

JAERI-M

4696

軽水減速 UO_2 および $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 格子の 2 領域
炉心における $\beta_{\text{eff}} / \ell$ の測定と計算

1972年2月

鶴田晴通・北本紘一*

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

軽水減速 UO_2 および PuO_2-UO_2 格子の2領域
炉心における β_{eff}/ℓ の測定と計算

日本原子力研究所東海研究所動力試験炉部

鶴田 晴通・北本 紘一*

(1972年1月21日受理)

ウラン酸化物(UO_2)燃料を装荷している動力炉にプルトニウム・ウラン混合酸化物(PuO_2-UO_2)燃料を代替して用いる場合、反応度および出力分布の整合の他に動特性パラメータの変化をも考慮しなければならない。動特性パラメータのうち実効遅発中性子放出割合 β_{eff} と中性子寿命 ℓ に関する情報を得る目的で β_{eff}/ℓ がパルス法によって測定された。

実験に用いられた炉心は PuO_2-UO_2 燃料と UO_2 燃料とで構成される2領域炉心であった。 PuO_2-UO_2 燃料との比較を目的として UO_2 燃料炉心も用いられた。

実験値のいくつかについては摂動論にもとづく計算値との比較が行われた。実効増倍係数や β_{eff}/ℓ の計算値は実験値と良い一致を示した。 PuO_2-UO_2 燃料を UO_2 燃料に置換することによって β_{eff} は小さくなる。しかし ℓ も変化することによって β_{eff}/ℓ としては大きくなる場合もある。

なお、この研究はプルトニウムの軽水炉利用に関する動燃団との共同研究の一環として行われたものである。

* 外来研究員(中部電力株式会社)

Experiments and Calculation of β_{eff}/ℓ for the
Light-water Moderated Two-Region core of UO_2
and $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ lattices

Harumichi TSURUTA, Koichi KITAMOTO*

Div. of JPDR, Tokai, JAERI

(Received 21 January 1972)

When substituting $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ for the UO_2 fuel in a power reactor, the reactivity coefficient and power distribution, and changes in the kinetic parameters must be taken into consideration.

Experiments were made to obtain information on the kinetic parameters, effective delayed-neutron fraction β_{eff} and neutron lifetime ℓ , for the plutonium-fueled lattices. For the purpose, β_{eff}/ℓ were measured by the pulsed-neutron technique.

The two-region cores consisting of the $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ and UO_2 lattices were studied; and also the core of UO_2 lattices for comparison. An analytical correlation with the theoretical values was also made in some cases. The values of β_{eff} and ℓ were calculated by means of the perturbation theory. The calculated results of effective multiplication factor and β_{eff}/ℓ are in good agreement with the experimental ones.

By substitution of plutonium for the uranium fuel, β_{eff} is reduced. In varying ℓ , however, β_{eff}/ℓ for the $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ lattice becomes larger occasionally than for the UO_2 lattice.

*Visiting researcher from Chubu Electric Power Co., Ltd.

目 次

1.はじめに	1
2.実効遅発中性子放出割合と中性子寿命の定義	2
3. β_{eff}/ℓ の測定	4
3.1 廉心	4
3.1.1 1領域廉心	4
3.1.2 10×10 PuO ₂ —UO ₂ 燃料 2 領域廉心	4
3.1.3 7×7 PuO ₂ —UO ₂ 燃料 2 領域廉心	4
3.2 燃料棒	5
3.3 パルス中性子源と中性子検出系	5
3.4 データ処理	5
3.5 実験結果と検討	6
4. β_{eff}/ℓ の計算	8
4.1 個数密度	8
4.2 少数群定数	8
4.3 拡散計算	9
4.4 β_{eff} および ℓ の計算	9
4.5 計算結果	11
4.5.1 β_{eff} についての検討	11
4.5.2 ℓ についての検討	12
4.5.3 β_{eff}/ℓ についての検討	12
5. 実験と計算の比較	13
6.まとめ	13
7.今後の問題	14
8.謝辞	14
9.参考文献	15
Appendix A 最小二乗法による曲線の信頼帯	48
B 原子数密度	50

第 1 章 第 1 部 はじめに

ウラン酸化物(UO_2)燃料を装荷している動力炉にプルトニウム・ウラン混合酸化物(PuO_2-UO_2)燃料を代替して用いる場合、反応度および出力分布の整合の他に動特性パラメータの変化を考慮しなければならない。これは遅発中性子放出割合 β_{eff} が ^{239}Pu , ^{240}Pu および ^{241}Pu の場合に ^{235}U や ^{238}U にくらべて小さいこと、および核分裂性物質の原子密度が等しい場合にはプルトニウム燃料の吸収断面積や核分裂断面積がウラン燃料より大きくなり、中性子寿命 ℓ が短かくなることなどの理由による。

これらの実効遅発中性子放出割合と中性子寿命はその比の形でプルトニウム炉心についてノイズ法により測定されているが、しかしいま実験値は非常に少い。^{(16), (17)} 広範囲のプルトニウム組成や富化度をパラメータとした実験値が必要とされている。

この実験においては、中央部に PuO_2-UO_2 燃料格子をつくり、周囲を UO_2 燃料格子でとり囲んだ2領域炉心の β_{eff}/ℓ がパルス法によつて測定された。 UO_2 燃料炉心の実験値との比較も行われた。実験値のいくつかについては摂動論にもとづく計算値との比較が行われ、計算法の妥当性が調べられた。

この β_{eff}/ℓ に関する実験と計算は、動力炉・核燃料開発事業団との間の、プルトニウムの軽水炉利用開発に関する共同研究の一環として、昭和44年2月から昭和46年7月にかけて行われたものである。

実験に用いられた炉心は(1)濃縮度2.6 wt%の UO_2 燃料1領域炉心、(2)その中央部に富化度4.91 wt%の PuO_2-UO_2 燃料を装荷した2領域炉心、(3)中央部に富化度3.37 wt%の PuO_2-UO_2 燃料を装荷した場合の2領域炉心であつた。

(1)の炉心に用いられた UO_2 燃料は2領域炉心のうちの外側領域の燃料であつて、この炉心を用いて UO_2 燃料のみからなる場合の β_{eff}/ℓ の測定、および UO_2 格子で構成される単純な体系における計算法の検証が行われた。減速材にボロンが溶かされた場合についても実験と計算が行われた。

PuO_2-UO_2 燃料を装荷した2領域炉心の β_{eff}/ℓ 実験と計算は(2)の炉心で行われた。

(3)の炉心を用いて、核分裂性物質の原子密度がほぼ等しい場合の UO_2 格子と PuO_2-UO_2 格子の β_{eff}/ℓ が比較された。

2. 実効遅発中性子放出割合と中性子寿命の定義

パルス中性子法で得られる即発中性子の基本モード減衰定数 α と実効遅発中性子放出割合(β_{eff})および中性子寿命(ℓ)との関係を考える。

多領域炉心における遅発臨界時の即発中性子の基本モード減衰定数 α_0 は文献(1)によると以下のようにして、 β_{eff} と ℓ に結びつけられる。

未臨界にある炉心の Static equ. は次式で与えられる。

$$(\nabla \cdot D \nabla - A) \phi_\lambda + \lambda^{-1} \chi_p F^T \phi_\lambda = 0 \quad (1)$$

$$\text{ここで } \chi_p \equiv (1 - \beta_{\text{eff}}) \chi_p + \sum_{i=1}^6 \beta_i \chi_i$$

χ_p : 即発核分裂中性子スペクトルの列ベクトル

χ_i : i 群の遅発核分裂中性子スペクトルの列ベクトル

β_i : i 群の実効遅発中性子放出割合

ϕ : 中性子束の行ベクトル

D : 拡散係数の対角マトリックス

A : 吸収および散乱断面積のマトリックス,

$$\text{diag} [\Sigma_a^1, \dots, \Sigma_a^G] - [\Sigma_s^{gj}] (g \neq j)$$

F : (核分裂当たりに放出される中性子数) × (核分裂断面積の行ベクトル)

λ : Static eigenvalue (実効増倍係数)

ここで Static flux を kinetic prompt eigenfunction ϕ_k で展開する。

$$\phi_\lambda(x) = \sum_{k=1}^K a_k \phi_k(x) \quad (2)$$

この $\phi_k(x)$ は次式から得られる。

$$(\nabla \cdot D \nabla - A) \phi_k + (1 - \beta) \chi_p F^T \phi_k = \alpha_k \nabla^{-1} \phi_k \quad (3)$$

ここで α_k : k 番目のモードの中性子束の減衰定数

∇^{-1} : 中性子速さの逆数の対角マトリックス

(2)を(1)に代入し(3)の関係を用い、(3)の adjoint flux ϕ_j^* を重みとして全炉心について体積積分を行うと次式が得られる。

$$\det \left| -\frac{\rho_s}{A_{jk}} + \alpha_k \delta_{jk} + \sum_{i=1}^6 \frac{(\beta_i)_{jk}}{A_{jk}} \right| = 0 \quad (j, k = 1, 2, \dots, K) \quad (4)$$

$$\text{ここで } \frac{1}{\lambda} = (1 - \rho_s)$$

$$A_{jk} = \frac{\langle \phi_j^{*T}, A^{-1} \phi_j \rangle}{\langle \phi_j^{*T}, \chi_s F^T \phi_k \rangle}$$

$$r_{jk} = \frac{\langle \phi_j^{*T}, V^{-1} \phi_k \rangle}{\langle \phi_j^{*T}, V^{-1} \phi_j \rangle} = \delta_{jk}$$

$$\left(\frac{\beta_i}{A} \right)_{jk} = \beta_i \frac{\langle \phi_j^{*T}, \chi_i F^T \phi_k \rangle}{\langle \phi_j^{*T}, V^{-1} \phi_j \rangle}$$

臨界近傍において、第1次近似として(2)の展開式の第1項までをとる。すなわち static flux の空間分布は prompt kinetic flux に比例すると仮定する。すると、

$$\frac{\rho_s}{A_{11}} = \alpha_1 + \frac{1}{A_{11}} \quad ; \quad \overline{\beta}_{11} = \beta_{11} \quad (5)$$

$$A_{11} = \frac{\langle \phi_1^{*T}, V^{-1} \phi_1 \rangle}{\langle \phi_1^{*T}, \chi_s F^T \phi_1 \rangle} \quad (6)$$

$$(\beta_i)_{11} = \beta_i \frac{\langle \phi_1^{*T}, \chi_i F^T \phi_1 \rangle}{\langle \phi_1^{*T}, \chi_s F^T \phi_1 \rangle} = \beta_{i, \text{eff}} \quad (7)$$

$$\overline{\beta}_{11} = \sum_{i=1}^6 \beta_{i, \text{eff}} \quad (8)$$

すると(6)および(7)式は4.4節で述べられている摂動論から得られる結果と一致する。すなわち、

A_{11} は中性子寿命 ℓ であり、 $\overline{\beta}_{11}$ は実効遅発中性子放出割合 β_{eff} である。

遅発臨界状態 ($\rho_s = 0$)における即発中性子減衰定数 α は(5)式から次のようになる。

$$\alpha_1 = -\frac{\overline{\beta}_{11}}{A_{11}} \quad ; \quad \alpha = -\frac{\beta_{\text{eff}}}{\ell} \quad (9)$$

3. $\beta_{\text{eff}} / \ell$ の測定

遅発臨界時の即発中性子減衰定数 α_c がパルス中性子法によつて測定された。実験に用いられた炉心はウラン燃料 1 領域およびウラン燃料とプルトニウム燃料とで構成される 2 領域の炉心である。核分裂性物質の原子密度がほぼ等しい UO_2 燃料と PuO_2-UO_2 燃料との場合の比較も行われた。

