

小形原子炉核計算上の問題点 (JRR-4 の解析)

Problems in Critical Calculation for Small Reactors

中 村 省 一 郎* 守 田 孝 博*
Shôichirô Nakamura Takahiro Morita

要 旨

原子炉の核計算には一般に非常に高い精度が要求される。しかし核計算法には種々の近似法が含まれていて、その選択や使い方によっては大きな誤差を生ずることになる。小形炉に関するおもなる問題点としては、縦方向のもれの扱い、速中性子組定数の扱い、および炉心要素の製作誤差の影響が大きい。われわれは日本原子力研究所設置のスィミングプール形実験炉 (JRR-4) の測定値によってこれらの問題点を吟味し、誤差の限界を明らかにした。この結果に基づいて核計算を行えば、同形の原子炉では十分な精度が期待できることを明らかにした。

1. 緒 言

熱中性子炉の核特性の計算は、少数組拡散近似による方法が一般に広く用いられている。そして計算結果の実験値との比較では、固有値あるいは固有値の変化について議論されるのが普通である。したがって、少数組拡散によって得られる固有値が、測定値とどの程度一致するかは、核計算上の最も重要な問題の一つであるといえる。最近わが国でも水減速棒状燃料炉用の臨界実験装置による測定データが蓄積されたので、単純な炉心形状に対する計算結果の検討はかなり多く行なわれているが、小形実験炉のように炉心形状が複雑で反射体も水以外の物質で構成された原子炉の計算結果を詳細に検討した例はきわめて少ない。

そこで本報告は、実験用原子炉の核計算に用いられる理論モデルの一助にする目的で、日本原子力研究所納の JRR-4⁽¹⁾ の特性試験において測定された固有値、各種反応度および反応度係数の測定値を用いて計算結果の検討を行ない、結果の一部をまとめたものである。JRR-4 はスィミングプール形原子炉で主として遮へい実験に供せられるために建設されたものである。この原子炉は 1965 年 1 月 28 日に臨界に達し、以後特性試験を重ね同年 7 月 21 日全出力 (1 MW) に達した。本文で用いた実験値はこの間に測定されたものである。

2. 炉心の構造と核計算方法の概要

JRR-4 の炉心は、ETR 形の板状燃料要素、軽水冷却、減速材、黒鉛および軽水反射材、粗調整安全棒、微調整棒および後備スクラム棒から構成されている。燃料要素は図 1 に示されるように、厚さ 0.5 mm の 90% 濃縮ウラン・アルミニウム合金を厚さ 0.38 mm のアルミニウム板で被覆した燃料板 15 枚を、側板によって 4.1 mm の等間隔に配列したもので、燃料有効長 600 mm、1 要素あたりの U^{235} 含有量は 166 g である。反射体要素は、図 2 に示される原子炉級黒鉛ブロックをアルミニウムで被覆した黒鉛反射体要素および水反射体に相当する格子栓である。制御棒は 1.6 w/o のボロンステンレス鋼板を吸収体として、微調整棒 (5×40×610 mm) 1 本、粗調整安全棒 (5×235×610 mm) 4 本、後備スクラム棒 (5×140×610 mm) 2 本が備えられている。炉心内部にそう入される粗調整安全棒にはアルミニウムのガイド板が下方に取り付けられていて、制御棒が炉心上部に引き抜かれたときにはガイド板が炉心中にそう入された状態になる。

炉心内部の配置は目的に応じて変更されるが、図 3 に示したものが標準炉心として用いられている。標準炉心における燃料要素の数は 16 本で、ほぼ一列の黒鉛反射体が燃料を囲み、その外側にプール

