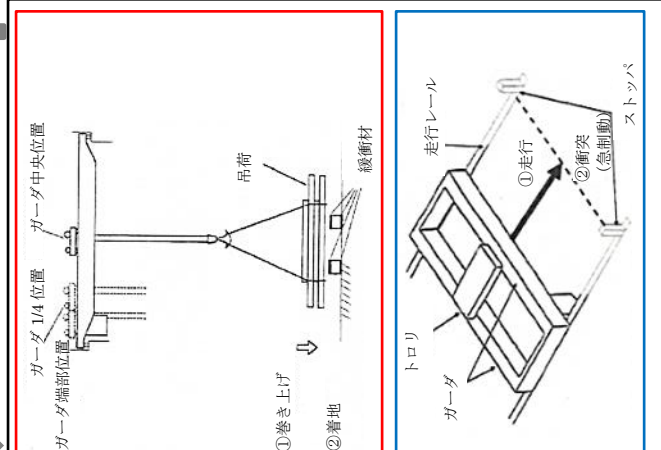
原子炉建物天井クレーン8タイプ、一般用クレーン2タイプの基本仕様(トロリ及びガーダの質量、高さ、スパン)を調査。各クレーンの構成要素、基本構造、減衰に影響を与えると考えられるクレーン全質量とトロリ質量の比及び振動特性が同等であることを確認。

一般用天井クレーンを代表試験体とし、個体差及びガーダ形状の影響を確認するため、ガーダの断面形状が異なるタイプの同一仕様の試験体 No.1,2 及びガーダの断面形状が同じタイプの試験体 No.3 を使用し、合計3機の試験体で試験を実施。

2. 振動試験

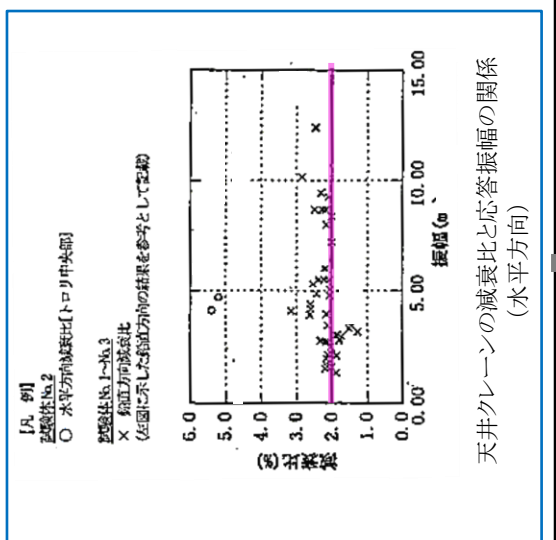
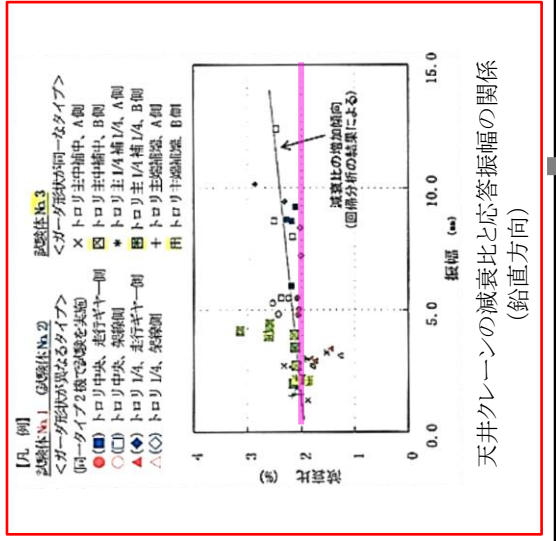
【鉛直方向加振方法】
吊荷を床から50mm程度まで持ち上げた後、最大速度で下降させて床に着地させ、この時の自由振動を計測。

【水平方向加振方法】
クレーンを1m程度走行させ、急停止することにより自由振動を計測。



3. 計測データの処理

振動試験で得られた自由振動波形から減衰比を算定。



4. 設計用減衰定数の設定

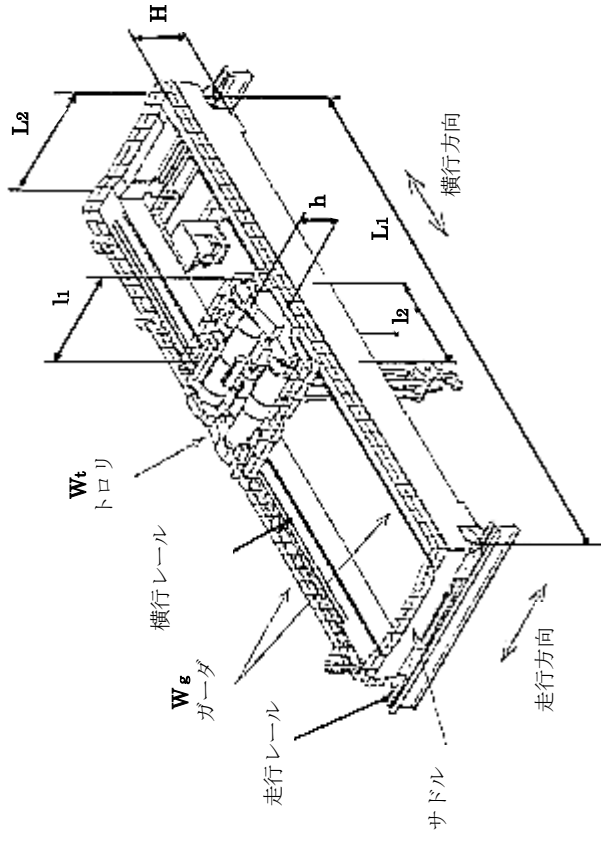
【試験結果(鉛直方向)】
応答振幅に対する減衰比の傾向は、応答振幅が比較的小さい場合にはばらつきが大きいが、応答振幅が大きくなると減衰比の発生源となる構造減衰が増加し、減衰比が徐々に増加すると共に、そのばらつきが小さくなる。
応答振幅 5.0 mm で減衰比 2.0% が得られた。

【設計用減衰定数(鉛直方向)】
応答振幅の増加に伴い、減衰比は増加傾向にあり、設計応答振幅(トロリ位置中央部 12.2 mm, 端部 6.0 mm)レベルで減衰比 2.0% 以上となっておりことから、設計用減衰定数 2.0% と設定する。

【試験結果(水平方向)】
水平方向の減衰比は、応答振幅 4.7 mm において 5.2% という結果が得られた。

【設計用減衰定数(水平方向)】
水平方向の減衰比は、応答振幅レベルが 4.7 mm において 5.0% 程度の減衰比が得られているが、データ点数が少ない(設計応答振幅 8.9 mm に達していない)ため、鉛直方向と同様に設計用減衰定数を 2.0% と設定する。

天井クレーン試験体と島根2号炉及び大間1号炉の原子炉建物天井クレーンの仕様比較

仕様		試験体 1, 2	試験体 3	島根 2 号炉	大間 1 号炉	備考
トロリ	質量 W_t (t)	43.5	71.0	56.0	80.0	
	高さ h (m)	2.265	3.0	3.393	2.815	
	スパン l_1 (m)	5.8	5.8	5.6	7.7	
	スパン l_2 (m)	4.1	3.0(主巻用) 2.5(補巻用)	4.85	4.6	
	質量 W_g (t)	104.5	191.5	149.0	190.0	
ガーダ	高さ H (m)	1.32	2.3	2.4	2.5	
	スパン L_1 (m)	33.0	33.0	34.9	34.9	
	スパン L_2 (m)	7.06	8.9	7.3	9.38	
総質量 W (t)		148.0	262.5	205.0	270.0	
トロリ質量と 総質量の比 W_t/W		0.294	0.270	0.273	0.296	

【試験体と実機との比較の考え方】

減衰比は、一般的に振動エネルギーと消散エネルギーの比で表される。消散エネルギーはガーダ等の構造部材の材料減衰、トロリ、ガーダ等のガタや摩擦による構造減衰により発生すると考えられ、原子炉建物天井クレーンにおいて、トロリ、ガーダは固定構造ではなく、レール車輪間にすべりが発生する構造であることから、トロリとガーダとの微小な相対運動によるエネルギーの消散が減衰特性に最も影響が大きい因子と考えられる。

ここで、トロリとガーダの相対運動による消散エネルギーはトロリ質量に比例し、振動エネルギーはクレーンの振動質量に比例する。天井クレーンは建物に対して走行車輪部のみで支持された両端支持はりの構造をしており、地震時の振動モードは上下・水平方向ともにガーダ中央のたわみが最大となる1次モードが支配的となる。そのため、振動質量はクレーンの総質量に比例し、減衰比はトロリ質量とクレーンの総質量の影響を受けることになる。

上表より、島根2号炉の原子炉建物天井クレーンのトロリ質量と総質量の比は、試験体及び先行認可実績のある大間1号炉の実機と同程度になることを確認している。

以上から、島根2号炉の原子炉建物天井クレーンの設計用減衰定数として水平2.0%、鉛直2.0%を適用する。

燃料取替機の振動試験～減衰比の検討～設計用減衰定数の設定

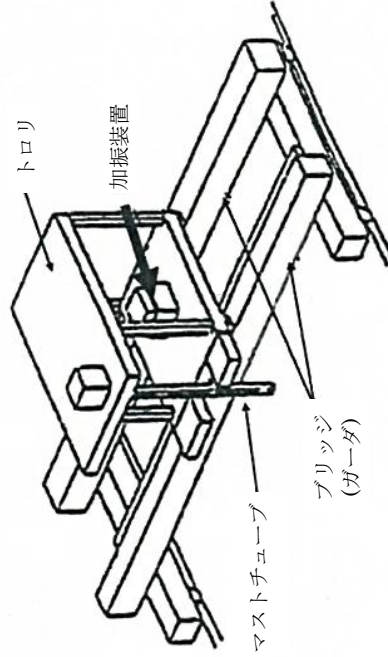
実機を試験体とした振動試験から得られた、燃料取替機の減衰特性に基づき、設計用減衰定数の検討を実施した。

1. 代表試験体の選定

燃料取替機 5 タイプについて、基本仕様(トロリ及びびガーダの重量、高さ、スパン)を調査。
各燃料取替機の構成要素、基本構造、サイズ、重量、振動特性が同等であることを確認。

燃料取替機 5 機の中から、建設中プラントの燃料取替機を代表試験体として選定。

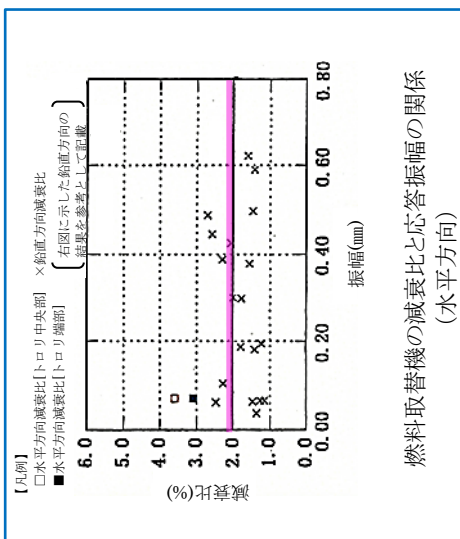
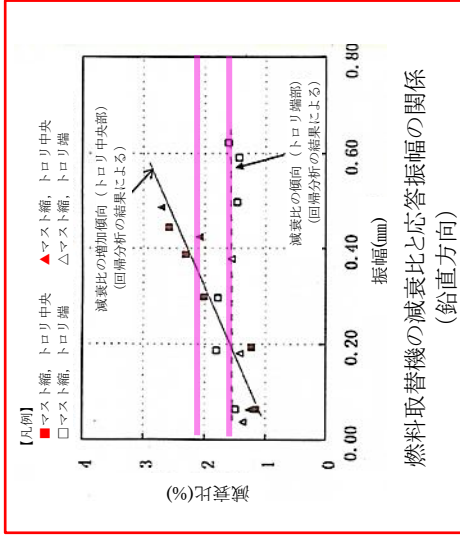
2. 振動試験



【加振方法(水平・鉛直方向)】
トロリ中央部に設置した加振装置による強制加振(正弦波 5Hz～20Hz)

3. 計測データの処理

振動試験で得られた周波数応答曲線からハーフパワー法で減衰比を算定。



4. 設計用減衰定数の設定

【試験結果(鉛直方向)】
トロリ位置が中央の場合では、応答振幅の増加にしたがって減衰比は増加する傾向を示している。応答振幅 0.40mm で減衰比 2.0%以上が得られている。トロリ位置が端部では、応答振幅に係らず、1.5%程度の減衰比が得られている。

【設計用減衰定数(鉛直方向)】
トロリ位置が中央部の場合では、応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり、振幅レベル 0.40mm でも減衰比 2.0%以上となっていること、振幅が増加すると取付器具の振動等で構造減衰が増加し、設計応答振幅レベルでも減少するとはないと考えられることから、設計用減衰定数 2.0%とした。
トロリ位置が端部の場合では、応答振幅に係らず 1.5%程度の減衰が得られていることから、設計用減衰定数 1.5%とした。

【試験結果(水平方向)】
燃料取替機の水平方向の減衰比は、トロリ位置が中央部では応答振幅 0.07mm において 3.6%、トロリ位置が端部では応答振幅 0.07mm において 3.1%という結果が得られている。

【設計用減衰定数(水平方向)】
水平方向の減衰比は、振幅レベル 0.07mm でも鉛直方向の減衰を上回る事が確認されており、鉛直方向の試験結果から、減衰比は応答振幅の増加とともに大きくなる傾向にあるが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

燃料取替機試験体と島根2号炉及び大間1号炉の燃料取替機の仕様の比較

仕様		試験体	島根2号炉	大間1号炉	備考
トロリ	質量 W_t (t)	15.5	13.1	27.0	
	高さ h (m)	4.795	5.795	5.795	
	スパン L_1 (m)	3.0	3.0	3.0	
	スパン L_2 (m)	2.6	2.6	3.0	
	質量 W_g (t)	23.6	27.5	40.0	
	高さ H (m)	2.005	2.005	2.075	
ブリッジ	スパン L_1 (m)	12.46	15.16	15.16	
	スパン L_2 (m)	4.6	4.6	4.43	
	総質量 W [t]	39.1	40.6	67.0	

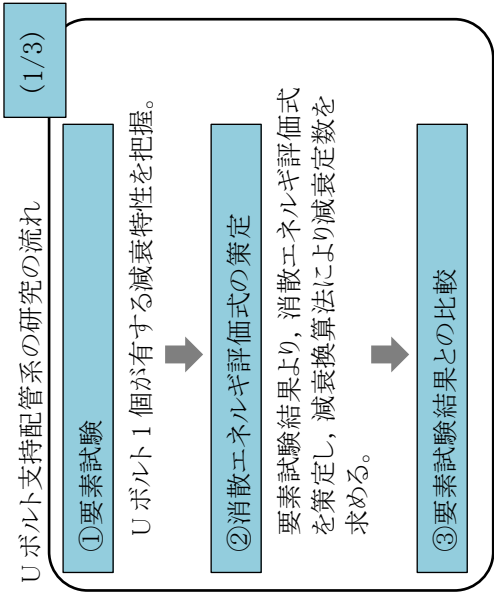
【試験体と実機との比較の考え方】

燃料取替機については、ブリッジ等の骨組み構造の材料減衰及びトロリ、ブリッジ等のガタや摩擦による構造減衰が減衰を与えると考えられる。トロリの構造減衰はトロリ位置によって異なる。試験で得られた減衰比データとしては、ブリッジ中央にトロリがある場合、ブリッジの端部にトロリがある場合の2種類ある。鉛直方向に関しては、ブリッジの中央にトロリがある場合の方が、ブリッジの端部にトロリがある場合に比べて減衰比は高くなっている。ブリッジの中央にトロリがある場合、鉛直方向に関しては、応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり、応答振幅レベル0.40mmで減衰比2.0%以上となっていることから、設計用減衰定数を2.0%とする。水平方向に関しては、応答振幅レベル0.07mmで3.6%の減衰比が得られているが、データ点数が少なかったため、鉛直方向と同じ2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

