

# 原子力機器・配管の耐震設計

## Studies for Aseismic Design of Atomic Power Equipment

原子力発電所に対しては特に厳しい耐震条件が課せられているので、設計に当たって特に慎重な対処が要求される。

耐震設計は計算コードによる地震応答解析を主体として行なわれることが多いが、計算モデルの妥当性及び応答解析の精度を耐震試験、計算手法比較などにより検証する必要がある。ここでは最近行なった実験解析のうちから、配管系の振動試験解析、原子炉格納容器模型の振動試験及び燃料集合体の振動試験について述べる。

これらの振動試験及び解析により、配管系の計算手法とモデル化の妥当性の実証、壳体振動の問題点の解明と解析プログラムの実証、及び炉心構造物の振動特性の把握を行なうことができた。

内山祐一\* Uchiyama Yuichi  
 高柳政明\*\* Takayanagi Masaaki  
 盛山武夫\* Moriyama Takeo  
 水野貞男\*\*\* Mizuno Sadao

### 1 緒言

原子力発電所の安全性に対する社会的要求は非常に厳しいものであるが、地震国である我が国においては耐震安全性がとりわけ重視され、確率的に無視できるほどの大地震に対しても原子炉を安全に停止させ、その状態を保つための配慮がなされている。

原子力発電所は、膨大な数の機器を結合し所定の機能を発揮するよう作られた総合システムであり、それぞれの機器の持つ安全上の役割については大きな差異がある。このため全体としての安全性を効果的に保持することが重要であり、発電所を構成するすべての建物、機器、配管及び電気品類を重要度に応じて分類し、それぞれの重要度に応じた耐震性を持たせるよう設計が行なわれている。

耐震設計は計算コードを主体として行なわれることが多いが、耐震解析を行なううえで、解析モデルの妥当性、計算結果の妥当性などについての検証を行ないながら設計を進める必

要がある。これらを概念的に示すと図1で表わされるが、日立製作所でもできる限り多くの基礎実験、実機による実証試験及び解析手法の比較検討などを実施し、耐震解析の精度向上に努めている。

ここでは、これらの耐震試験及び解析のうち幾つかを紹介する。

### 2 配管の振動測定と解析

原子力発電所の重要配管については、実証試験などによって設計手法を補足する方法により耐震性の検証が行なわれている。

設計手法としては、スペクトル モーダル解析(以下、SRSS法という)を用いて地震応答が求められる。この方法は固有振動数と振動モードを計算しておき、各モードの地震応答に対する寄与分の二乗和の平方根を地震応答とするが、設計計