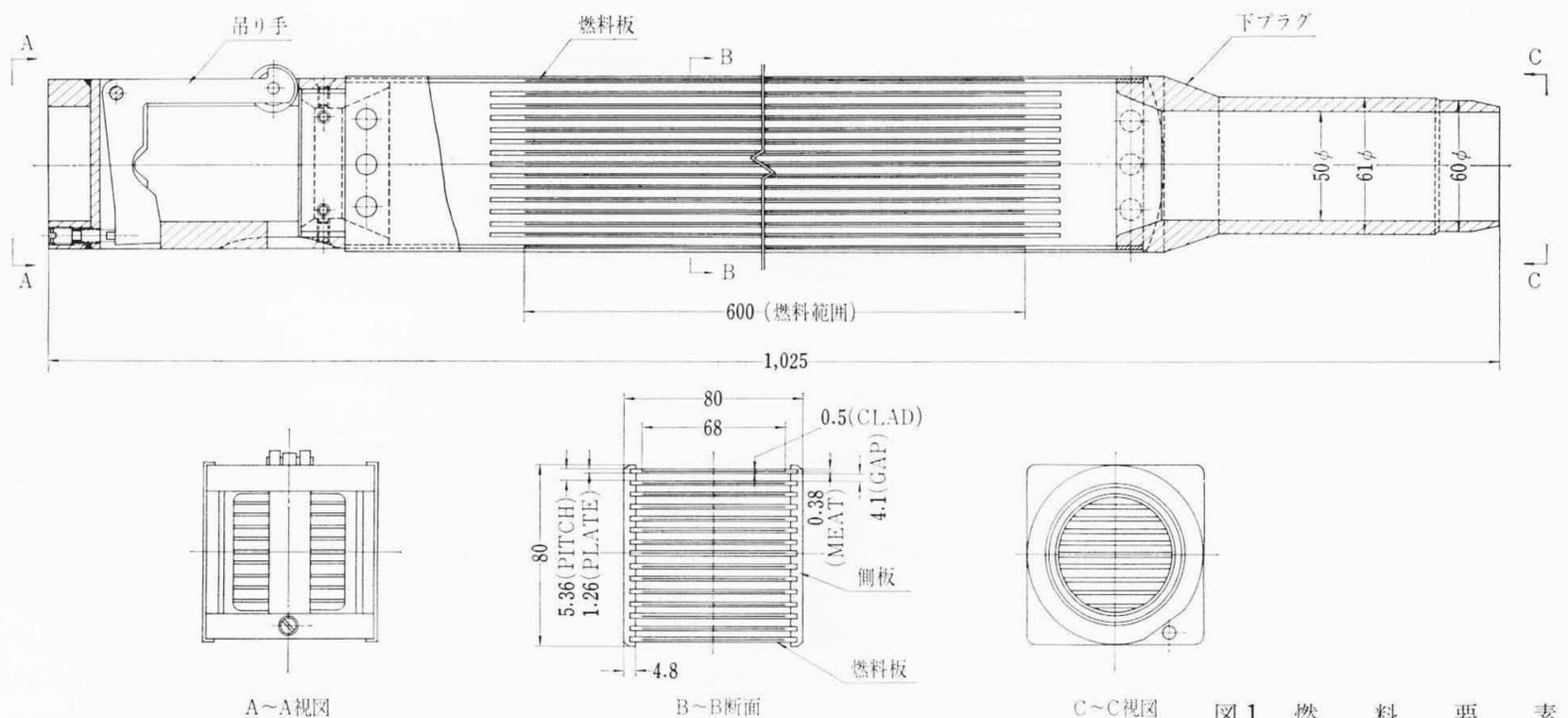


図 1 燃 料 要 素

* 日立製作所日立工場

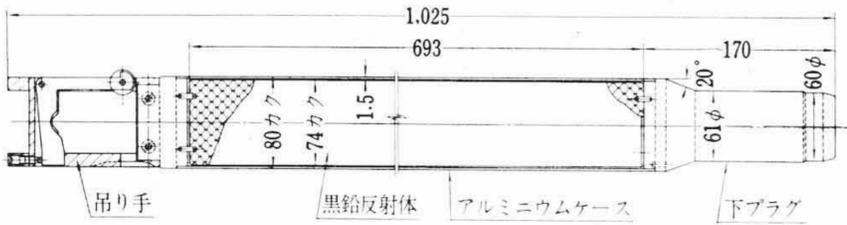


図2 反射体要素

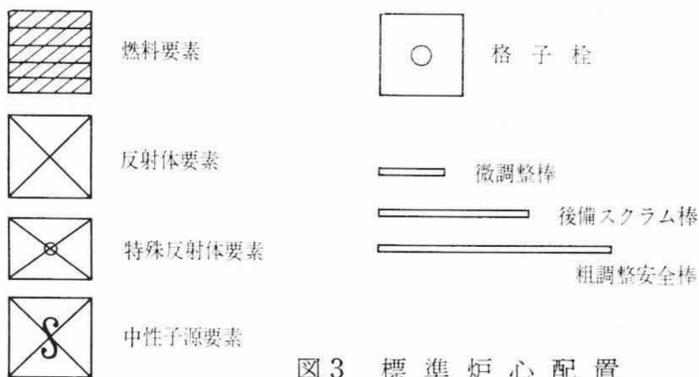
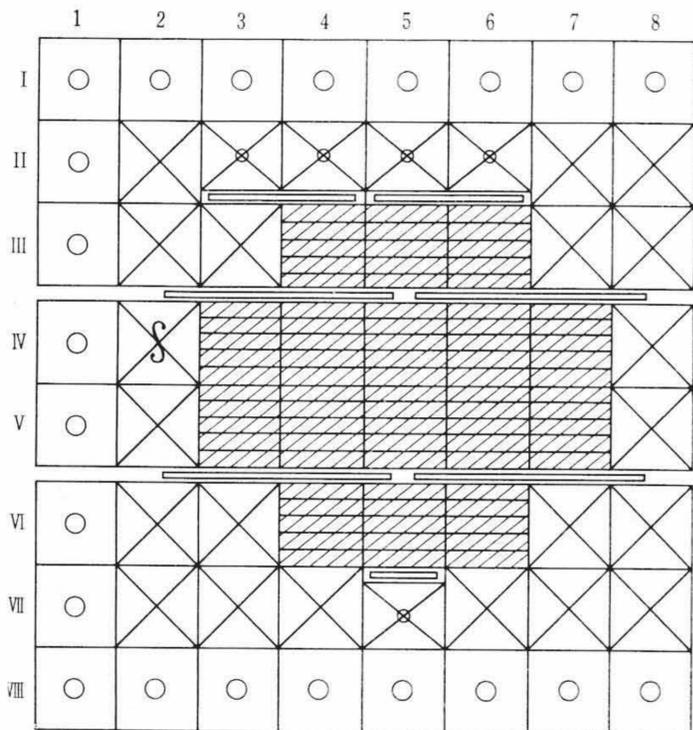