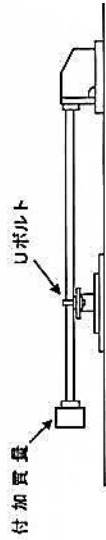
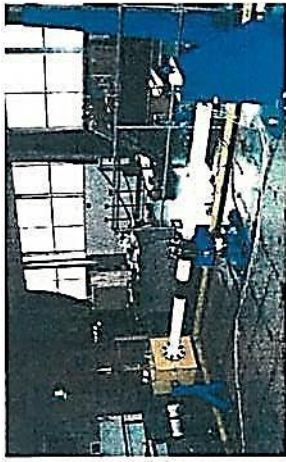
ブリッジの端部にトロリがある場合、鉛直方向に関しては、応答振幅に係らず1.5%程度の減衰比が得られていることから、設計用減衰定数を1.5%とした。水平方向の減衰比は、応答振幅レベル0.07mmで3.1%の減衰比が得られているが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

次に島根2号炉への適用性の観点では、上表より、サイズ及び質量は試験体とほぼ同等であるため、振動特性も同等であると考えられる。また、試験では低加速度レベル（水平約100gal、鉛直約200gal）にて実施されているが、実際の基準地震動 S_s はそれよりも大きい加速度レベルとなる。試験結果から、応答の増幅に伴い減衰比も増加傾向にあるため、上記の試験結果より得られた減衰比は適用可能と考えられる。以上から、島根2号炉の燃料取替機における設計用減衰定数として水平2.0%、鉛直1.5%（燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合）、2.0%（燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合）を適用する。

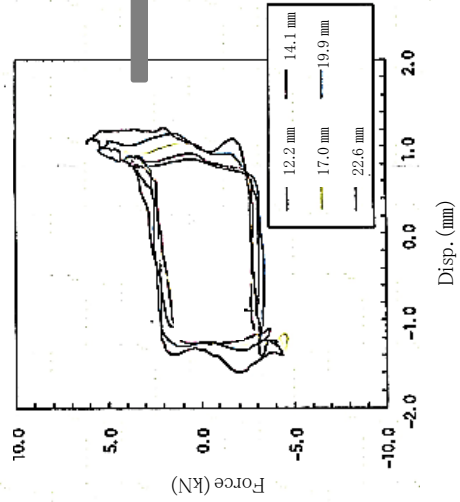
Uボルト支持配管系の振動試験 (1/3) : ①要素試験~②消散エネルギー評価式の策定~③要素試験結果との比較
 Uボルト支持部1箇所の減衰特性を把握するため、最も単純な試験体で振動試験を実施。



要素試験装置

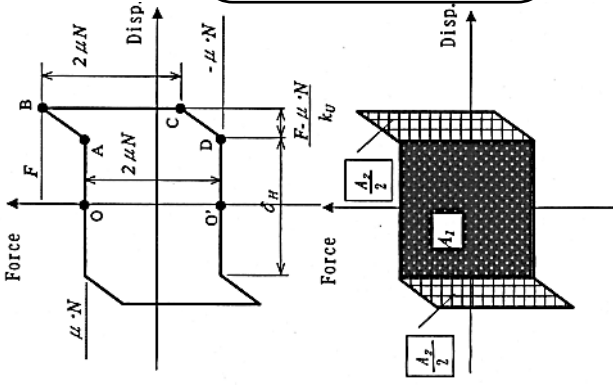


1サイクルあたりの履歴



付加質量位置での変位

変位-荷重履歴のモデル化



(消散エネルギー評価式の策定)

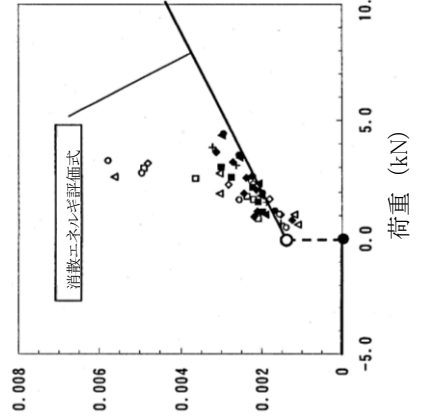
【消散エネルギー評価式の策定】
 モデル内部の面積が消散されるエネルギーであり、この面積を数式化

$$\Delta E = A_1 + A_2$$

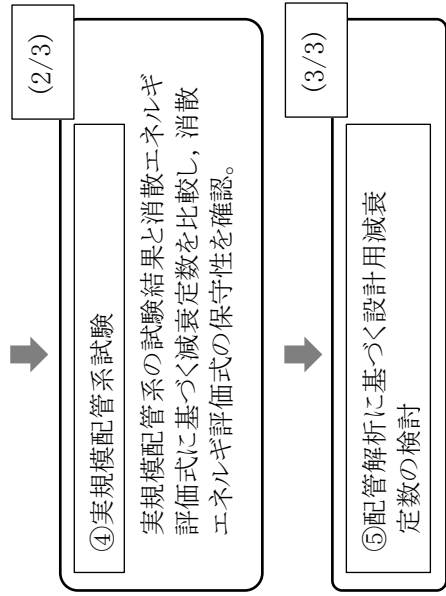
$$A_1 = 4 \cdot \mu \cdot N \cdot \frac{\delta_H}{2}$$

$$A_2 = 4 \cdot \mu \cdot N \cdot \frac{F - \mu \cdot N}{k_U}$$

要素試験結果と消散エネルギー評価式の結果の比較
 消散エネルギー評価式の保守性の確認

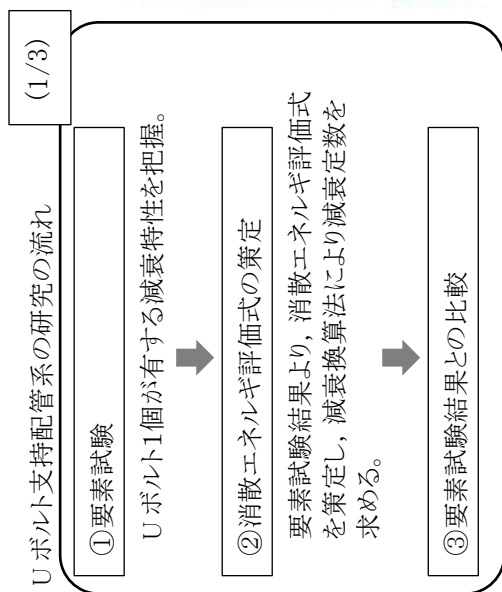


(2/3) 要素試験結果

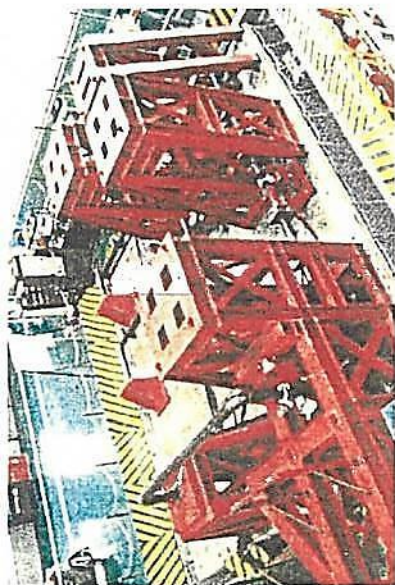


Uボルト支持配管系の振動試験(2/3)：④実規模配管系試験

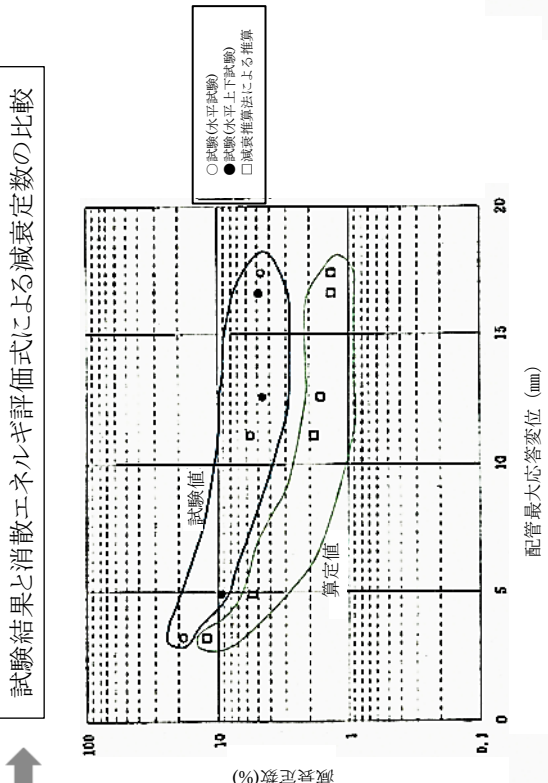
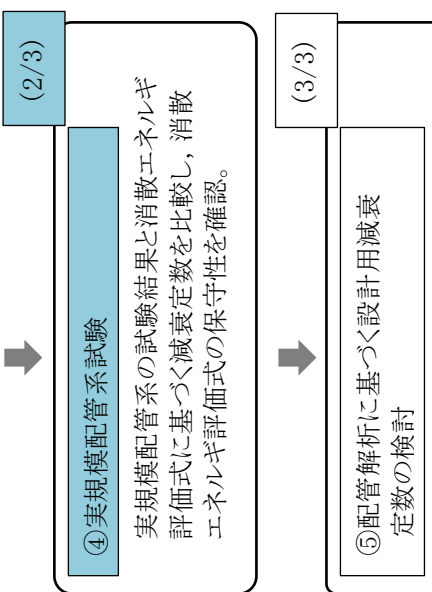
要素試験結果に基づき策定した消散エネルギー評価式の実機への適用性確認のため、実規模配管系試験を実施し、試験結果より得られる減衰定数と消散エネルギー評価式より得られる減衰定数の比較検討を行った。



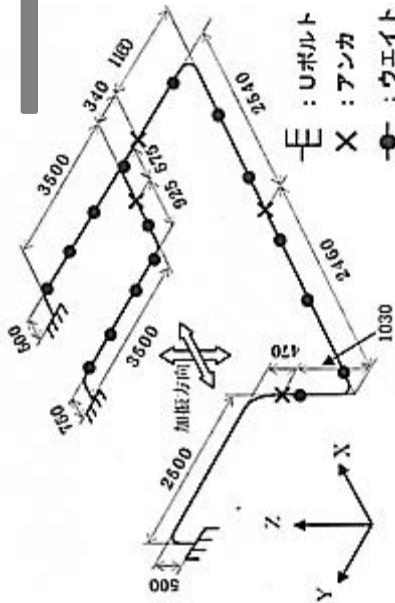
実規模配管系試験装置



要素試験から策定した消散エネルギー評価式について、実規模配管系で保守性を確認。

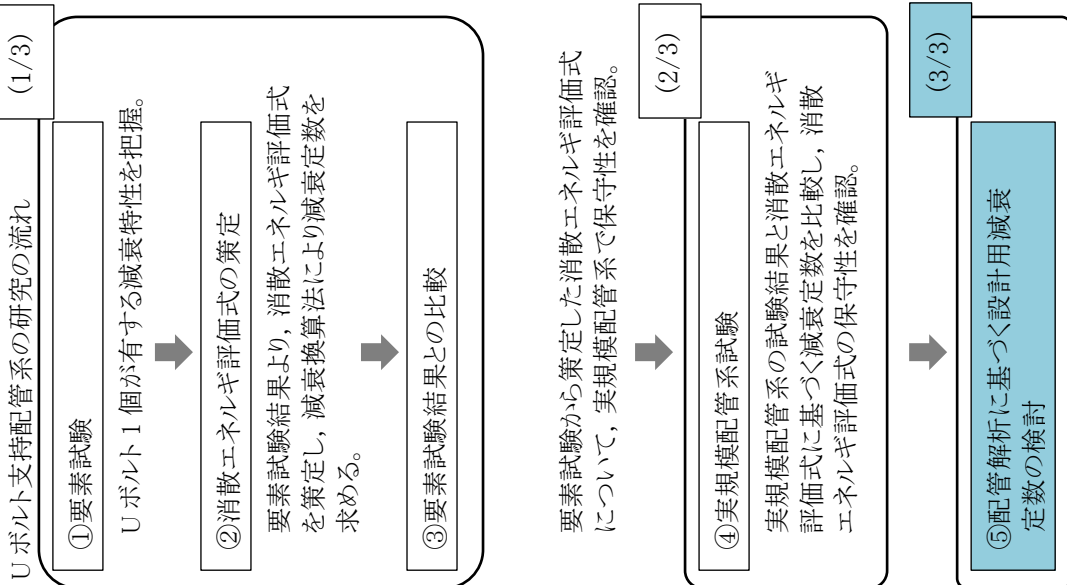


試験結果と消散エネルギー評価式による減衰定数を比較した結果、消散エネルギー評価式の方が全変位領域で下回っており、消散エネルギー評価式の保守性が確認された。



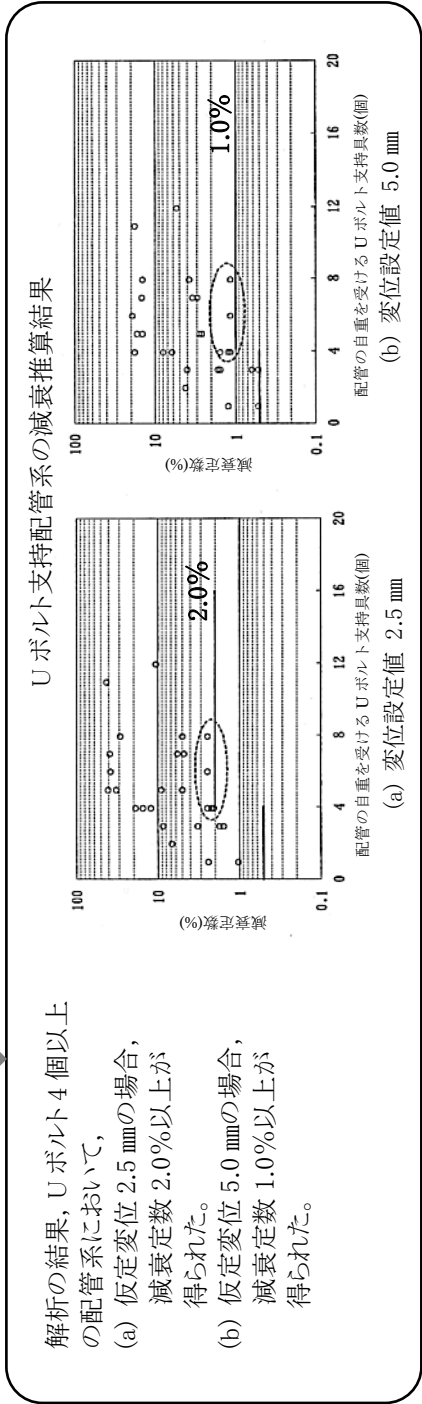
Uボルト支持配管系の振動試験 (3/3) : ⑤配管解析に基づく設計用減衰定数の設定

