

BWR 機器設計上の問題点

Design Problems of BWR Components

吉 柳 清 美*
Kiyomi Kiryu

要 旨

沸騰水形原子炉 (BWR) はすでにわが国でも日本原子力発電株式会社 2 号炉および東京電力株式会社 1 号炉としてその建設が進められており、一部の機器は国産化されている。原子炉まわりの機器については従来の火力プラント機器などとほとんど同様の面もあるが、原子力独特の問題も含んでいる。ここではこれらのうち設計規格、耐放射線、耐震ならびに安全性についての問題点につきその背景ならびにこれに対する考え方につき述べた。

1. 緒 言

BWR は原子炉压力容器とその内部構成部品からなるいわゆる原子炉部分と再循環系、炉浄化系および安全系などからなっている。これらの原子炉機器の設計で最も考慮を払うのはプラントの安全性ということであり、規格、材料および機器の構造もすべて安全性を第一とし安全評価の精度を上げようとする努力が、世界の風潮となっている。

原子炉自身は技術の進歩とともにその特長を生かしながらさらに小形化、簡略化が図られ、炉心高さを標準化することによって関連する燃料要素、制御棒、制御棒駆動装置、炉内中性子計測、汽水分離器などがすべて標準化され、性能の均一化ならびに高信頼化が図られている。したがって原子炉压力容器はその出力によって大きさが異なるが、内部機器はその出力に比例して増減させればよいようになってきた。また安全設備などに関しても次々に新しい考え方が折り込まれている。原子炉の全体を図 1 に、出力別の仕様を表 1 に示す。

原子炉機器についてはすでにアメリカ GE 社の下請として压力容器をはじめ、かなりの機器についてその設計製作の実績を積み重ねているとともに、標準化されているいわゆる Key Components といわれる炉心機器類についても技術提携によって試作試験を進めており、今後計画されるわが国の原子力発電所建設には需要家の要求に応じて国産化が可能であるとの確信を持っている。これらの機器の細かい仕様および構造についてはすでに種々の発表がされているので、ここでは原子炉機器を設計する場合に必ず遭遇する基本的な問題についてその概略を述べる。

2. 設 計 規 格

2.1 規格の変遷

原子力の機器の設計に対しては現在通商産業省技術基準が適用されているが、これはアメリカの ASME 規格 Section VIII を Nuclear Code Case で修正したものとはほぼ同等である。しかしアメリカでは 1958 年ごろより膨大な海軍の研究資料をもとにして原子炉压力容器の合理的設計手順の開発に着手し、1963 年のアメリカ機械学会 (ASME) において原子炉压力容器を中心として原子炉用機器のため新たに Section III Nuclear Vessel が発行された。Section III では許容応力を高め、必要な板厚を薄くしているが、これは容器のすべての部分に対して行なった応力解析および応力の種類に基づいて合理的な許容応力を規定するという前提で可能になっている。このコードは 1965 年に改定され、意欲的に整備されているが、わが国でも Section III と同等の内容を盛り込んだ技術基準の改訂が行

* 日立製作所日立工場

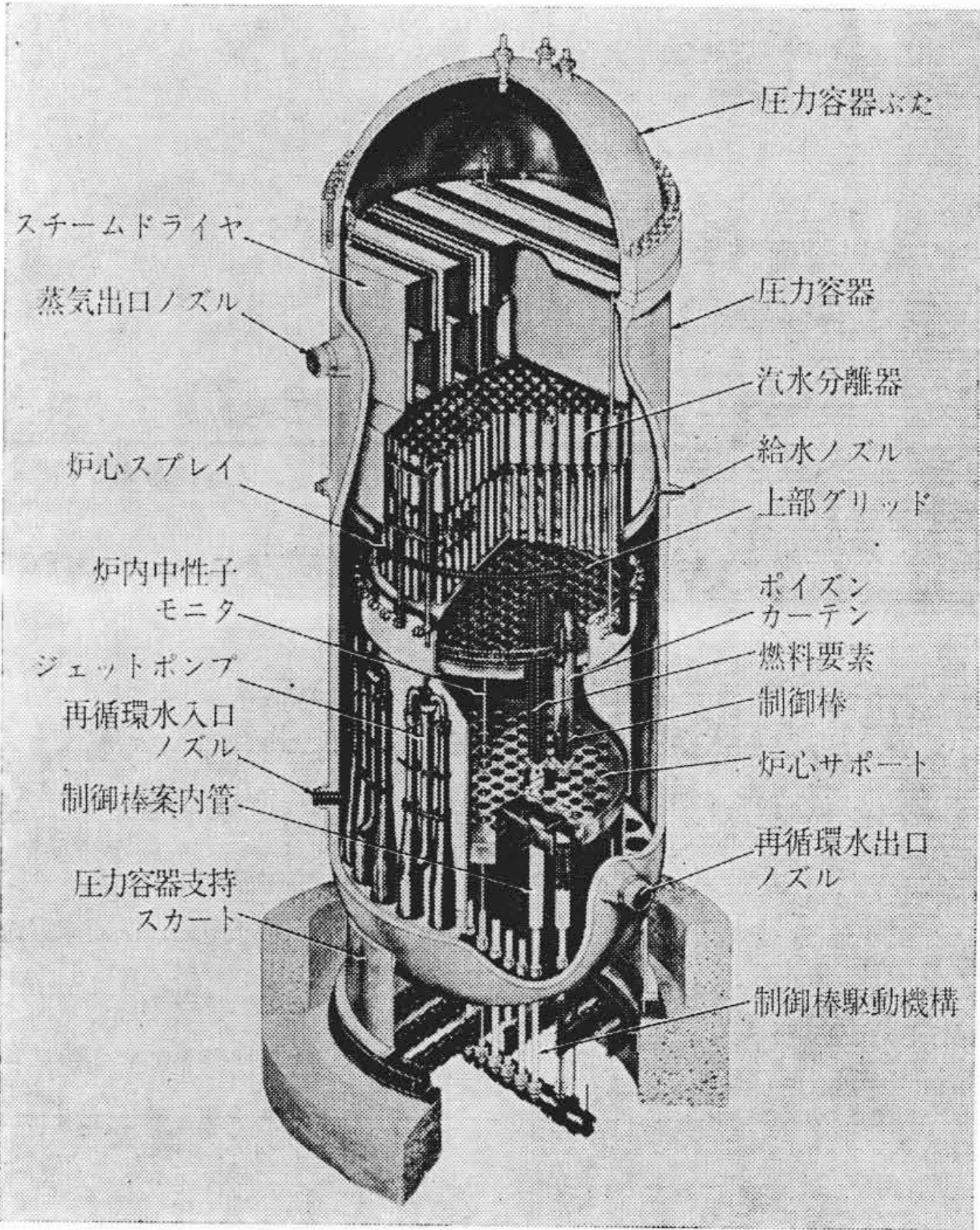


図 1 原子炉全体図

表 1 出力別 BWR 標準仕様

形 式 番 号 *	183T368	218T548	251T764
電 気 出 力 (NET MWe)	515	762	1,075
熱 出 力 (MW)	1,593	2,381	3,293
圧 力 容 器 内 径 (mm)	4,650	5,540	6,380
圧 力 容 器 内 高 (mm)	20,200	21,100	22,100
圧 力 容 器 肉 厚 (mm)	115	135	155
燃 料 要 素 本 数	368	548	764
制 御 棒 本 数	89	137	185
汽 水 分 離 器 個 数	102	151	210
再 循 環 ル ー プ 数	2	2	2
再 循 環 ル ー プ 径 (mm)	560	710	710
ジ ェ ッ ト ポ ンプ 数	16	20	20
ジ ェ ッ ト ポ ンプ M 比	1.48	1.23	2.07

* 形式番号は压力容器内径 (in) 一格納容器形式—燃料要素数を表わす。

なわれており、今後の压力容器は Section III ベースで行なわれることになるとと思われる。日立製作所では日本原子力発電株式会社納 JAPC-II 用の压力容器の設計において、必要板厚を Section VIII ベースで決定したが、すべての部分には Section III で要求されるのと同等の応力解析を行なっている。参考のために压力容器適用規格の比較を表 2 に、格納容器適用規格の比較を表 3 に示す。