図3 標準炉心配置

水が無限反射体を形成している。表1は標準炉心を中心にしたJRR-4の主要な炉心特性を示したものである。

次に計算法の概略について述べる。この報告で議論の対象としていることは、炉の固有値、制御棒や燃料要素の反応度および反応度係数など、固有値あるいはその変化に関するものであって、計算のすべては固有値を求めることに集約される。固有値の計算は少数組拡散近似によって行なった。少数組拡散方程式の組定数は、速中性子に対するものと熱中性子に対するものに分けられ、いずれも各炉心要素ごとに炉を均質化して求めた。速中性子組定数はJUPITERコード⁽²⁾によって求めるが、JUPITERコードの中にはMUFTコードと同様、種々の計算式が含まれているので、計算式を選択によって結果がどのような影響を受けるかについての詳細は次節で述べる。熱中性子に対する組定数の計算はTEMPESTコード⁽³⁾によって行なった。TEMPESTコードにはLight gas modelとHeavy gas modelが含まれている。燃料要素部ではいずれを用いてもほとんど固有値に差が生じないことがわかっているが、黒鉛反射体などに対してはHeavy gasモデルを用いるほうが妥当なので、熱中性子に対する組定数はすべてHeavy gasモデルで求めた。1核分裂あたり発生する中性子の数 ν としては2.43を使用した。この値の実験誤差による不確かさは ± 0.03 であるとされて

表1 JRR-4炉心特性一覧

(1) 炉の形式	スイミングプール
(2) 熱出力	
常用熱出力	1 MW
最大熱出力	3 MW
(3) 平均熱中性子束	1×10^{13} nvt (炉出力 1 MW)
(4) 燃料	
濃縮度	90% 濃縮ウラン
燃料要素	ETR形
臨界量	1.9 kg
標準炉心装填量	2.7 kg
(5) 減速材、冷却材	軽水
(6) 反射体	黒鉛および水
(7) 反応度 (標準炉心)	6.7% $\Delta K/K$
燃焼	2.3% $\Delta K/K$
X_e および S_m	2.9% $\Delta K/K$
実験	1.0% $\Delta K/K$
制御	0.2% $\Delta K/K$
X_e オーバーライド	0.3% $\Delta K/K$
(8) 制御棒	
粗調整安全棒	吸収材: ボロンステンレス 個数: 4 等価反応度: 18% $\Delta K/K$
微調整棒	吸収材: ボロンステンレス鋼 個数: 1 等価反応度: 0.5% $\Delta K/K$
(9) 後備スクラム装置	吸収材: ボロンステンレス鋼 個数: 2 等価反応度: 3.2% $\Delta K/K$

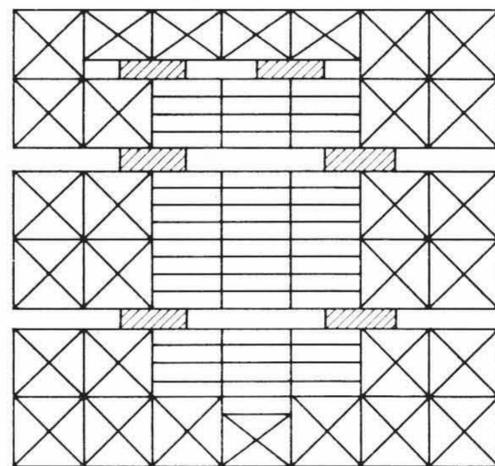


図4 12本炉心配置

いるが、これは固有値計算の結果には $\pm 1.2\% \Delta K$ の不確かさがあることを示している。制御棒内部に対する組定数は、輸送方程式に等価な組定数⁽⁴⁾であるCRCコードによって求めた。少数組拡散方程式の計算には一次元拡散コードNEW DMMと二次元拡散コードCERESを使用した。

3. 固有値計算の問題点

3.1 炉心形状の単純化

固有値すなわち K_{eff} の測定されている炉心形状は、図3に示した16本炉心と図4に示した12本炉心で、固有値は前者では1.072、後者では1.008である。いずれもペリオッド法で較正された制御棒の位置から求めた値であり、制御棒の較正誤差による若干の誤差を含むものと考えられる。しかし制御棒反応度の相対的誤差の影響は超過反応度にきくだけであるから、固有値に生ずる誤差は固有値が1.0に近いほど小さい。あとでも述べるように制御棒反応度の相対誤差は相互干渉を考えると約 $\pm 10\%$ の範囲にあると考えられるので、 $K_{eff}=1.072$ に対する誤差は $\pm (K_{eff}-1) \times 0.1 = \pm 0.007$ であるのに対して、 $K_{eff}=1.008$ に対しては $\pm (K_{eff}-1) \times 0.1 = \pm 0.0008$ となる。実験値と理論値を比較する際0.001以内の誤差は問題にならないので、制御棒反応度の誤差を考慮に入れても、12本炉心の固有値は理論値の比較に十分役立つ精度の高い値であることがわかる。そこで実験値との比較による理論値の検討は、この12本炉心を対象に