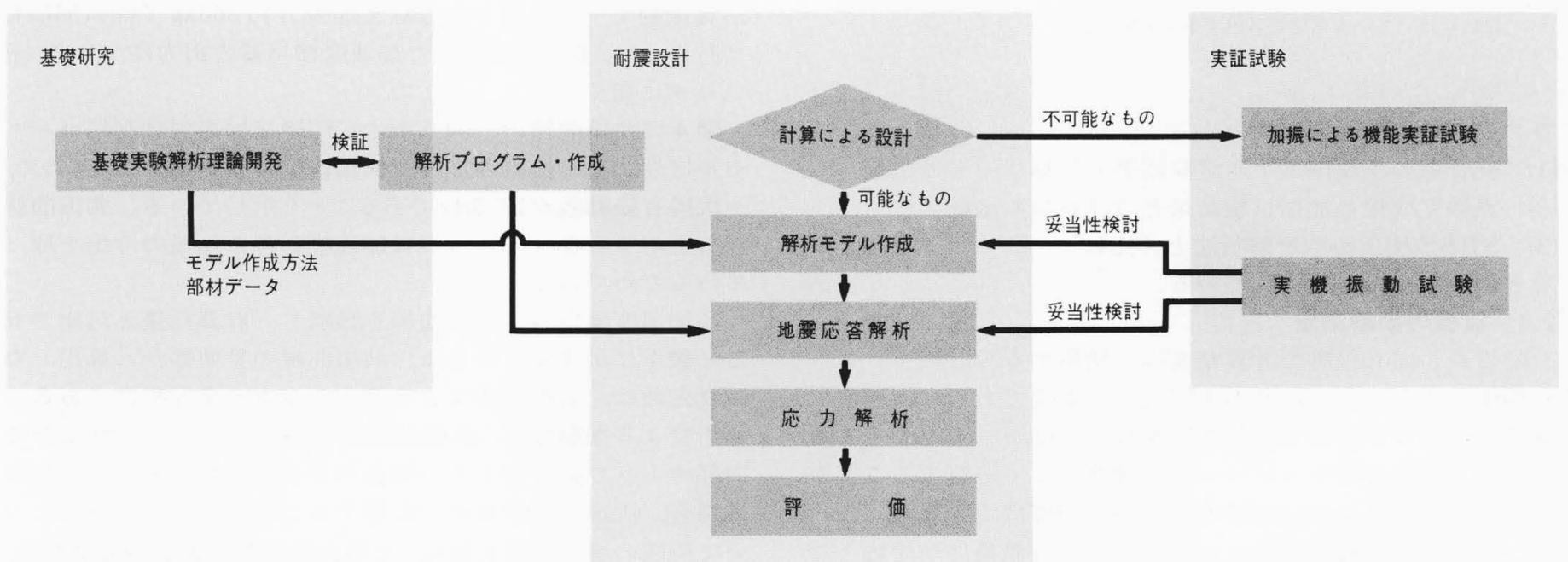


図1 耐震性評価概念図 基礎研究と実証試験による検証により、解析精度の向上が図られている。

\* 日立製作所電力事業本部 \*\* 日立製作所機械研究所 \*\*\* 日立製作所日立工場

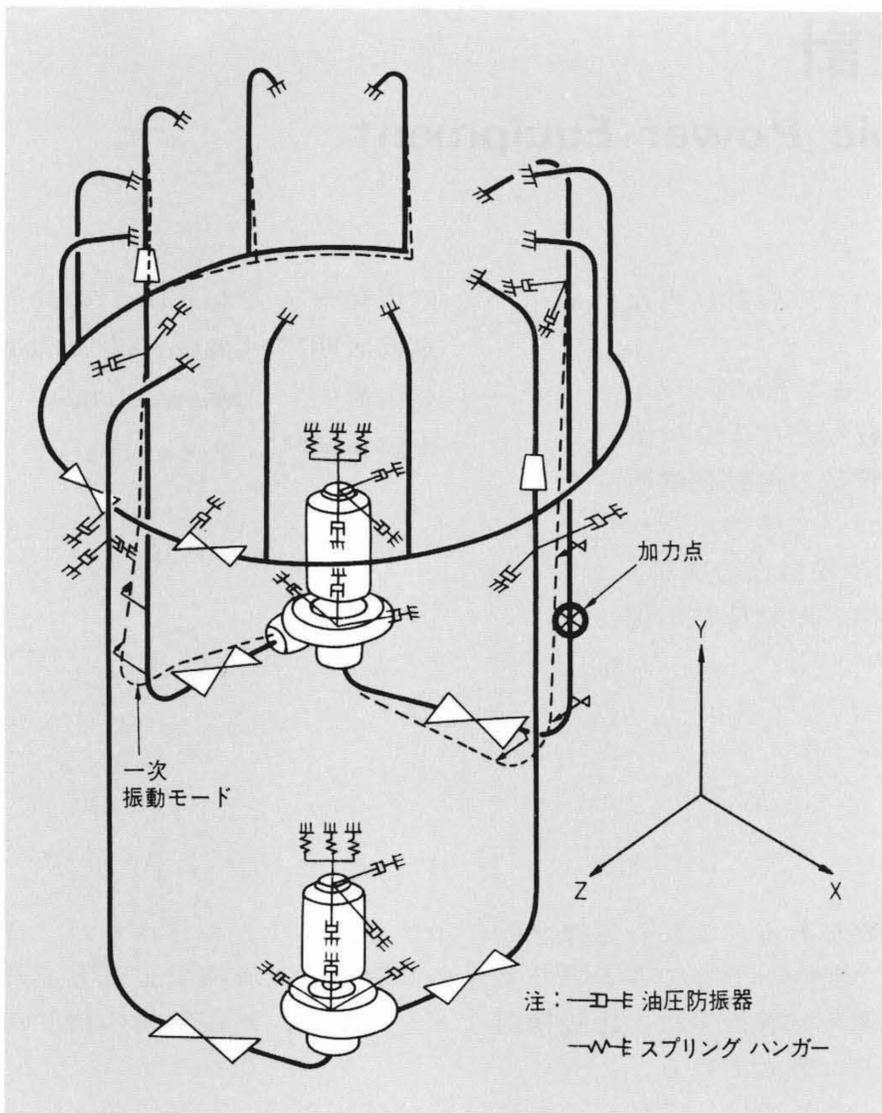


図2 原子炉再循環配管概要図 原子炉再循環配管の耐震解析モデルで、鎖線は振動解析による一次振動モードである。

表1 一次主冷却系配管振動試験結果 配管端点の境界条件を考慮すると、解析は試験結果とよく一致する。

項目	固有振動数 (Hz)			減衰定数	
	一次	二次	三次		
試験結果	15.5	17.0	18.4	4~7%	
解析結果	配管端点固定	15.4	19.4	23.0	1%*
	配管端点ばね考慮	15.1	17.0	18.4	

注：\*設計に用いている床応答スペクトルの減衰定数

算の妥当性については、

- (1) 配管系の小規模モデル試験結果と計算コードの比較
  - (2) 実機完成後の加振試験結果と設計計算の比較
  - (3) SRSS法と時刻歴解析法との比較
- などの方法により検討している。

### 2.1 実機の振動測定

配管系の固有振動数計算精度は、使用する設計用スペクトル作成時の余裕度の取り方と関連して重要である。実験室で配管系モデルを作製し、固有振動数、振動モードを測定するとかなり複雑なモデルについても計算とよく一致することが知られている。これは配管支持条件が明確にできるためである。しかし、実機の場合は支持構造及び境界条件が複雑となるので、これらについて計算上の仮定が満足されているかどうかを振動試験により確認し、設計計算へフィードバックすることが行なわれている。

実機の振動測定を行なう場合、測定の程度、測定場所の作業性、状況などによって、

- (1) 配管系の自由減衰振動を測定することにより、固有振動数及び減衰定数を求める方法
  - (2) 油圧式、電磁式などの加振機により共振曲線と振動モードを求める方法
- が行なわれている。

図2は500MWeクラスの原子力発電所の再循環配管の立体図である。本配管は24in、18in及び10inの3種の配管で構成され、延べ長さが約140mあり、原子炉圧力容器に直接接続され、冷却水を循環させるための配管である。本配管の場合、原子炉格納容器内に設置されているため、加振機の設置が困難であった。そこでこの例では狭い場所でも作業が可能であるワイヤ切断による自由減衰振動を測定した。加力点は配管解析での一次振動モードの振幅が最大となる点とし、約1mmの変位(加力1t)を与えた。

計測結果による固有振動数は5.55Hzであり、解析結果の5.34Hzと比較して良い一致を示した。また減衰定数についても設計計算に使用されている0.5%に比べて12%程度の減衰特性を示し、この場合計算上の地震応答がかなりの余裕を含んでいると言える。一般に配管の口径が大きくなるほど設計値に比べて大きな減衰定数を示し、小口径配管ほど設計に用いている減衰値に近づく傾向がある。

実配管について振動モードまで含んだ詳細な振動測定を行なった例に高速実験炉「常陽」の一次冷却系配管がある。本配管の場合内部に金属ナトリウムを流すことから、予熱及び漏洩防止のために二重管構造を採用している。二重管構造とすることによる設計の困難さを解決するために内外管が固定となるスパンごとに外管にベローズを挿入しており、従来の配管にない複雑な構造となっている。

図3に強制加振試験を行なった配管系を示す。内管が20in、外管が22inの大口徑二重管で、6箇所の配管支持点で内外管が結合されており、他に内外管の間隙を保つために内外管の間に10箇所のスペーサが置かれている。

また外管には、9箇所にベローズが設けられ、内外管の過渡的温度差によって発生する応力を軽減するように考慮されている。本配管の全長は31mで、配管系全長にわたって外管には保温材が取り付けられている。