中性子検出器の炉心における位置は反射体と炉心の境界、および炉心の中心または異なる燃料領域の境界であつて、 α_c の位置依存性が調べられた。

3.1 炉心

実験に用いられた炉心は大別すると 3 種類に分類される。このうちのいくつかについては減速材中に硼酸を溶かした場合もある。

各炉心の名称とその状態は Table 1 と Fig.1 に示されているが、これらに示されている数値は炉心に中性子検出器が挿入されていない状態での値である。

2 領域炉心の場合に、2.95U炉心と 2.95Pu 炉心をのぞいた他のすべての場合に水ギャップが領域間に存在している。この水ギャップの巾は Fig.1 に示されている。

各炉心の格子寸法は Appendix B に示されている。

3.1.1 1 領域炉心

濃縮度 2.6 wt % 直径 1.25 mm の UO_2 ペレットからなる燃料より構成される正方格子の炉心である。⁽²⁾ 炉心形状は直方体である。ボロン濃度^{*}は 0.0 ppm から 554.0 ppm の範囲である。燃料対減速材体積比は 1.50 から 2.96 の範囲で 4 種類ある。

3.1.2 $10 \times 10 \text{ PuO}_2-\text{UO}_2$ 燃料 2 領域炉心

富化度 4.91 wt % の PuO_2-UO_2 燃料⁽³⁾ 100 本を 10×10 の正方形に中央部に置き、その周囲に濃縮度 2.6 wt % 直径 1.25 mm の UO_2 燃料を装荷した炉心である。 UO_2 燃料領域の燃料対減速材体積比は 1.50 である。 10×10 領域の体積比は 2.40 と 2.96 の 2 種類である。ボロン濃度は 0.0, 309.4 および 554.0 ppm の 3 種類である。ただしボロン入り炉心については臨界量の測定のみで、 α_c は測定されていない。

2.40Pu 炉心において、 PuO_2-UO_2 燃料領域から 4 本の燃料を抜き、4ヶ所に水ホールを作つた 2.40PuHOLE 炉心、および同領域の中央部に 1 格子ピッチ巾の十字型水ギャップを作つた 2.40PuG 炉心が構成された。これらの炉心についても臨界量の測定のみで α_c は測定されていない。

3.1.3 $7 \times 7 \text{ PuO}_2-\text{UO}_2$ 燃料 2 領域炉心

富化度 3.37 wt % の PuO_2-UO_2 燃料 49 本を 7×7 の正方形に中央部に置き、その周囲に濃縮度 2.6 wt % 直径 1.25 mm の UO_2 燃料を装荷した炉心である。この外側の UO_2 燃料領域の燃料対減速材体積比は 1.83 である。 7×7 領域の体積比は 1.76 から 2.95 まで 4 種

* ボロン濃度 = 水中の天然ボロン重量 / 水 1 g

類ある。ボロンは用いられていない。

$\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料との比較を目的として、これと核分裂性物質の原子密度がほぼ等しい濃縮度 2.6 wt% 直径 1.07 mm の UO_2 燃料 49 本が装荷された場合についても実験が行われた。この場合の炉心は中央の 7 × 7 本は直径が 1.07 mm の、その外側は直径 1.25 mm の UO_2 燃料で構成され、中央部の燃料対減速材体積比が 4 種類に変えられている。

3.2 燃料棒

燃料棒はすでに述べられているように、次の 4 種類が用いられている。これらの仕様は Appendix B に示されている。

- (I) 濃縮度 2.6 wt% ベレット直径 1.25 mm の UO_2 燃料 (2)
- (II) 濃縮度 2.6 wt% ベレット直径 1.07 mm の UO_2 燃料 (3)
- (III) ベレット直径 8.58 mm 4.91 wt% PuO_2 - 天然 UO_2 燃料 (2)
- (IV) ベレット直径 1.07 mm 3.37 wt% PuO_2 - 天然 UO_2 燃料

3.3 パルス中性子源と中性子検出系

パルス中性子発生装置は米国 Kaman Nuclear 社製の Model A-801 が用いられた。これは $^3\text{H}(\text{d}, \text{n})^4\text{He}$ 反応を用いて 1.4 Mev の中性子を発生する。仕様は Table 2 に示されている。

中性子検出器には ^{235}U 核分裂計数管が用いられており、電流増幅型アンプ、線型増幅器、ディスクリミネータを経て 256 チャンネルの時間分析器 (TMC Model 212) で計数が記録された。

パルス中性子源と核分裂計数管の配置は Fig. 2 の例のように炉心に対して互いに直角になるように、また垂直方向には燃料有効部分のほぼ中央位置にくるようにされた。これは空間高調波を除くためである。検出器はこの他に、炉心の中心に、またはそれ以外の場所にも置かれて減衰定数の空間依存性が調べられた。

炉心内に核分裂計数管が挿入された場合にはその場所の燃料棒は引抜かれている。したがつて Table 1 に示されている臨界水位および垂直方向バッククリングと、パルス実験の行われた炉心のそれらの値は異つている。後者の場合の垂直方向バッククリングは Table 3 に示されている。

3.4 データ処理

遅発臨界時の即発中性子減衰定数は以下の手順により求められた。

(1) 未臨界炉心における減衰定数測定

炉水位を臨界点より下げる炉心を未臨界とし、パルス状に打ち込まれた中性子の減衰を時間分析器で記録する。この記録を水位を変えて 3 点以上行う。

次に各水位毎の中性子減衰データに(10)式の指數函数を最少二乗法によりあてはめる。

$$Y = A \exp(-\alpha \cdot t) + B \quad (10)$$

ここで Y : 時間 t における中性子計数値

A, B : 定数

α : 減衰定数

このあてはめを行なう場合、あてはめ開始の時間点を変えて減衰定数の変化を調べ、その変化が少い範囲の値を α として採用した。

(2) 臨界炉心への外挿

未臨界炉心の水位を変えて得られた α 値を用いて、臨界時における α_c が外挿によつて得られた。外挿には次の式が用いられた。

$$\alpha_H = C_1 \cdot \left(\frac{\pi}{H+\lambda} \right)^2 + C_2 \quad (11)$$

ここで H : 炉心有効水位

λ : 垂直方向の上部および下部反射体節約の和

α_H : 未臨界炉心の水位 H における減衰定数

C_1, C_2 : 定数

この(11)式は裸の炉心に対して 1 群の 1 点モデルを適用することによつて得られる。すなわち、パルス中性子法によつて未臨界時における反応度 (ρ) は α 測定法によると

$$\rho = (1 - \frac{\alpha_H}{\alpha_c}) \cdot \beta_{eff} \quad (\Delta k/k) \quad (12)$$

他方 1 群の 1 点モデルによると

$$\begin{aligned} \rho &= 1 - \frac{1 + M^2(B_r^2 + B_z^2)}{k_\infty} \quad (\Delta k/k) \\ &= 1 - \frac{1 + M^2 \cdot B_r^2 - \frac{M^2}{k_\infty} \left(\frac{\pi}{H+\lambda} \right)^2}{k_\infty} \quad (13) \end{aligned}$$

(12) および (13) 式より

$$\begin{aligned} \alpha_H &= \frac{M^2}{\beta_{eff} \cdot k_\infty} \cdot \left(\frac{\pi}{H+\lambda} \right)^2 \cdot \alpha_c + \frac{\{ 1 + M^2 \cdot B_r^2 - k_\infty (1 - \beta_{eff}) \}}{\beta_{eff} \cdot k_\infty} \cdot \alpha_c \\ &= C_1 \cdot \left(\frac{\pi}{H+\lambda} \right)^2 + C_2. \end{aligned}$$

(11) 式を用いて外挿を行つた例が Fig. 3 に示されている。 α_c の誤差には(11)式のあてはめから派生する標準誤差が用いられ、 α_H の持つ誤差は重みとして考えられなかつた。あてはめられた関数の持つ誤差は Appendix A・2 に示されている式によつて計算された。

3.5 実験結果と検討

実験によつて得られた遅発臨界時にかける即発中性子の基本モード減衰定数 α_c が Table 3 に示されている。検出器の位置の違いによる α_c の差も調べられたが差は認められなかつた。

減速材対燃料体積比（体積比と略す）に対する α_c の変化は 1 領域炉心の場合、Fig. 4 で明

らかのように減速材が増えるにつれ α_0 が小さくなつてゐる。2領域炉心の場合でも Fig.5 のように、水ギヤップ巾の小さい 10×10 炉心でその傾向が見られる。

しかし、同じ2領域炉心であつても 7×7 炉心では Fig.6 に示されているように 7×7 領域の体積比が増えても α_0 が一様に下がつてはいられない。体積比が 2.00 と 2.38 である炉心において、他に比較して小さくなつてゐる。これは 7×7 領域とドライバ領域の境界にある水ギヤップの影響により α_0 が大きくなつた結果と考えるのが妥当である。

また、この 7×7 炉心で $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料と核分裂性物質の原子密度がほぼ等しい 2.6 wt % 濃縮 UO_2 燃料についても測定が行われた。これらの測定値の比較の結果、 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料の場合の方が α_0 は小さくなつてゐる。しかし、 7×7 炉心に用いられた燃料組成、格子間隔および水ギヤップ巾では、燃料がブルトニウムに置換された結果として α_0 が小さくなることよりも、水ギヤップが存在することによつて α_0 が小さくなることの方が著しい。減速材にボロンが溶かされた場合の α_0 が 1.8×3 U 炉心について測定された。Fig.10 に示されているように、 α_0 はボロン濃度が増加するにつれて増大する。

以上述べた結果によれば、水ギヤップの存在による α_0 の減少は、主として水ギヤップの存在による減速材の増加によるものである。したがって、水ギヤップの存在による α_0 の減少は、主として水ギヤップの存在による減速材の増加によるものである。

4. $\beta_{\text{eff}} / \ell$ の計算

摂動論にもとづいた計算法によつて $\beta_{\text{eff}} / \ell$ が求められた。計算の対象にされた炉心は Table 5 に示されている 1-6 炉心である。計算手順のフローチャートが Fig. 7 に示されている。用いられた計算コードは次の通りである。

(4),(5) 高速群定数 U G M G 4 2

(6) 热群定数 T H E R M O S

(7) 拡散計算 K A K

β_{eff} および ℓ 2 D P E R T

拡散計算と β_{eff} および ℓ とは 2 次元計算が行われた。

エネルギー範囲は遅発中性子と即発中性子のエネルギースペクトルの差をとり入れるために、次のように 4 群にわけられた。

第 1 群 $1.0 \text{ MeV} > E > 8.21 \text{ KeV}$

第 2 群 $8.21 \text{ KeV} > E > 5.53 \text{ KeV}$

第 3 群 $5.53 \text{ KeV} > E > 0.625 \text{ eV}$

第 4 群 $0.625 \text{ eV} > E$

第 3 群と第 4 群の範囲がわずかに重なつてゐるが、この効果は無視された。

4.1 個数密度

燃料棒および減速材としての水の個数密度が Appendix B に示されている。 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料にはディッシュ・ペレットが用いられており、ディッシュによる密度減少分が個数密度の計算に考慮されている。

4.2 少数群定数

高速群（第 1 群から第 3 群まで）定数は U G M G 4 2 が用いられ、熱群（第 4 群）定数は THERMOS が用いられて計算された。

^{238}Pu はその個数密度が小さいことと、核的性質が似ていることによつて ^{242}Pu と同等に考えられ、その中に含められた。

以下に各計算コードを用いた場合の計算条件を示す。

(i) U G M G 4 2

角度近似 : B - 1

減速方程式 : 重い核種 ; Consistent age 近似 水素 ; G · G 近似

減速密度 : 非弾性散乱項を含む

共鳴積分 : I R 近似, Dancoff 係数は Fukai の式, ドップラー補正あり,

炉心温度 : 20 °C

(ii) THERMOS

境界条件 : セル計算は等方散乱, 水のみの体系は完全反射。

水 : Nelkin モデル・P イ補正あり。

拡散係数: 完全反射境界条件において Benoist の方法による。

^{238}Pu , ^{240}Pu : 計算コード使用上の制限から ^{240}Pu に含ませた。

ライブラリには高速群および熱群ともシグマ研究委員会で作成された J N D C セット⁽⁹⁾ が用いられた。

高速群定数計算において、体系からの中性子の漏れを考慮するためのバックリングは、1 点モデルによる実効増倍係数がほぼ 1.0 になるような値が用いられた。水体系については $B^2 = 0.0001$ が用いられた。