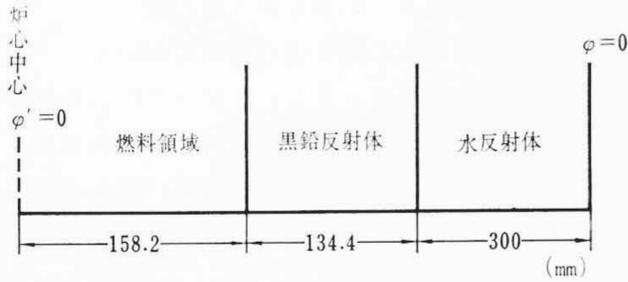


図5 12本炉心の一次元モデル化

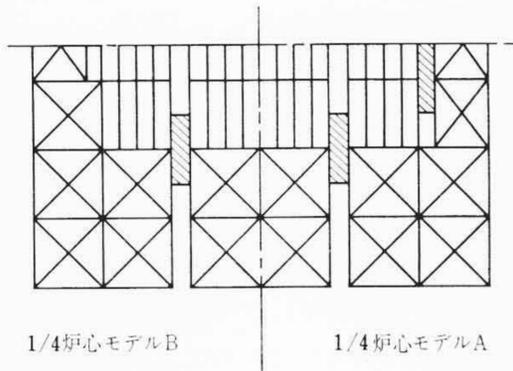


図6 12本炉心の1/4炉心モデル化



図7 12本炉心の円柱二次元モデル化

して行なうことにする。

固有値を求めるための拡散方程式の計算は、一次元および二次元で行なった。一次元計算を行なうためには炉心をかき切りモデルにおきかえなければならないが、一次元計算だけでどの程度に実験値に近い計算ができるかを調べておくことは有意義なことである。組定数の計算を行なう際の近似法の選択の仕方が固有値に及ぼす影響を調べるためにも、数多くの計算をしなければならない関係上、一次元のほうが便利である。一次元のモデルとしては図5に示したように、燃料部の半径と反射体の厚さを、それぞれの断面積が12本炉心に等しくなるように決めた円柱炉心を用いた。円柱化の際に12本炉心の制御棒用水ギャップを無視したので、水ギャップの効果だけを二次元拡散コードで求めて、一次元計算の結果を補正する。

二次元計算を行なう際には、計算時間を短くするために12本炉心は図6モデルBのような1/4炉心モデルによって近似的に扱う。12本炉心は対称形ではないので、このような近似化には疑問が持たれる。したがって図6のモデルAとBの両方で固有値を求め比較してみたが、問題とならない程度の差であることが確かめられた。

3.2 中性子の縦方向への漏れの扱い

拡散方程式を一次元あるいは二次元拡散コードで解く場合に、縦

表2 エネルギー別バックリング

l	ζ_l^2	B_z^2		
		炉心	反射体	参考値
1	ζ_1^2	0.00299	0.01303	-0.00551
2	ζ_2^2	0.00268	0.01041	-0.00329
3	ζ_3^2	0.00017	0.00926	-0.00080
4	ζ_4^2	-0.00534	-0.00092	0.00108

表3 B_z^2 の扱い方が固有値に及ぼす影響

Case	コード	B_z^2 の扱い方		固有値	誤差%JK
		炉心	反射体		
1	二次元	Exact	Exact	1.0076	—
2	一次元	ξ^2	ξ^2	0.9982	-0.94
3	一次元	ζ_l^2	ξ^2	0.9982	-0.94
4	一次元	ζ_l^2	ζ_l^2	1.0340	2.74

方向の中性子の漏れは B_z^2 によって考慮しなければならない。JRR-4のような小形炉では、固有値に及ぼす B_z^2 の誤差の影響は大きいので、固有値に生ずる誤差の大きさを調べるとともに、補正方法を考える必要がある。 B_z^2 を求める際に外そう距離を考えに入れた等価炉心高さが仮に1cm違っていたとすると、 B_z^2 には 0.8×10^{-4} の誤差となり、さらに固有値の誤差は0.5% ΔK となって無視できない大きさとなる。

図7に示した円柱二次元モデルは、図5の一次元モデルを拡張したものであって、一次元モデルよりは12本炉心をよく模擬しており、また二次元拡散コードを用いれば正確に扱うことができる。だから、この二次元円柱モデルの固有値と比較することによって、一次元モデルにおける B_z^2 の扱い方を吟味することができる。

ここでは B_z^2 の求め方としては次の二通りを考える。

(1) 上下の反射体を考慮した縦方向に一次元の拡散計算から得られた固有値を K_0 とすると、 K_0 に等しい固有値を持つ上下裸の炉の高さすなわち H_{eq} は容易に求められる。実際の炉心の燃料部分の高さを H とすると、 $(H_{eq}-H)/2$ は反射体節約であり、JRR-4の場合は6.8cmとなる。この場合の B_z^2 を ξ^2 で表わすと $\xi^2 = (\pi/H_{eq})^2 = 0.001822$ となる。

(2) 前の方法がエネルギーに無関係であったのに対し、今度はエネルギー別の B_z^2 を扱う方法である。 ζ_l^2 はエネルギーグループ l の B_z^2 を表わすものとする。上下の反射体を考慮に入れた縦方向の一次元計算の結果から得られる炉心内平均中性子束 $\bar{\varphi}_l$ を用いて、次式により求めることができる。

$$\zeta_l^2 = \left\{ \left(\chi_l \frac{1}{K_0} \sum_{m=1}^4 \nu \Sigma_m^f \bar{\varphi}_m + \sum_{i=1}^{SL} \bar{\varphi}_{i-1} \right) / \left(\bar{\varphi}_l - \sum_i^A \right) \right\} / D_l$$

この式は4組拡散方程式を積分して得られる式で、記号についてはよく知られたものばかりであるから説明は省略する。 \sum_i^A の中には横方向へのもれの効果 $D_l B_z^2$ が考慮されている。