振動試験は図2に示すように動電コイル形の加振機を用い、一次振動モードの腹となる点を加振力約200kgで掃引加振して行なった。要所に配置した加速度検出器の出力はデータレコーダに記録するようにした。

図4に共振曲線の一例を示す。同図は加振力計測用ロードセル信号②と加振点の加速度検出器信号⑩の比を示すもので、一次固有振動数が15.5Hzであることを示している。共振曲線が右上がりとなっているのは加速度応答と加振力の比を取っているためである。

各加速度検出器の共振曲線を類別し、計算結果と対比させると表1に示すようになる。共振曲線の半値幅から算出した減衰定数は、各検出器により異なるが4~7%程度である。解析による振動数は、振動試験時の条件に合わせて常温下で内部ナトリウムを含まない場合のものを示してある。本配管の場合、両端の境界条件が影響する二次及び三次モードについて両端の境界条件を無視した場合の固有振動数の計算値は、測定値とのずれが比較的大きくなっている。これは先に示した沸騰水型原子炉などの場合と異なり、配管肉厚と同程度の厚さの容器に配管が接続されているためである。両端の境界条件を考慮すると表1に示すように両者は良い一致を示している。

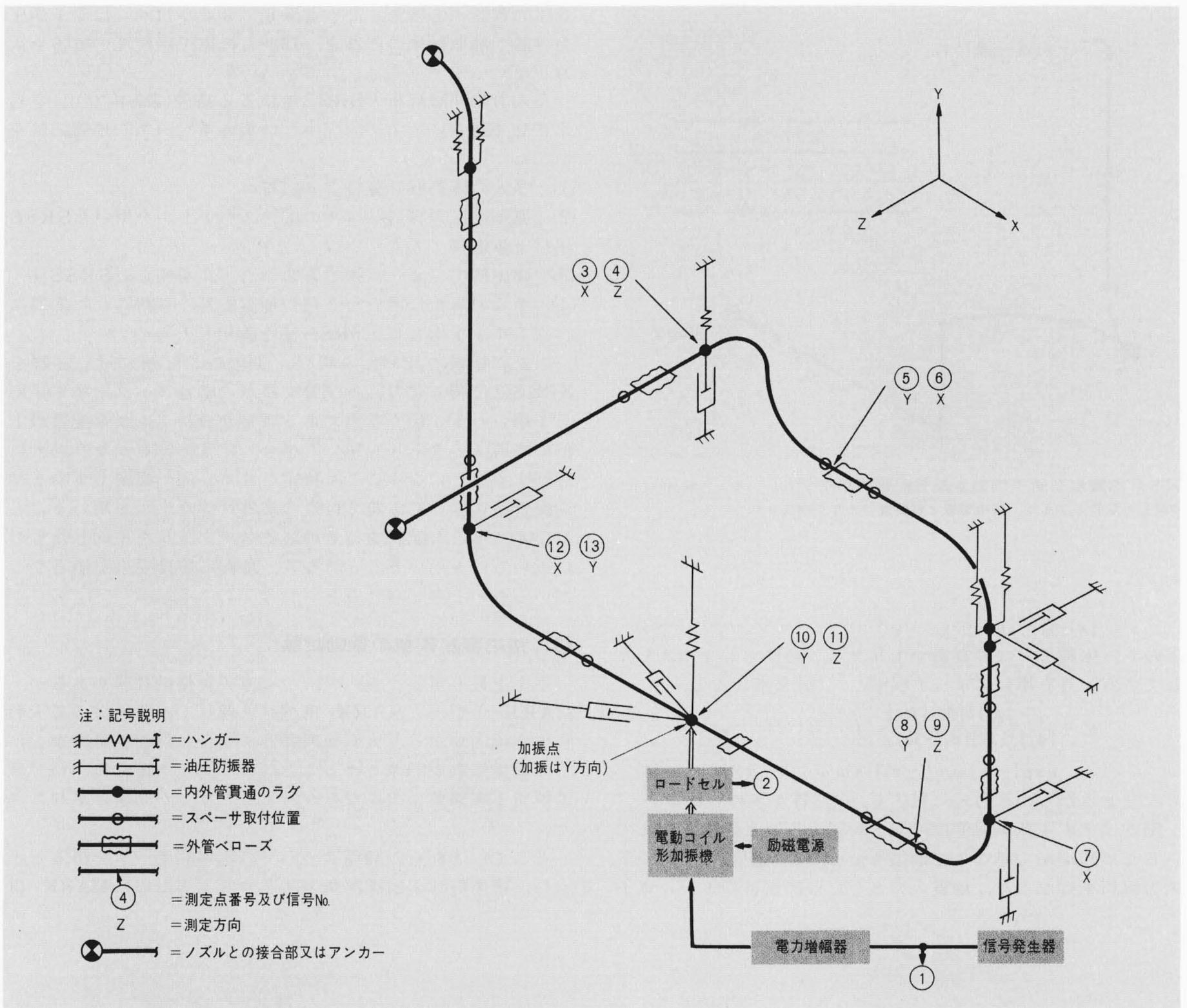


図3 高速実験炉一次主冷却系配管概略図 耐震解析モデルを示す。加振は電動コイル形加振機を使用し、5～30Hzを掃引加振した。

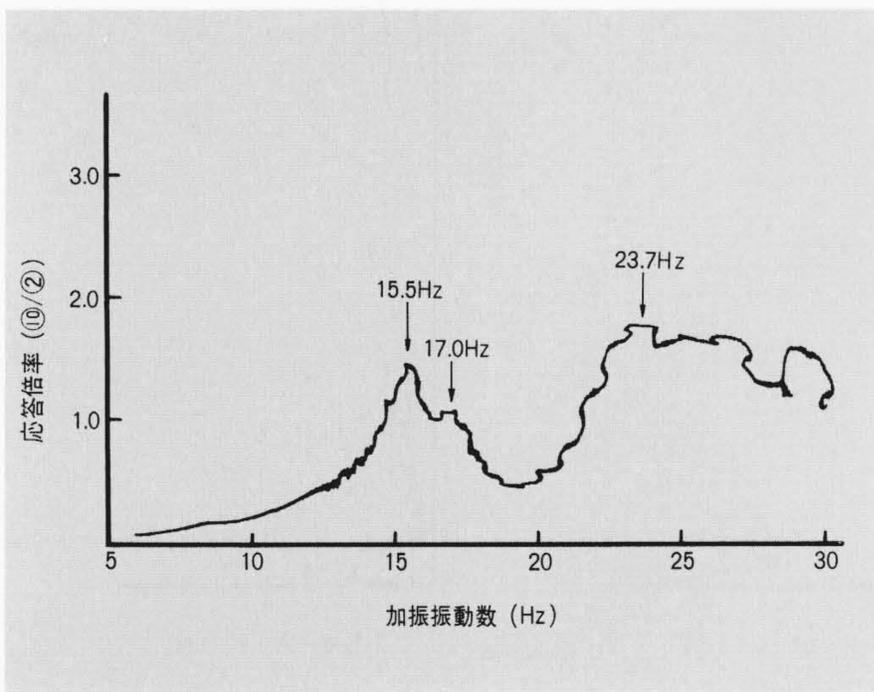


図4 測定点⑩の共振曲線 加速度計⑩の出力と加振力②(ロードセル出力)の比を示す。15.5Hz及び17.0Hzに一次及び二次振動がある。

## 2.2 多入力解析

配管系の解析はSRSS法によって行なわれるが、使用する床応答スペクトルは経験的に配管系の重心付近のものが用いられている。しかし、一部の配管は振動特性の異なる建屋間、あるいは機器と建屋間などを接続する必要があり、床応答スペクトルをどのように定めるかが問題となる。以下に多入力配管解析とSRSS法の比較を示す。

### (1) 解析手法

多自由度系の運動方程式はマトリクス表示で(1)式で表わされる。

$$[M] \cdot \{\ddot{x}_a\} + [C] \cdot \{\dot{x}\} + [K] \cdot \{x\} = \{0\} \dots\dots\dots(1)$$