実機プラントにおいては、配管系の支持箇所やルートは多種多様である。ここでは、実機配管系の計算モデルに対して消散エネルギー評価式を用いて減衰定数を算出し、さらに、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数の検討を行った。



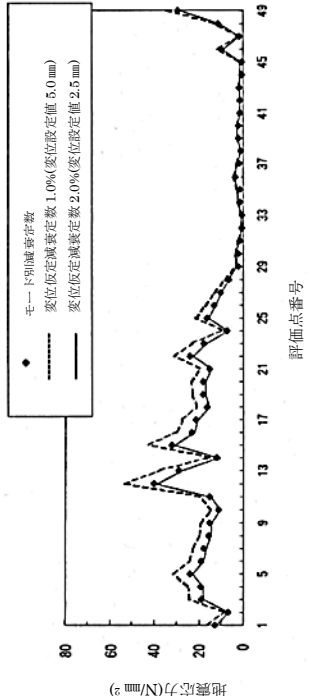
Uボルト支持配管系(28モデル)に対する解析による検討(各振動モードが全て一律の変位が生じると仮定)

- 前項までに、実規模配管系試験にて消散エネルギー評価式の保守性を確認。
- 設計用減衰定数を設定するに当たり、Uボルトの支持具数や配管ルート等様々な配管系について検討する必要がある。
- 消散エネルギー評価式による減衰定数が配管変位に依存するため、配管系の振動モード変位を一定と仮定した状態で減衰定数(変位仮定減衰定数)を算出した。対象はUボルト支持部を有する実機配管系(28モデル)とした。



詳細計算による減衰定数の検討(モード別減衰定数による検討)

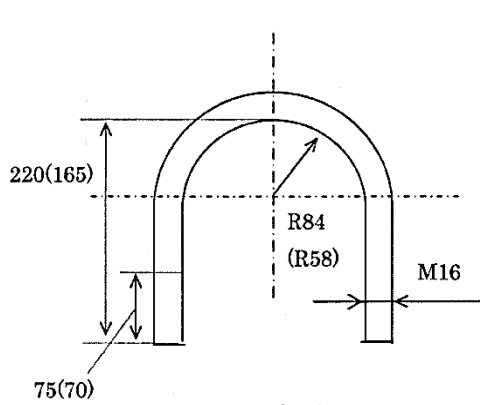
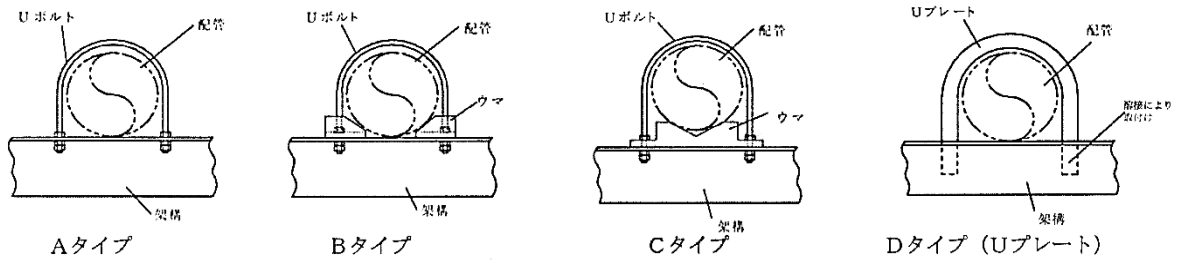
- 変位仮定減衰定数は、計算結果からも分かるように「仮定する変位」に依存する。
- 変位2.5 mmの減衰定数及び変位5.0 mmの減衰定数である2.0%及び1.0%を与える下限値を示した配管モデルに対して、より詳細な解析を行い、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数を検討した。
- 比較検討の結果、詳細計算結果と変位2.5 mmを与えた場合の結果がよく一致していることが分かった。



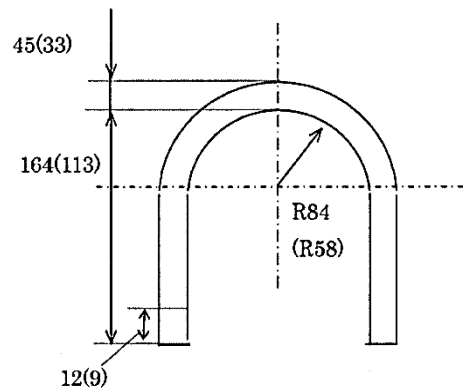
- 設計用減衰定数を2.0%適用に当たり、以下の項目を条件とする。
- Uボルトは、運転時に配管とボルト頂部との間に隙間があるよう施工されること。
- 今回検討対象としたUボルトの据付状態であること。(水平配管の自重を架構で受けるUボルト)

【補足】要素試験に用いたUボルト支持構造物のタイプ

試験に用いたUボルトは、原子力発電所で採用されている代表的な4タイプを選定した。



Uボルト
150A(100A) (材質: SS400)



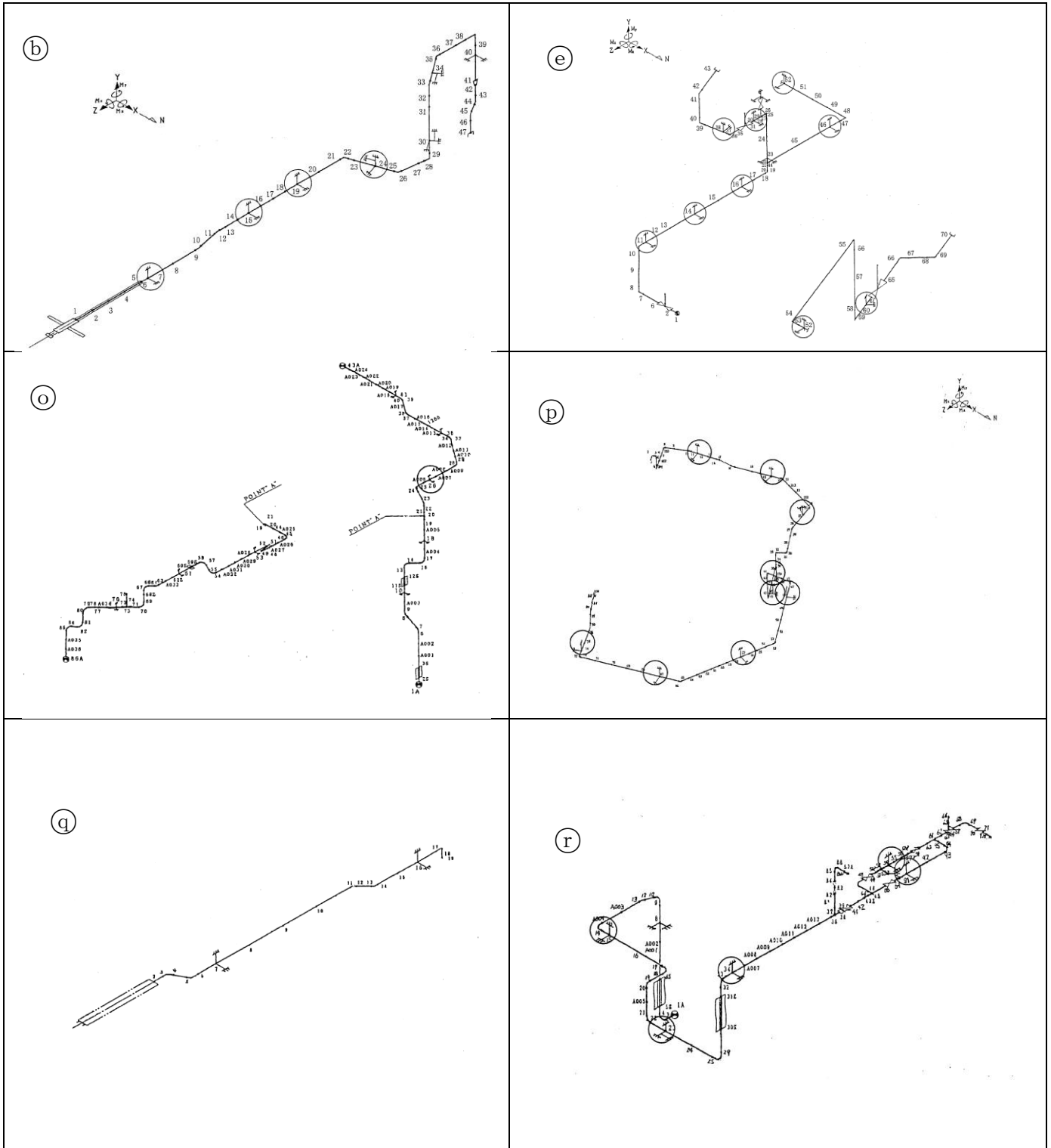
Uプレート
150A(100A) (材質: SS400)

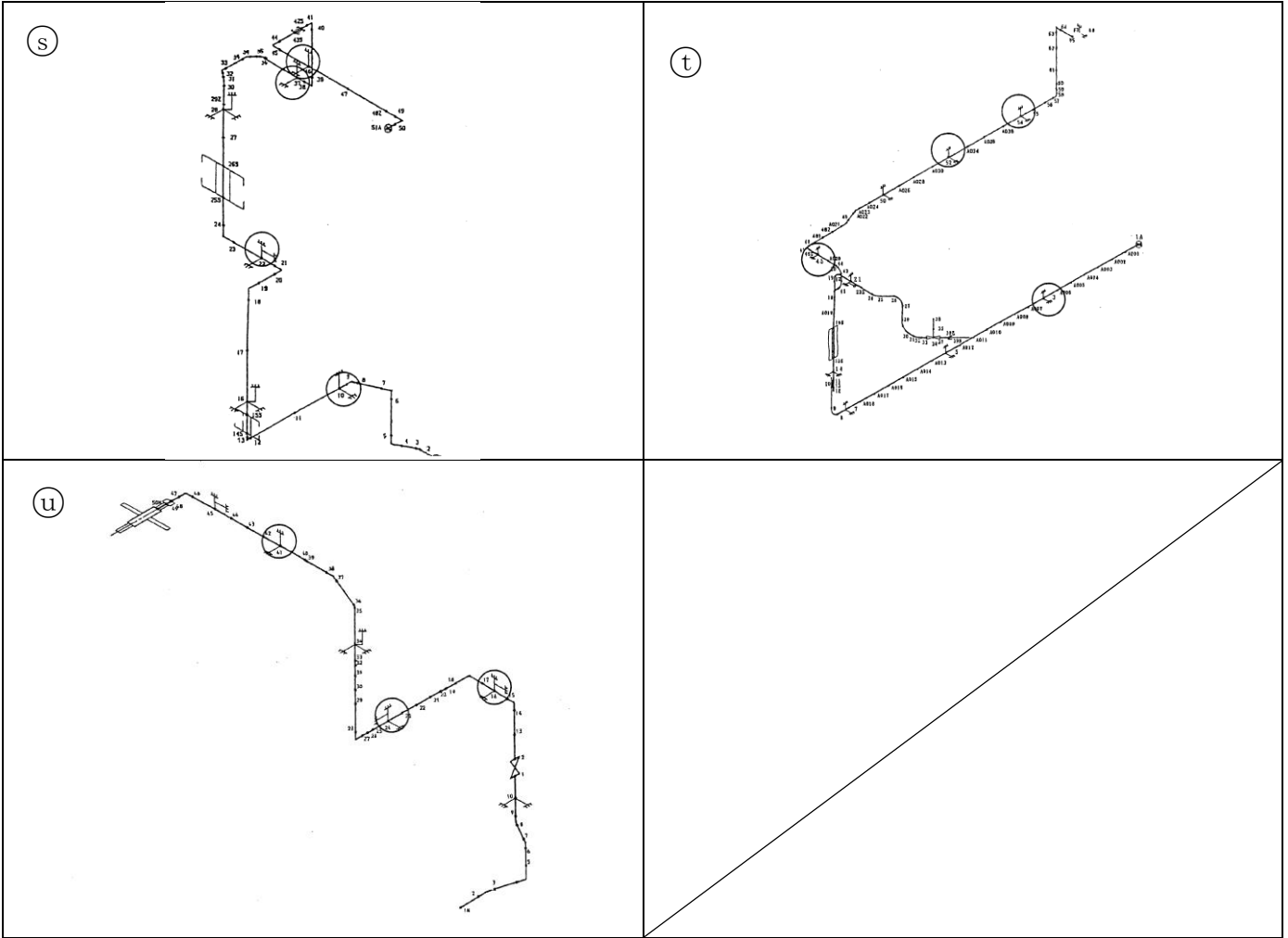
【解析を行った配管仕様】

- ・口径：20A～400A
- ・材質：ステンレス鋼，炭素鋼

解析を行ったBWR実機配管

	系 統	口 径
ⓑ配管	CRD	32A
ⓔ配管	AC	50A
ⓐ配管	RHR	150A
ⓓ配管	FPC	40A
ⓐ配管	MUWC	100A
Ⓡ配管	MUWC	150A, 80A
Ⓢ配管	RCW	200A
Ⓣ配管	RCW	200A, 80A
Ⓤ配管	CRD	32A





配管系の保温材による付加減衰定数（無機多孔質保温材）

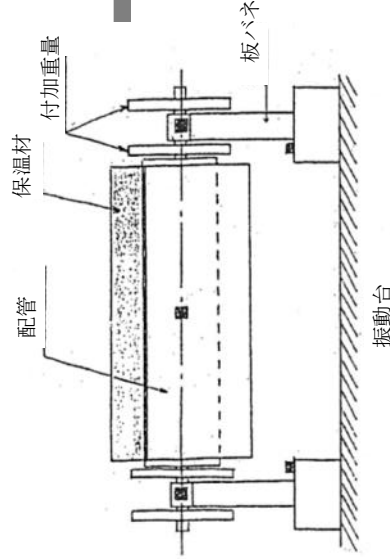
試験体（無機多孔質保温材）を使用した振動試験から得られた配管系の保温材による付加減衰定数に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

1. 試験体

配管口径の異なる3種類(①8B(200A), ②12B(300A), ③20B(500A))の試験体を用いて振動試験を実施。

2. 振動試験

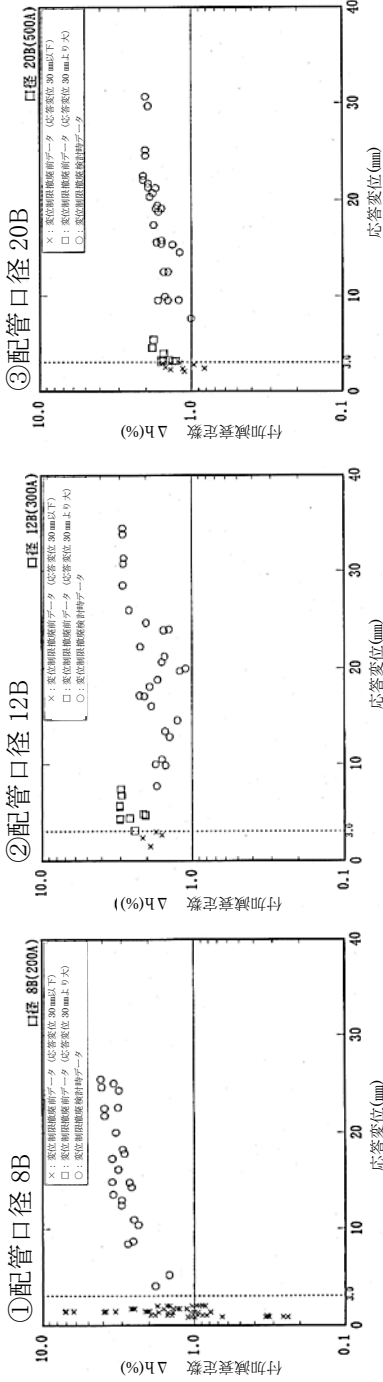
振動試験は保温材有りの場合及び保温材無しの場合について実施。
(保温材厚さ 75mm)