表2はこのようにして得られた値を示している。 B_z^2 についても同様にしてエネルギー別の値が求められるので、標準一次元モデルの結果から求めた値を参考のために示してある。炉心の ζ_l は $l=1$ のとき最も大きく、 l が大きくなるとともに ζ_l^2 は小さくなって $l=4$ では負となっていることが注目される。一方反射体では、この傾向が逆になっている。以上のようにして求めた ζ^2 と ξ^2 とを一次元モデルの計算に使用することによって、縦方向の中性子の扱いが固有値に及ぼす影響を調べた結果を表3に示してある。Case 1は円柱二次元モデルを二次元拡散コードで扱った結果なので、縦方向のもれは正確に考慮されている。Case 2以下が一次元モデルの結果であ

表4 一次元モデルによる固有値の計算結果

Case No.	Options			Consistent & Conventional Age		Consistent & GG		SG & GG	
	空間	B	F.S.	K_{eff}	ΔK	K_{eff}	ΔK	K_{eff}	ΔK
1*	B1	0.093	M.L	1.0080	—	0.9979	—	0.9849	—
2	P1	0.093	M.L	0.9976	-1.04	0.9916	-0.63	0.9779	-0.70
3	B1	0.093	(3)式	1.0133	+0.53	1.0031	+0.52	0.9897	+0.48
4	B1	0.05	M.L	1.0049	-0.31	0.9945	-0.34	0.9786	-0.63
5	B1	0.03	M.L	1.0037	-0.43	0.9932	-0.47	0.9763	-0.86

F.S: Fission Spectrum, M.L: Muft Library

*: Standard

$$\Delta K = [K_{eff} - K_{eff}(\text{Case No. 1})] \times 100\%$$

表5 1/4 炉心モデル B による二次元計算結果 (Consistent 近似と Conventional Age 近似)

Case No.	グループ数			4		3		2	
	空間	B	F.S	K_{eff}	% ΔK	K_{eff}	% ΔK	K_{eff}	% ΔK
1*	B1	0.093	M.L	1.0014	—	1.0048	—	1.0281	—
2	P1	0.093	M.L	0.9971	-0.44	0.9998	-0.51	1.0233	-0.48
3	B1	0.093	(3)式	1.0076	+0.62	1.0131	+0.83	1.0364	+0.83
4	B1	0.05	M.L	0.9999	-0.15	1.0042	-0.06	1.0384	+1.03
5	B1	0.03	M.L	0.9988	-0.26	1.0035	-0.14	1.0405	+1.24

F.S: Fission Spectrum, M.L: MUFT Library

*: Standard

$$\Delta K = [K_{eff} - K_{eff}(\text{Case No. 1})] \times 100\%$$

る。Case 2 では炉心と反射体の両方に ξ^2 の値を使用している。Case 2 の固有値を Case 1 と比較すれば、 $-0.94\% \Delta K$ の誤差が生じていることがわかる。Case 3 では反射体では ξ^2 を使用し、炉心では ζ^2 を使用しているが、Case 2 と比較すると固有値に変化はない。Case 4 では反射体にも ζ^2 を使用しているが、今度は固有値が大きくなり $+2.47\% \Delta K$ の誤差になっていることがわかる。

これらの誤差の原因としては、反射体中における B_2^2 として炉心の値を代用して使用しているところにあると考えてもよいであろう。このように、反射体中の縦方向の B_2^2 の影響は、黒鉛のように拡散係数が大きいときに問題となり、さらに大きい拡散係数を持つ Al の場合に最も問題となることが知られている。しかし反射体内の縦方向の B_2^2 の扱い方については、今のところよい方法がないので、以後の計算では最も簡単な Case 2 の方法で扱い、その結果に上述の誤差の補正を行なうことにする。

3.3 速中性子組定数の影響

速中性子組定数を MUFT モデルによって求める場合、コードの中で用いる近似式として、空間の扱いに対しては P1 近似か B1 近似、水素原子の減速に関しては Consistent 近似か SG 近似、重い原子に対しては Conventional Age 近似か GG 近似のそれぞれいずれかが用いられる。Fission Spectrum も MUFT-V のライブラリによるもののほかに、たとえば次式⁽⁶⁾による計算が考えられる。

$$\chi(E) = 0.76987 E^{1.5} \exp(-0.775E) \dots\dots\dots (3)$$

これらの選択の仕方が固有値の計算値にどのような影響を与えるかを知ることは興味のあることなので、一次元モデルを用いて調べてみた。

エネルギー組数は縦方向のバックリングの検討におけると同様 4 組近似とする。MUFT モデルにおいてフーリエ変換に用いるバックリング B は、炉心部に対しては 0.0933 とした。この値は、炉心に反射体節約を考慮することによって、炉心を等価な裸の大きさにおきかえて求めた値である。反射体に対しては B=0 と仮定した。JRR-4 のような反射体付の原子炉における中性子の漏れは、場所とエネルギーの両方の関数であるから、厳密には MUFT モデルにおけるような、中性子束分布のフーリエ変換はできないので、上のようにして求めた B を用いて組定数を求めること自体非常に大まかな近似であるといわなければならない。そこでこのような近似がどの程度の誤差を生ずるかの目安を立てるために、B の値を大幅に変え

て固有値に及ぼす影響も調べた。

一次元モデルの固有値の計算において、上に述べた近似の種々の組合せと B をパラメータにした結果を表 4 に示す。いずれも、一次元拡散コードの結果に、さきに述べた水ギャップの補正と、縦方向のもれに関する誤差の補正を行なった値である。この表の中で ΔK と記してあるのは、各列内において Case 1 と他の Case の固有値の差を意味している。