ここで $\{x_a\}$ は絶対変位ベクトル、 $\{x\}$ は励振されて生ずる相対変位ベクトル、 $[M]$ 、 $[C]$ 及び $[K]$ はそれぞれ質量、減衰、剛性マトリクスである。加振点の強制変位量を $\{x_g\}$ とすると、

$$\{x_a\} = [R] \cdot \{x_g\} + \{x\} \dots\dots\dots(2)$$

$[R]$ は加振点(複数)に単位変位を与えたとき、各点に生ずる変位量をマトリクス表示したものである。ここで振動モードを $\{\phi\}$ とし、

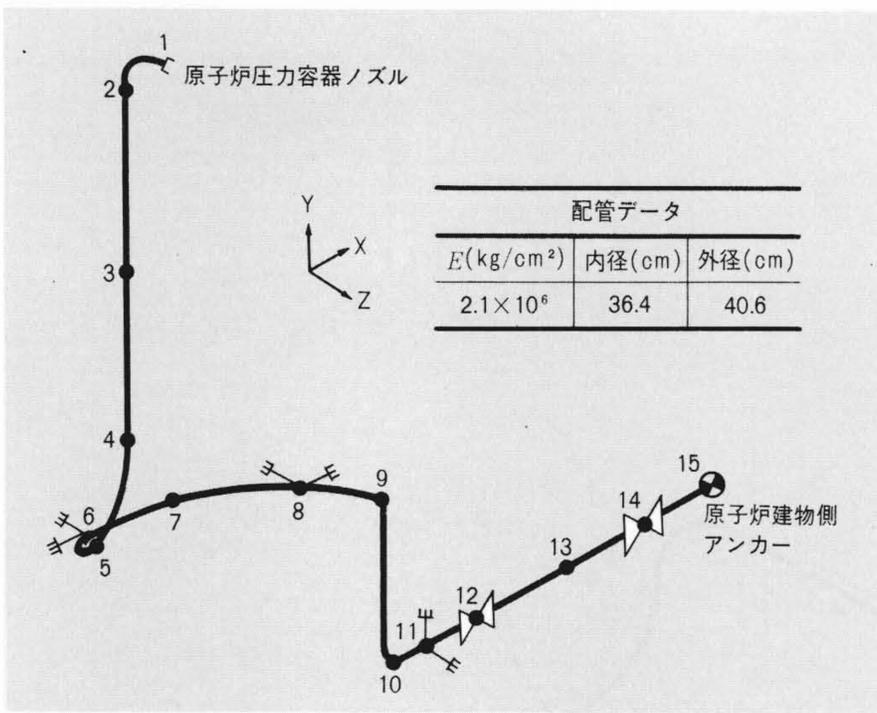


図5 沸騰水型原子炉の主蒸気配管解析モデル 多入力解析検討に使用した配管モデルで、集中重量と無質量のはりで構成されている。

$$\{x\} = \{\phi\}\{y\} \dots\dots\dots(3)$$

とおき、振動モードの質量マトリクス、剛性マトリクスを介しての直交性を用いてモード展開し、 $\{y\}$ を求めると、

$$y_j = \frac{-\{\phi_j\}^T\{M\}\{R_g\}}{\{\phi_j\}^T\{M\}\{\phi_j\} \cdot \omega_{jd}} \int_0^T \{\ddot{x}_g(t)\} \cdot \exp\{-h_j \omega_j(t-\tau)\} \cdot \sin \omega_{jd}(t-\tau) d\tau \dots\dots(4)$$

となり g 点からの入力  $x_g$  に対する j 次応答が求められる。

図5に示す主蒸気配管は、原子炉压力容器と建物を結んでいるため両端から異なった励振を受ける。本配管について多入力解析を行なった。地震入力としては節点番号1から原子

炉压力容器の応答を、節点番号6、8及び11からは原子炉压力容器下部取付点の応答を、15からは原子炉建屋の応答を入力した。

多入力時刻歴解析とSRSS法による結果(Z方向加振)を対比させて図6に示す。同図中には次の4ケースの地震応答を示した。

- (1) 多入力時刻歴計算による応答
- (2) 原子炉压力容器ノズルの応答スペクトルを用いたSRSS法による応答
- (3) 建屋側アンカー点の応答スペクトルを用いたSRSS法
- (4) 多入力解析に用いた3種の地震応答から得られた応答スペクトルを平均して、SRSS法を適用したもの