表2 圧力容器適用規格の比較

	① ASME VIII	② ASME VIII+N CASE	③ 通産省技術基準	④ ASME III
基本許容応力	S	S	S	$S_0 = \frac{4}{3} S$
溶接効率	100	100	100 (95)	100
設計 法	定常状態	① プラス (一次+ 二次+熱応力) $\leq 3S$	① プラス (一次+ 二次+熱応力) $\leq 3S$	① 一次応力 $\leq S$ (一次+一次局 部応力) $\leq 1.5S$ (一次+二次応 力) $\leq 3S$
	温度状態	規制なし	規制なし	上記のほかに熱 応力ピーク応力 を考慮 (低サイ クル疲労)
フランジ設計	規格式あり	規格式あり	適切な式なし	式の規制なし 詳細応力解析
ノズルの設計	小径ノズル除き 補強計算	すべての穴補強 計算	すべての穴補強 計算	小径ノズル除き 補強計算
	形状指示あり	$\times - R$ に適用 形状指示あり	形状規制なし	②プラス応力解 析
支持スカート	規制なし	規制なし	規制なし	規制なし
材料検査	規制なし	規制なし	規制なし	規制あり
溶接部検査	主要部 $\times - R$	全線 $\times - R$	全線 $\times - R$	全線 $\times - R$

2.2 ASME Section III の概念

2.2.1 応力の分類

この Section III においては考えられる応力の性格を明確にし、次のように分類している。

(1) 一次応力

外力、内力およびモーメントの単純な平衡の法則を満足するのに必要な負荷によって生ずる垂直応力またはせん断応力で、基本特性は自己制限的でないことである。降伏応力をかなり超過するような一次応力は破損または少なくとも大きなゆがみを生ずる。一次応力は一次曲げ応力および一次膜応力に分類される。さらに一次膜応力は「一般」および「局部」に分類される。一次応力の例としては次のものがある。

(a) 円筒形または球形胴の内圧または地震のような分布した荷重に基づく一次一般膜応力 (P_m)

(b) 平鏡板の中心部の圧力に基づく一次曲げ応力 (P_b)

(c) 永久的支持部または管台接続部に外部負荷およびモーメントによって生じた殻の一次局部膜応力 (P_L)

(2) 二次応力 (Q)

構造物の隣接部分の拘束または自己拘束により生じた垂直応力またはせん断応力で、基本特性は自己制限的であることである。すなわち局部降伏および小さなゆがみが生ずることによって二次応力が緩和され、二次応力だけで破壊が生ずることはない。二次応力の例としては次のものがある。

(a) 軸方向温度分布のようにならぬ変形を伴う一般熱応力

(b) 総体的な構造上の不連続部での曲げ応力

(3) ピーク応力 (F)

応力集中あるいは応力集中の影響を含めた局部的熱応力のために一次応力および二次応力に付加さるべき応力の増加分で、その基本の特性はそれが著しいゆがみの原因とはならないが、ただ疲労による割れまたはぜい性破壊の原因となる可能性があることである。ピーク応力の例には次のものがある。

(a) 炭素鋼容器のオーステナイト系鋼のクラッドにおける熱応力のごとく、変形を伴う局部熱応力

(b) 容器または管内流体の急激な温度変化によって容器また

表3 格納容器適用規格の比率

規 格	通商産業省技術基準	ASME VIII+N CASE	ASME III, Class B
設計圧力	$P = P_{\max}$	$P = P_{\max}$	$P = P_{\max} \times 0.9$
基本許容応力	$S_m = 12.3 \times 1.1$ $= 13.5 \text{ kg/mm}^2$ (SB49B)	$S_m = 12.3 \times 1.1$ $= 13.5 \text{ kg/mm}^2$ (SA-212B : 17500 PSI)	$S_m = 12.3 \text{ kg/mm}^2$ (SA-212B : 17,500 PSI)
許容局部 膜応力	$S_m \times 1.5^*$	$S_m \times 1.5^*$	$S_m \times 1.5^*$
許容二次応力	要 求 な し	$S_m \times 3/1.1^*$	$S_m \times 3^*$
ピーク応力	要 求 な し (*: 上記 S_m を用い るために必要)	要 求 な し (*: 上記 S_m を用い るために必要)	疲労解析不要のこと 証明* (*: すべて必要)
溶接効率	1.00	1.00	1.00
空圧試験	$P \times 1.15$	$P \times 1.15$	$P_{\max} \times 0.9 \times 1.25$ $= 1.125 P_{\max}$
ノズルの 補強	使用応力	12.3 kg/mm ²	12.3 kg/mm ²
	補強方法	補強方法 VIII に同じ	VIII による
	補強不要 ノズル	穴の径 6/mm 以下	パイプサイズ 2" 以下
			VIII に同じ

は管の壁に生ずる熱応力

(c) 局部的な構造上の不連続部における応力

2.2.2 各種応力と許容応力

従来の許容応力強さ S_m はクリープなどの現象を考慮する必要のない温度範囲では引張り強さの 1/4 または降伏点の 5/8 のどちらか低いほうを採っていたが Section III ではそれぞれ 1/3 または 2/3 のうち低いほうの値を採っている。

設計内圧および機械的負荷によって生じた一次一般膜応力はいかなる場合でも降伏点を越えないものとし、 S_m を越えないように規定されている。一次曲げ応力はヒンジ現象を起こさない条件として $1.5 S_m$ に、また一次局部膜応力は二次的性格をもっているが、安全側の考えより、 $1.5 S_m$ に規制されている。

二次応力は $3 S_m$ まで許容されるが、これはシェークダウンにより、以後のサイクルでは塑性変形が生じなくなり弾性挙動を行なうためである。

ピーク応力強さは運転圧力および他の機械的負荷、および一般的あるいは局部的な熱影響、および総体的あるいは局部的な構造上の不連続性の影響により生じた一次、二次およびピーク応力の組合せで、任意の点の応力の最高値より求めた応力強さを表わしている。この応力強さの許容値はこの応力強さが導かれた応力差の全振幅およびそれが作用する回数によって定まる。許容応力強さは規定されたサイクル運転に対する解析方法に従い、Section III 中に納められた炭素鋼およびステンレス鋼のそれぞれの設計疲れ線図から求めることができる。これらの応力の種類と許容値の関係を図 2 に示す。