熱群定数計算には体系からの漏れは考慮されていない。

得られた少数群定数の一覧が Table 4 に示されている。

4.3. 拡散計算

拡散計算は 2 次元拡散コード K A K を用いて行われた。垂直方向への中性子の漏れはバックリングで考慮された。垂直方向への反射体節約は上部反射体の無い場合には放射化法による 1.2.0 cm の値⁽²⁾ が、上部反射体がある場合には文献(1)で得られている水平方向の値と同じ 14.0 cm が用いられた。

中性子束および随伴中性子束の計算は Table 5 に示されている炉心について行われた。ただし、2.96U 炉心の Run No 3364 については計算体系と実験体系で燃料本数が異っている。それらの燃料本数の差は、燃料棒の持つ反応度効果を実験から求めて補正された。

実効増倍係数 k_{eff} の計算値が Table 5 に示されている。すべての炉心について 0.3 % 以内で実験値と計算値は一致した。

4.4 β_{eff} および ℓ の計算

拡散計算によつて得られた中性子束と随伴中性子束の空間分布を用いて実効遅発中性子放出割合 β_{eff} と中性子寿命 ℓ が 2 次元摂動計算コード 2 D P E R T を用いて計算された。この β_{eff} と ℓ の定義は(6) および(8)式であり、2 D P E R T においては次の式で計算されている。

H : 規格化因子

$$H = \int_{\text{reactor}} \left(\sum_g \chi_g' \phi_g^* \right) \left(\sum_g F_g \phi_g \right) dV$$

$W_{kk'}$: 核種 k の k' 群目の遅発中性子の持つ相対価値

$$W_{kk'} = \frac{1}{H} \int_{\text{reactor}} \left(\sum_g \chi_g' \phi_g^* \phi_g \frac{1}{v_g} \right) dV$$

ℓ : 中性子寿命

$$\ell = \frac{1}{H} \int_{\text{reactor}} \left(\sum_g \phi_g^* \phi_g \frac{1}{v_g} \right) dV$$

ここで

g : エネルギー群番号

- g : 随伴方程式のエネルギー群番号
 ϕ : 中性子束
 ϕ^* : 随伴中性子束
 χ : 核分裂中性子スペクトル
 F : $\nu \times (\text{巨視的核分裂断面積})$
 F^k : (核種 k の ν) $\times (\text{巨視的核分裂断面積})$
 χ^k : k 群目の遅発中性子スペクトル
 v_g : g 群に属する中性子の平均速さ
 V : 領域の体積

核分裂中性子スペクトル χ はすべて ^{235}U の値が用いられた。すなわち第 1 群が 0.7538, 第 2 群は 0.2462, 第 3 群以下は 0.0 である。

遅発中性子のスペクトル χ^k の値は Table 6 に示されている。これらの値は文献 62 から、遅発中性子群の第 1 群より第 4 群までは図から読みとられ、第 5 群は平均エネルギーが約 40.0 KeV であることからエネルギー一群の第 2 群が 1.0 とされた。遅発中性子の群の第 6 群のスペクトルは第 5 群に等しいと仮定された。また、核分裂核種の違いによる遅発中性子スペクトルの差は無いと仮定された。

核種毎の $\nu \Sigma_f$ は UGMG 4.2 および THERMOS の計算結果が用いられた。炉心毎の値が Table 7 に示されている。

$1/v$ の少数群毎の平均値には、高速群については UGMG 4.2 の中性子スペクトルを重みにした平均値が、熱群については THERMOS による平均値が用いられた。これらの値は Table 8 に示されている。

ℓ を 2 DPERT によって計算する場合、 $1/v$ の値を領域毎に入力することができない。そこでまず

$$\ell_{g,h}^* = \frac{1}{V} \int_{\text{region}} \phi_g^* \cdot \phi_g dV$$

をエネルギー群 g および領域 h 每に計算した。これは 2 DPERT において、1 つのエネルギー群のみの $1/v$ を 1.0 と置き ℓ の計算を行わせる。これをエネルギー群数の回数だけくりかえすことによつて、すべての g および h についての $\ell_{g,h}^*$ を得ることができる。この $\ell_{g,h}^*$ を重み係数 (weighting coefficient) と呼ぶことにし、その値を Table 9-1 および 9-2 に示す。

ℓ は $\ell_{g,h}^*$ を用いて次式によつて得られた。

$$\ell = \sum_g \sum_h \ell_{g,h}^* \left\langle \frac{1}{v} \right\rangle_{g,h}$$

β_{eff} は $W_{kk'}$ と遅発中性子放出割合 β_k を用いて次式で計算された。

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_h \sum_{k,k'} \beta_k a_{k'} W_{kk'}$$

ここで β_k : 核種 k の遅発中性子放出割合

$a_{k'}$: k' 群目の遅発中性子の相対放出割合

$$\sum_{k'} a_{k'} = 1.0$$

a_{kk} は Table 10 に、 W_{kk} は Table 11 に示されている。

4.5 計算結果

β , β_{eff} および β_{eff}/β の計算結果が Table 12 と Fig. 8~10 に示されている。計算は UO_2 燃料のみからなる 1 領域炉心と、 PuO_2-UO_2 燃料 100 本を中央部に装荷して周囲を UO_2 燃料（体積比 1.50）で取り囲んだ 2 領域炉心についてあつた。

4.5.1 β_{eff} についての検討

β_{eff} は燃料の種類、水対燃料体積比および炉心の幾何学的形状によつて変化する。

(1) PuO_2-UO_2 燃料装荷炉心の β_{eff} は UO_2 燃料装荷の場合より小さい。すなわち、
1.50 U (Boron 0.0 ppm) と 2.40 Pu (Boron 0.0 ppm) を比較した場合後者が小さい寸法の炉心であるにもかかわらず β_{eff} は小さくなつている。すなわち、遅発中性子放出割合が一定である場合、炉心体積が減少するにつれ即発中性子の漏れが増加して β_{eff} は大きくなる。したがつて 2.40 Pu (Boron 0.0 ppm) で β_{eff} が小さくなつている原因は燃料がブルトニウムであることによる。

(2) ポロン濃度が高くなるにつれ、ウラン 1 領域炉心では β_{eff} が小さくなるが、ブルトニウム 2 領域炉心では大きくなる。これは 1 領域炉心の場合に ^{235}U の ^{238}U に対する核分裂比が減少し^(*)が大きくなる効果もあるが、それ以上に、体系が大きくなることによつて β_{eff} が小さくなる効果が優勢となる結果である。Table 13 と Fig. 11 に示されているように、核分裂比の変化による β の増加は 1.83 U 炉心においてはポロン濃度の 0.0 ppm から 554 ppm の変化に対しておよそ 0.8 % 増加する。これに対して、同じ 1.83 U 炉心であつて臨界水位が 850 mm 附近である場合の炉心体積の変化に対する β_{eff} は、核分裂比の変化による効果を除くと、Fig. 12 に示されているように

$$\beta_{eff} = -0.0216V + 0.769$$

V : 炉心体積 ($\times 10^5 \text{ cm}^3$ 単位)

で減少する。

2 領域炉心の場合には、ポロン濃度の増加につれて炉心の体積が増加する効果もあるが、それ以上に Table 14 に示されているようにドライバの U 燃料による核分裂の割合が増え、その結果として β_{eff} が大きくなつている。

(3) 水対燃料体積比が増加するにつれて β は Table 13 と Fig. 13 に示されているように小さくなる。ウラン 1 領域の場合では体積比が大きくなるにつれ、 ^{238}U の核分裂の割合が減少する。 ^{238}U の β が ^{235}U のそれよりも大きいことにより、体積比の増加につれて炉心の β_{eff} は小さくなる。

体積比の変化により、臨界に要する燃料本数や臨界水位が変わり、臨界体積も変化する。し

$$(*) \quad \beta = \frac{^{235}U \text{ fission rate} \times \beta_{235} + ^{238}U \text{ fission rate} \times \beta_{238}}{^{235}U \text{ fission rate} + ^{238}U \text{ fission rate}}$$

かし今回の実験に用いられた炉心においては、臨界水位が炉心によつて大きく異なり、各炉心が最少臨界炉心で無かつたことなどの理由によつて、ボロン濃度を変えた場合のような明らかな炉心体積に対する傾向は見出されなかつた。

4.5.2 β についての検討

β は熱群でほとんど決まつている。熱外群(第3群)の割合は数パーセント以下である。ボロン濃度の増加につれ β は小さくなり、水対燃料体積比の増加に対しても大きくなる。これらの傾向は熱群(第4群)の $1/v$ (Fig.14)および $\beta_{g,h}^*$ (Fig.15)の傾向と一致する。第1群から第3群までの傾向はFig.16に示されているように第4群の傾向と逆になつてゐる。

4.5.3 β_{eff}/β についての検討

ボロン濃度の増加と体積比の減少につれて β_{eff}/β は大きくなつてゐる。ウラン体系とブルトニウム体系とを比較するとブルトニウム体系のほうがボロン濃度に対する β_{eff}/β の増加率が大である。これは β_{eff} が4.5.1で述べた理由によつて、ドライバの UO_2 燃料が増加したために大きくなつてゐることによる。 UO_2 燃料1領域炉心の場合における β_{eff}/β の変化は主として β による。

2.40 PuGap炉心の値が2.96 Pu炉心の場合より大きいが、Gapの水が存在することによりドライバの UO_2 燃料の割合が減少し β_{eff} が小さくなること、および水ギャップによつて β が大きくなることによる。

2.40 Puと2.40 PuHOLEでは大きな変化はなく β_{eff} と β も両者でほとんど等しい。

PuO_2-UO_2 燃料の装荷によつて β_{eff} は小さくなるが、 β_{eff}/β としては逆に大きくなる場合もある。

5. 実験と計算の比較

β_{eff}/ℓ に関する実験値と計算値の比較は UO_2 1領域炉心と富化度 4.9 1 wt% の PuO_2 - UO_2 燃料 100 本を用いた 2領域炉心について行われた。結果は Table 12 と Fig. 4, 5 および 10 に示されている。

比較から次のことが言える。

- (i) 計算値は実験値の水対燃料体積比に関する傾向を良く表わしている。
- (ii) 水対燃料体積比が大きくなると計算値は実験値より小さくなつていく。これは UO_2 燃料 1 領域炉心と PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した 2 領域炉心に共通の現象である。
- (iii) 減速材中にボロンを溶かした場合についても計算値は実験値と良い一致を示す。しかし、ボロン濃度が 5.54 ppm 程度に濃くなると計算値は実験値より大きくなる傾向がある。
- (iv) しかし、計算値と実験値との誤差は計算の行われた炉心の範囲では最大 4 % である。この結果、今回用いられた計算手法によつて PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した 2 領域炉心においても、 UO_2 燃料 1 領域炉心と同程度の精度で β_{eff}/ℓ を計算し得ることが明らかとなつた。また β_{eff}/ℓ の計算精度も満足し得るものである。

6. ま と め

PuO_2 - UO_2 燃料と UO_2 燃料とから構成される 2 領域炉心の実効遅発中性子放出割合対中性子寿命比 (β_{eff}/ℓ) が測定された炉心は (1) 濃縮度 2.6 wt% の UO_2 燃料 1 領域炉心、(2) その中央部に富化度 4.9 1 wt% の PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した 2 領域炉心、(3) 中央部に富化度 3.37 wt% の PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した場合の 2 領域炉心であつた。

これらのうち、(1) および (2) についてはボロンを減速材に溶かした場合の臨界量も測定された。ボロン入りの場合の β_{eff}/ℓ については (1) の炉心で測定されている。

計算との比較は (1) および (2) の炉心について行われた。

(3) の炉心においては、核分裂性物質の原子密度がほぼ等しい PuO_2 - UO_2 燃料と UO_2 燃料との場合の β_{eff}/ℓ が実験によつて比較された。