試験装置概略図

3. 試験結果

保温材有・無の結果を比較し、保温材が有る場合に付加できる減衰定数(付加減衰定数)と変位との関係を示す。



4. 設計用減衰定数の設定

【試験結果(8B, 12B, 20B)】
 ○ 応答変位 3.0 mm以上の領域
 保温材による付加減衰定数は 1.0%以上, 応答変位の漸増又は一定の値を示す傾向。
 ○ 応答変位 3.0 mm以下の領域(小応答領域)
 減衰データにばらつきがあり, 付加減衰定数 1.0%以下の場合がある。

【設計用減衰定数の設定】

小応答領域については、配管の強度上問題とならないことから、保温材による付加減衰定数は 1.0%とする。

配管系の保温材による付加減衰定数 (金属保温材及び無機多孔質保温材)

試験体 (金属保温材及び無機多孔質保温材) を使用した振動試験から得られた保温材による付加減衰定数に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

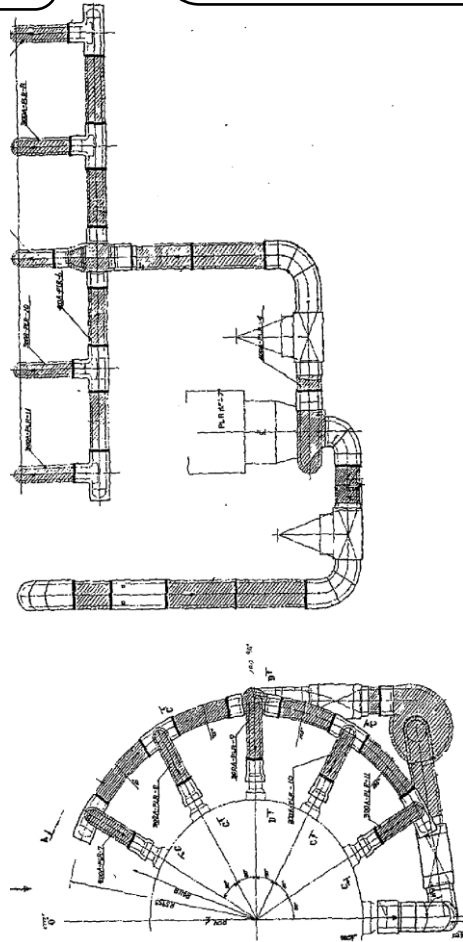
1. 試験体

BWR 型プラントの再循環系 (PLR) 配管 2 ループのうち 1 ループを模擬した実物大モデル



2. 振動試験

振動試験は保温材有・無の場合について実施。保温材については、金属保温材と無機多孔質保温材が混在して配管全長に施工され、金属保温材が施工されている配管長さは、配管全長に対し 43% を占める。



PLR 配管を模擬した試験体の保温材施工図
(ハッチング部：無機多孔質保温材，白抜き部：金属保温材)

3. 試験結果

試験体を再現した解析モデルを用いて固有値解析を行った結果、一次モードが応答に支配的であることが分かった。一次モードにおける保温材有・無の減衰定数を下表に示す。

減衰定数 [%]	
保温材有	9.4
保温材無	5.5

4. 設計用減衰定数の設定

- ・付加減衰定数は、保温材有の減衰定数 (9.4%) と保温材無の減衰定数 (5.5%) の差より、3.9%と評価できる。
- ・一次モードにおける卓越部位はポンプ廻りの配管系であり、当該部位での金属保温材の使用割合は、約 75% (ポンプ入口弁エルボ部からポンプ出口弁エルボ部の範囲) であることから、付加減衰定数 3.9%は金属保温材の影響が支配的であったと考えられる。



【設計用減衰定数の設定】

試験より得られた付加減衰定数 3.9%は、設計用減衰定数として設定した保温材による付加減衰定数 1.0%を上回ることから、金属保温材と無機多孔質保温材が混在する場合についても適用できると考えられる。ただし本試験において、金属保温材が施工されている配管長さは配管全長に対し、43%であったことから、下記の適用条件を設定した。

- ① 金属保温材が施工されている配管長さが配管全長に対して 40%以下の場合
 ・・・・1.0%を付加する。
- ② 金属保温材が施工されている配管長さが配管全長に対して 40%を超える場合
 ・・・・0.5%を付加する。

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

1. 概要

今回工認の耐震設計では、これまで静的な取扱いのみであった鉛直方向の地震力について、動的な地震力を考慮することに伴い、水平方向及び鉛直方向の動的な地震力による荷重を適切に組み合わせることが必要となる。

従来の水平方向及び鉛直方向の荷重の組合せは、静的地震力による鉛直方向の荷重には地震継続時間や最大加速度の発生時刻のような時間の概念がなかったことから、水平方向及び鉛直方向の地震力による荷重の最大値同士の絶対値和としていた（以下「絶対値和法」という。）。

一方、水平方向及び鉛直方向がともに動的地震力である場合、両者の最大加速度の発生時刻に差があるという実挙動を踏まえると、従来と同じように絶対値和法を用いるのではなく、時間的な概念を取り入れた荷重の組合せ方法を検討する必要がある。

本資料では、水平方向及び鉛直方向の動的地震力の組合せに関する既往研究⁽¹⁾をもとに、二乗和平方根（以下「SRSS (Square Root of the Sum of the Squares)」という。）法による組合せの妥当性について説明するものである。

なお、SRSS法による荷重の組合せは、大間1号炉建設工認及び東海第二において適用実績のある手法である。

2. 島根2号炉で用いる荷重の組合せ方法

島根2号炉では、静的地震力による荷重の組合せについては、従来通り絶対値和法を用いて評価を行う。また、動的地震力による荷重の組合せについては、既往知見に基づきSRSS法を用いて評価を行う。

3. 水平方向及び鉛直方向の地震力による荷重の組合せ方法に関する研究の成果

3.1 荷重の組合せ方法の概要

荷重の組合せ方法として、絶対値和法及びSRSS法の概要を以下に示す。

(1) 絶対値和法

本手法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重（又は応力）^注を絶対値和で組み合わせる方法である。

この方法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重が同時刻に同位相で発生することを仮定しており、組合せ方法の中では最も大きな荷重を与える。本手法は、主に地震力について時間の概念がない静的地震力による荷重の組合せに使用する。

$$\text{組合せ荷重（又は応力）} = |M_H|_{\max} + |M_V|_{\max}$$

M_H ：水平方向地震力による荷重（又は応力）

M_V ：鉛直方向地震力による荷重（又は応力）

(2) SRSS法

本手法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重（又は応力）^注を二乗和平方根で組み合わせる方法である。

この方法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重の発生時刻に時間的なずれがあるという実挙動を考慮しており、水平方向及び鉛直方向地震動の同時入力による時刻歴応答解析結果との比較において平均的な荷重を与える。本手法は動的地震力による荷重同士の組合せに使用する。

$$\text{組合せ荷重（又は応力）} = \sqrt{(M_H)_{\max}^2 + (M_V)_{\max}^2}$$

M_H ：水平方向地震力による荷重（又は応力）

M_V ：鉛直方向地震力による荷重（又は応力）

注：荷重の段階で組み合わせる場合と荷重により発生した応力の段階で組み合わせる場合がある（次頁補足参照）。応力で組み合わせる場合は、その妥当性を確認した上で適用する。

(補足) 荷重又は応力による組合せについて

水平方向及び鉛直方向の動的地震力をSRS法で組み合わせる際、評価対象機器の形状や部位に応じて荷重の段階で組み合わせる場合と荷重により発生した応力の段階で組み合わせる場合がある。ここではその使い分けについて、具体例を用いて説明する。

A. 荷重の段階で組合せを行う場合

横形ポンプの基礎ボルトの引張応力の評価を例とする。以下の式で示すように水平方向地震力と鉛直方向地震力の組合せは、荷重である水平方向地震力によるモーメント ($m \cdot g \cdot C_H \cdot h$) と鉛直方向地震力によるモーメント ($m \cdot g \cdot C_V \cdot l_1$) を組み合わせる。

本手法については、非同時性を考慮する地震荷重についてのみSRS法しており、実績のある妥当な手法である。

【絶対値和法】

$$F_b = \frac{1}{L} \{ m g (C_H h + C_V l_1) + m g C_P (h + l_1) + M_P - m g l_1 \} \quad \dots(\text{式 A-1})$$

【SRS法】

$$F_b = \frac{1}{L} \left\{ m g \sqrt{(C_H h)^2 + (C_V l_1)^2} + m g C_P (h + l_1) + M_P - m g l_1 \right\} \quad \dots(\text{式 A-2})$$

ここで、

F_b : 基礎ボルトに生じる引張力

C_H : 水平方向震度

C_V : 鉛直方向震度

C_P : ポンプ振動による震度

M_P : ポンプ回転により働くモーメント

g : 重力加速度

h : 据付面から重心までの距離

l_1, l_2 : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

L : 支点とする基礎ボルトから最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離

m : 機器の運転時質量

である。

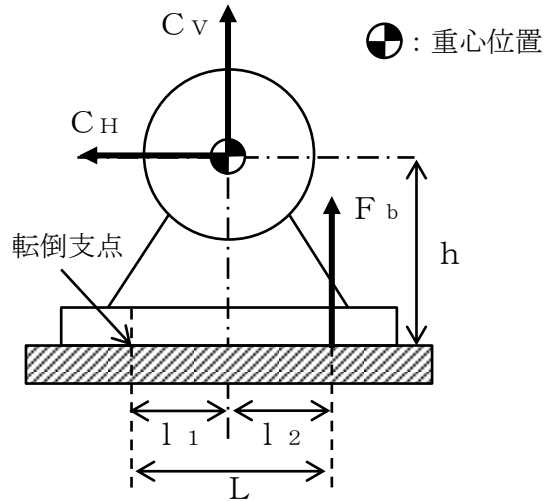


図 A-1 横形ポンプに作用する震度

B. 応力による組合せを行う場合

横置円筒形容器の脚の組合せ応力の評価を例とする。脚には、水平方向地震力による曲げモーメント M_{11} 及び鉛直方向荷重

P_1 、鉛直方向地震力による鉛直荷重 $(R_1 + m_{s1}g) \cdot C_V$ が作用する。

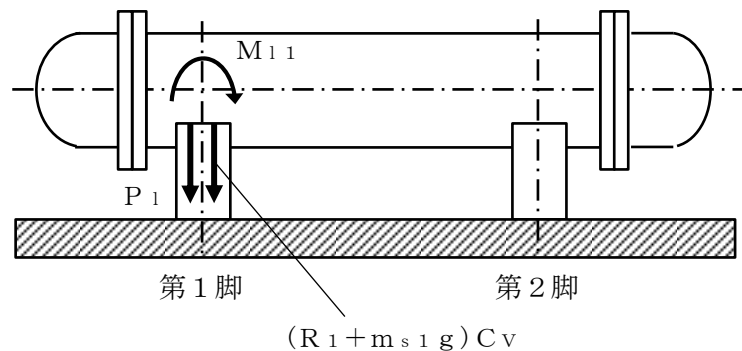


図 B-1 横置円筒形容器の脚部に作用する荷重

水平地震力による圧縮応力 σ_{s2} 及び鉛直方向地震力による圧縮応力 σ_{s4} は以下の式で表され、脚の組合せ応力の評価の際はこれらの応力をSRSS法により組み合わせて評価を行う。

$$\sigma_{s2} = \frac{M_{11}}{Z_{sy}} + \frac{P_1}{A_s} \quad \dots \text{(式 B-1)}$$

$$\sigma_{s4} = \frac{R_1 + m_{s1}g}{A_s} C_V \quad \dots \text{(式 B-2)}$$

【絶対値和法】

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_{s1} + \sigma_{s2} + \sigma_{s4})^2 + 3\tau_{s2}^2} \quad \dots(\text{式B-3})$$

【SRSS法】

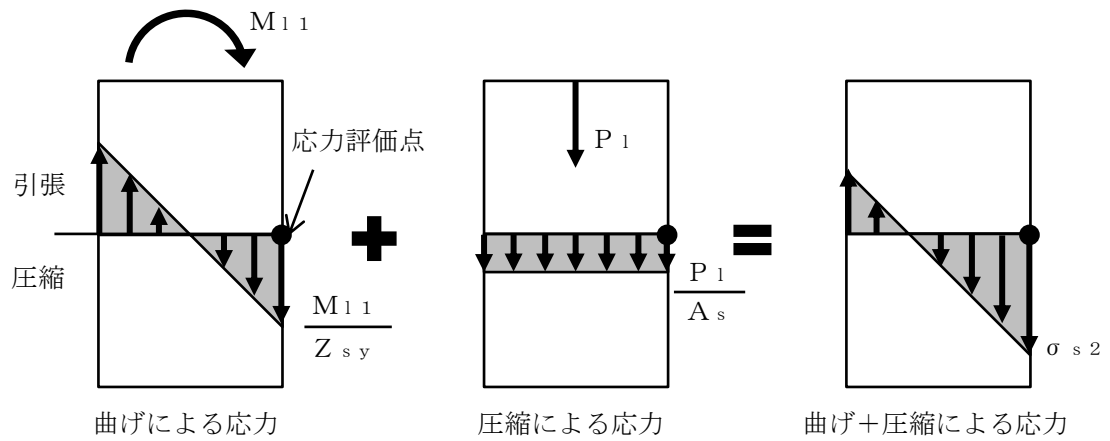
$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_{s1} + \sqrt{\sigma_{s2}^2 + \sigma_{s4}^2})^2 + 3\tau_{s2}^2} \quad \dots(\text{式B-4})$$

ここで、

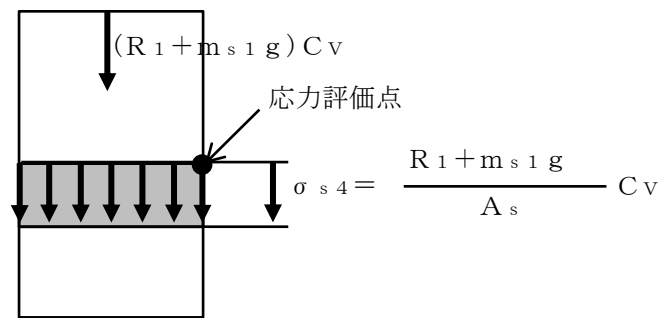
- σ_s : 水平方向及び鉛直方向地震力が作用した場合の脚の組合せ応力
- σ_{s1} : 運転時質量により脚に生じる圧縮応力
- σ_{s2} : 水平方向地震力により脚に生じる曲げ及び圧縮応力の和
- σ_{s4} : 鉛直方向地震力により脚に生じる圧縮応力
- τ_{s2} : 水平方向地震力により脚に生じるせん断応力
- M_{11} : 水平方向地震力により脚底面に作用する曲げモーメント
- P_1 : 水平方向地震力により胴の脚付け根部に作用する鉛直方向荷重
- R_1 : 脚が受ける自重による荷重
- g : 重力加速度
- m_{s1} : 脚の質量
- Z_{sy} : 脚の断面係数
- A_s : 脚の断面積

である。

ここで、水平地震力による圧縮応力 σ_{s2} 及び鉛直方向地震力による圧縮応力 σ_{s4} は、図B-2に示すように、ともに脚の外表面の圧縮応力を表すものであり、脚の同一評価点、同一応力成分であることから、これらの組合せをSRSS法により行うことは妥当である。