以上の結果を比較した場合、(1)の時刻歴解に近い応答をSRSS法で得るには、各配管支持点の応答スペクトルを平均して用いた(4)が最も妥当であることが分かる。また配管最上部の応答スペクトルを用いた場合、配管応答をかなり過大に評価することになることも推定される。同一建屋上下階を結ぶ配管系について、重心付近の応答スペクトルを用いることは、(4)で示した配管支持点の応答スペクトルを平均したものに近いものを用いることになり、地震応答は妥当な値となっているものと考えられる。

### 3 格納容器模型の振動試験

安全上最も重要なものの一つに原子炉格納容器があるが、MARK-I型からMARK-III型へと新しくなるに従って大形化する傾向がある。大形薄肉容器の場合、付加重量物などにより壳体振動が励振されること、はりタイプ振動について理論解析と実験値に大きな差があることなどが問題とされてきた。

そこで、これらの問題についての基本的データを得るとともに、薄肉壳体の耐震解析方法を検討するためにMARK-III

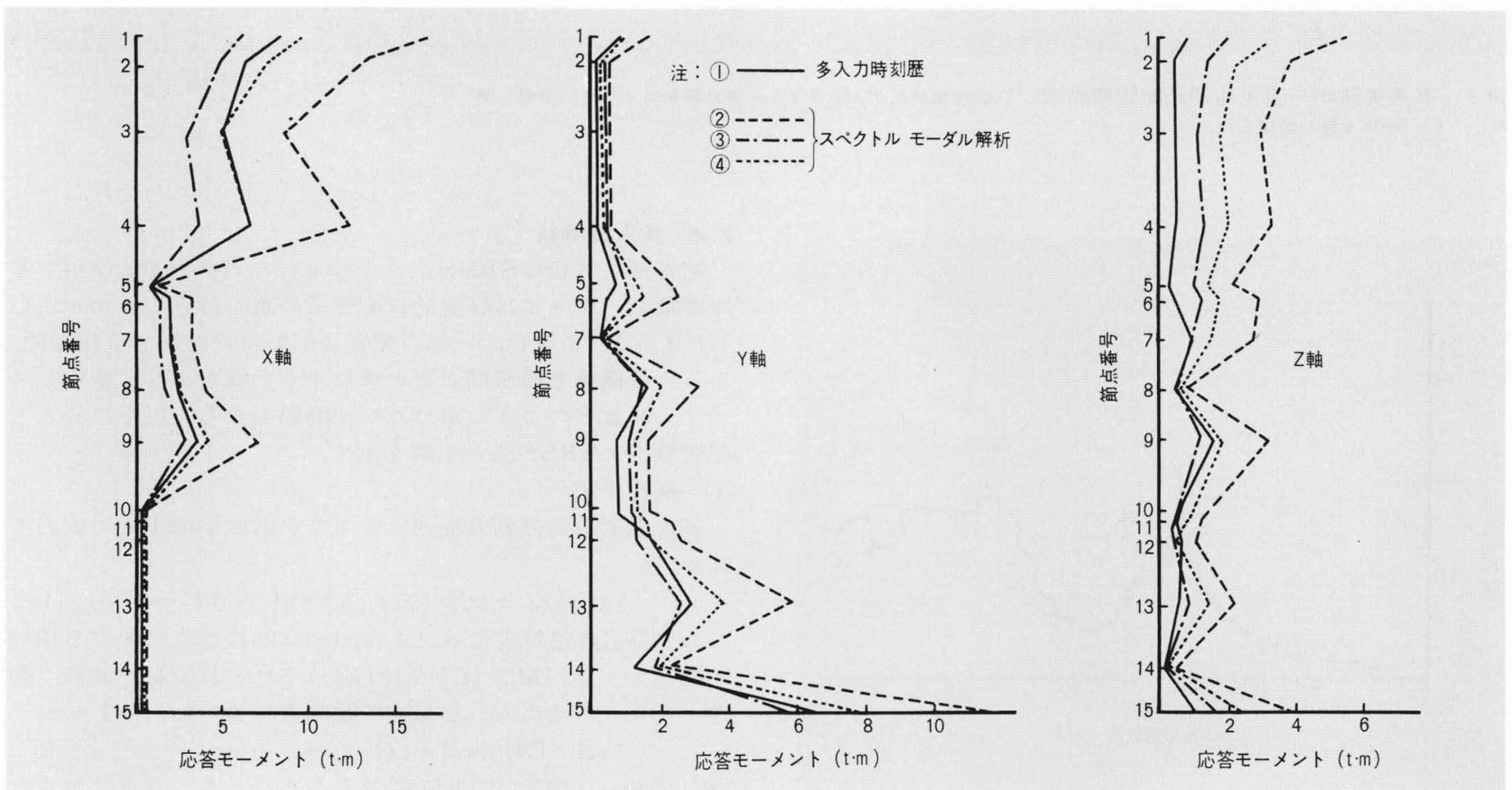


図6 多入力応答解析結果 多入力時刻歴に計算した地震応答①は各入力点の応答スペクトルを平均したスペクトル モーダル解析④と最もよく一致する。

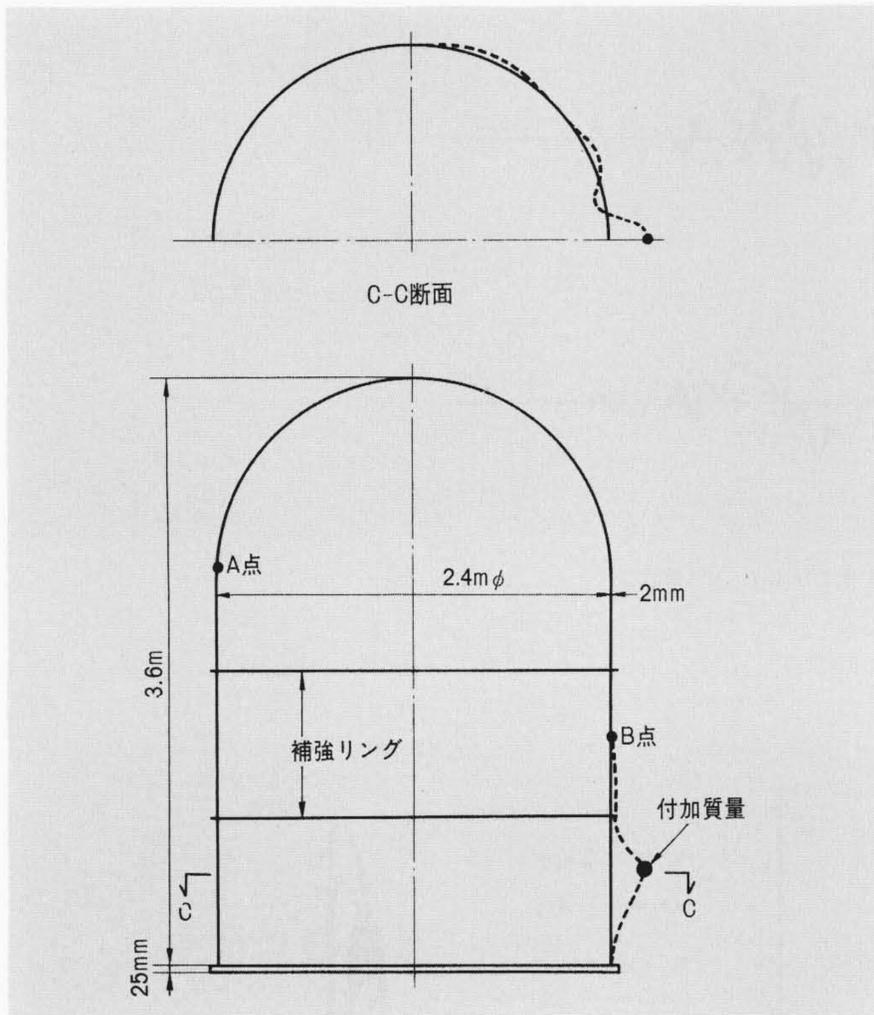


図7 格納容器模型 塩化ビニル製の格納容器模型で、鎖線は有限要素法を用いた解析による振動モード(12.8Hz)を示す。実験では本振動は14.5Hzであった。

型格納容器の1/15模型を塩化ビニルで作製し、振動試験を行なった。また試験結果は有限要素法に基づく解析コードと比較し、耐震設計上の問題点についても検討している。格納容器には機器搬入用その他のハッチを模擬する付加物と、補助リングの有無により次の3段階に分けて試験している。供試模型の概略、付加質量の位置及び補強リングの位置を図7に示す。

- 実験Ⅰ 本体だけの振動測定
- 実験Ⅱ 本体+付加質量の振動測定
- 実験Ⅲ 本体+付加質量+補強リングの振動測定