以上の実験、計算および両者の比較から次の事項が結論として言える。

- (1) β_{eff} は PuO_2 - UO_2 燃料の方が明らかに小さい。
- (2) 核分裂性物質の原子密度が等しい場合には PuO_2 - UO_2 燃料の方が UO_2 燃料の場合より β_{eff}/ℓ は小さくなる。
- (3) しかし、 PuO_2 燃料と UO_2 燃料を装荷した場合、常に β_{eff}/ℓ が小さくなるとは限らない。これは β_{eff} と共に ℓ も小さくなる場合があるからである。
- (4) この ℓ は炉心中に水ギヤップが存在することによつて大きくなる。
- (5) 減速材対燃料体積比が大きくなると計算値は実験値よりやゝ小さくなる。これは UO_2 燃料 1 領域炉心と PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した 2 領域炉心の両方に共通している。

5. 実験と計算の比較

β_{eff}/ℓ に関する実験値と計算値の比較は UO_2 1領域炉心と富化度 4.91 wt% の PuO_2 - UO_2 燃料 100 本を用いた 2領域炉心について行われた。結果は Table 12 と Fig. 4, 5 および 10 に示されている。

比較から次のことが言える。

- (i) 計算値は実験値の水対燃料体積比に関する傾向を良く表わしている。
- (ii) 水対燃料体積比が大きくなると計算値は実験値より小さくなつていく。これは UO_2 燃料 1 領域炉心と PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した 2 領域炉心に共通の現象である。
- (iii) 減速材中にボロンを溶かした場合についても計算値は実験値と良い一致を示す。しかし、ボロン濃度が 5.54 ppm 程度に濃くなると計算値は実験値より大きくなる傾向がある。
- (iv) しかし、計算値と実験値との誤差は計算の行われた炉心の範囲では最大 4% である。この結果、今回用いられた計算手法によつて PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した 2 領域炉心においても、 UO_2 燃料 1 領域炉心と同程度の精度で β_{eff}/ℓ を計算し得ることが明らかとなつた。また β_{eff}/ℓ の計算精度も満足し得るものである。

6. ま と め

PuO_2 - UO_2 燃料と UO_2 燃料とから構成される 2 領域炉心の実効遅発中性子放出割合対中性子寿命比 (β_{eff}/ℓ) が測定された炉心は (1) 濃縮度 2.6 wt% の UO_2 燃料 1 領域炉心、(2) その中央部に富化度 4.91 wt% の PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した 2 領域炉心、(3) 中央部に富化度 3.37 wt% の PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した場合の 2 領域炉心であつた。

これらのうち、(1) および (2) についてはボロンを減速材に溶かした場合の臨界量も測定された。ボロン入りの場合の β_{eff}/ℓ については (1) の炉心で測定されている。

計算との比較は (1) および (2) の炉心について行われた。(3) の炉心においては、核分裂性物質の原子密度がほぼ等しい PuO_2 - UO_2 燃料と UO_2 燃料との場合の β_{eff}/ℓ が実験によつて比較された。

以上の実験、計算および両者の比較から次の事項が結論として言える。

- (1) β_{eff} は PuO_2 - UO_2 燃料の方が明らかに小さい。
- (2) 核分裂性物質の原子密度が等しい場合には PuO_2 - UO_2 燃料の方が UO_2 燃料の場合より β_{eff}/ℓ は小さくなる。
- (3) しかし、 PuO_2 燃料と UO_2 燃料を装荷した場合、常に β_{eff}/ℓ が小さくなるとは限らない。これは β_{eff} と共に、 ℓ も小さくなる場合があるからである。
- (4) この ℓ は炉心中に水ギヤップが存在することによつて大きくなる。
- (5) 減速材対燃料体積比が大きくなると計算値は実験値よりやゝ小さくなる。これは UO_2 燃料 1 領域炉心と PuO_2 - UO_2 燃料を装荷した 2 領域炉心の両方に共通している。

(6) ポロン入り UO_2 燃料 1 領域炉心の β_{eff}/ℓ の計算値はポロン濃度が高くなると実験値よりやゝ大きくなる。

(7) しかし、摂動論にもとづく β_{eff}/ℓ の計算値は、今回の実験に用いられた炉心の範囲では誤差 4 % 以下で実験値と一致した。

UO_2 燃料と PuO_2-UO_2 燃料との間にも特別な差は認められなかつた。

PuO_2-UO_2 燃料と UO_2 燃料とから構成される 2 領域炉心に対しても β_{eff}/ℓ の計算法は妥当であると考えられる。

7. 今 後 の 問 題

この実験において β_{eff} と ℓ とはそれらの比の形で測定された。しかし、ペリオド法において反応度をドル単位から $\Delta K/K$ 単位に変換する場合に用いられる β_{eff} など、 β_{eff} と ℓ の個々の値がしばしば必要となる。これらの値の測定方法が開発される必要があり、これによつて直接的に計算値との比較も可能となる。

遅発中性子のスペクトルとして、計算においてすべての核種について ^{235}U の値が用いられた。遅発中性子に関するデータの少ない現状において、やむを得ずとられた仮定であるが、今後はウランの精度の高いデータと共に、ブルトニウムに関するデータが要求される。

PuO_2-UO_2 燃料を装荷した場合の β_{eff}/ℓ は UO_2 燃料との 2 領域炉心について検討されたが、さらにブルトニウム燃料の特徴を調べるために PuO_2-UO_2 燃料 1 領域炉心や高次化ブルトニウムを用いた炉心についての実験が必要とされる。

富化度 3.37 wt % の PuO_2-UO_2 燃料 49 本を用いた実験において、燃料がブルトニウムに置換された効果の他に、炉心内の水ギヤップの効果も顕著に現われた。この水ギヤップが β_{eff}/ℓ に与える効果も、系統的に分離して解析する必要がある。

8. 謝 辞

この β_{eff}/ℓ の測定と計算は、ブルトニウムの軽水炉利用開発に関する動燃団との共同研究の一環として行われたものである。実験の遂行や問題点の検討に当つて、動力試験炉部開発室の副主任研究員松浦祥次郎氏、小林岩夫氏および須崎武則氏、ならびに動燃団ブルトニウム燃料部の湯本鎧三氏には討論に参加していただいた。動力試験炉部開発室の橋本政男氏、大野秋男氏および村上清信氏、動燃団ブルトニウム燃料部の菊池三郎氏、梶山登司氏および笠島秀吉氏、ならびに中部電力外來研究員桑道雄氏の各位には実験装置の準備、各種機器の操作およびデータの整理などにおいて御協力いただいた。

計算コード KAK と 2 DPERT を使用するに当つて、計算センターの小林健介氏に多大な御援助をいただいた。

小山内正夫氏をはじめとする J P D R 開発室員の方々には貴重な助言をいただいた。ここに

(6) ボロン入り UO_2 燃料 1 領域炉心の β_{eff}/ℓ の計算値はボロン濃度が高くなると実験値よりやゝ大きくなる。

(7) しかし、摂動論にもとづく β_{eff}/ℓ の計算値は、今回の実験に用いられた炉心の範囲では誤差 4 % 以下で実験値と一致した。

UO_2 燃料と PuO_2-UO_2 燃料との間にも特別な差は認められなかつた。

PuO_2-UO_2 燃料と UO_2 燃料とから構成される 2 領域炉心に対しても β_{eff}/ℓ の計算法は妥当であると考えられる。

7. 今後の問題

この実験において β_{eff} と ℓ とはそれらの比の形で測定された。しかし、ペリオド法において反応度をドル単位から $\Delta K/K$ 単位に変換する場合に用いられる β_{eff} など、 β_{eff} と ℓ の個々の値がしばしば必要となる。これらの値の測定方法が開発される必要があり、これによつて直接的に計算値との比較も可能となる。

遅発中性子のスペクトルとして、計算においてすべての核種について ^{235}U の値が用いられた。遅発中性子に関するデータの少ない現状において、やむを得ずとられた仮定であるが、今後はウランの精度の高いデータと共に、プルトニウムに関するデータが要求される。

PuO_2-UO_2 燃料を装荷した場合の β_{eff}/ℓ は UO_2 燃料との 2 領域炉心について検討されたが、さらにプルトニウム燃料の特徴を調べるために PuO_2-UO_2 燃料 1 領域炉心や高次化プルトニウムを用いた炉心についての実験が必要とされる。

富化度 3.37 wt % の PuO_2-UO_2 燃料 4 本を用いた実験において、燃料がプルトニウムに置換された効果の他に、炉心内の水ギヤップの効果も顕著に現われた。この水ギヤップが β_{eff}/ℓ に与える効果も、系統的に分離して解析する必要がある。

8. 謝辞

この β_{eff}/ℓ の測定と計算は、プルトニウムの軽水炉利用開発に関する動燃団との共同研究の一環として行われたものである。実験の遂行や問題点の検討に当つて、動力試験炉部開発室の副主任研究員松浦祥次郎氏、小林岩夫氏および須崎武則氏、ならびに動燃団プルトニウム燃料部の湯本鎧三氏には討論に参加していただいた。動力試験炉部開発室の橋本政男氏、大野秋男氏および村上清信氏、動燃団プルトニウム燃料部の菊池三郎氏、梶山登司氏および笛島秀吉氏、ならびに中部電力外来研究員秦道雄氏の各位には実験装置の準備、各種機器の操作およびデータの整理などにおいて御協力いただいた。

計算コード KAK と 2 DPERT を使用するに当つて、計算センターの小林健介氏に多大な御援助をいただいた。

小山内正夫氏をはじめとする J PDR 開発室員の方々には貴重な助言をいただいた。ここに

(6) ポロン入り UO_2 燃料 1 領域炉心の β_{eff}/ℓ の計算値はポロン濃度が高くなると実験値よりやゝ大きくなる。

(7) しかし、摂動論にもとづく β_{eff}/ℓ の計算値は、今回の実験に用いられた炉心の範囲では誤差 4 % 以下で実験値と一致した。

UO_2 燃料と PuO_2-UO_2 燃料との間にも特別な差は認められなかつた。

PuO_2-UO_2 燃料と UO_2 燃料とから構成される 2 領域炉心に対しても β_{eff}/ℓ の計算法は妥当であると考えられる。

7. 今後の問題

この実験において β_{eff} と ℓ とはそれらの比の形で測定された。しかし、ペリオド法において反応度をドル単位から $\Delta K/K$ 単位に変換する場合に用いられる β_{eff} など、 β_{eff} と ℓ の個々の値がしばしば必要となる。これらの値の測定方法が開発される必要があり、これによつて直接的に計算値との比較も可能となる。

遅発中性子のスペクトルとして、計算においてすべての核種について ^{235}U の値が用いられた。遅発中性子に関するデータの少ない現状において、やむを得ずとられた仮定であるが、今後はウランの精度の高いデータと共に、プルトニウムに関するデータが要求される。

PuO_2-UO_2 燃料を装荷した場合の β_{eff}/ℓ は UO_2 燃料との 2 領域炉心について検討されたが、さらにプルトニウムの特徴を調べるために PuO_2-UO_2 燃料 1 領域炉心や高次化プルトニウムを用いた炉心についての実験が必要とされる。

富化度 3.37 wt % の PuO_2-UO_2 燃料 4 本を用いた実験において、燃料がプルトニウムに置換された効果の他に、炉心内の水ギヤップの効果も顕著に現われた。この水ギヤップが β_{eff}/ℓ に与える効果も、系統的に分離して解析する必要がある。

8. 謝辞

この β_{eff}/ℓ の測定と計算は、プルトニウムの軽水炉利用開発に関する動燃団との共同研究の一環として行われたものである。実験の遂行や問題点の検討に当つて、動力試験炉部開発室の副主任研究員松浦祥次郎氏、小林岩夫氏および須崎武則氏、ならびに動燃団プルトニウム燃料部の湯本鎌三氏には討論に参加していただいた。動力試験炉部開発室の橋本政男氏、大野秋男氏および村上清信氏、動燃団プルトニウム燃料部の菊池三郎氏、梶山登司氏および笛島秀吉氏、ならびに中部電力外来研究員秦道雄氏の各位には実験装置の準備、各種機器の操作およびデータの整理などにおいて御協力いただいた。