(a) 水平方向地震力による応力評価点の圧縮応力



(b) 鉛直方向地震力による応力評価点の圧縮応力

図 B-2 横置円筒形容器の脚部に作用する地震力による応力
概念図

3.2 S R S S法の妥当性

既往研究⁽¹⁾では、実機配管系に対して、水平及び鉛直地震動による最大荷重をS R S S法により組み合わせた場合と水平及び鉛直地震動の同時入力による時刻歴応答解析法により組み合わせた場合との比較検討を以下の通り行っている。

(1) 解析対象配管系モデル

解析対象とした配管は、代表プラントにおける格納容器内の給水系（F D W）2本、残留熱除去系（R H R）1本及び主蒸気系（M S）1本の計4本の配管モデルである。当該配管系はSクラスに分類されるものである。

(2) 入力地震動

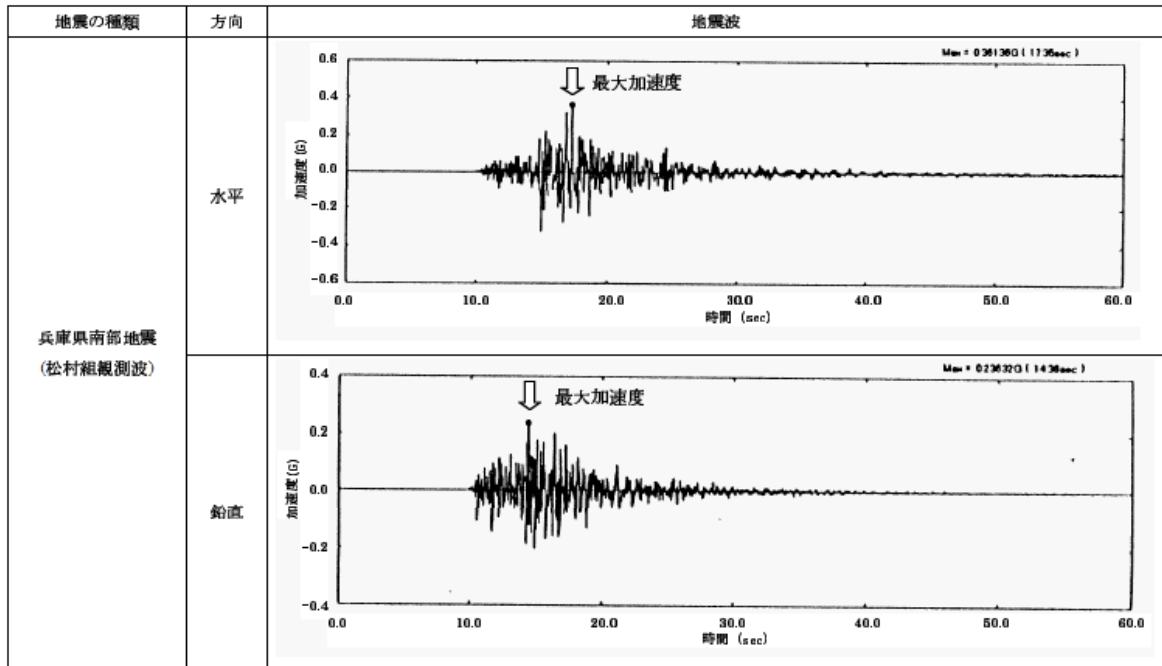
解析に用いた入力地震動は、地震動の違いによる影響を確認するため、兵庫県南部地震（松村組観測波）、人工波及びエルセントロ波の3波を用いた。機器・配管系への入力地震動となる原子炉建屋中間階の応答波の例を第3-1(1)図～第3-1(3)図に示す。

(3) 解析結果

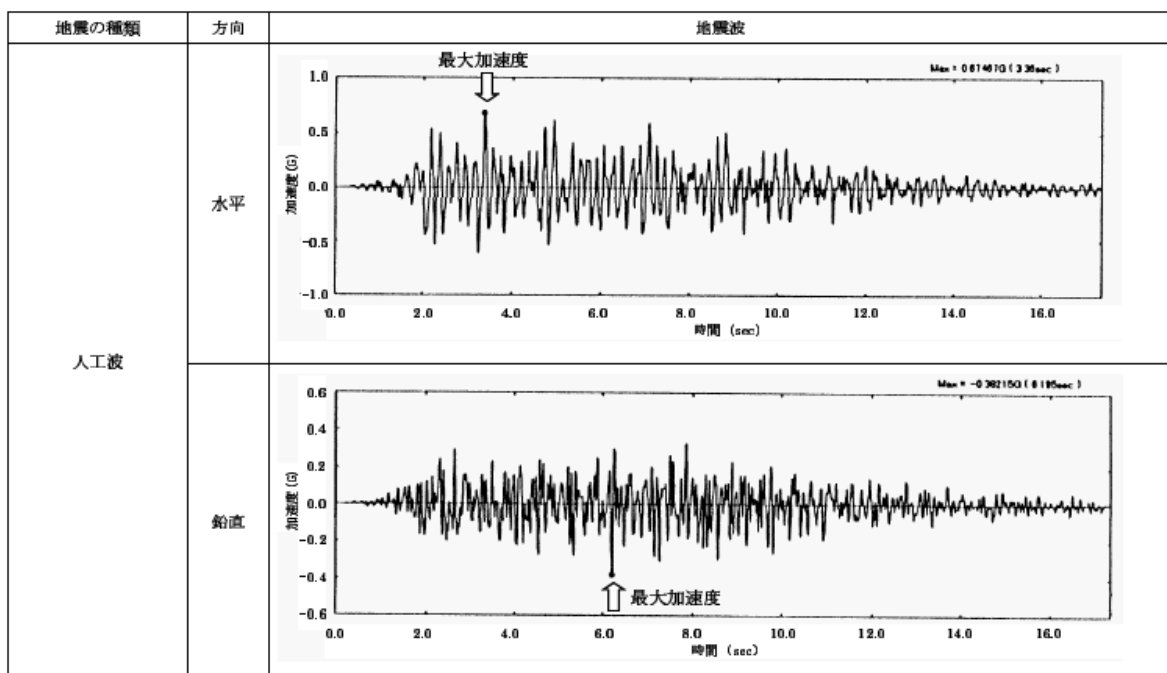
解析結果を第3-2(1)図～第3-2(4)図に示す。第3-2(1)図～第3-2(4)図は、水平方向及び鉛直方向の応力に対して、同時入力による時刻歴応答解析法及びS R S S法により組み合わせた結果をまとめたものであり、参考までに絶対値和法による結果も併記した。

第3-2(1)図～第3-2(4)図より、いずれの配管系においても最大応力発生点においては、時刻歴応答解析法に対してS R S S法の方が約1.1～1.4倍の比率で上回る結果となった。最大応力発生点におけるS R S S法と同時入力による時刻歴応答解析法との結果の比較を第3-1表に示す。また、最大応力発生点の部位を第3-3(1)図～第3-3(4)図に示す。

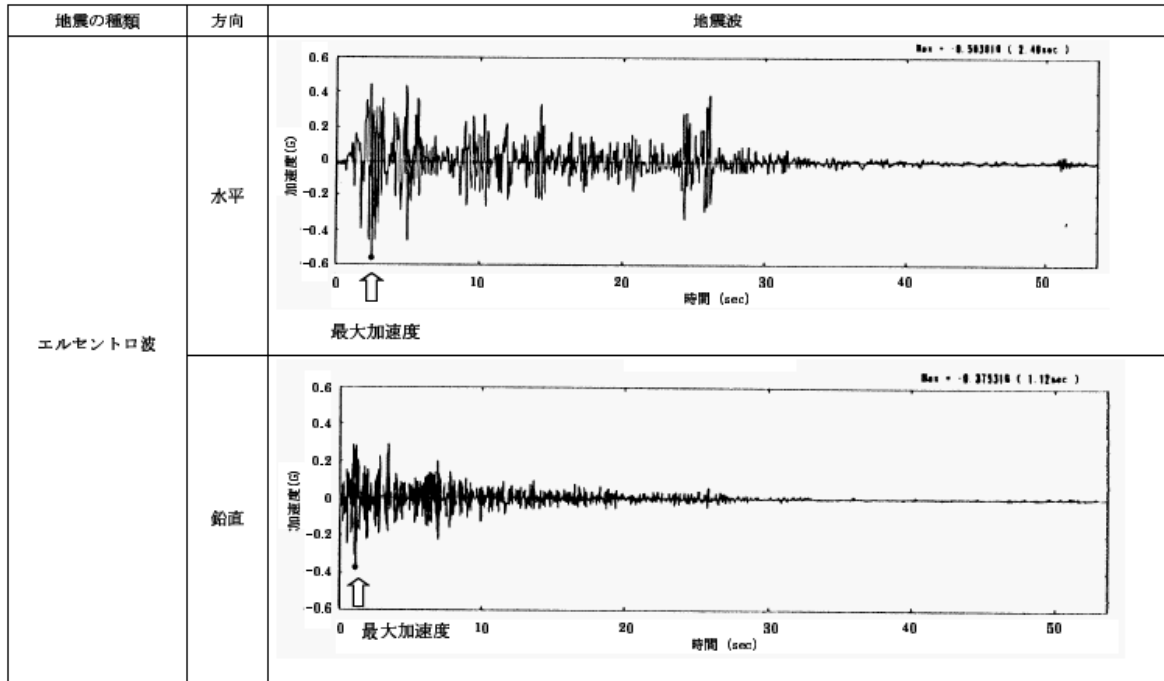
さらに、配管系全体の傾向を確認するため、配管系の主要な部位における発生応力の比較を第3-4図に示す。第3-2(1)図～第3-2(4)図に基づき、各配管モデルの節点の応力値をプロットしたものである。第3-4図より、S R S S法は発生応力の低い領域では同時入力による時刻歴応答解析法に対して平均的な結果を与え、発生応力の増加に伴い、保守的な結果を与える傾向にあることが確認できる。



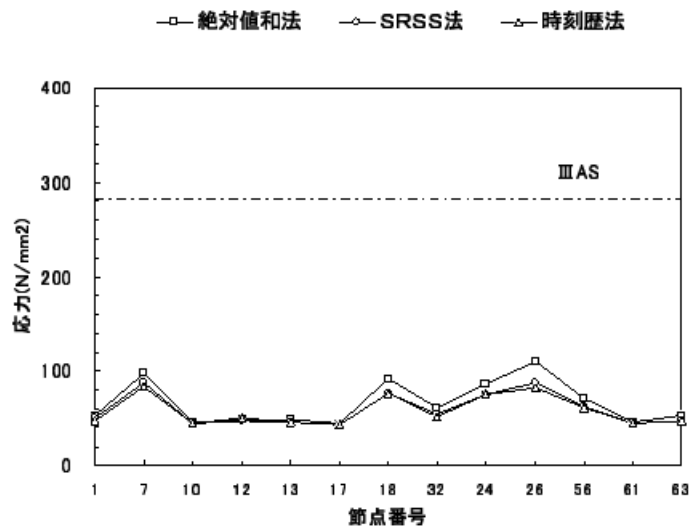
第3-1(1)図 機器・配管系への入力地震動
(兵庫県南部地震 (松村組観測波))



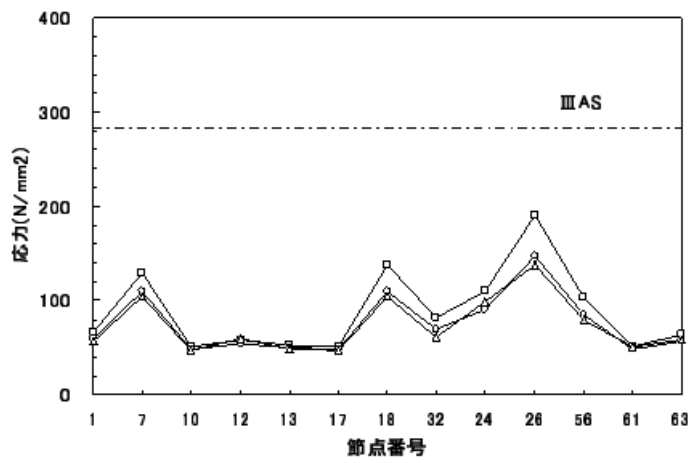
第3-1(2)図 機器・配管系への入力地震動 (人工波)



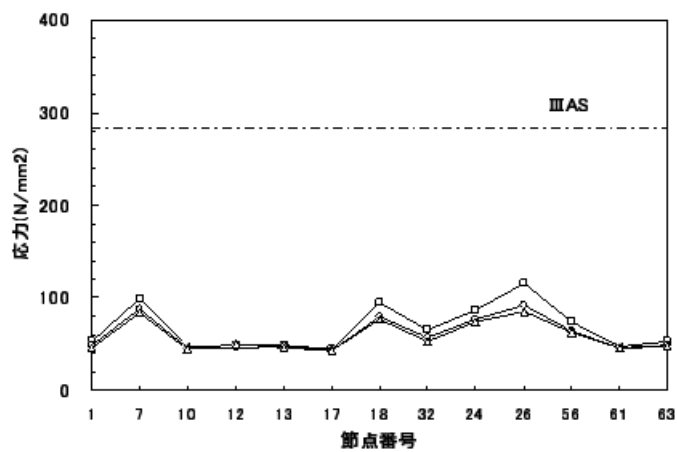
第3-1(3)図 機器・配管系への入力地震動
(エルセントロ波)