2.3 設計方法

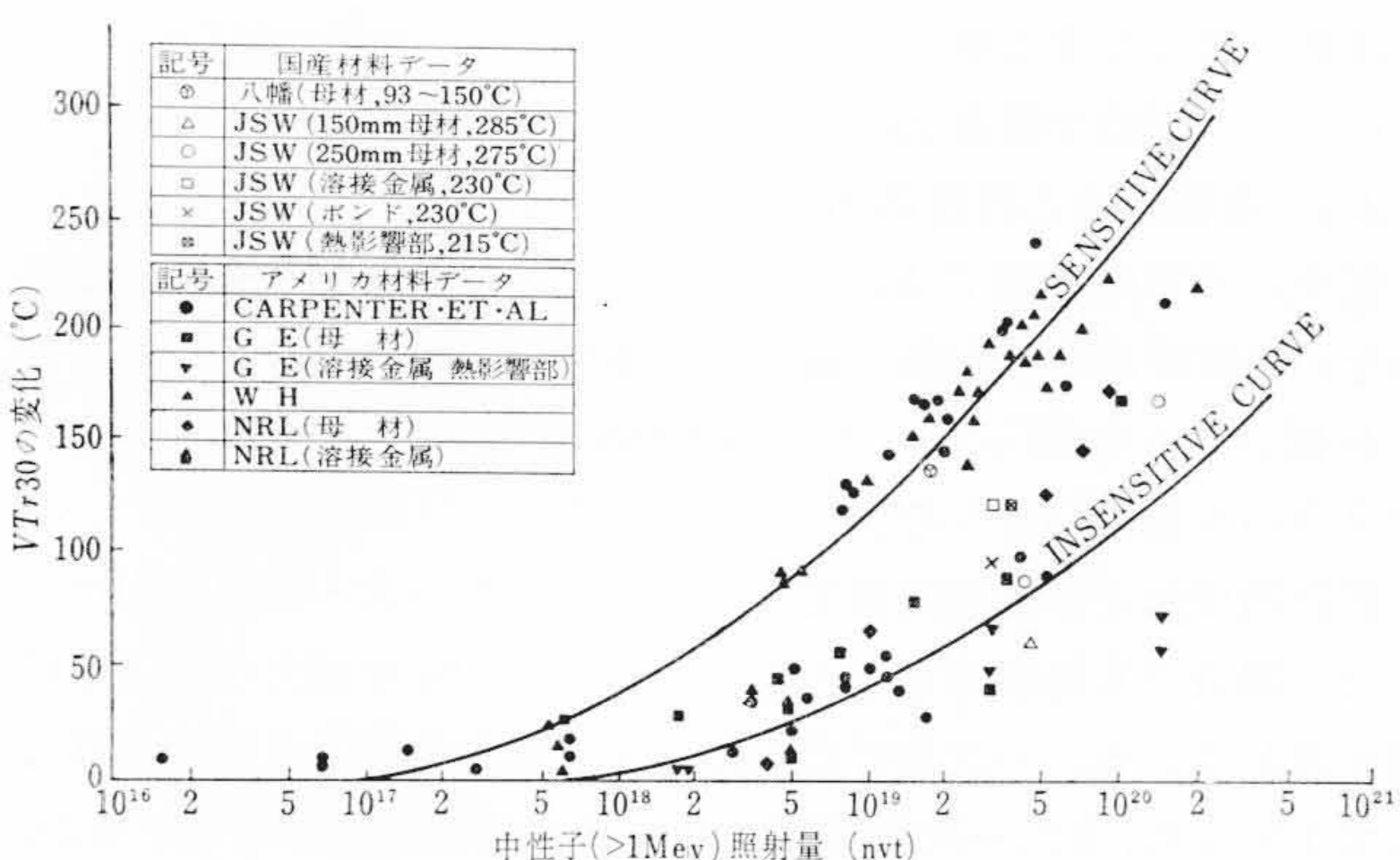
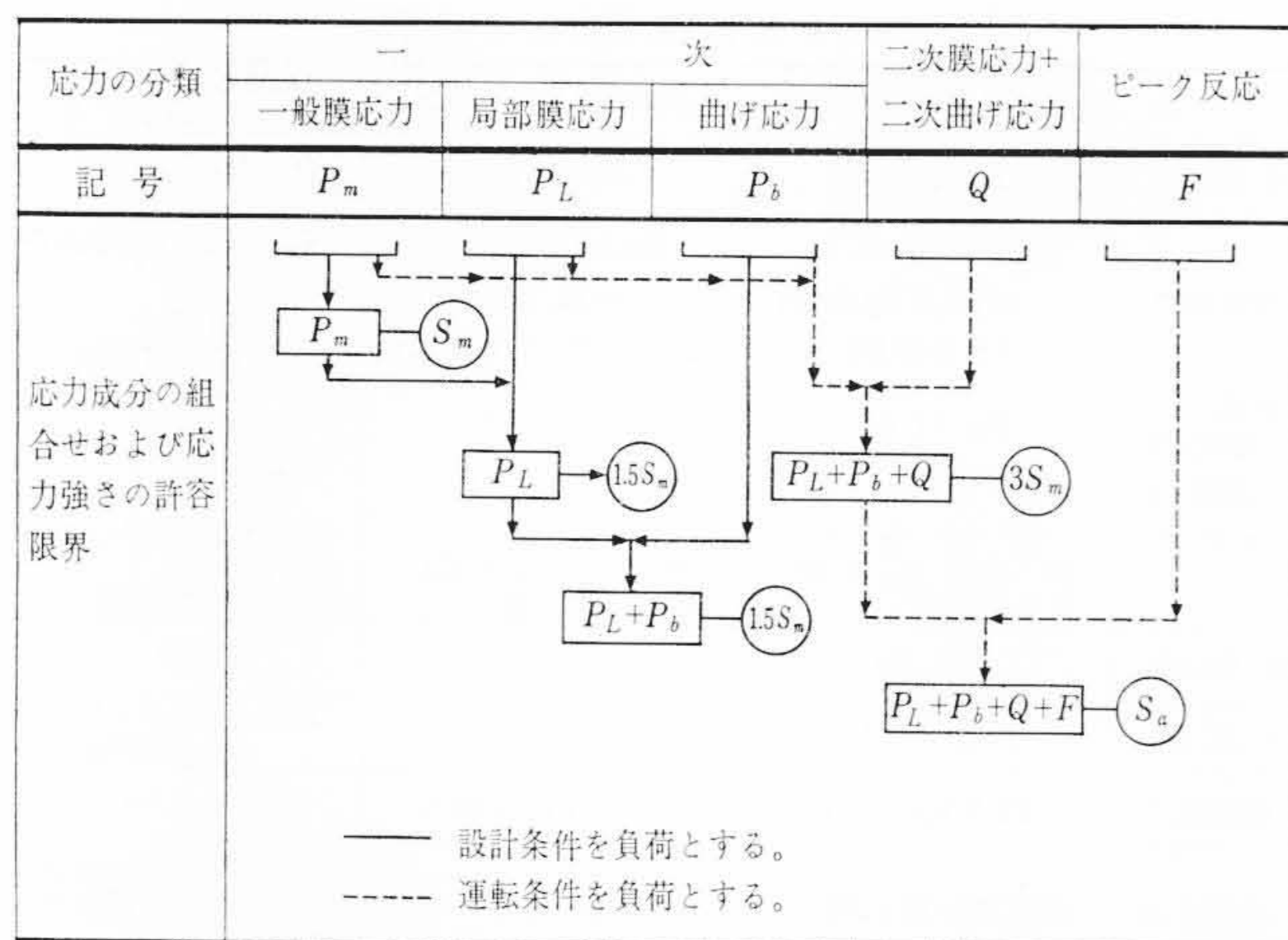
前述のような条件のもとに設計を行なう場合の例を原子炉圧力容器にとると次のとおりである。

2.3.1 設計条件

- (1) 定常運転時
- (2) 起動停止時
- (3) 燃料交換時
- (4) スクラム時
- (5) 出力減少時
- (6) 反応度試験時
- (7) 運転員の誤操作、機器の誤動作時
- (8) 炉心スプレー作動時
- (9) 仮想配管破断時

2.3.2 設計荷重

- (1) 内 圧 力



- (2) 温 度
- (3) 水 重 力
- (4) 自 重
- (5) 炉 心 荷 重
- (6) 配 管 反 力
- (7) スクラム反力
- (8) 地 震 荷 重
- (9) 配管破断時のジェット反力

これらの応力解析に当たっては電子計算機を十分に活用し、容器の各部分に対してバランスの取れた詳細なかつ信頼度の高い設計を短期間で行なうことが必要である。これらに関し今までに確立されたおもな計算コードは表 4 に示すとおりである。

3. 放射線に対する考慮

原子力関係の機器をほかの一般の機器と比べた場合に原子力独特の問題として放射線の影響がある。これらの影響を最も受けるのは原子力压力容器であるが影響としては次の二つが考えられる。

- (1) γ 線発熱による熱応力発生や低サイクル疲労
- (2) 速中性子照射によるぜい性遷移温度の上昇

速中性子照射による NDT (Nil Ductility Transition) 温度の上昇はその上昇の程度にしたがって原子炉起動時など運転条件に変更を必要とすることになり、これらの値はあらかじめ照射量から推定し、NDT 温度の低い十分にじん性の保証される材料を使用しなければならぬ。