計算コード KAK と 2 DPERT を使用するに当つて、計算センターの小林健介氏に多大な御援助をいただいた。

小山内正夫氏をはじめとする J P D R 開発室員の方々には貴重な助言をいただいた。ことに

厚く感謝の意を表わします。

9. 参考文献

- (1) Amano F.: "Interpretation of Pulsed-Neutron-Source Experiments in a Multiregion Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 6 (12), 689 (1969).
- (2) 松浦洋次郎, 鶴田晴通, 他 原研・動燃Pu 軽水炉利用実験グループ: "7×7 PuO₂-UO₂格子に関する臨界実験", JAERI-memo 4259 (未公開) (1970).
- (3) JAERI-report 予定: "10×10 PuO₂-UO₂格子に関する臨界実験".
- (4) 桂木学, 森口欽一, 久家靖史: "速中性子コード7044 UGMG", JAERI-1104 (1966).
- (5) Takano H., Tsutsui.: "UGMG-42とLibrary Table作成コード(LTUG)の入出力型式", JAERI-memo 3790 (未公開), (1969).
- (6) Honeck H.C.: "THERMOS", BNL-5826 (1961).
- (7) Akanuma M., Kuge Y., Yasukawa S.: "The KAK Program for the Numerical Solution of Few-Group Neutron Diffusion Equations in Two Dimensions", JAERI-1127 (1967).
- (8) Chaumont J.M., Koerner J.A.: "2DPERT-A Two-Dimensional Perturbation Code", ANL-6555 (1962).
- (9) Japanese Nuclear Data Committee: "Production of Group Constants for Reactor Analysis", JAERI-1176 (1969).
- (10) Benoist P.: "A General Formulation of the Diffusion Coefficient in a Heterogeneous Medium which may Contain Cavities", AERE-Trans 842 (1959).
- (11) Kobayashi I. and Hayata K.: "Experimental Study on the Reactivity Effect of the Absorbing Materials-1", JAERI-memo 2861 (1967).
- (12) Keepin G.R.: "Physics of Nuclear Kinetics", Addison-Wesley Publishing Co. Inc. (1965).
- (13) Beckurts K.H. and Wirtz K.: "Neutron Physics", Springer-Verlag (1964).
- (14) Simmons B.E. and King J.S.: "A Pulsed Neutron Technique for Reactivity Determination", Nucl. Sci. Eng., 3, 595 (1958).
- (15) Uotinen V.O., Lauby J.H., Stinson W.P. and Dwivedi S.R.: "Reactor Kinetic Parameters of Lattices of Plutonium and Uranium in Water", Nucl. Sci. Eng., 44, 66~71 (1971).
- (16) Schmid L.C., Leonard B.R., Liikala R.C. and Smith R.I.: "Reactor Physics Data for the Utilization of Plutonium in Thermal Power

厚く感謝の意を表わします。

9. 参考文献

- (1) Amano F.: "Interpretation of Pulsed-Neutron-Source Experiments in a Multiregion Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 6 (12), 689 (1969).
- (2) 松浦祥次郎, 鶴田晴通, 他 原研・動燃Pu 軽水炉利用実験グループ: "7×7 PuO₂-UO₂格子に関する臨界実験", JAERI-memo 4259 (未公開) (1970).
- (3) JAERI-report 予定: "10×10 PuO₂-UO₂格子に関する臨界実験".
- (4) 桂木学, 森口欽一, 久家靖史: "速中性子コード 7044 UGMG", JAERI-1104 (1966).
- (5) Takano H., Tsutsui.: "UGMG-42とLibrary Table作成コード(LTUG)の入出力型式", JAERI-memo 3790 (未公開), (1969).
- (6) Honeck H.C.: "THERMOS", BNL-5826 (1961).
- (7) Akanuma M., Kuge Y., Yasukawa S.: "The KAK Program for the Numerical Solution of Few-Group Neutron Diffusion Equations in Two Dimensions", JAERI-1127 (1967).
- (8) Chaumont J.M., Koerner J.A.: "2DPERT-A Two-Dimensional Perturbation Code", ANL-6555 (1962).
- (9) Japanese Nuclear Data Committee: "Production of Group Constants for Reactor Analysis", JAERI-1176 (1969).
- (10) Benoist P.: "A General Formulation of the Diffusion Coefficient in a Heterogeneous Medium which may Contain Cavities", AERE-Trans 842 (1959).
- (11) Kobayashi I. and Hayata K.: "Experimental Study on the Reactivity Effect of the Absorbing Materials-1", JAERI-memo 2861 (1967).
- (12) Keepin G.R.: "Physics of Nuclear Kinetics", Addison-Wesley Publishing Co. Inc. (1965).
- (13) Beckurts K.H. and Wirtz K.: "Neutron Physics", Springer-Verlag (1964).
- (14) Simmons B.E. and King J.S.: "A Pulsed Neutron Technique for Reactivity Determination", Nucl. Sci. Eng., 3, 595 (1958).
- (15) Uotinen V.O., Lauby J.H., Stinson W.P. and Dwivedi S.R.: "Reactor Kinetic Parameters of Lattices of Plutonium and Uranium in Water", Nucl. Sci. Eng., 44, 66~71 (1971).
- (16) Schmid L.C., Leonard B.R., Liikala R.C. and Smith R.I.: "Reactor Physics Data for the Utilization of Plutonium in Thermal Power

(17) IAEA パネル, 「熱中性子動力炉のプルトニウムリサイクル」提出報文類.

THE JOURNAL OF CLIMATE

Table 1 Core specification

Core name	Run #	Fuel	Inner square Rods	Outer square Fuel Rods	Boron ppm	C.W.L.* cm	Temperature °C	Axial $B^2 \text{ cm}^{-2}$	Reflector saving cm	Δk_{eff}
1.50U	4108	UO_2	361	—	0.0	99.20	22.7	7.982-4	12.0	0.0
"	4061	"	676	—	554.0	94.16	24.0	8.758-4	"	"
1.83U	4103	"	309	—	0.0	81.28	23.0	1.134-3	"	"
"	4100	"	342	—	72.34	85.78	22.9	1.032-3	"	"
"	4093	"	361	—	146.6	96.85	23.9	8.330-4	"	"
"	4087	"	484	—	345.0	84.99	23.0	1.049-3	"	"
"	4076	"	625	—	554.0	85.79	24.8	1.032-3	"	"
2.48U	1995	"	225	—	0.0	148.18	—	3.946-4	14.0	+3.6
"	4075	"	625	—	554.0	86.89	25.9	1.004-3	12.0	0.0
2.96U	3364	"	206	—	0.0	148.18	—	3.946-4	14.0	+16.4
2.40Pu	4045	PuO_2-UO_2	10×10	UO_2	224	0.4	83.66	21.0	10.79-3	12.0
"	4053	"	"	336	309.0	90.80	22.6	9.339-4	"	"
"	4056	"	"	444	554.0	84.71	23.0	1.055-3	"	"
2.96Pu	4035	"	"	164	0.0	87.30	21.0	1.001-3	"	"
2.40PuG	4042	"	"	180	"	33.67	21.0	1.078-3	"	"
2.40PuHOM	4050	"	10×10	224	"	78.70	21.7	1.200-3	"	"
1.76Pu	3804	PuO_2-UO_2	7×7	UO_2	288	0.0	68.72	18.9	1.515-3	12.0
2.00Pu	3837	"	"	260	"	68.15	20.6	1.536-3	"	"
2.38Pu	3744	"	"	236	"	69.28	16.2	1.494-3	"	"
2.95Pu	3829	"	"	244	"	69.26	20.4	1.495-3	"	"
1.76U	3815	UO_2	"	296	"	69.28	20.5	1.494-3	"	"
2.00U	3840	"	"	284	"	68.80	20.8	1.512-3	"	"
2.38U	3844	"	"	276	"	68.32	20.9	1.530-3	"	"
2.95U	3938	"	"	272	"	67.84	13.7	1.548-3	"	"

* C.W.L.=Effective critical water level.

Table.2 Model A-801 neutron generator specifications

Measured neutron output	$>10^7$, 14.3MeV neutrons/pulse, $\text{H}^3(\text{d},\text{n}) \text{He}^4$ reaction
Accelerator assembly	
Dimensions	4" square×24" long
Source	all-metal Penning
	Ion Gage (P.I.G) type
Potential	120kv
Beam current	3 amperes, peak
Pulse length	3.5 μ sec at half amplitude
Pulse rate	1-10 pulses per second, adjustable
Pulse shape	approximately gaussian
Pulse life	100,000(typical)
Target assembly	
Material	Tritium in titanium
Position	$8\frac{3}{8}$ " from lower end of accelerator tube package
Active area	5 cm ²

Table.3 Measured decay constants α_c at the delayed critical

Region	Core	Boron ppm	Axial $R^2 \text{ cm}^{-2}$	$\alpha_c \text{ sec}^{-1}$	Counter position*
1	1.50U	0	7.95×10^{-4}	218.8 ± 1.3	
	1.83U	0	11.20	$**198.4 \pm 0.8$	
	"	0	11.35	$**202.3 \pm 0.2$	
	"	0	15.39	$**203.2 \pm 0.2$	C
	"	0	15.39	$**205.3$	
	"	0	47.18	$**197.5 \pm 1.0$	
	"	7.234	10.32	213.6 ± 5.6	
	"	14.66	8.268	223.0 ± 0.8	
	"	34.50	10.48	246.4 ± 1.8	
	"	55.40	10.195	254.7 ± 1.6	
(7×7)	2.48U	0	5.022	174.8 ± 3.4	
	1.76U	0	15.14	205.6 ± 0.4	C
	2.00U	0	15.16	170.2 ± 8.9	
	"	0	15.16	172.9 ± 1.6	C
	2.38U	0	15.25	173.4 ± 0.2	C
	2.95U	0	14.96	193.7 ± 2.2	C
	1.76PU	0	15.23	189.4 ± 6.3	
	"	0	15.23	195.1 ± 12.1	B
	2.00PU	0	15.42	155.3	
	"	0	15.42	155.5 ± 0.9	C
2 (10×10)	2.38PU	0	14.84	152.6 ± 0.3	
	"	0	15.29	156.0 ± 1.8	B
	2.95PU	0	14.65	169.4 ± 2.8	
	"	0	14.65	168.5 ± 1.8	C
2 (10×10)	2.40PU	0	10.73	201.9 ± 1.8	
	"	0	10.73	202.0 ± 2.9	C
	2.96PU	0	9.87	176.3 ± 2.8	
	"	0	9.87	176.4 ± 2.1	C

* C:Center, B:Boundary between $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ region and UO_2 region,
no mark:Reflector.