兵庫県南部地震（松村組観測波）

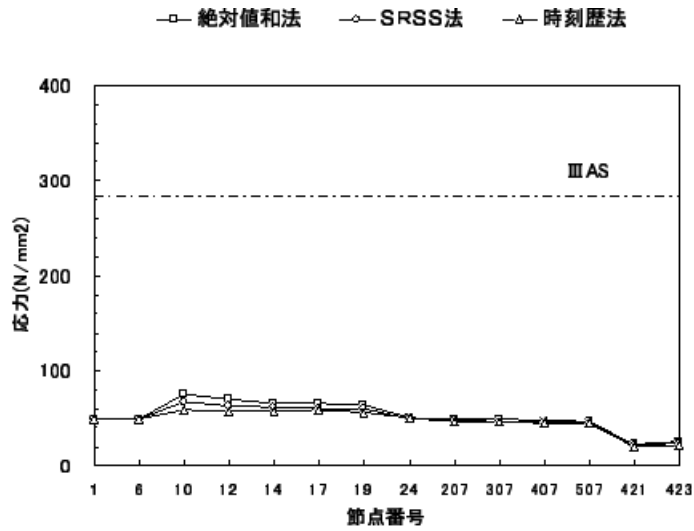


人工波

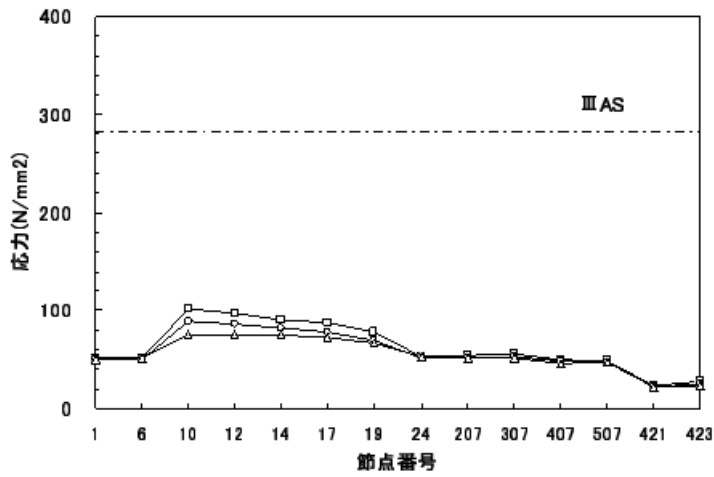


エルセントロ波

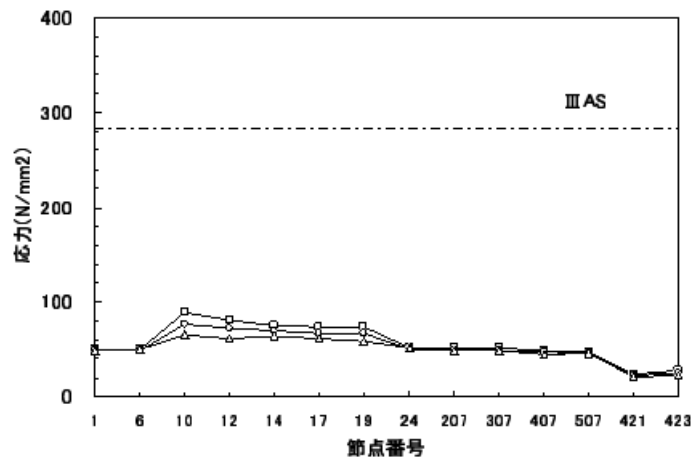
第3-2(1)図 主要な部位における発生応力（FDW-001，代表Aプラント）



兵庫県南部地震（松村組観測波）



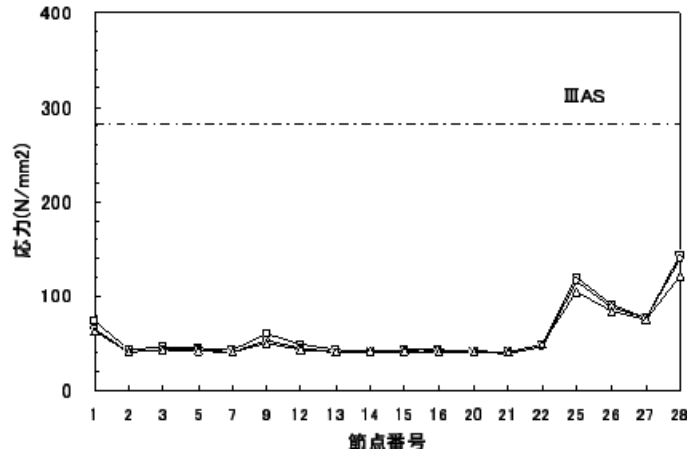
人工波



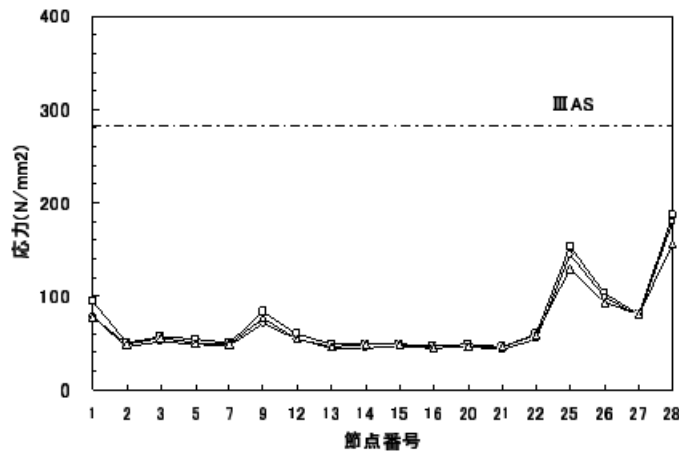
エルセントロ波

第3-2(2)図 主要な部位における発生応力 (MS-001, 代表Aプラント)

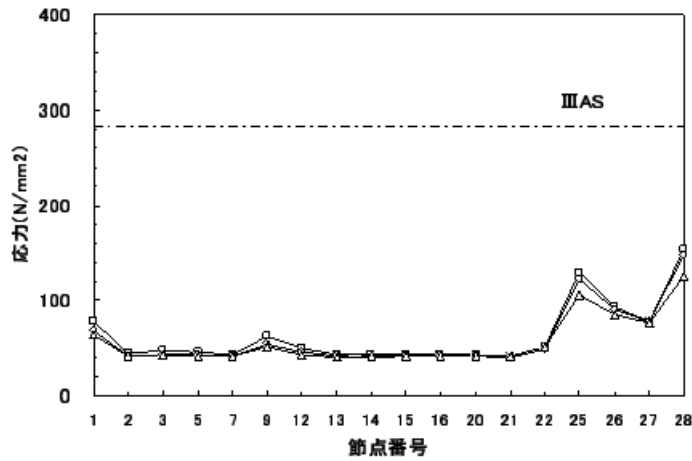
—□— 絶対値和法 —○— SRSS法 —△— 時刻歴法



兵庫県南部地震（松村組観測波）

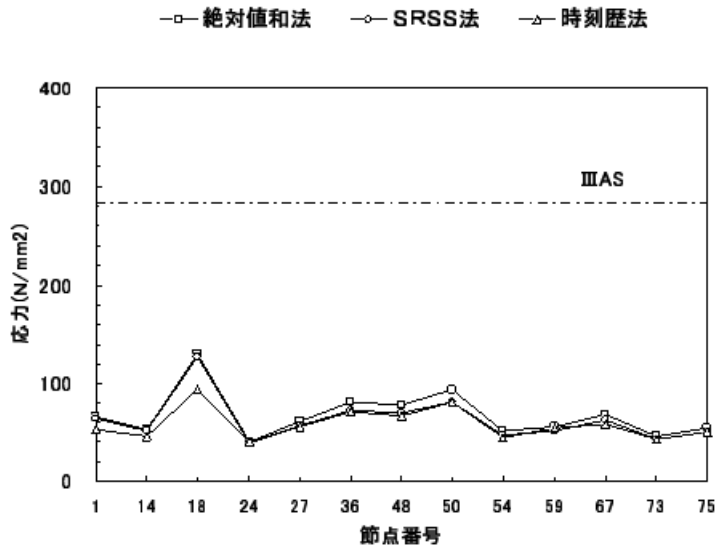


人工波

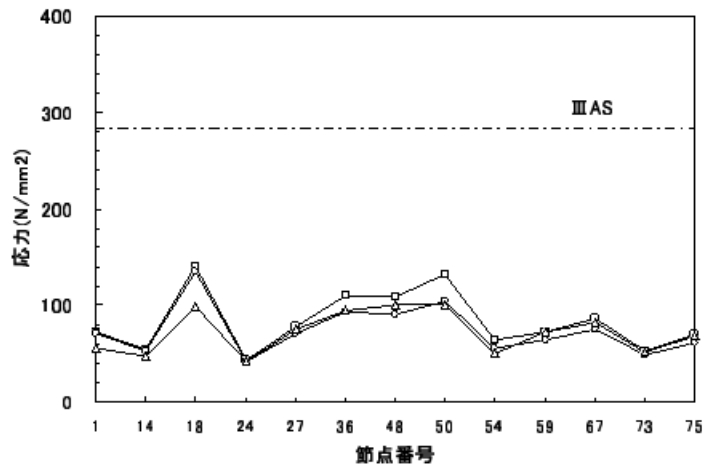


エルセントロ波

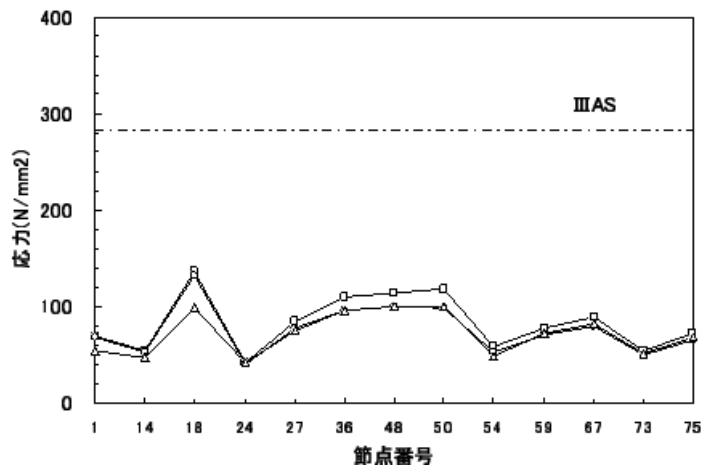
第3-2(3)図 主要な部位における発生応力（RHR-001，代表Aプラント）



兵庫県南部地震（松村組観測波）



人工波



エルセントロ波

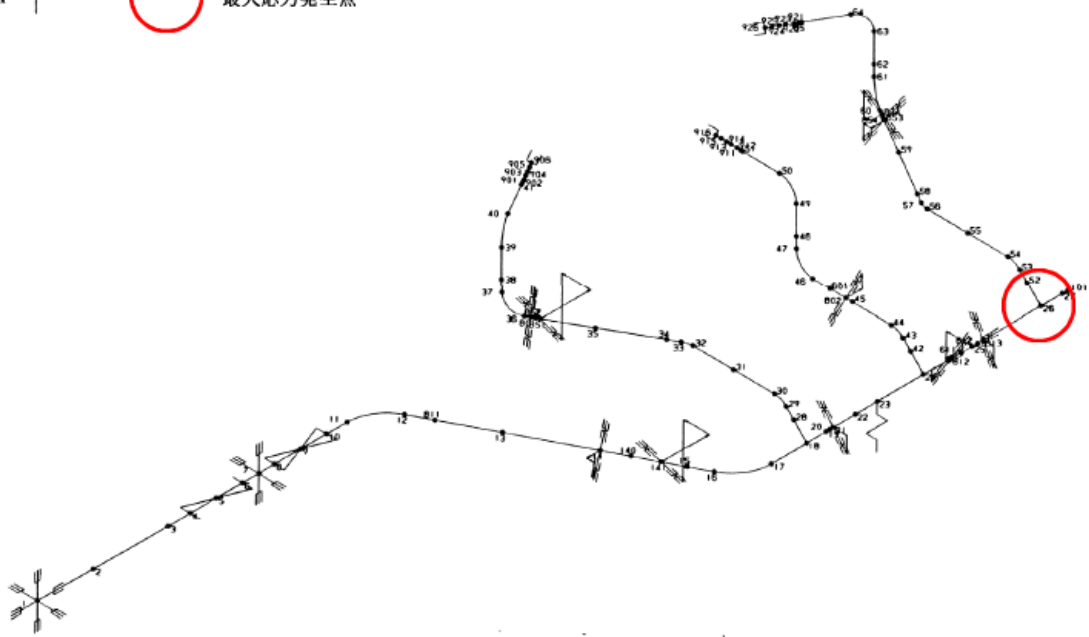
第 3-2(4) 図 主要な部位における発生応力 (FDW-001, 代表Bプラント)

第3-1表 一次応力でのS R S S法と同時入力時刻歴法の比較
(最大応力発生点)

解析対象配管	入力地震波	最大応力発生点	S R S S法 ／同時入力
F D W-001 (代表Aプラント)	兵庫県南部地震	分岐部 (節点 No. 26)	1.08
	人工波	分岐部 (節点 No. 26)	1.08
	エルセントロ波	分岐部 (節点 No. 26)	1.08
M S-001 (代表Aプラント)	兵庫県南部地震	分岐部 (節点 No. 10)	1.15
	人工波	分岐部 (節点 No. 10)	1.20
	エルセントロ波	分岐部 (節点 No. 10)	1.18
R H R-001 (代表Aプラント)	兵庫県南部地震	拘束点 (節点 No. 28)	1.15
	人工波	拘束点 (節点 No. 28)	1.15
	エルセントロ波	拘束点 (節点 No. 28)	1.18
F D W-001 (代表Bプラント)	兵庫県南部地震	拘束点 (節点 No. 18)	1.35
	人工波	拘束点 (節点 No. 18)	1.37
	エルセントロ波	拘束点 (節点 No. 18)	1.34



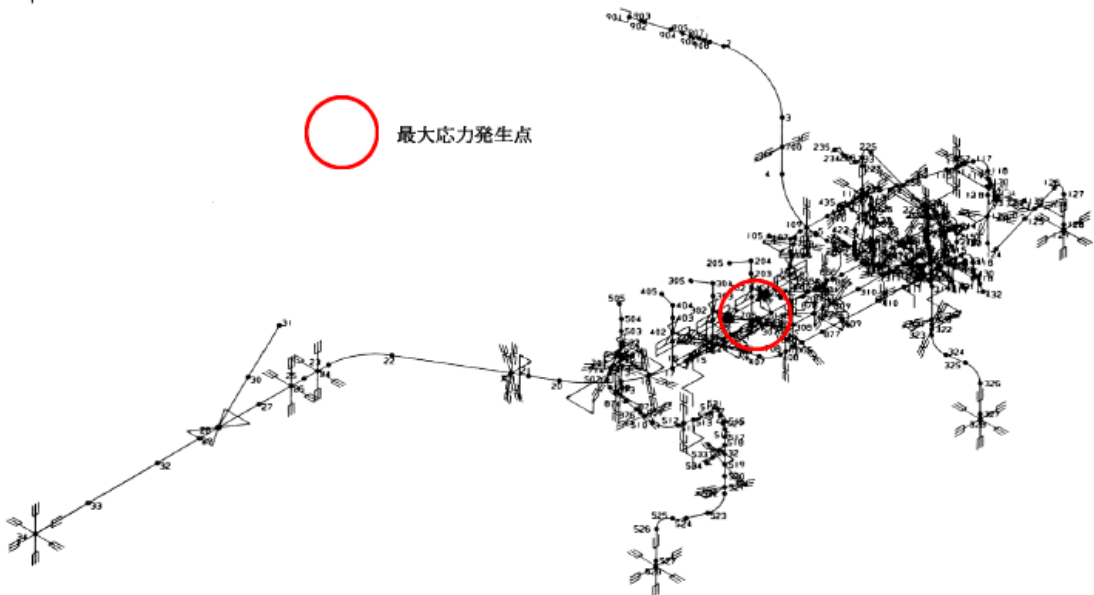
○ 最大応力発生点



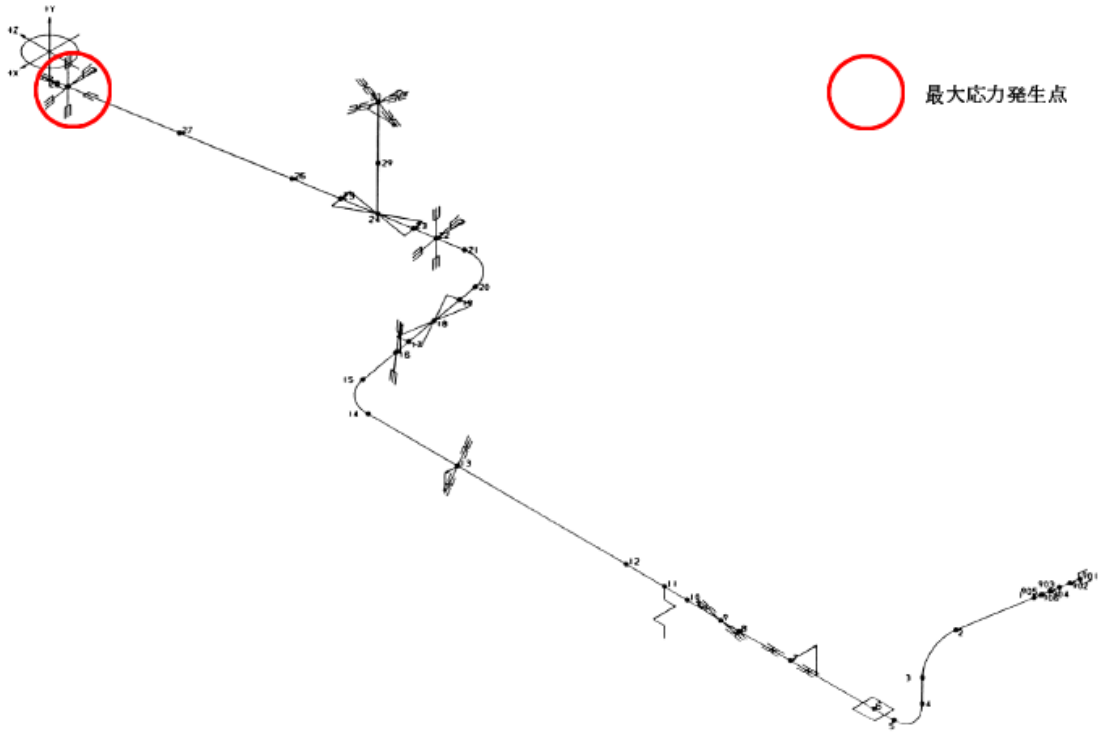
第3-3(1)図 給水系配管 (FDW-001, 代表Aプラント)