現在の BWR の原子炉压力容器には胴体に A533 Gr. B Class 1、主フランジおよびノズル鍛造材に A508 Class 2 を使用しており、

表 4 原子力压力容器に対する主要応力解析用コード

計算コード名	計 算 内 容	用 途	日立製作所における 実 験 状 況			
			モデル 容器	光弾性	実 物 (JPDR)	振動台
TRTM シリーズ	二次元および三次元の過渡的 温度分布の計算	温度分布一般				
TETRASHELL	回転対称体に内圧、熱荷重、 自重などの軸対称荷重の加わ る計算	容器胴部の熱 応力 ノズルエンド 部熱応力 ノズルエンド 部内圧応力	△	○		
TERESS シリーズ	任意形状の一次元および二次 元軸回転対称体の熱応力計算	フランジ部 ノズル部 その他各部の 熱応力				
FLANDERS シリーズ	上下フランジおよびボルトの 相互作用を考慮したフランジ の変形および応力の計算	フ ラ ン ジ	○	○	○	
SKAPAR シリーズ	容器支持スカート軸対称荷重 の加わる計算	ス カ ー ト	○	△	○	
ANCY	容器支持スカートに非対称荷 重の加わる計算	ス カ ー ト	○			
COMUS シリーズ	炉心シュラウドサポートに軸 対称荷重の加わる計算	シュラウド サ ポ ー ト	△	○		
PENEROD	CRDハウジングの下鏡貫通 部に各種荷重の加わる計算	CRDハウジ ング下鏡貫通 部	△	△		
TROIKA シリーズ	テーパ部のある殻一般	ノズルエンド		△		
SPHERIC SHELL	殻についたノズルの内圧応力	ノ ズ ル	○	○	○	
NOX シリーズ	円筒殻についたノズルの内圧 応力	ノ ズ ル	○	○	○	
BSKIRT	燃料交換用シールスカートに 加わる各種荷重時の変形およ び応力の計算	シ ー ル ス カ ー ト				
VIB-I	配管の固有振動数の計算	配 管				○
VIB-II	压力容器の固有振動数の計算	圧 力 容 器				○

○：完了，△：計 画 中

NDT 温度としてフランジおよびフランジとの隣接部を 10°F、そのほかを 40°F としている。

これらの照射ぜい化を推定するには今まで国内外において材料試験炉などにより広範囲な研究が行なわれ、すでに多くの実験データが集積されている。しかしあらかじめ NDT 温度の上昇を完全に予想することは困難で、実際の原子炉でまた同じ材料で照射試験を行なう監視プログラムが実施されている。

3.1 照射試験データ

原子炉压力容器材料の放射線損傷についてはすでに多くの実験データが集積されており、わが国でも原子力補助金の交付を受けて A302B 材の母材またその溶接部ならびに高張力鋼についてそのぜい性遷移温度の上昇を調べる確信試験が行なわれた。図 3 はその結果を示したものである。

図 3 は 1 Mev 以上の中性子照射量によるぜい性遷移温度 vTr_{30} (V 衝撃試験を行なう場合 30 ft-lb のエネルギーを吸収する温度)を示している。これによると 10^{17} nvt (>1 Mev) 以上の照射によってぜい化の遷移温度の上昇が認められる。この場合にも敏感な場合 (Sensitive curve) と鈍感な場合 (Insensitive curve) とがあり、国産材料の試験結果もこの中にはいるので、外国の例と比べてもなんら劣らないことを示している。

BWR の原子炉压力容器では寿命中の積分照射量は 5×10^{18} nvt 程度となるが、これからみるとこの間に NDT 温度の上昇は 20~80°C 程度と予想される。