任意形状の殻体解析のために三角形平面要素を用いて振動計算プログラムを作成した。固有値解法にはInverse Iteration法、Subspace Iteration法及びMass Condensation法の3種を用いている。また過渡応答計算にはWilson- $\theta$ 法とMode Superposition法を用いている。

実験及び解析から次の事柄が明らかとなった。

- (1) 付加質量などによる非対称性がなくても殻体振動が多数励振される。これは製作誤差、据付誤差による非対称性が生ずるためである(図8参照)。
- (2) はりタイプの振動は補強リングのない実験Ⅰで18.3Hz、補強リングのある実験Ⅲで19.3Hzとあまり変化しない。一方、解析から得られたはりタイプの振動数は29.5Hzで実験値と大きな差が生じた。原因として断面変形と模型下端の境界条件の影響の二つが考えられるが、実験ⅠとⅢではりタイプ振動数がほとんど変化しないことから、容器を振動台に固定しているフランジの効果が大きいものと考えられ、この弾性を考慮した結果、計算値は20.11Hzと実験値に近いものとなった。
- (3) 実験Ⅱで観測された付加質量 $M_2$ 付近の局部振動を計算した結果を図7に示す。同図中に示すように実験値のほうが高い振動数となっているが、これは付加物の大きさを計算上無視したことによる。
- (4) はりタイプの振動だけを考慮してMode Superposition法により図7のA点の応答を計算した結果が図9であるが、両者はよく一致している。入力波としてはゴールドエンゲート波を用いた。

#### 4 炉心構造物の振動試験

原子力発電所の心臓部ともいえる炉心の耐震設計は重要な問題である。炉心構造物は、圧力容器内の狭い空間で振動するため、水中構造物としての考慮が必要である。構造物が水中で振動する場合、水の付加質量効果及び水を介しての構造物相互間の連成振動効果により、空中の場合より固有振動数が低下し、応答倍率が低下することが知られている。炉心には数百本の燃料集合体が狭い間隙で並べられており、振動特性を実験などにより把握し耐震解析に反映させることが重要である。このため、振震試験結果を耐震解析に取り入れ、より精度の高い耐震設計を行なうよう努めている。