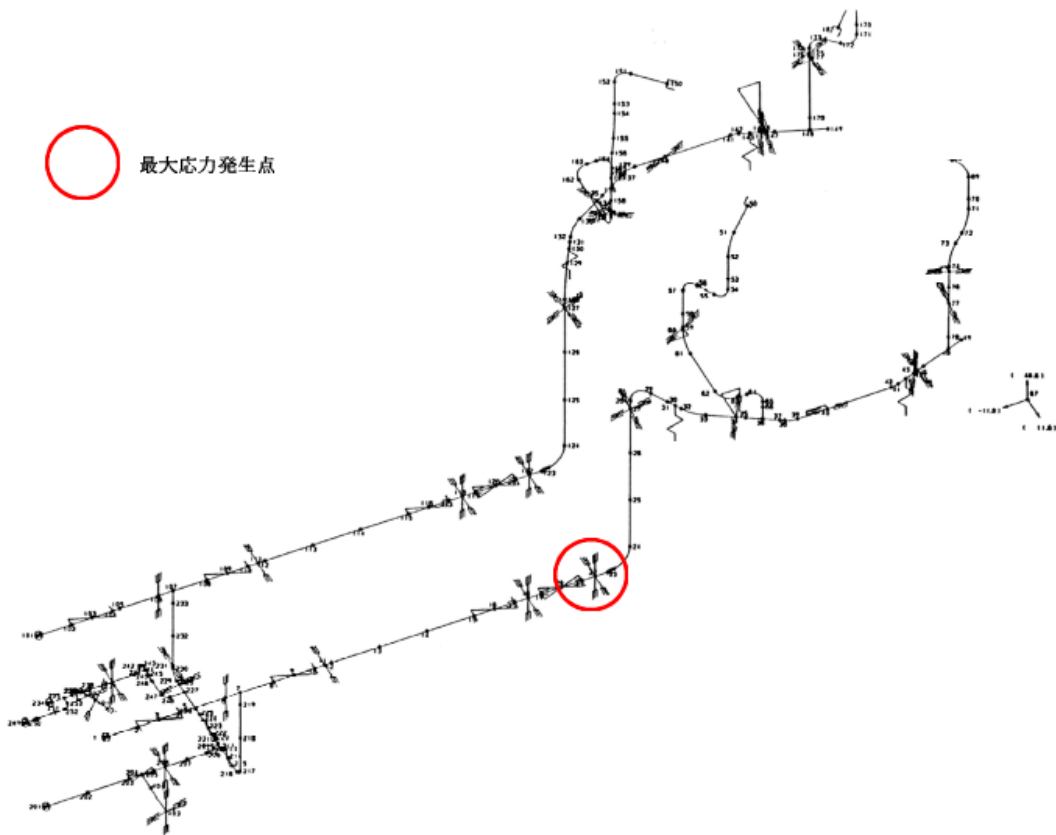
○ 最大応力発生点



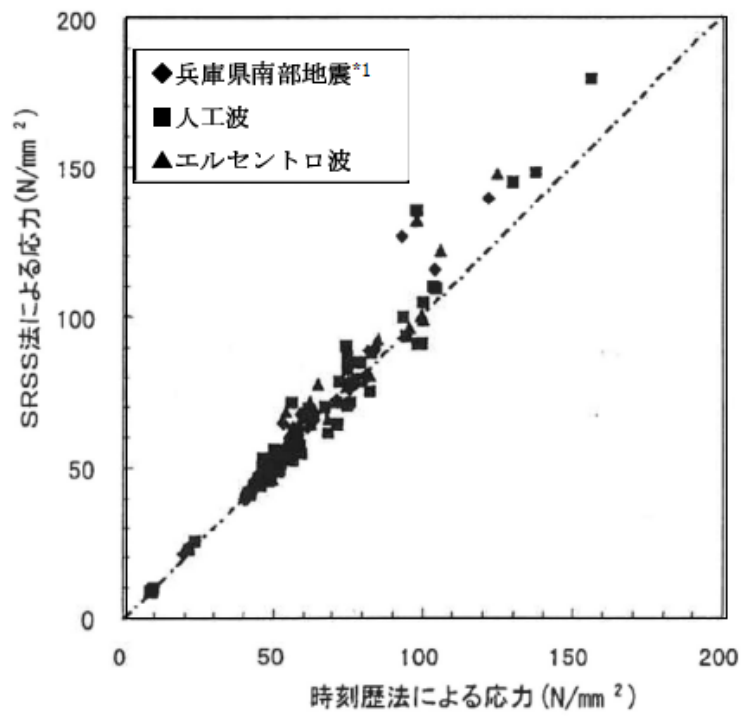
第3-3(2)図 主蒸気系配管 (MS-001, 代表Aプラント)



第3-3(3)図 残留熱除去系配管 (RHR-001, 代表Aプラント)



第3-3(4)図 給水系配管 (FDW-001, 代表Bプラント)



注記

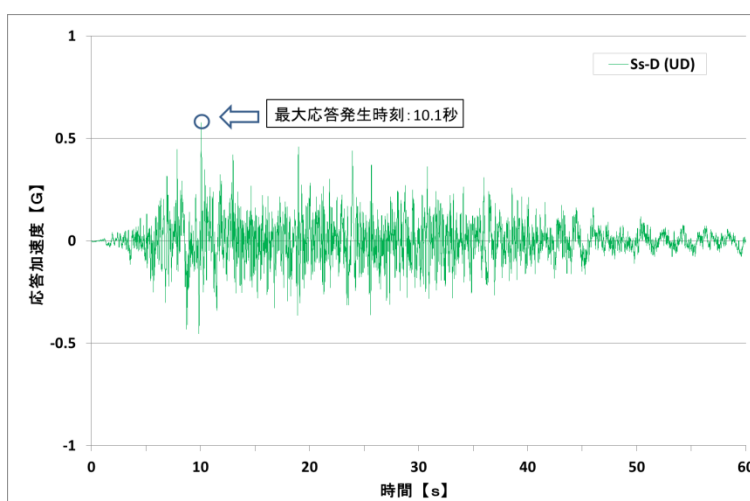
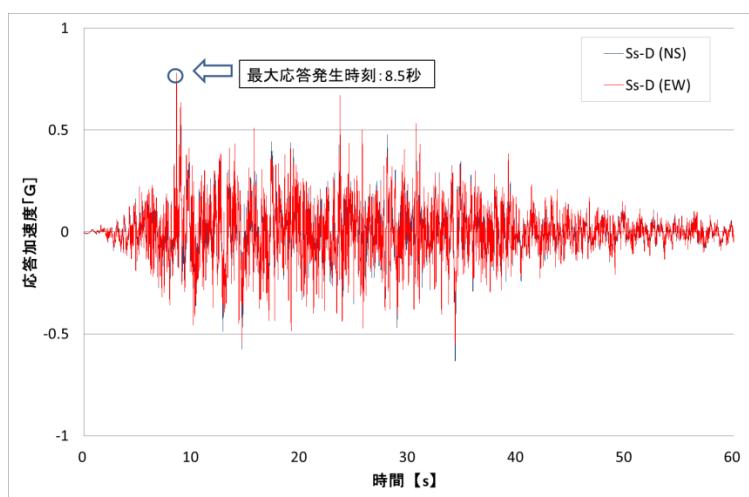
* 1 : 松村組観測波

第 3-4 図 S R S S 法による応力と時刻歴応答解析法による応力の比較

4. 島根2号炉における水平方向及び鉛直方向の最大応答値の発生時刻の差について

島根2号炉における水平方向及び鉛直方向の最大応答加速度の発生時刻の差について、原子炉建物を例に、島根2号炉の施設の耐震評価において支配的な地震動である基準地震動 $S_s - D$ に対する水平方向及び鉛直方向の最大応答加速度の発生時刻の差を確認した。ここで、機器・配管系の耐震評価に用いる水平方向の設計用震度は、すべての地震動に対する南北方向及び東西方向の最大応答加速度を包絡した値を用いることを踏まえ、水平方向の最大応答値の発生時刻については、 $S_s - D$ によるNS方向及びEW方向の最大応答加速度の発生時刻を用いた。

第4-1図及び第4-1表に示すように、水平方向及び鉛直方向の最大応答値の発生時刻には約1～16秒の差があり、島根2号炉においても水平方向及び鉛直方向の最大応答値の発生時刻には差があることを確認した。



第 4-1 図 原子炉建物応答値 (E L 1.3m の例)

第 4-1 表 最大応答値の発生時刻の差

位置 (m)	最大応答値の発生時刻 (sec)		発生時刻の差 (sec)
	水平方向	鉛直方向	
51.7	25.8	10.1	15.7
42.8	8.6	10.1	1.5
34.8	14.6	10.1	4.5
30.5	14.6	10.1	4.5
23.8	14.6	10.1	4.5
15.3	8.5	10.1	1.6
10.1	8.5	10.1	1.6
8.8	8.5	10.1	1.6
1.3	8.5	10.1	1.6
-4.7	8.5	10.1	1.6

5. まとめ

以上より，島根2号炉では，水平方向及び鉛直方向の動的地震力による荷重の組合せ方法としてSRSS法を適用する。

6. 参考文献

- (1) 電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究（ステップ2）」（平成7年～平成10年）

7. 参考資料

- (参考) 鳥取地震による島根原子力発電所の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について

(参考) 2000年鳥取県西部地震による島根原子力発電所2号炉の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の発生時刻の差について

1. はじめに

島根原子力発電所2号炉では、2000年10月6日に鳥取県西部地震による観測記録が得られている。本資料では、2000年鳥取県西部地震による島根原子力発電所2号炉の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の発生時刻の差について参考として確認する。

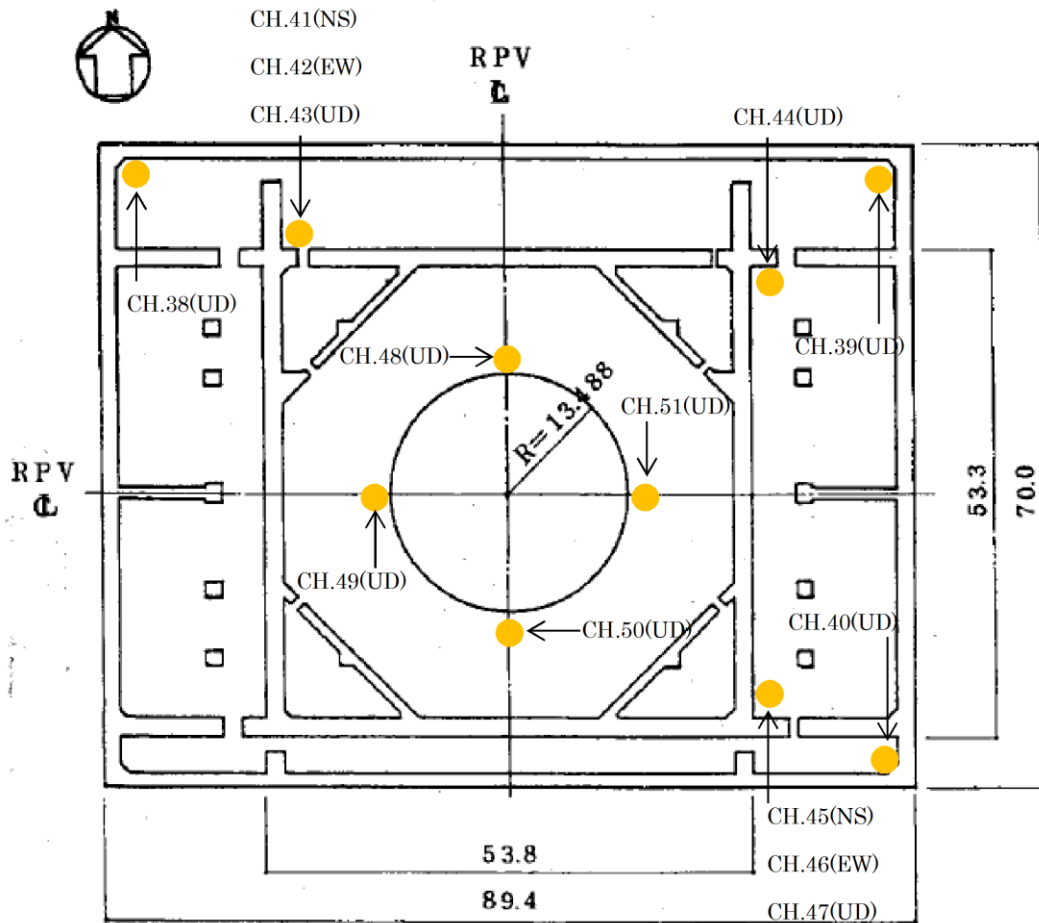
2. 確認結果

参考第1表に示すように、水平方向及び鉛直方向の最大応答値の発生時刻には約1秒～約2秒の差があり、島根原子力発電所2号炉において観測された実地震についても、水平方向及び鉛直方向の最大応答値の発生時刻には差があることを確認した。