3.2 監視プログラムの必要性

前述のように照射ぜい化については種々の実験データが集積されているが、これから次のことがいえる。

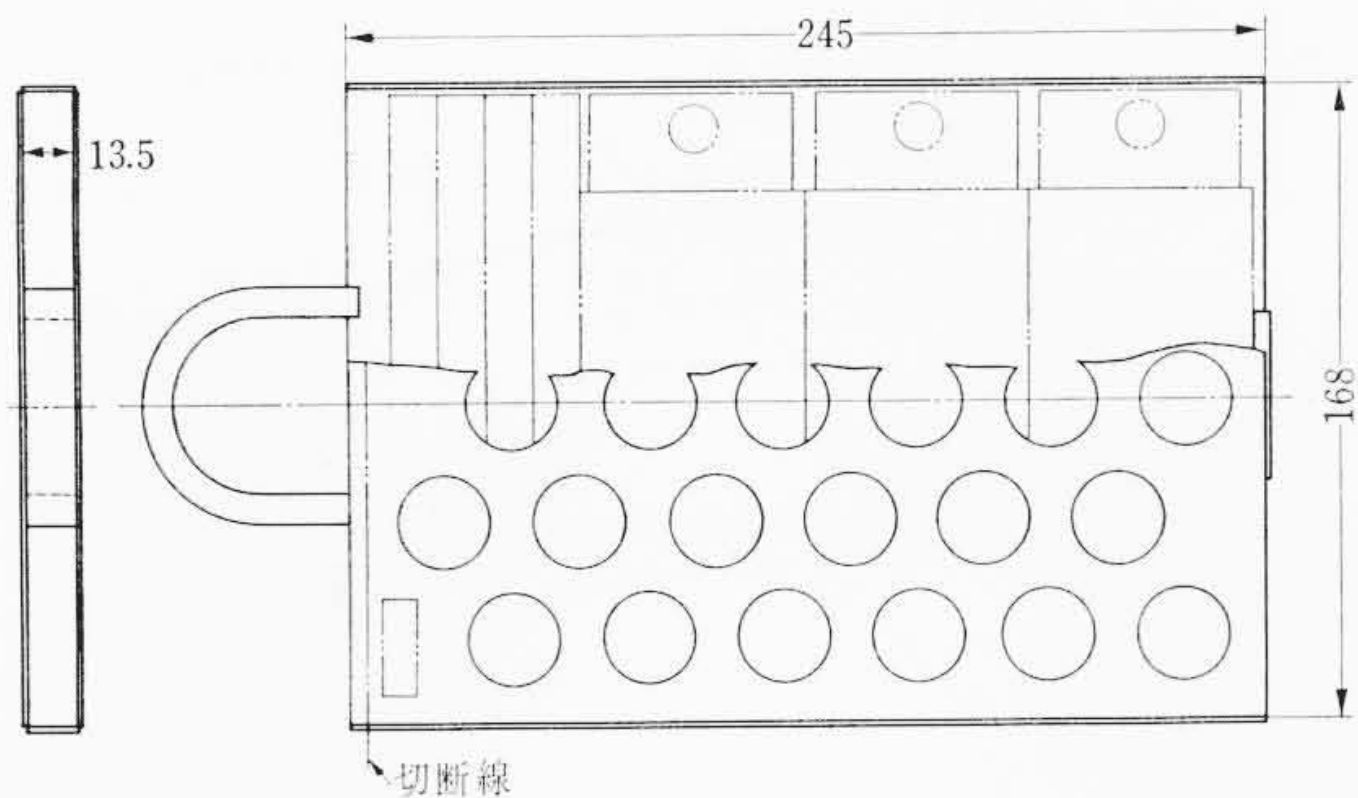


図4 カプセルバスケット

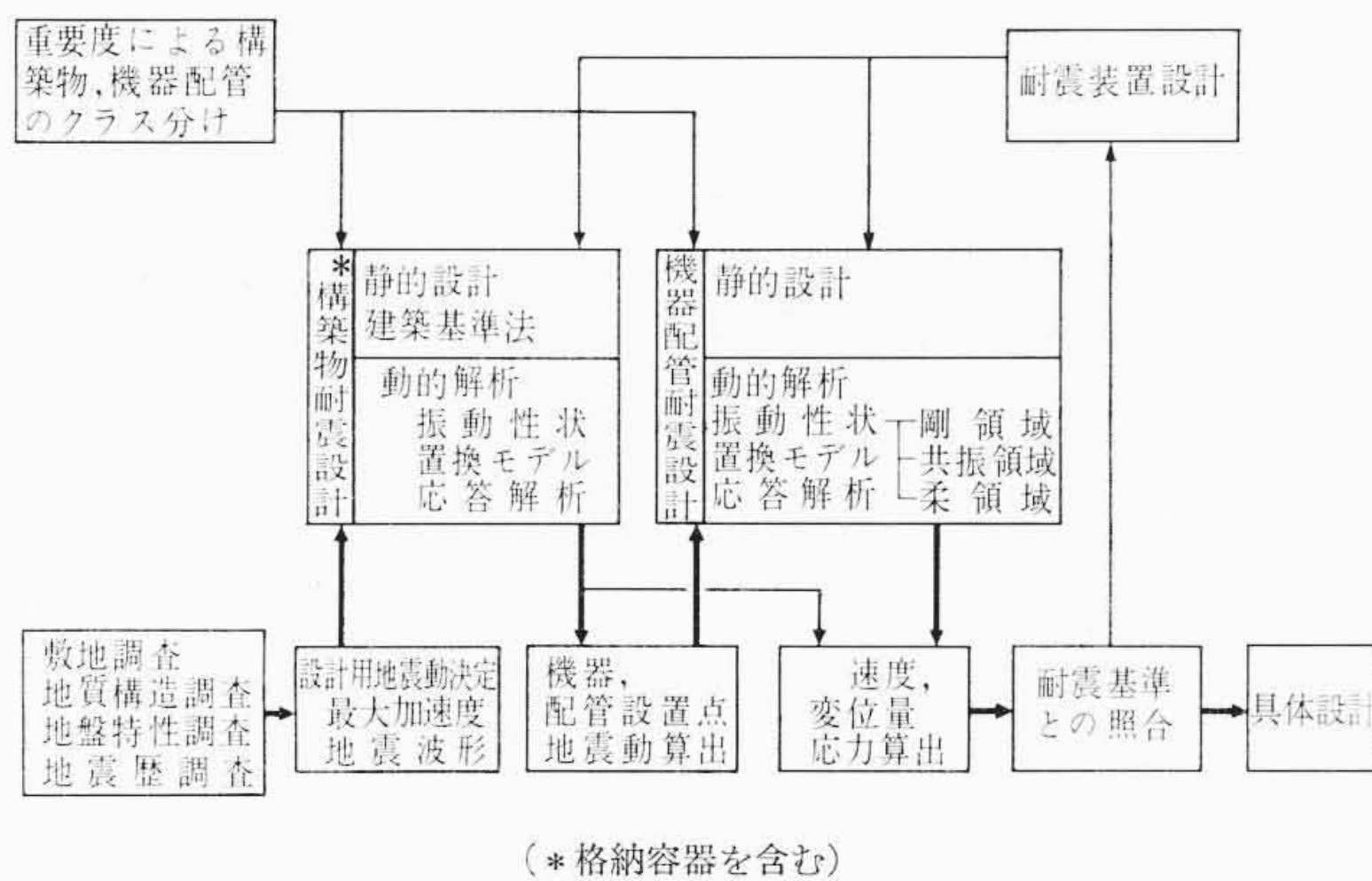


図5 耐震設計フローチャート

- (1) 10^{18} nvt (> 1 Mev) 以上の照射によって降伏強さは増加し、じん性が劣化する。
- (2) 10^{17} nvt (> 1 Mev) 以上の照射によってぜい化の遷移温度が上昇する。
- (3) 照射温度が高いほど照射ぜい化は小さいが、原子炉圧力容器の運転温度では照射の影響は無視できない。
- (4) ほとんどの照射データは材料試験炉より得られたものであるが、動力炉の場合には材料試験炉の場合と比べて中性子スペクトルおよび中性子線量の積算速度が異なる。
- (5) 現在までに得られた照射データでは各種の因子が複雑にからみ合っていてかなりのばらつきの幅がある。
- (6) 原子炉圧力容器に対する炉心からのもれ中性子については運転状態まで見込んだ高い精度の計算値が期待できない。
- (7) 照射による材料の性質の変化を理論的に、または非破壊検査によって推定する方法はまだ完全に確定されていない。

以上のことから原子炉圧力容器に対しては実際に使用した圧力容器材をその原子炉で照射して定期的にこれを試験する監視プログラム (Surveillance Program) が採用されている。ASME Section IIIにも規制され、ASTMにも仕様が制定されている。

ここで得られるデータはその試験片がそう入された原子炉のなみならず、各種研究分野で広く利用されるべき貴重なものとなるであろう。

3.3 監視プログラムの試験方法

試験材料としては原子炉圧力容器と同材質であって、母材としては炉まわり材料と同一チャージとし、さらに炉まわり材料が容器製作中に受ける熱処理と同等の熱処理を加えたものである。また溶接部試験片は炉まわり材の長手継手と同等の溶接とし、100%放射線検査をする。

試験片は $\frac{1}{4}$ インチ引張試験片および 2 mm V 衝撃試験片で、これを耐食性、原子炉冷却水への伝熱および照射後の取扱方法を十分に考慮したカプセルに中性子モニタ用の鉄、ニッケル、銅などのワイヤとともに入れる。

表5 重要度による耐震設計クラス分類表

クラス	建物 構築物	機器 配管系	備考
As: 安全対策上重要な設備	格納容器 (ドライウエル・圧力制御室, ベント管および各貫通部)	制御棒・同駆動装置 液体ボイザー注入関係設備	動的解析の対象となるもの
A: その機能が喪失が原子炉の重大事故を引き起こすおそれのある設備	原子炉建屋 排気筒およびダクト サービス建屋	原子炉 原子炉一次冷却系 (隔離弁まで) 格納容器冷却設備 原子炉建屋非常用ガス処理系 原子炉非常用冷却設備 非常用電源設備 As, Aに関する制御関係設備	
As, A以外のもの B: で、高放射性物質に関連する設備	タービン建物 タービン架台 廃棄物処理建屋	タービン 隔離弁からタービン側一次冷却系 原子炉補助設備 廃棄物処理設備 原子炉建屋内のクレーン	従来の建築基準法によるもの
C: As, AおよびB以外のすべての設備	As, AおよびB以外の一般建屋, 構築物	As, AおよびB以外の一般機器配管	

完成したカプセルは同じ照射量を加えるものをまとめてバスケットに入れられる。図4はこのバスケットである。バスケットは原子炉圧力容器の内面および炉心シェラウドに設けられたハンガーに取り付けられる。

4. 地震に対する考慮

4.1 重要度による分類

原子力発電所の耐震設計は、火力発電所や一般の産業施設あるいは通常の建物などの耐震設計に比べてより厳密に行なう必要がある。この理由としては万一発電所が大地震に遭遇した場合にも付近の公衆または従業員に放射線障害を与えないようにしなければならないからである。したがって

- (1) 原子炉事故が発生した場合、発電所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないようにするための装置
- (2) 原子炉事故が発生するおそれの生じた場合、事故の拡大を防ぐための機能をもつ部分
- (3) その破損により原子炉事故が発生するおそれのある部分
- (4) 高放射性物質を内蔵する部分

などはきびしい条件の耐震設計が要求される。また逆にこれら以外の部分ではたとえ原子力発電所の一部であっても通常の建物や施設で実施されている耐震設計で十分と考えられる。

このような安全性の見地から BWR では表5に示すように原子力発電所の各部の重要度によって耐震設計のクラス分けを行なっている。

耐震設計の方法としては現在全般の構造物、機器については静的震度設計法を行ない、As, A クラスなどの重要施設および振動性状より問題ある機器、配管に対して動的解析による検討を加える方法がとられている。これら耐震設計のフローチャートを図5に示す。

4.2 構造物の耐震設計

構造物の静的設計とは建築基準法で決められる震度に基づく地震力を想定して静的な応力計算を行ない、地震荷重以外の荷重による応力と合算してその合成応力が定められた材料の許容応力以内であることを確かめるもので、既存の手法であり問題はない。

動的解析とは構造物がいかなる挙動を示すかを求めるもので、通常振動性状の算定、設計用地震動の決定、応答解析の順で行なわれるが、これらは電子計算機の発達によりはじめて可能となったものである。