** average = 201.3 ± 3.3

Table. 4-1 Few group constants (H_2O)

	H_2O	H_2O	H_2O	H_2O	H_2O	H_2O
Boron (ppm)	0.0	72.34	146.6	309.4	345.0	554.0
D 1	2.0952	2.0951	2.0950	2.095	2.095	2.094
2	1.0769	1.0768	1.0768	1.077	1.077	1.077
3	0.6034	0.6034	0.6033	0.6032	0.6032	0.6030
4	0.1336	0.1338	0.1341	0.1347	0.1349	0.1356
Σa 1	4.831×10^{-4}	4.834×10^{-4}	4.838×10^{-4}	4.846×10^{-4}	4.847×10^{-4}	4.857×10^{-4}
2	0.0	2.023×10^{-6}	4.101×10^{-6}	8.654×10^{-6}	9.650×10^{-6}	1.550×10^{-5}
3	9.545×10^{-4}	1.073×10^{-3}	1.195×10^{-3}	1.462×10^{-3}	1.520×10^{-3}	1.862×10^{-3}
4	0.018735	0.02130	0.02394	0.02953	0.03075	0.03784
Σr 1	0.10755	0.1076	0.1076	0.1076	0.1076	0.1076
2	0.15030	0.1503	0.1503	0.1503	0.1503	0.1503
3	0.14970	0.1496	0.1495	0.1493	0.1493	0.1491
4	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
L ² 1	19.393	19.392	19.390	19.387	19.386	19.382
(cm ²) 2	7.165	7.164	7.164	7.163	7.163	7.162
3	4.006	4.004	4.003	4.000	3.999	3.995
4	7.131	6.284	5.602	4.563	4.386	3.584
M ²	32.920	32.070	31.385	30.340	30.162	29.352

Table 4-3 Few group constants (2.48U, 2.96U)

	2.48 U	2.48 U	2.96 U
Boron (ppm)	0.0	554.0	0.0
D 1	1.8377	1.9020	1.8482
2	0.9973	1.0033	1.0032
3	0.6103	0.6098	0.6073
4	0.2190	0.2208	0.2060
Σ_a 1	0.003367	0.003385	0.003022
2	0.002091	0.002110	0.001839
3	0.01878	0.01934	0.01691
4	0.08450	0.09519	0.07656
Σ_r 1	0.09528	0.09486	0.09696
2	0.09712	0.09806	0.1033
3	0.08899	0.08960	0.09595
4	0.0	0.0	0.0
Σ_f 1	0.002547	0.002557	0.002249
2	0.0002934	0.0002941	0.0002581
3	0.003824	0.003831	0.003396
4	0.05310	0.05214	0.04666
$\nu \Sigma_f$ 1	0.007105	0.007140	0.006277
2	0.0007212	0.0007229	0.0006343
3	0.009309	0.009327	0.008268
4	0.1290	0.1267	0.1134
ν 1	2.790	2.792	2.791
2	2.458	2.458	2.458
3	2.434	2.435	2.435
4	2.430	2.430	2.430
L^2 1	18.629	19.360	18.485
2	10.052	10.016	9.540
3	5.663	5.597	5.381
4	2.591	2.319	2.691
M^2	32.349	32.525	31.546

Table 4-4. Few group constants (2.40Pu, 2.96Pu)

	2.40Pu	2.40Pu	2.40Pu	2.96Pu	2.96Pu	2.96Pu
Boron(ppm)	0.0	309.4	554.0	0.0	309.4	554.0
D	1	1.785	1.798	1.809	1.778	1.796
	2	0.9959	0.9972	0.9983	0.9995	1.0014
	3	0.6122	0.6119	0.6118	0.6092	0.6089
	4	0.1942	0.1944	0.1946	0.1851	0.1855
Σ_a	1	0.004396	0.004399	0.004402	0.003886	0.003891
	2	0.003039	0.003046	0.003052	0.002642	0.002650
	3	0.02866	0.02895	0.02918	0.02587	0.02619
	4	0.2155	0.2216	0.2264	0.1855	0.1922
Σ_r	1	0.09385	0.09379	0.09374	0.09604	0.09596
	2	0.09286	0.09309	0.09328	0.09973	0.10004
	3	0.07897	0.07902	0.07906	0.08702	0.08714
	4	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Σ_f	1	0.002765	0.002767	0.002768	0.002413	0.002415
	2	0.0005468	0.0005469	0.0005470	0.0004754	0.0004755
	3	0.006423	0.006426	0.006428	0.005699	0.005702
	4	0.1316	0.1314	0.1313	0.1122	0.1120
$\nu \Sigma_f$	1	0.007943	0.007948	0.007952	0.006934	0.006940
	2	0.001565	0.001565	0.001566	0.001361	0.001361
	3	0.01810	0.01811	0.01812	0.01607	0.01607
	4	0.3757	0.3752	0.3748	0.3202	0.3197
ν	1	2.872	2.873	2.873	2.873	2.874
	2	2.862	2.862	2.862	2.862	2.862
	3	2.818	2.818	2.819	2.820	2.818
	4	2.855	2.856	2.856	2.854	2.855
L^2	1	18.164	18.308	18.429	17.795	17.988
	2	10.385	10.373	10.363	9.764	9.751
	3	5.688	5.668	5.652	5.396	5.373
	4	0.901	0.877	0.860	0.998	0.965
M^2		30.666	30.718	30.767	29.571	29.649
						29.714

Table.5 Measured and calculated effective multiplication factor k_{eff}

Core	Run #	Boron ppm	$k_{\text{eff}} \text{ meas. (1)}$	$k_{\text{eff}} \text{ cal. (2)}$	Error $(1-2)/1(1)\%$
1.50U	4108	0.0	1.0000	0.9986	0.14
	4061	554.0	1.0000	1.0015	-0.15
1.83U	4103	0.0	1.0000	1.0001	-0.01
	4099	72.3	1.0000	0.9987	0.13
2.18U	4093	146.6	1.0000	0.9982	0.18
	4087	345.0	1.0000	1.0001	-0.01
2.48U	4076	554.0	1.0000	1.0000	0.00
	1995	0.0	1.0002	0.9978	0.24
2.96U	4075	554.0	1.0000	0.9983	0.17
	3364	0.0	1.003	1.0004	0.3
2.40Pu	4045	0.0	1.0000	0.9997	0.03
	4053	309.4	1.0000	0.9998	0.02
	4056	554.0	1.0000	1.0000	0.00
2.96Pu	4035	0.0	1.0000	1.0006	-0.06
2.40PuG	4042	0.0	1.0000	1.0025	-0.25
2.40Pu HOLE	4050	0.0	1.0000	1.0005	-0.05

Table.6 Delayed-neutron group spectra

Few energy group delayed group	1	2	3	4
1*	0.0624	0.9376	0.0	0.0
2*	0.1450	0.8550	0.0	0.0
3*	0.0728	0.9272	0.0	0.0
4*	0.2105	0.7895	0.0	0.0
5	0.0	1.0	0.0	0.0
6	0.0	1.0	0.0	0.0

* from reference (12).

Table 7 $\nu\Sigma_f$ for each nuclide

Lattice	Boron ppm	Nuclide	Energy group			
			1	2	3	4
1.50U	0.0	U235	7.55422-4	9.65864-4	1.21502-2	1.69989-1
		U238	8.71561-3	3.98391-6	0.0	0.0
1.83U	0.0	U235	6.75365-4	8.62895-4	1.10270-2	1.54200-1
		U238	7.83607-3	8.05341-6	0.0	0.0
2.48U	0.0	U235	5.59635-4	7.14558-4	9.30906-3	1.29042-1
		U238	6.54556-3	6.68213-6	0.0	0.0
3.00U	0.0	U235	4.92255-4	6.28399-4	8.26804-3	1.13386-1
		U238	5.78494-3	5.87458-6	0.0	0.0
1.50U	554.0	U235	7.55606-4	9.67328-4	1.21642-2	1.67311-1
		U238	8.73818-3	8.93323-6	0.0	0.0
1.83U	554.0	U235	6.75677-4	8.64530-4	1.10435-2	1.51601-1
		U238	7.86337-3	8.00206-6	0.0	0.0
2.48U	554.0	U235	5.60031-4	7.16252-4	9.32687-3	1.26689-1
		U238	6.57959-3	6.62924-6	0.0	0.0
3.00U	554.0	U235	4.92712-4	6.30078-4	8.28599-3	1.11259-1
		U238	5.82359-3	5.82224-6	0.0	0.0
1.83U	72.34	U235	6.75404-4	8.63126-4	1.10294-2	1.53852-1
		U238	7.83956-3	8.04617-6	0.0	0.0
1.83U	146.6	U235	6.75445-4	8.63357-4	1.10318-2	1.53499-1
		U238	7.84317-3	8.03891-6	0.0	0.0
1.83U	345.0	U235	6.75556-4	8.63948-4	1.10378-2	1.52565-1
		U238	7.85292-3	8.02036-6	0.0	0.0
1.50U	309.4	U235	7.55485-4	9.66662-4	1.21579-2	1.68480-1
		U238	8.72764-3	8.95430-6	0.0	0.0

Table 8. Averaged inverse neutron speed

(sec/cm)

Element	V.R.	Boron ppm	Energy group			
			1	2	3	4
4.91 wt% $\text{PuO}_2 = \text{UO}_2$ lattice	2.40	0.0	5.2285-10	3.23332-9	1.3060-7	3.0183-6
"	"	309.4	5.2270	3.23726	1.3072	2.9934
"	"	554.0	5.2256	3.24048	1.3082	2.9748
2.96	"	0.0	5.2173	3.23491	1.3346	3.1466
"	"	309.4	5.2152	3.23996	1.3367	3.1178
"	"	554.0	5.2134	3.24385	1.3382	3.0963
2.6wt% enriched UO_2 lattice	1.50	0.0	5.2485-10	3.25471-9	1.3323-7	3.1391-6
"	"	309.4	5.2457	3.2609	1.3354	3.1106
"	"	554.0	5.2435	3.2655	1.3376	3.0886
1.83	"	0.0	5.2349	3.2552	1.3581	3.2467
"	"	72.34	5.2340	3.2570	1.3591	3.2385
"	"	146.6	5.2331	3.2588	1.3601	3.2306
"	"	345.0	5.2308	3.2633	1.3626	3.2101
"	"	554.0	5.2282	3.2677	1.3649	3.1891
2.48	"	0.0	5.2154	3.2582	1.3935	3.3917
"	"	554.0	5.2053	3.2739	1.4028	3.3254
3.00	"	0.0	5.2038	3.2613	1.4133	3.4718
"	"	554.0	5.1908	3.2787	1.4242	3.4003
Water	"	0.0	5.0968-10	3.2982-9	1.5410-7	3.9241-6
"	"	72.34	5.0968	3.2982	1.5404	3.9128
"	"	146.6	5.0968	3.2982	1.5398	3.9059
"	"	309.4	5.0969	3.2981	1.5384	3.8687
"	"	345.0	5.0969	3.2981	1.5381	3.8624
"	"	554.0	5.0969	3.2981	1.5364	3.8256

Table 9-2 Region-energy wise weighting coefficient $\ell_{g,h}^*$
in the two region $\text{PuO}_2\text{-UO}_2/\text{UO}_2$ cores.

Core	Boron ppm	Group g	$\ell_{g,h}^*$						SUM
			$\text{PuO}_2\text{-UO}_2$	Water hole	Water gap	UO_2	Reflector		
240Pu	0.0	1	2.474		0.01628	3375	0.5152	6381	
		2	3.669		0.02454	5004	0.5881	9285	
		3	3.418		0.02259	4575	0.5881	8.603	
		4	1.734		0.01438	4272	2.1332	8.154	
240Pu	309.4	1	2.282		0.01533	3943	0.3447	6.586	
		2	3.345		0.02288	5829	0.3719	9.569	
		3	3.108		0.02100	5301	0.3544	8.785	
		4	1.526		0.01285	4370	0.8702	6.779	
240Pu	554.0	1	2.081		0.01425	4390	0.2439	6.729	
		2	3.017		0.02105	6465	0.2543	9.758	
		3	2.794		0.01925	5847	0.2352	8.897	
		4	1.340		0.01147	4516	0.4571	6.324	
296Pu	0.0	1	2.907		0.2230	2449	0.5714	6.150	
		2	4.169		0.3231	3486	0.6471	8.625	
		3	3.982		0.3084	3205	0.6422	8.138	
		4	2.544		0.2644	3464	2.3182	8.591	
240 PuG	0.0	1	2.362		0.7131	2595	0.5238	6.195	
		2	3.322		0.9906	3734	0.5942	8.640	
		3	3.177		0.9985	3405	0.5916	8.123	
		4	2.171		1.2421	3427	2.1523	8.993	
240Pu HOLE	0.0	1	2.372	0.1037	0.01618	3325	0.5022	6.320	
		2	3.490	0.1517	0.02428	4921	0.5737	9.160	
		3	3.274	0.1482	0.02233	4493	0.5738	8.512	
		4	1.781	0.1063	0.01431	4194	2.0790	8.174	

Table 10 Relative abundance of delayed neutrons ($a_{k'}$)
from ANL-6423

Group	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	$^{235}\text{U}^*$	^{238}U
1	0.0344	0.0250	0.0097	0.0038	0.033	0.013
2	0.2984	0.2705	0.2295	0.2045	0.219	0.137
3	0.2115	0.1841	0.1729	0.1326	0.196	0.162
4	0.3262	0.3580	0.3898	0.4167	0.395	0.388
5	0.0852	0.1352	0.1823	0.2273	0.115	0.225
6	0.0443	0.0273	0.0157	0.0152	0.042	0.075
β_k	0.00210	0.00267	0.00534	0.00800	0.0065	0.0157

* ANL-5800 2nd edi.