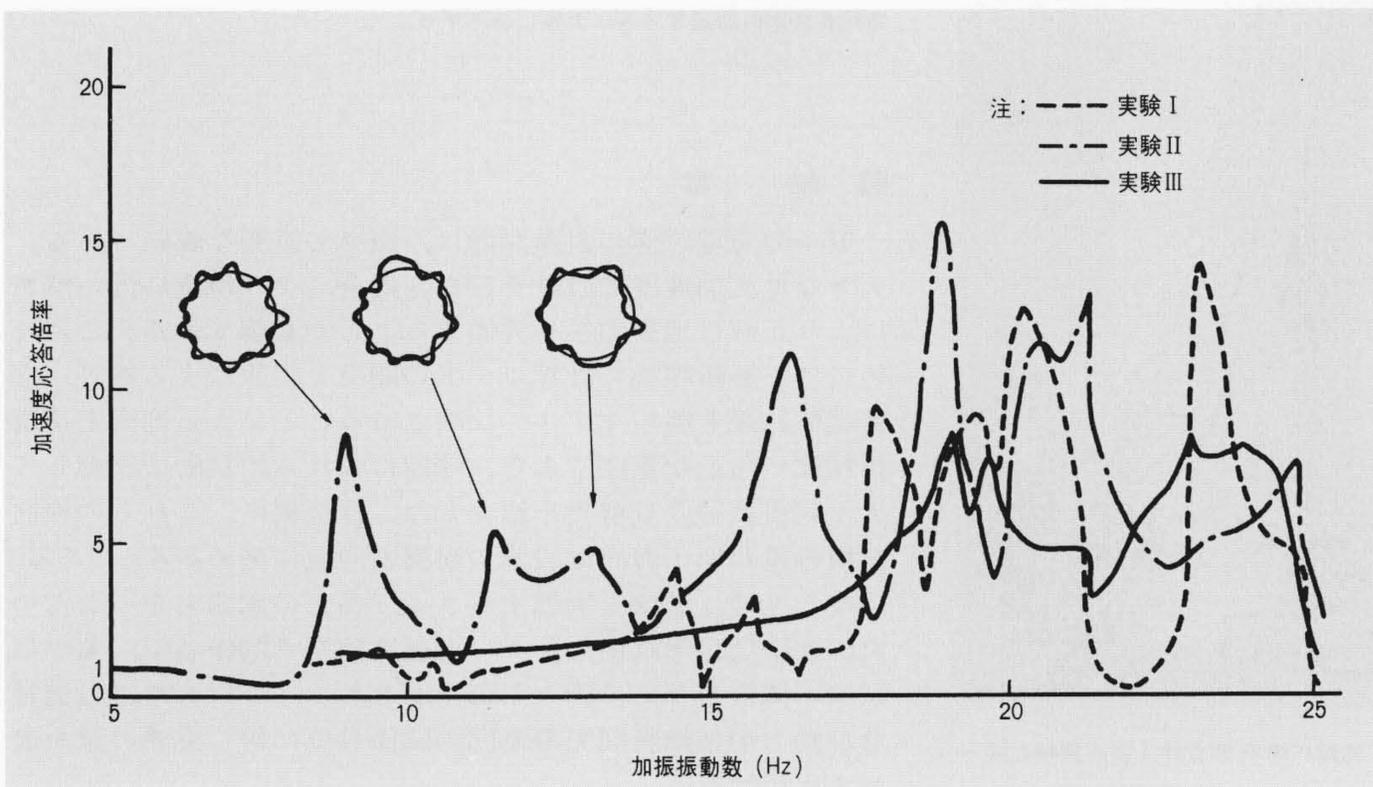


図8 格納容器模型の共振曲線 図7のB点に設置した加速度ピックアップの応答を示す。図中には実験による振動モードも示してある。

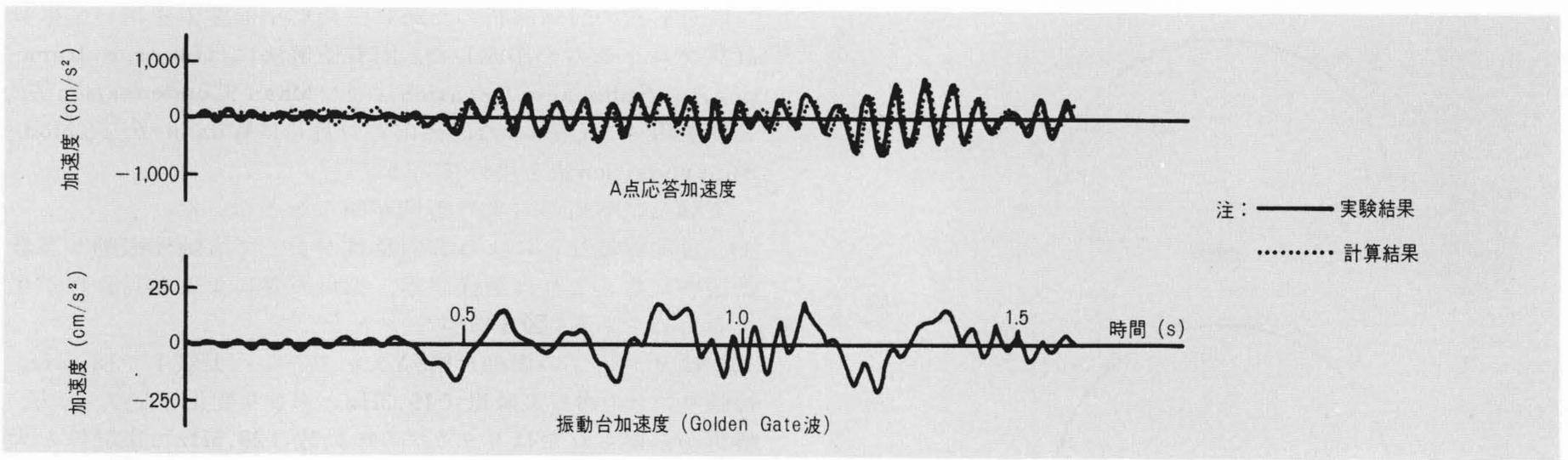


図9 格納容器模型の地震応答 図7のA点の応答加速度を解析結果と対比させて示した。両者はよく一致している。

#### 4.1 燃料集合体の振動試験

炉心は4体の燃料集合体を一組みとして構成されているため、実物と同一の構造と材質（ただし、 $UO_2$ ペレットの代わりに鉛ペレットを使用）を持つ燃料集合体4体を製作し、図10に示す容器中に実機と同一構造で支持し、加振実験を行った。図11は7×7に燃料棒が配列された燃料集合体の中央部の加速度応答を示している。試験容器中に水を入れない場合は燃料集合体の応答は大きく、非線形の共振特性を示している。一方、水中の場合は流体との連成作用によりこの非線形性は弱まるとともに、応答倍率も低いものとなっている。同図には燃料集合体間の流体を二次元の流路網で近似し、多自由度連成振動系として燃料集合体の応答計算を行なった結果をも合わせて記したが、試験結果とよく一致することを確認できた。