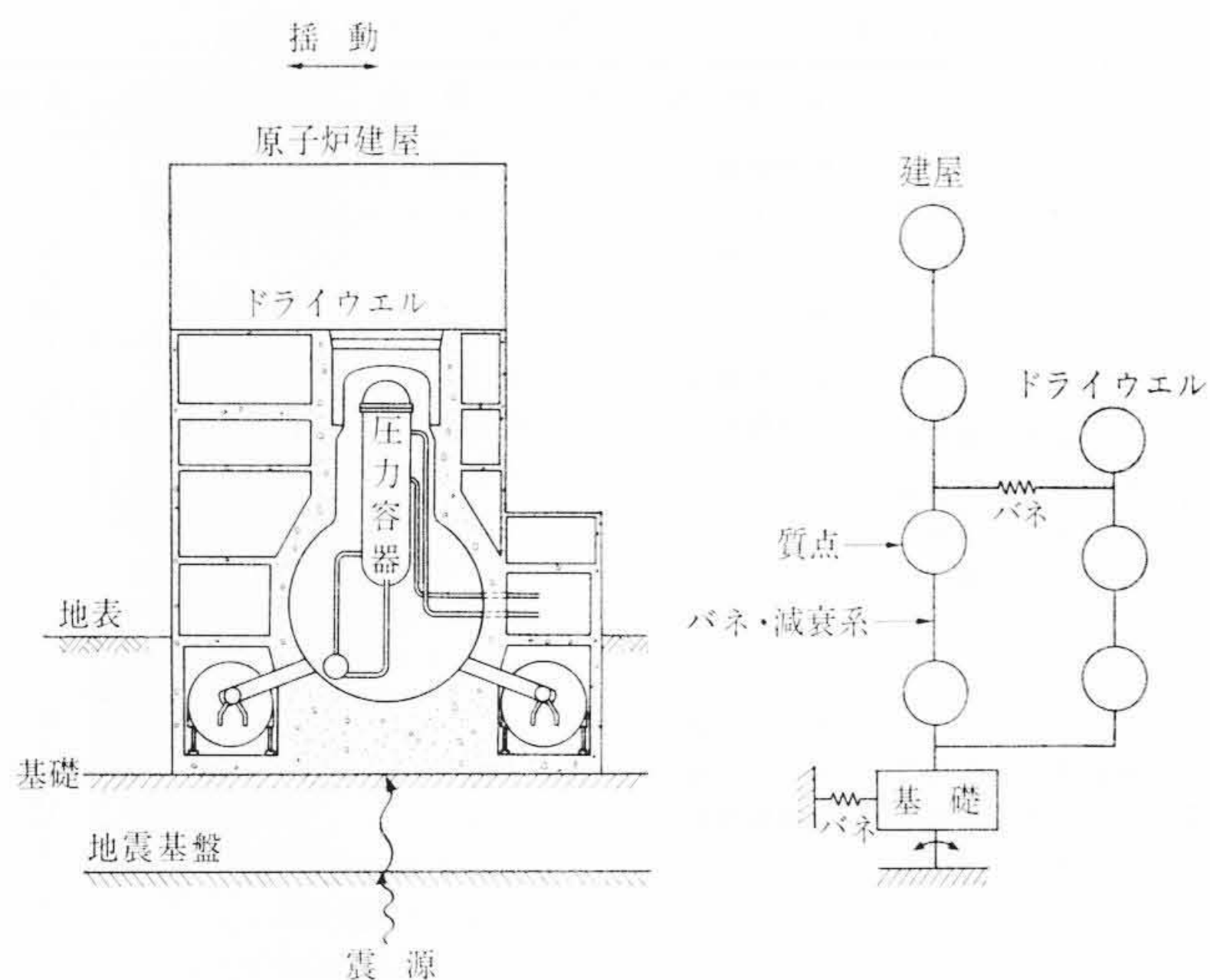


図6 動的解析置換モデル

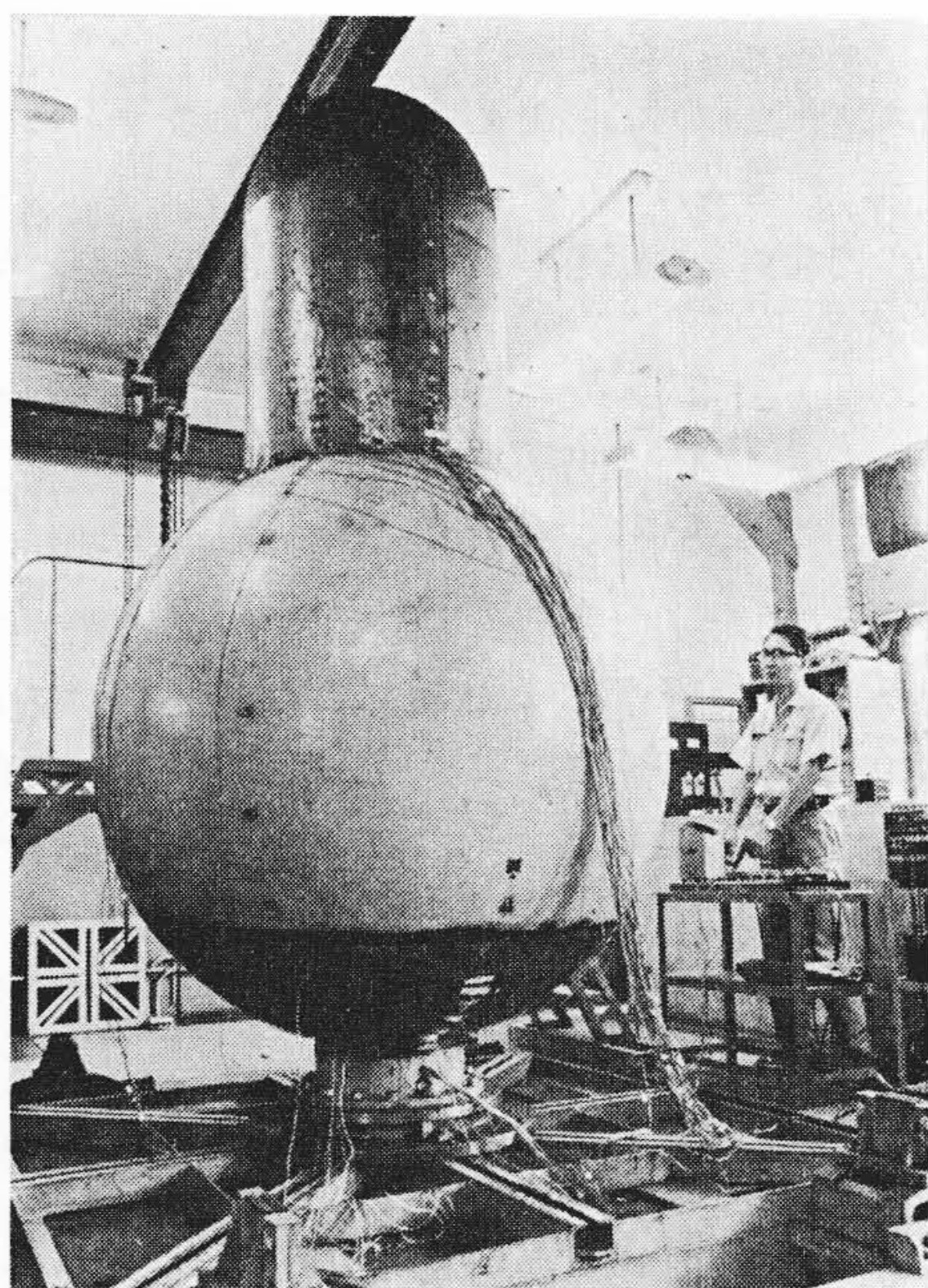


図7 格納容器の振動実験

(1) 振動性状の算定

原子炉構築物はかなり複雑な構造であるからその振動性状を求めるには適切な振動系に置換することが必要である。図6は動的解析置換モデルであるが、これは原子炉建屋およびドライウエルをバネ、質点系に置き換えたものである。