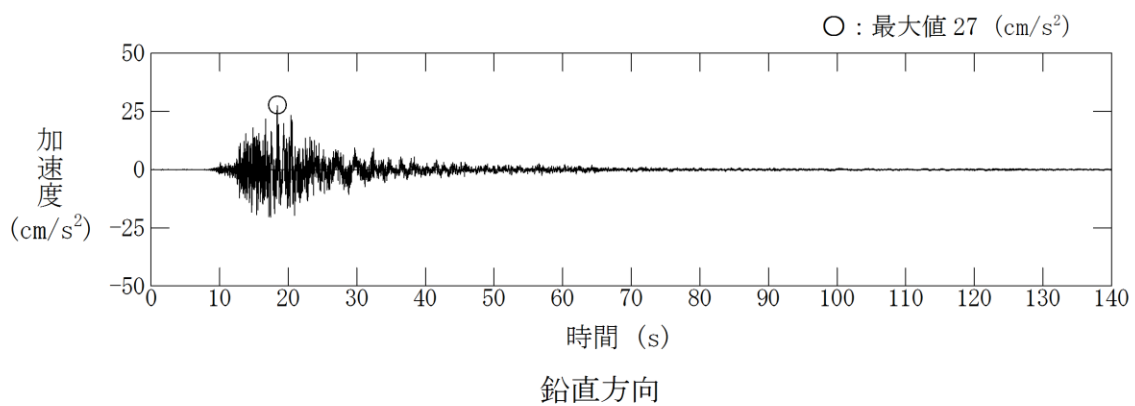
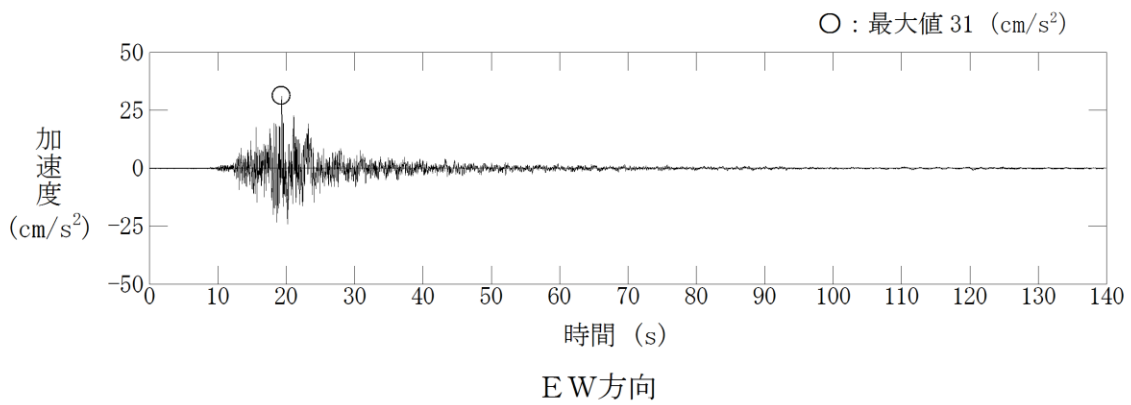
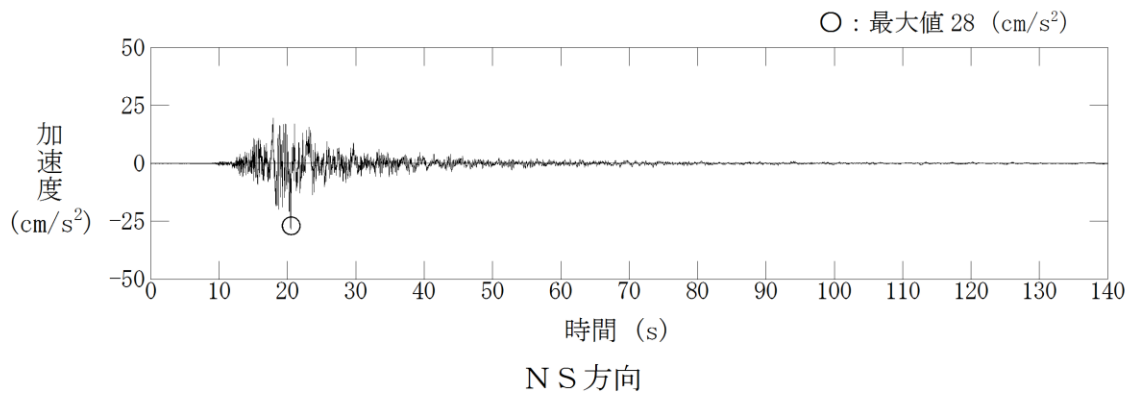
参考第1表 2000年鳥取県西部地震の観測記録における
最大応答値の発生時刻の差

位置 (m)	最大応答値の発生時刻 (秒)			発生時刻の差 (秒)	
	南北方向 (N S)	東西方向 (E W)	鉛直方向 (U D)	N S - U D	E W - U D
島根2号炉 原子炉建物 (E L 1.3m)	20.455	19.325	18.380	2.075	0.945

● : 地震計設置箇所



参考第 1-1 図 島根 2 号炉原子炉建物基礎上 (E L 1.3m)
地震計設置位置



参考第 1-2 図 原子炉建物基礎上の観測記録 加速度時刻歴波形
(CH. 45, CH. 46, CH. 47 E L 1.3m)

等価繰返し回数の評価方針について

1. 基本的な考え方

島根2号炉の耐震評価における疲労評価では、原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987（以下「J E A G 4 6 0 1」という。）の手順のうち、等価繰返し回数を用いた評価としている。

今回工認で用いる等価繰返し回数は、J E A G 4 6 0 1 のピーク応力法に基づき等価繰返し回数を算定する。等価繰返し回数は、設備のピーク応力、固有周期、減衰定数、応答変位時刻歴によって値が異なるため、保守性を持たせた「一律に設定する等価繰返し回数」を用いることを基本とする。また、より精緻に疲労評価を行う場合は、「個別に設定する等価繰返し回数」を用いる。適用する等価繰返し回数の使い分けの考え方を第1図に示す。

なお、建設時における島根2号炉の等価繰返し回数は、建設時の基準地震動 S 1 及び S 2 に対する原子炉建物の等価繰返し回数を「昭和55年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」（以下「標準化報告書」という。）に基づき算出し、保守性を持たせた一律の等価繰返し回数として100回を設定している。

2. 等価繰返し回数の評価方針

2.1 評価手法

等価繰返し回数の算定方法について、J E A G 4 6 0 1 に「地震動の等価繰返し回数を用い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る」と記載されており、島根2号炉では、ピーク応力法を用いて算定する方針とする。

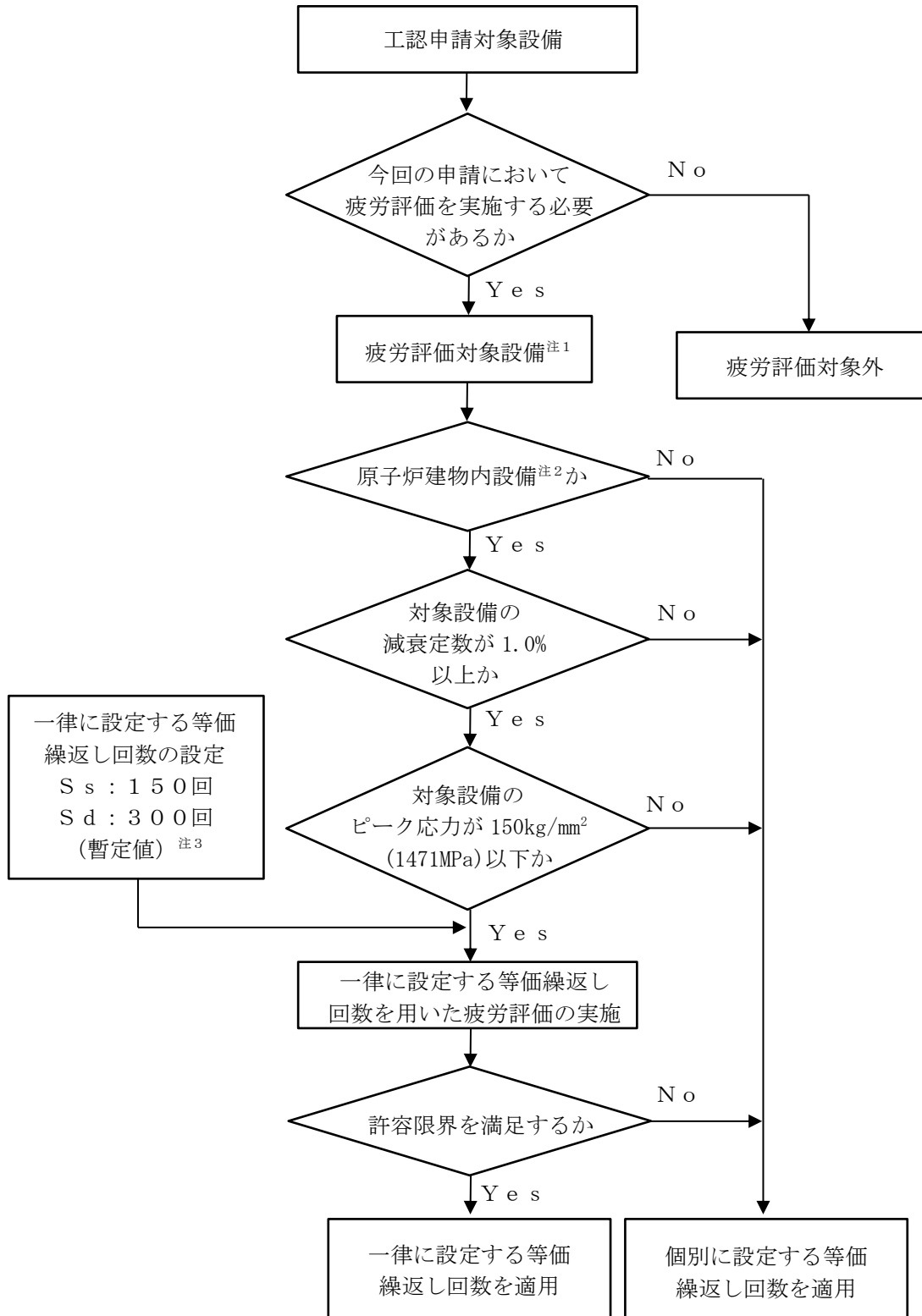
2.2 算定フロー及び算定条件

J E A G 4 6 0 1 に記載されているピーク応力法を用いた等価繰返し回数の算定フローを第2図に示す。

当該フローに基づき、島根2号炉の耐震評価における疲労評価に用いる等価繰返し回数として「一律に設定する等価繰返し回数」又は「個別に設定する等価繰返し回数」を設定する。なお、等価繰返し回数の算定に当たっては、標準化報告書における等価繰返し回数の算定方法を参考とする。

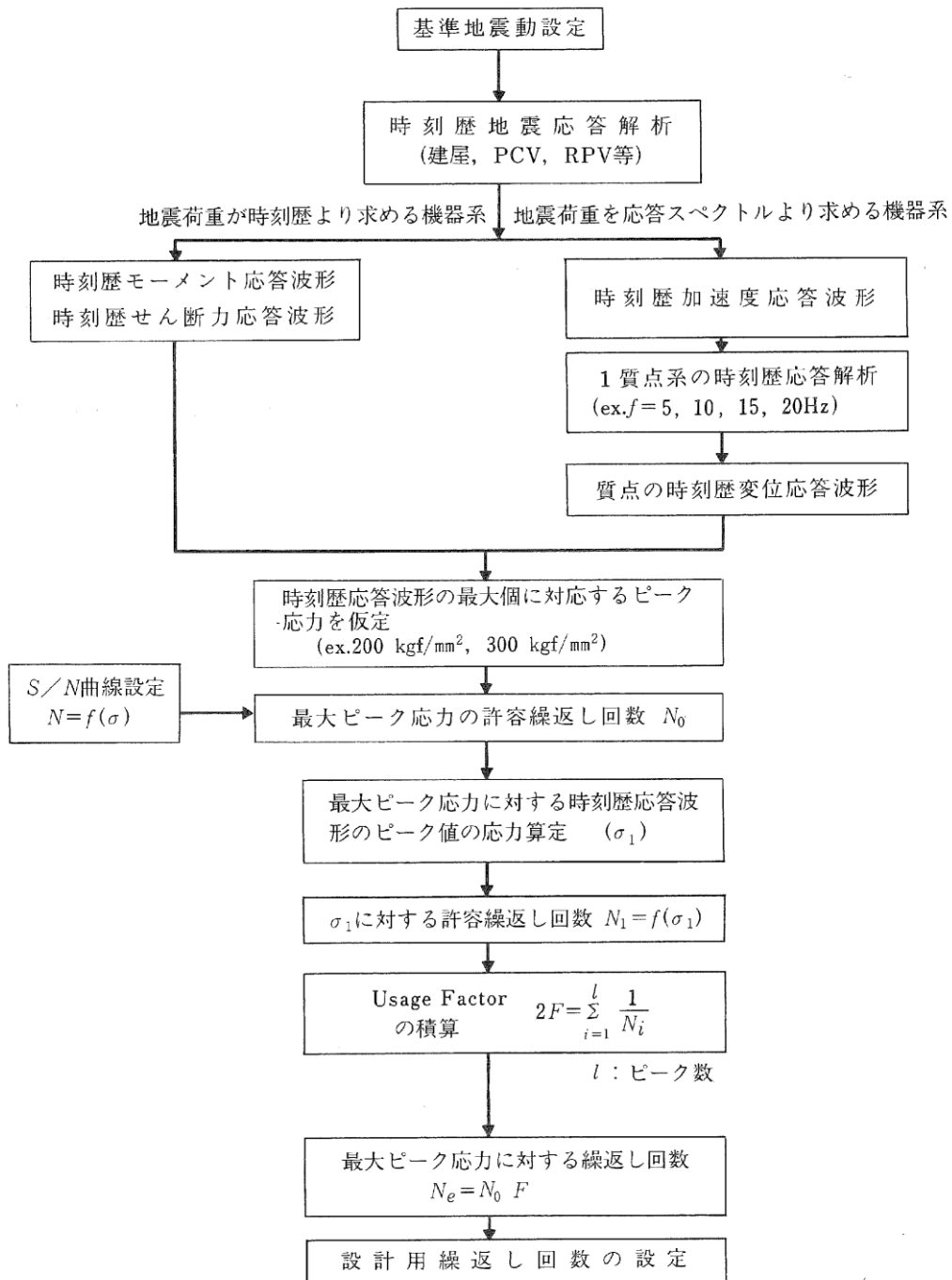
島根2号炉の等価繰返し回数の算定条件と標準化報告書との比較結果を第1表に示す。

等価繰返し回数は、詳細設計段階で設定する。なお、暫定的に一律に設定する等価繰返し回数を使用する場合、基準地震動 S s による評価において150回、弾性設計用地震動 S d による評価において300回を適用する。



- 注1 このフローによらず個別に設定する等価繰返し回数を適用する場合がある
 注2 「一律に設定する等価繰返し回数」の適用範囲を原子炉建物内設備とした場合
 注3 「一律に設定する等価繰返し回数」は詳細設計段階で設定

第1図 適用する等価繰返し回数の使い分け



第2図 ピーク応力法を用いた地震の等価繰返し回数の算定フロー
(J E A G 4 6 0 1 より引用)

第1表 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2号炉の等価繰返し回数算定条件の比較

		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2号炉	
		【手法1】	【手法2】	建設時	今回工認
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 ^{注1} 以外、減 衰定数が0.5%の設備、 ピーク応力が150kg/ mm ² (1471MPa)を超える 設備、疲労評価の精緻 化が必要な設備
算出方法	回数算出 に用いる 応答時刻 歴波	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 ^{注5}	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 ^{注6}	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 ^{注5} 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 ^{注6}	同左
	波形	時刻歴モーメント波形	変位応答時刻歴波	荷重時刻歴波形又は 変位応答時刻歴波	同左
対象建屋・床	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 ²)	代表設備の最大ピーク 応力を安全側に設定 (300kg/mm ²)	150kg/mm ² (1471MPa) (標準化報告書の検討に て十分とされる値)	同左又は対象設備のピ ーク応力
	固有周期	代表設備の設置床面	同左	対象設備の設置位置	同左
減衰定数	時刻歴解析結果より 直接算定	設備の固有周期 でなく、全固有周期	設備の固有周期 でなく、全固有周期	対象設備の固有周期 ^{注2} でなく、全固有周期 ^{注2}	対象設備の固有周期
	報告書に言及なし	同左	同左	1.0%	対象設備の設計用減衰 定数
設計用疲労線図	代表設備材料の 線図を使用	同左	炭素鋼の設計疲労線図 ^{注3}	炭素鋼の設計疲労線図 ^{注4}	対象設備の仕様材料 に応じて、炭素鋼又は ステンレス鋼の設計 疲労線図 ^{注4}
	Vs=500, 1000, 1500m/s	Vs=1500m/s	Vs=1600m/s ^{注7}	Vs=1600m/s ^{注7}	同左

注1 「一律に設定する等価繰返し回数」の適用範囲を原子炉建物内設備とした場合
 注2 設備の固有周期を踏まえ固有周期帯を限定する場合がある。
 注3 発電用原子炉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
 注4 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