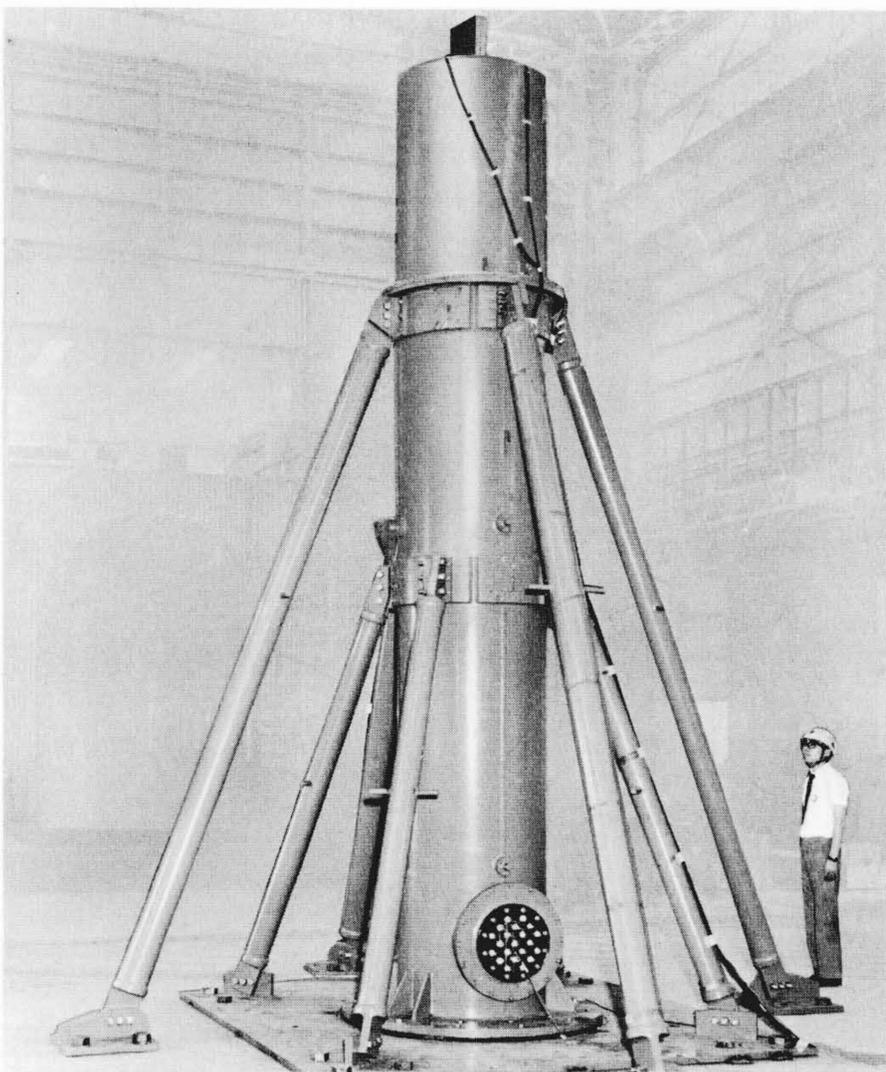


図10 燃料集合体振動試験装置 内部に燃料集合体4体が実機と同一支持方法で収容されている。

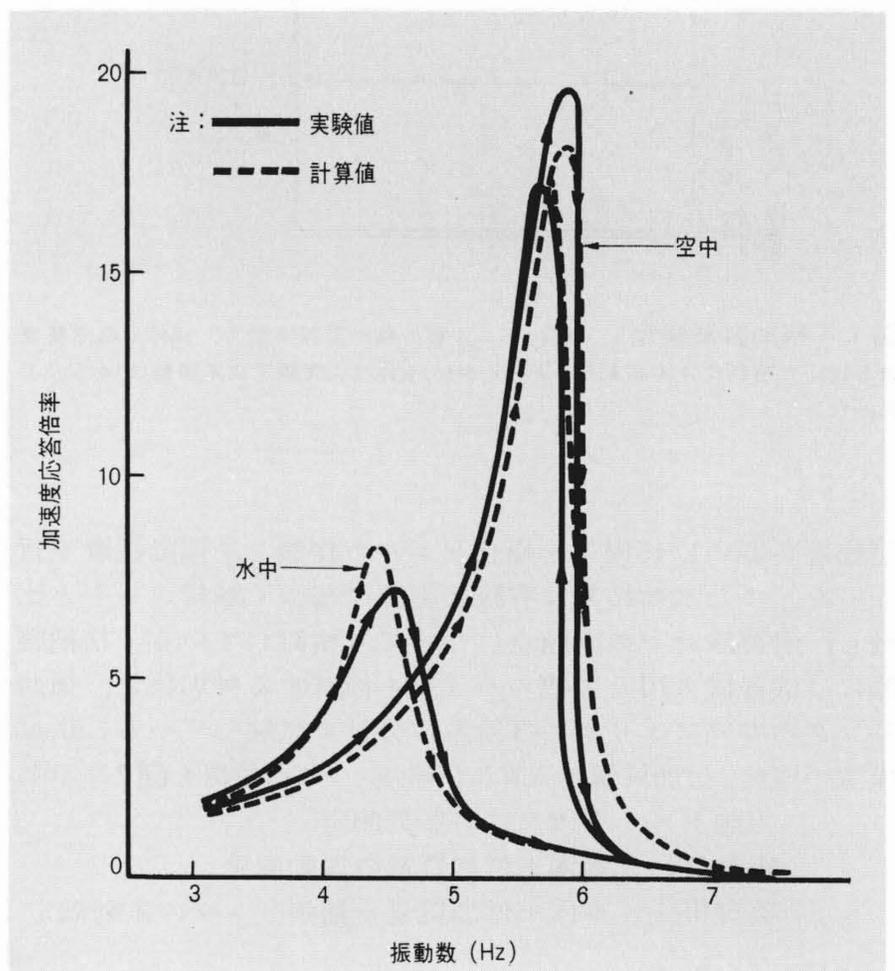


図11 4本組み燃料集合体の共振曲線 試験容器に水を入れた場合、燃料集合体の加速度応答は大幅に低下する。

#### 5 結 言

原子力発電設備の耐震設計は、極めて重要な課題である。大きな地震加速度で設計を行なう場合、より現実に近い解析により正確に地震応答を評価することが必要である。このためには、解析理論や計算コードの開発と実験による検証、振動試験結果を解析モデルへ反映させることによる地震応答解析精度の向上が重要である。今回はこれらの目的で実施してきた耐震試験及び解析を紹介した。今後更に、これらの検討を積み重ね原子力発電設備の耐震性向上に努める考えである。

終わりに、試験を実施するうえで多大の御協力をいただいた国立防災科学技術センター耐震実験室の関係各位、並びに試験の機会を与えて種々の御指導をちょうだいした電力会社及び動力炉核燃料開発事業団の関係各位に対し感謝の意を表わす次第である。