また振動台車を利用してモデル機器の振動実験を行なって固有振動数、振動性状、ひずみ分布などを実測し、置換モデルなどへの資料としている。図7にドライウエルの振動実験を示す。

(2) 設計用地震動の決定

設計用地震動に関係する要素は震源位置、マグニチュード、支持地盤の振動性状がおもなもので、敷地近くの過去の震害状況、地震活動状況、活断層の有無などを調査する必要がある。また支持地盤の振動性状を求めるため常時微動、地震観測が行なわれている。

(3) 応答解析

(1)で得られた振動モデルに対し設計用地震動を与えて構造物各部の加速度、変形を算出する。この場合原子力発電所構築物で重要度の高いものは弾性設計をたてまえとしているので弾性応答のみ求めればよい。

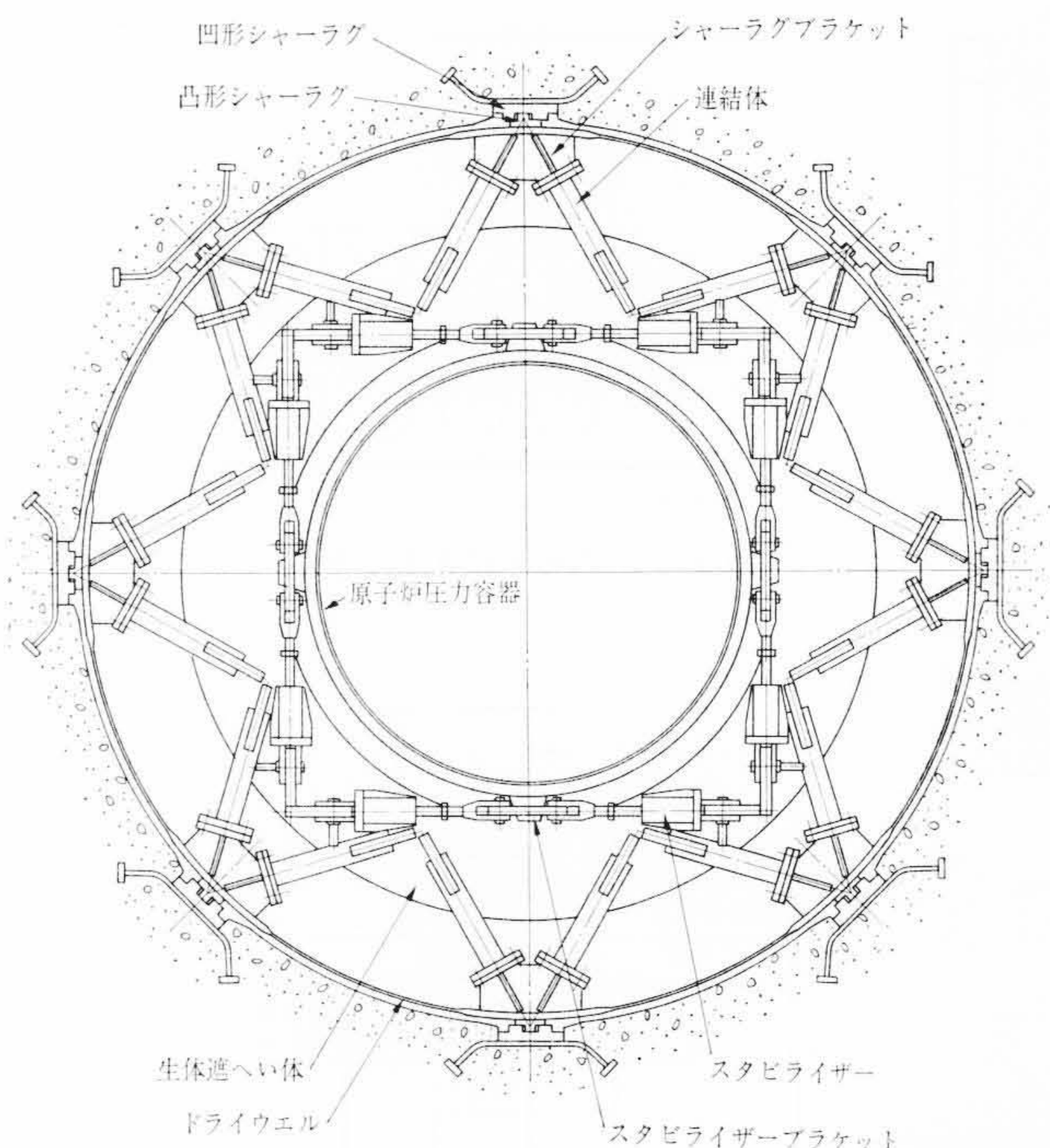


図8 原子炉まわり耐震構造

この結果より変位量、応力が求められ、それらを耐震上の基準値と比較してもし不可ならば適当な設計変更、耐震装置の追加を行ない、再び上記解析をくり返す。

4.3 機器、配管の耐震設計

機器、配管系の耐震設計はその重要度に応じて設計の手法が妥当なものとなるよう選択しなければならない。設計の第1段階は固有振動数の分類である。つまり構造上可能な限り、また設計上許される範囲でその固有振動数などの振動特性をコントロールすることが必要である。

機器および配管系の固有振動数が高い場合にはいわゆる静的設計法、つまり取り付け点の最大加速度を求め、それによって生ずる慣性力による分布荷重による分布荷重によって変形や応力を定める方法が使えるので計算も比較的簡単である。したがって熱変形および熱応力その他設計上の観点から支障がないかぎり系の固有振動数を高く、全体としてこわく設計することが望ましい。熱的原因以外の理由も含め、常時における微速度の変化を許す必要のある機器および配管系も、ダンパ、ロック機構、ストッパおよびサーボつり手などにより地震動に対してできうる限り拘束を与えるよう設計することが必要である。原子炉まわりの耐震構造を図8に示す。

このように機器、配管系の固有振動数をその取り付け点の卓越振動数よりも高くとることが望ましいが、共振の可能性のある機器ではそれ自体の固有振動数の精度が求めた応答振幅の正確度に直接影響する。設計としては共振を避けるのが原則であるが、もし共振領域にはいった場合はなるべく精密に求めることが必要となる。

柔構造物は本来剛の場合と同様それほど正確な値を必要としないはずではあるが、それ自体の振動応答が固有振動数に近いこと、また地震波の変化の卓越成分に共振する可能性があることなどから剛構造物ほど簡単には扱えない。

共振領域および柔領域にあるものには動的解析が行なわれるが、この際用いられる入力データは前述の構築物の動的解析より求められる。解析の手順も構築物の場合と同様である。