表 4 の第一列は水素原子に対する Consistent 近似と水素以外の原子に対する Conventional Age 近似を用いた結果である。この近似の中では、B1 近似の固有値(実験値 1.008 との一致は偶然である)が実験値に最も近く、P1 近似に変えると $1.04\% \Delta K$ 低くなる。Fission Spectrum を Muft ライブラリの値から(3)式に示した計算式に変えると $0.53\% \Delta K$ 高くなっている。また B を 0.093 から 0.05 あるいは 0.03 に変えると、固有値はそれぞれ $0.31\% \Delta K$ および $0.43\% \Delta K$ だけ低くなることわかれる。

第二列は第一列で用いた Conventional Age 近似を GG 近似に変えてあるが、第一列の値に比較すると一見して固有値は約 $1\% \Delta K$ ずつ低くなっていることがわかる。第三列はさらに Consistent 近似を SG 近似に変えているが、第一列の値に比較すると約 $2\% \Delta K$ ずつ低くなっていることがわかる。

ΔK について第一列と第二列を比較すれば、第二列の Case 2 の ΔK が第一列のに比べて $0.41\% \Delta K$ 大きくなっているほかはほとんど変わらない。第三列の ΔK を第二列の ΔK と比較すると B=0.05 および 0.03 に対する ΔK の絶対値が約 2 倍大きいことが注目される。

さてこの表の中で B=0.093 を用いて算出した固有値の中での最高値は 1.0133 で、最低値は 0.9779 であり、この差は約 $4\% \Delta K$ である。このことは JRR-4 のような炉では、速中性子組定数の計算法における近似式の選択の仕方によって生ずる計算結果の広がりを示している。

以上の検討によって、減速モデルの選び方としては Consistent 近似と Conventional Age の組合せが、一次元の 4 組近似を用いる限り、最も実測値に近い結果を与えていることがわかった(他の例でも確かめられている)。次はこの組合せを用いて、図 6 モデル B の二次元モデルによって、エネルギー組数の影響を調べ、実験との比較を行なう。表 5 は計算の結果であるが、二次元計算では水ギャップの効果は考慮にはいっていないので、縦方向のもれに対する補正のみを行なっている。

表 5 の第一列は表 4 の第一列と同じ組定数を用いているが、固有値は表 5 のほうが低くなり、全般的に実験値より低くなっている。この原因は一次元モデルと二次元モデルにおける炉心形状の差、すなわち円と方形の違いにより生じたものである。次にエネルギーの組数を変えた場合の固有値の変化を見ると、エネルギー組数が小さくなるほど固有値は大きくなることわかれる。実験値の 1.008 に比較すれば、4 組近似の結果は全般的に実験値よりも低く、2 組近似の結果は高くでる。全般的に見て 3 組近似の結果が実験値に最も近い値を与えていることがわかる。また一方、各エネルギー組において B が固有値に及ぼす影響について注目すれば、B が小さくなるにしたがって、4 組近似の固有値は小さくなってゆくのに対し、2 組近似では逆に大きくなっており、その中間の 3 組近似では B の影響が非常に小さいことがわかる。

3.4 燃料要素の製作公差が固有値に及ぼす影響

燃料要素中の原子数を勘定する際、図面に書かれている標準寸法

表6 固有値に及ぼす公差の影響

元素	反応度係数 (% ΔK/K/% Vol)	製作公差による 最大体積誤差 (% Vol)	固有値の誤差 % ΔK/K
U ²³⁵	0.26	±1	±0.26
Al	-0.013	±4.9	±0.06
H	0.26	±2.3	±0.60
O	0.046	±2.3	±0.11

製作公差による固有値の誤差の最大=±1.03% ΔK/K

表7 標準炉心の計算値と測定値の比較

	測定値	計算値
超過反応度	6.67 %ΔK/K	7.06 %ΔK/K
制御棒反応度	%ΔK/K	%ΔK/K
粗調整安全棒	4.2	4.0+, 4.5++
微調整棒	0.5	0.5
後備スクラム棒1	1.4	0.9~1.6
後備スクラム棒2	1.8	1.3~2.2
燃料要素反応度*	%ΔK/K	%ΔK/K
III-5**	2.8	2.7
III-6	2.3	2.1
IV-5	6.1	5.0
IV-6	4.2	3.6
IV-7	2.2	1.7
反応度係数		
温度係数	-1.7×10 ⁻⁴ JK/K/°C	-2.4×10 ⁻⁴ JK/K/°C
ボイド係数	-3.7×10 ⁻³ JK/K/%ボイド	-3.5×10 ⁻³ JK/K/%ボイド