Table 12 Calculated and measured β_{eff}/ℓ values

Core	Boron ppm	Calculated ℓ ($\times 10^{-5}$ sec)	Calculated β_{eff} ($\times 10^{-2}$)	Calculated β_{eff}/ℓ (sec $^{-1}$)	Measured β_{eff}/ℓ (sec $^{-1}$)	Cal. Meas.
1.50U	0.0	3.4317	0.7484	218.1	213.8 ± 1.3	0.997
	554.0	2.5097	0.7343	292.6		
1.83U	0.0	3.7137	0.7478	201.4	201.3 ± 3.3	1.000
	72.3	3.5144	0.7453	212.1	213.6 ± 5.6	0.993
	146.6	3.3483	0.7430	221.9	223.0 ± 0.8	0.995
	345.0	2.9911	0.7367	246.3	246.4 ± 1.8	1.000
	554.0	2.7732	0.7302	263.3	254.7 ± 1.6	1.034
2.48U	0.0	4.4217	0.7423	167.9	174.8 ± 3.4	0.961
	554.0	3.2406	0.7194	222.0		
2.96U	0.0	4.8414	0.7372	152.3		
240Pu	0.0	2.8255	0.5587	197.7	201.9 ± 1.8	0.979
	309.4	2.2983	0.5708	248.4		
	554.0	2.0949	0.5841	278.8		
296Pu	0.0	3.0151	0.5110	169.5	176.3 ± 2.8	0.961
240PuG	0.0	3.1768	0.5065	159.4		
240PuHole	0.0	2.8342	0.5539	195.4		

Table 13 Effect of fission ratio on β

Core	Boron (ppm)	Fission rate		β^*	Relative β
		U 235	U 238		
1.50U	0.0	0.9470	0.0530	0.006988	1.0085
1.84U	0.0	0.9534	0.0466	0.006929	1.0
	7.23	0.9523	0.0477	0.006939	1.0014
	14.66	0.9515	0.0485	0.006946	1.0024
	34.50	0.9493	0.0507	0.006966	1.0053
2.55U	5.54.0	0.9474	0.0526	0.006984	1.0079
	0.0	0.9619	0.0381	0.006851	0.9887
2.96U	0.0	0.9663	0.0337	0.006810	0.9828

$$(^{235}\text{U} \text{ fission rate}) \times \beta^{235} + (^{238}\text{U} \text{ fission rate}) \times \beta^{238}$$

$$* \beta = \frac{(^{235}\text{U} \text{ fission rate}) \times \beta^{235} + (^{238}\text{U} \text{ fission rate}) \times \beta^{238}}{(^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}) \text{ fission rate}}$$

Table 14 Variation of the core volume and the fission rate in the each region with the boron concentration in the water.

Core	Boron (ppm)	Core volume (cm ³)	Fission ratio	
			PuO ₂ -UO ₂ region	UO ₂ region
240Pu	0.0	82221	0.310	0.690
	309.4	124004	0.265	0.735
	554.0	146965	0.230	0.770