5. 安全性に対する考慮

原子力発電所の機器の設計に関してはその安全性が大きく取り上

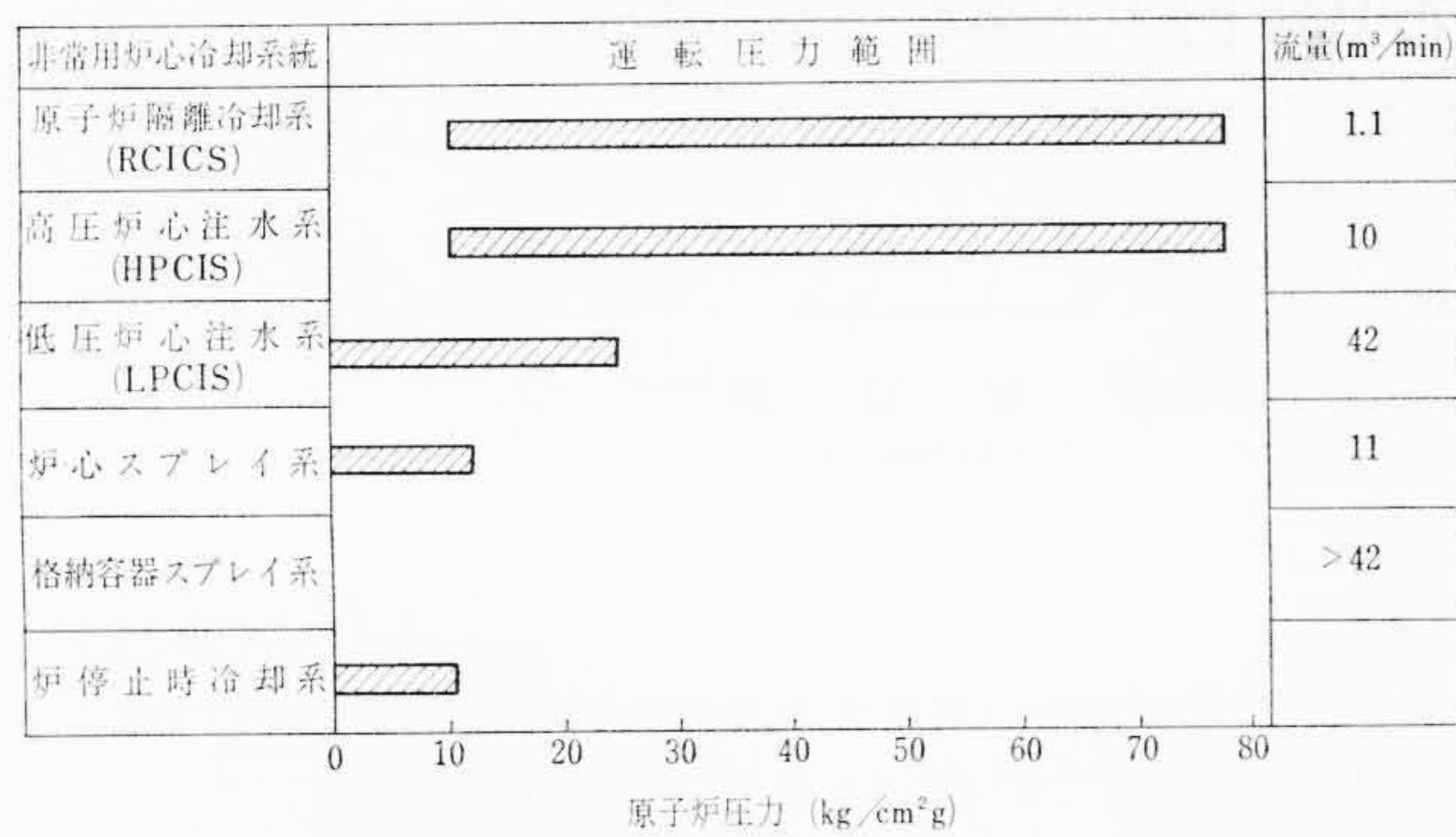


図 9 非常用炉心冷却系統の運転圧力および流量の一例

表 6 原子炉非常用炉心冷却系の変遷

	ドレスデン#1	オイスタークリーク	ドレスデン#2	ミルストン	敦賀	ドレスデン#3	福島	ブラウンスフェリー
電 気 出 力 (MW)	210	540	753	578/682	325	753	404/460	1,000
設 置 場 所	ILL	N. J.	ILL	CONN		ILL		ALA
完 成 年 月	1960-6	1967	1969	1969-8	1969-12	1970-2	1970-12	1970-10
受 注 年 月	1957-6	1963-12	1965-2	1965-9	1965-10	1966-1	1966-4	1966-6
熱 出 力 (MW)		1,600	2,300	1,730/2,010	970	2,300	1,210/1,380	3,293
出 力 密 度 (kW/l)		34	37	35/41	37	37	35.7/40.7	51
非 常 用 復 水 器	○	○	○	○	○	○	○	
原 子 炉 隔 離 冷 却 系 (RCICS)								○
炉 心 ス プ レ イ 系		○	○	○	○	○	○	○
高 圧 注 水 系 (HPCIS)			○			○	○	○
格 納 容 器 ス プ レ イ 系	○	○		○	○	○	○	
格 納 容 器 ス プ レ イ 系 + 低 圧 注 水 系 (LPCIS)			○					○

げられている。前述の各項目も大きくいえば安全設計の一部ともいえるが、ここでは平常運転時および事故時に具体的にどのような考慮を払うかについて述べる。

5.1 平常運転中の安全性

5.1.1 気体廃棄物

BWR では蒸気中の放射性ガスはタービンから復水器を通り空気抽出器を経て再結合器で酸、水素を再結合させたのち、放射能を減衰させて排気塔から大気中に放出させる。この場合復水器に漏れ込む空気量を少なくするために特殊なシール法を開発し、貯蔵容量の小形化を図っている。

5.1.2 液体および固体廃棄物

原子炉一次系からの漏れい水その他の放射性廃液は脱塩式フィルタによって放射能を取り除いたのち再使用するが、許容濃度以下であることを確認してから主復水冷却水にまぜて海洋に放出する。また脱塩式フィルタの交換樹脂類はドラムかんに詰められ、固体廃棄物として貯蔵される。

5.2 反応度事故時の安全性

5.2.1 起 動 事 故

運転員の誤操作により制御棒を過度に連続に引き抜いた場合にも引抜き速度を 76 mm/s に制限するとともに、1 本の制御棒の等価反応を 2.5% $\Delta k/k$ に限定する制御棒効果ミニマイザを設け、さらに制御棒引抜き監視装置を設けている。

5.2.2 運転中の制御棒引抜き事故

運転中制御棒を連続引き抜きをするとスクラムをする前に燃料を損傷するおそれがあるので、前述の監視装置で引き抜きをブロックする。

5.2.3 制御棒落下事故

臨界またはその近くで炉内に止まっていた制御棒が落下すると出力の急上昇が起こるので、制御棒効果ミニマイザと落下速度を 1.5 m/s 以下に制限する速度リミッタを備え、これにより炉心の損傷で許容される範囲に押えている。

5.2.4 制御棒逸出事故

原子炉運転中、制御棒駆動装置のシンプルが破損して制御棒が炉心に急激に逸出することのないシンプル支持構造を備えている。

5.3 機械的事故時の安全性

BWR における機械的事故の主要なものは一次系配管の破断また

は主蒸気管の破断によって生ずる冷却材喪失事故である。これを防ぐ安全設備として目下最も進展をみせているのが非常用炉心冷却設備である。

これら諸系統の運転圧力および流量の一例を示したものが図 9 である。

ドレスデン 1 号炉以来、最新形の高出力密度、大出力原子力発電設備に至るまでの変遷は表 6 に示すとおりである。これを見ると冷却効果の増大、信頼性の向上、安全性の確保に一段の飛躍がうかがわれる。

この非常用炉心冷却設備について安全性の観点からながめた場合、

- (1) 安全設備の機能が複雑になってきていないか。
- (2) 信頼度は向上しているか。
- (3) 駆動源として非常用電源設備に頼りすぎ、必要以上に電源容量を大きくしていないか。

などが評価の対象として考えられるが、最近の設計では

- (1) 系に含まれる機器の数の削減、単純化により作動の確実性が増大したこと。
- (2) 系の多重化により危険の分散、バックアップ設備の並用により信頼度が向上したこと。
- (3) 駆動源として原子炉蒸気を用いることにより、系の迅速な作動が可能である。
- (4) 非常用電源設備として特に大なるものを必要としないので経済的である。

などのような利点を有し、この非常用炉心冷却設備により種々の冷却材喪失想定事故時に燃料に損傷を与えないようにすることが期待できる。

6. 結 言

以上 BWR 機器の設計に関する基本的な問題点につき、その概要を述べた。われわれはすでにこれらに対する解析の方法を開発し、実際に機器の製作を進めてはいるが、今後原子力発電の発展に伴い、これら安定性に関する考え方は決して安易な方向へ向かうことなく、最近のアメリカ AEC の安全に関する 70 項目の勧告にみられるようにさらに厳密な方向に向かうものと思われる。

これに対して常に研究開発を行なうとともに、設計的にもさらに高度な解析方法の開発に努力する必要があるだろう。