* 反応度は制御棒の高さの差によって換算した値

+ 単独そう入

** 燃料要素の位置は図3参照

++ 4本同時そう入

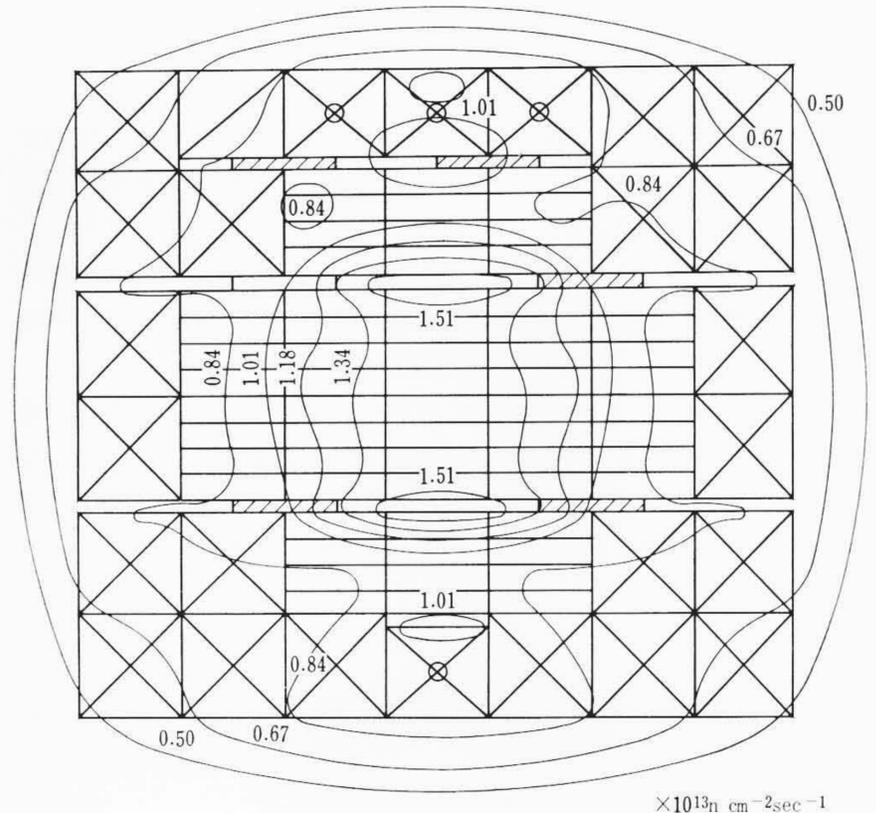
が使用される。しかし実際にこの寸法どおりにできているわけではなく、図面に指定された公差内での製作誤差があり、当然固有値にも影響してくるであろう。一次元モデルで燃料要素を構成している元素を微量変化させたときの固有値の変化から、各元素の反応度係数を求めると表6のようになる。燃料要素に要求された製作公差を体積比に直すとU²³⁵が±1%、アルミニウムが±4.9%である。ここでアルミニウムの±4.9%というのは、燃料要素を構成しているアルミニウム板の厚さが同時に厚い側あるいは薄い側にずれた場合である。水の体積は燃料要素全体の体積からアルミニウムの体積を引いた値にほぼ等しいので、水の体積誤差はアルミニウムの誤差から決められる。すなわちアルミニウムの誤差±4.9%に対し水の誤差は±2.3%となる。

表6の最も右の欄に、各元素の公差が固有値に及ぼす影響を示している。反応度係数としてはU²³⁵とHが大きく、AlとOは1けた小さくなっている。固有値に及ぼす影響ではHが最も大きく、次いでU²³⁵、Alの順になっている。そしてこれらの影響が、同時に固有値を大きくする方向あるいは小さくする方向に重なると、固有値には約±1% ΔK/Kの変化を及ぼすことがわかる。

4. 炉特性の計算値と測定値の比較

表7に標準炉心に関する測定値と計算値を比較して示してある。超過反応度と燃料の反応度および反応度係数の測定値は、すべてペリオッド法によって較正された制御棒位置の読みから得られたものである。制御棒反応度の較正值には、相互干渉効果によるデータのばらつきの大きさから推定して、約±10%の相対誤差が含まれていると考えられる。したがって、表7に示した測定値にも同じ程度の相対誤差があるものとする必要がある。

超過反応度の計算値は、表4における3組近似Case1と同じ組定数を使って、二次元拡散コードによって求めた値で、これまでどおり縦方向のもれに関する補正を行なった結果である。なお参考のために標準炉心の熱中性子束分布の計算値を図8に示した。制御棒反



(1 MW運転時の計算値)
図8 標準炉心の熱中性子束分布

応度の計算は、CRCコードから求めた制御棒内部に対する輸送理論に等価な組定数を用いて、二次元拡散コードにより行なった。粗調整棒反応度の計算値は、4本同時にそう入した場合の値のほうが、1本ずつ単独にそう入した場合より大きくなっているが、これは4本同時にそう入すると相互作用によって反応度は大きくなるためである。後備スクラム棒の値には幅があるが、これは単独にそう入した場合と、後備スクラム棒から遠い位置にある2本の制御棒がそう入された状態における反応度の違いすなわち干渉効果を示している。後備スクラム棒の反応度測定は、粗調整棒がほぼ1.5本程度そう入された状態で行なわれているので、この幅の範囲内の値に対応していると考えられる。

燃料要素の反応度はこれまでと同じ組定数を用いて、二次元拡散コードで求めたものである。測定値と計算値を比較すると、測定値のほうが大きく出ているが、その原因の一つとしては次のようなことが考えられる。すなわち、反応度測定の際に、測定の対象となった燃料要素のおのおのに接している粗調整棒が約半分そう入されていたので、燃料要素引抜後の水ギャップピーキングによって制御棒の吸収が大きくなり、その分だけ余分に制御棒は引き抜かれたため反応度の読みが大きくなったと考えられる。

温度係数とボイド係数は前節で述べた一次元モデルにより求めた結果である。温度係数は20°Cに対する固有値と40°Cに対する固有値から求められた。ボイド係数は、3.4において燃料中のHとOの反応度係数が表6に示してあるので、それらの値から直ちに求めることができる。いずれも反応度係数としてはよく一致しているといえる。

以上表7の測定値と計算値を比較してみると、一致の度合いはよくないところもあるが、原子炉の特性試験で行なわれる反応度測定実験は、かならずしも理論値との比較が最も容易にできるような理想状態で行なわれるわけではなく、また理想状態からのずれを理論的に補正することも一般に容易でない。実験値と理論値を比較する際に常に考慮しなければならないことの第1は、計算法上のさまざまな不確定要素と計算を単純化するための近似法の影響、第2に製作誤差、第3に上に述べたような測定誤差の影響である。このような観点から表7の結果を見れば、一致の程度は十分満足すべきであると考えられ、不一致の点をより以上詳細に追求するには、より単純

な条件で行なわれる実験によるほかはない。

5. 結 言

以上のJRR-4特性試験から得られた固有値、反応度および反応度係数の解析を中心に、現在広く用いられている少数拡散近似法の問題点について述べた。炉心の構造が変わると計算の方式も変えなければならぬので、この報告で得られた結論は他の炉には一概には適用できないかも知れない。しかしこのような解析を積み重ねてゆくことによって、少数組拡散近似の精度と適用限界を明らかにすることができるはずである。これは今後の設計に必要な資料を増すことでもあり、また理論計算法の改良に指針を与えることにもなると考えられる。実際に少数組拡散近似も、たとえばMND近似やOVERLAPPINGモデルなどの開発や、マイクロ断面積のライブラ

リの精密化などの改良が徐々に行なわれつつあり、より信頼度の高いものとなるであろう。

なおこの報告を終るにあたって、JRR-4の特性試験の資料を提供された原研JRR-4管理課の木場課長、苫米地課長代理をはじめ研究員の諸氏に厚く謝意を表す。

参 考 文 献

- (1) 米納, 長谷川: 日立評論 45, 1784 (昭 38-11)
- (2) 五十嵐, 寺沢, 新井, 内ヶ崎: 日立評論「日立製作所中央研究所創立二十周年記念論文集」168 (昭 37-9)
- (3) Shudde, R. H. and Dyer, J.: NAA Program Description (1960)
- (4) Henry, A. F.: WAPD-218 (1959)
- (5) Weinbery, A. M. and Wigner, E. P.: The Physical Theory of Neutron Chain Reactors, Chicago Press (1958)



特 許 の 紹 介



特許第442021号(特公昭39-17973)

村田 師 男・斎田 信 幸
坂 井 裕 親・石 田 登 士 夫

高 圧 液 化 ガ ス タ ン ク ロ ー リ

この発明はプロパンなどの高圧液化ガスを移送するタンクローリにおいて、タンク内部の液化ガスの取出しを容易にするとともに外部配管をなくしてタンク内部の状態に無関係にタンク本体をフレームから取りはずすことができかつ外部配管の破損による危険性をなくしたものである。

図において高圧液化ガスは給排弁14、管17、エキセスフローバルブ11、管17を経てタンク1内に供給せられ、その排出はポンプ4を回転させることにより、管19、エキセスフローバルブ12、管19、締切弁10、吸込管9、ポンプ4、吐出管16および給排弁13を経て行なわれる。タンク1内の液面が液留18付近まで低下してきた場合、管19の部分では静圧が負になるので液化ガスの一部蒸発を起

すことになるが、ポンプ4吸込口とタンク1底面とは正の水頭を有しているので吸込口に至るにつれて発生ガスは徐々に液化せられ、適正流速において完全に液化される。またエキセスフローバルブ11、12は並列に配置されているので、いずれか一方がバネの破損その他で閉塞するようなことがあっても他方から液化ガスの取出しができ、エキセスフローバルブの事故によってタンク1内部の液化ガスが取出不能になるような危険性は除かれる。さらに締切弁10および給排弁14は直接タンク1に取り付けられこれらに至る配管はないので、タンク1内部の状態すなわち液化ガスが充満しているとか真空のままであるとかに無関係にタンク本体をフレームから取りはずすことができ、かつ配管の破損による危険性は生じない。

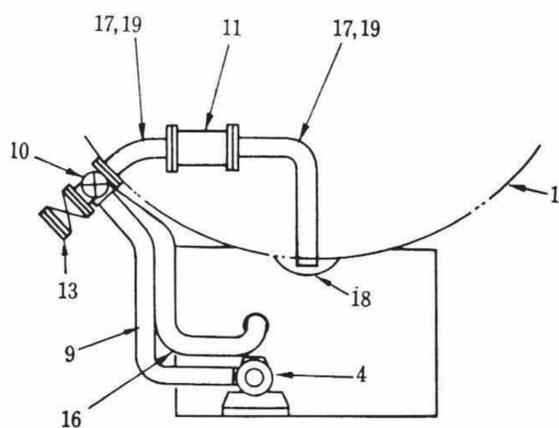


図 1

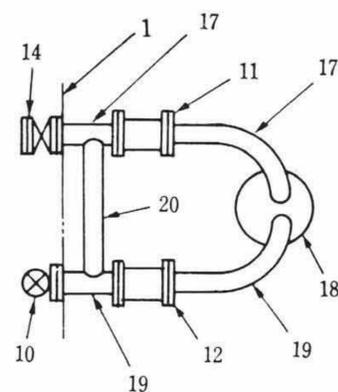


図 2