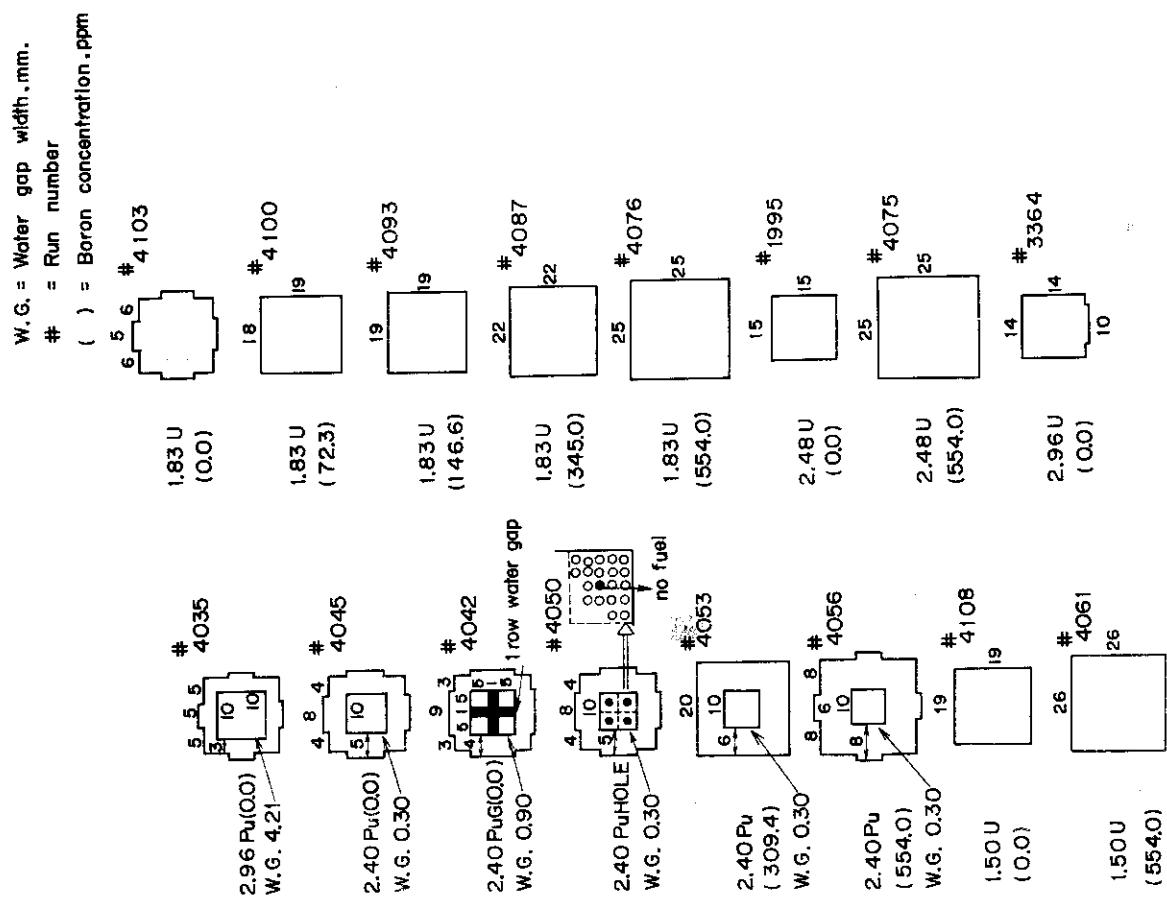


Fig. 1 Core configurations

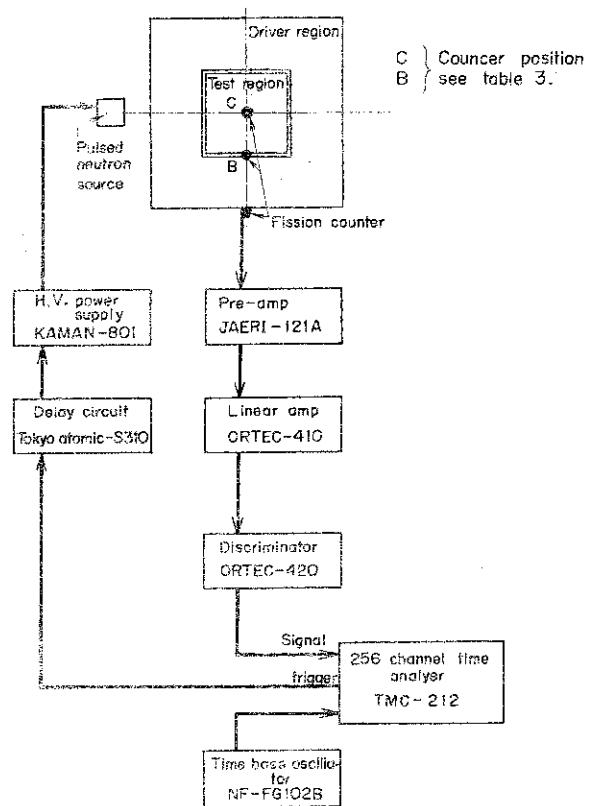
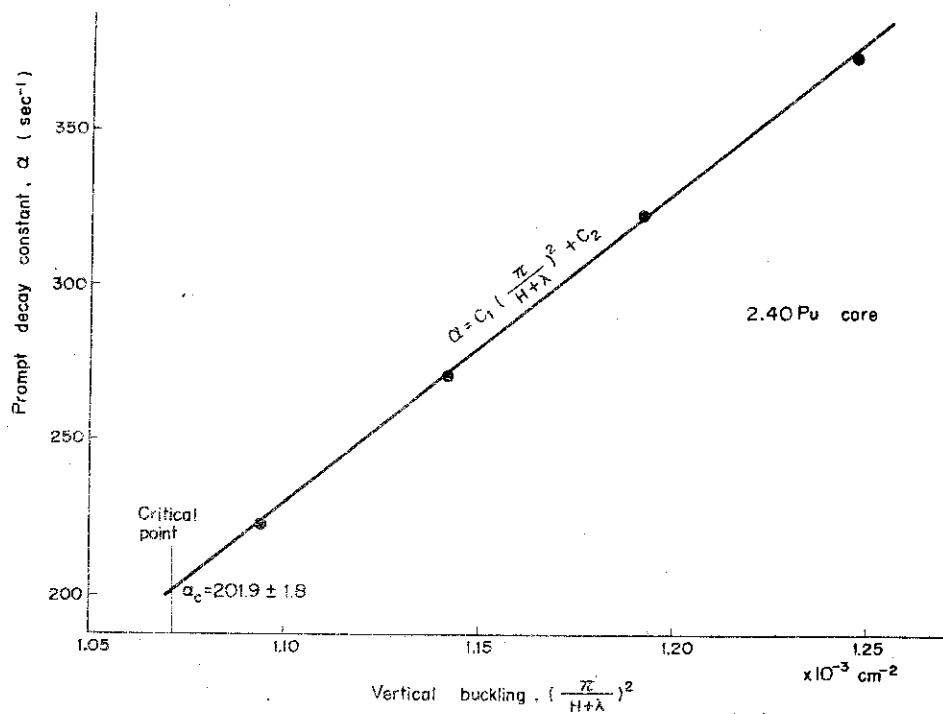
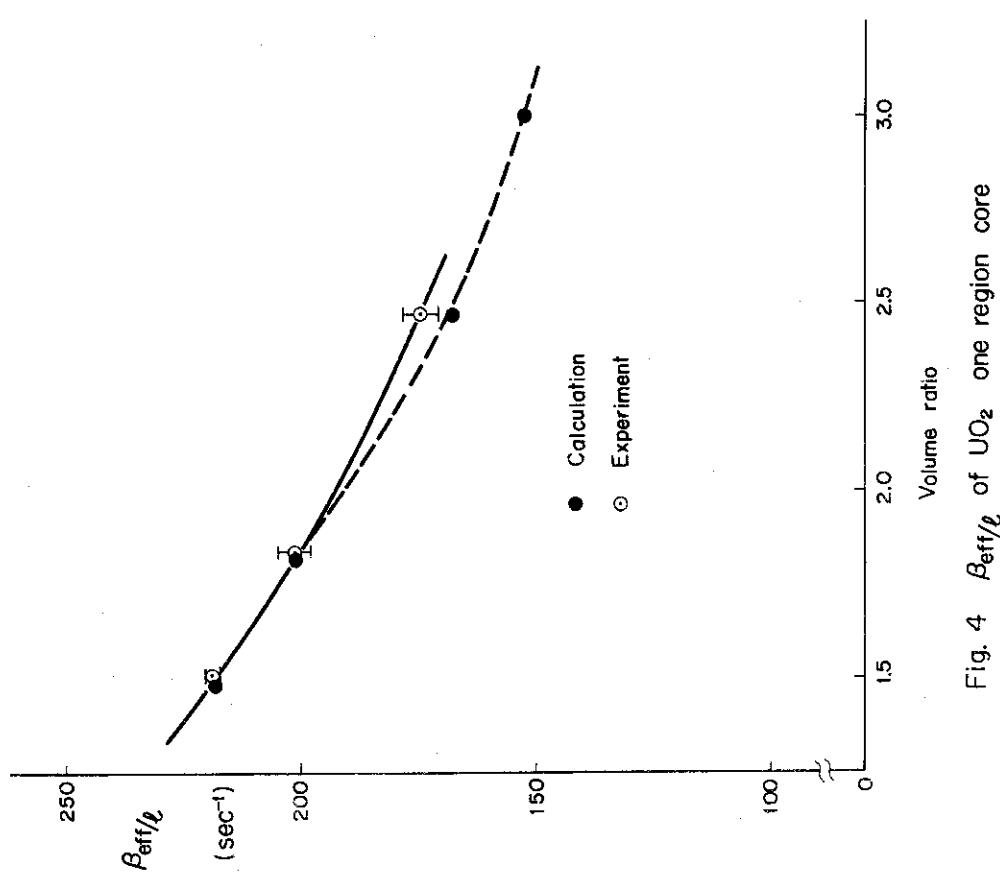
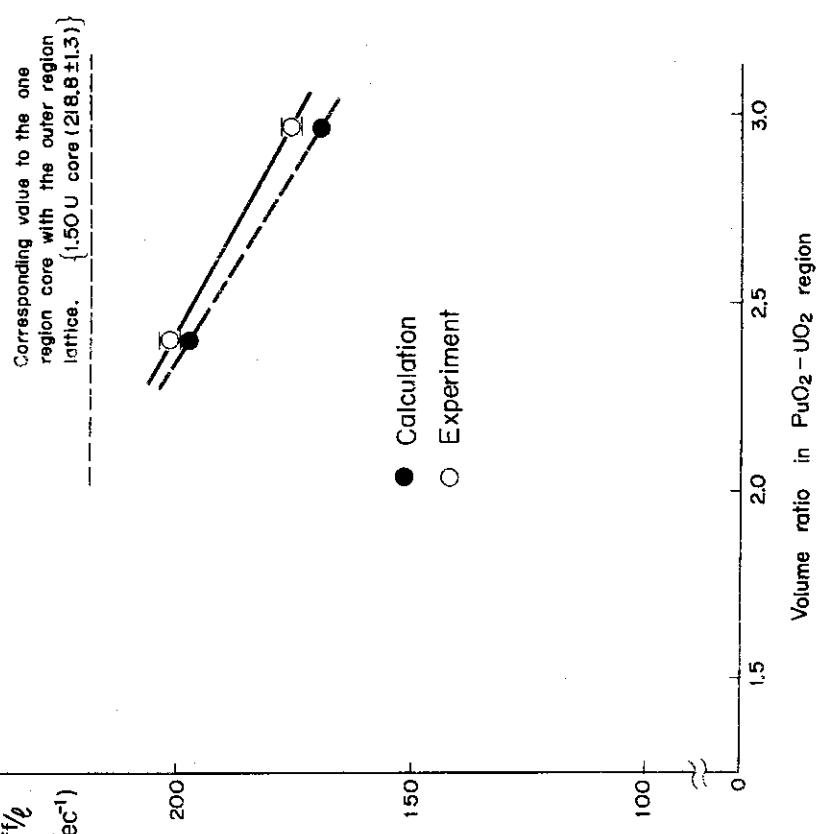
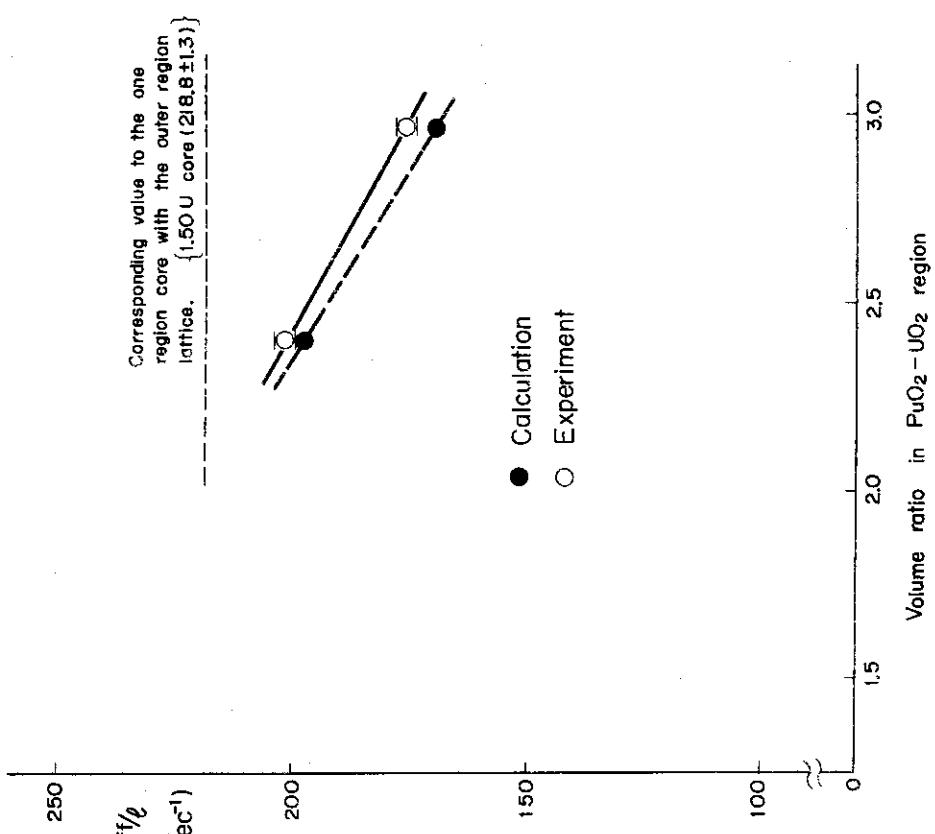


Fig. 2 Arrangement for pulsed neutron experiments

Fig. 3 Extrapolation of α to the delayed critical

Fig. 4 β_{eff}/ℓ of UO_2 one region coreFig. 5 β_{eff}/ℓ of two region core ($10 \times 10 \text{ PuO}_2 - 10 \text{ UO}_2$ center, UO_2 outer region). $\text{H}_2\text{O}/\text{fuel}$ volume ratio in the outer region is 1.50.

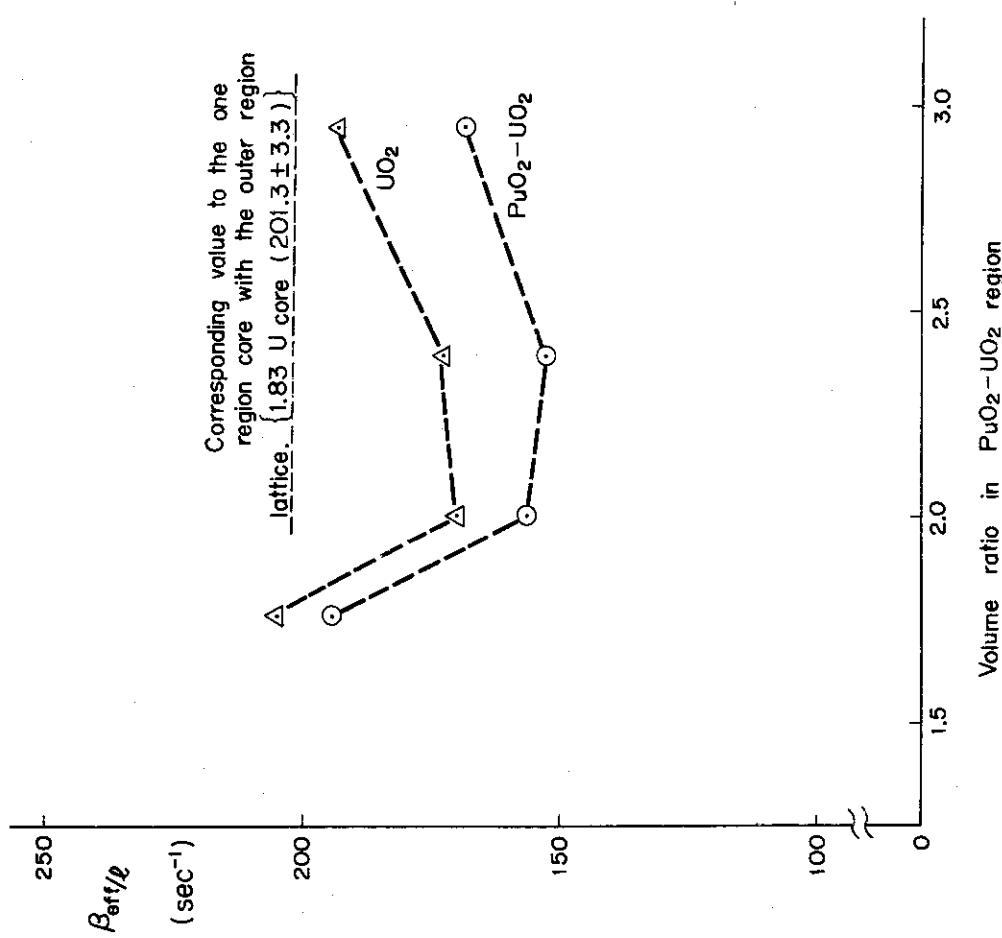


Fig. 6 Measured β_{eff}/ℓ of two region core (7×7 PuO₂-UO₂ center, UO₂ outer region). H₂O/fuel volume ratio in outer region is 1.83.

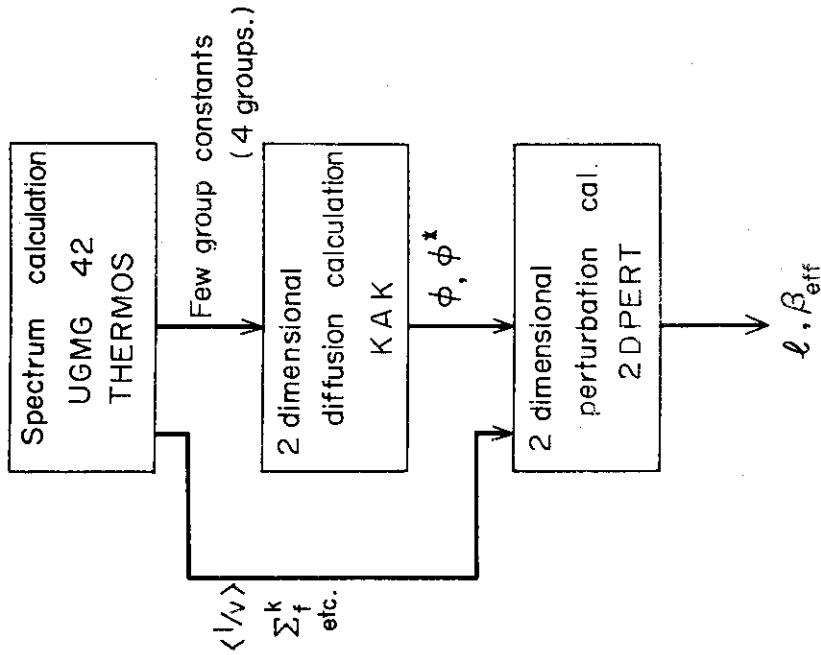
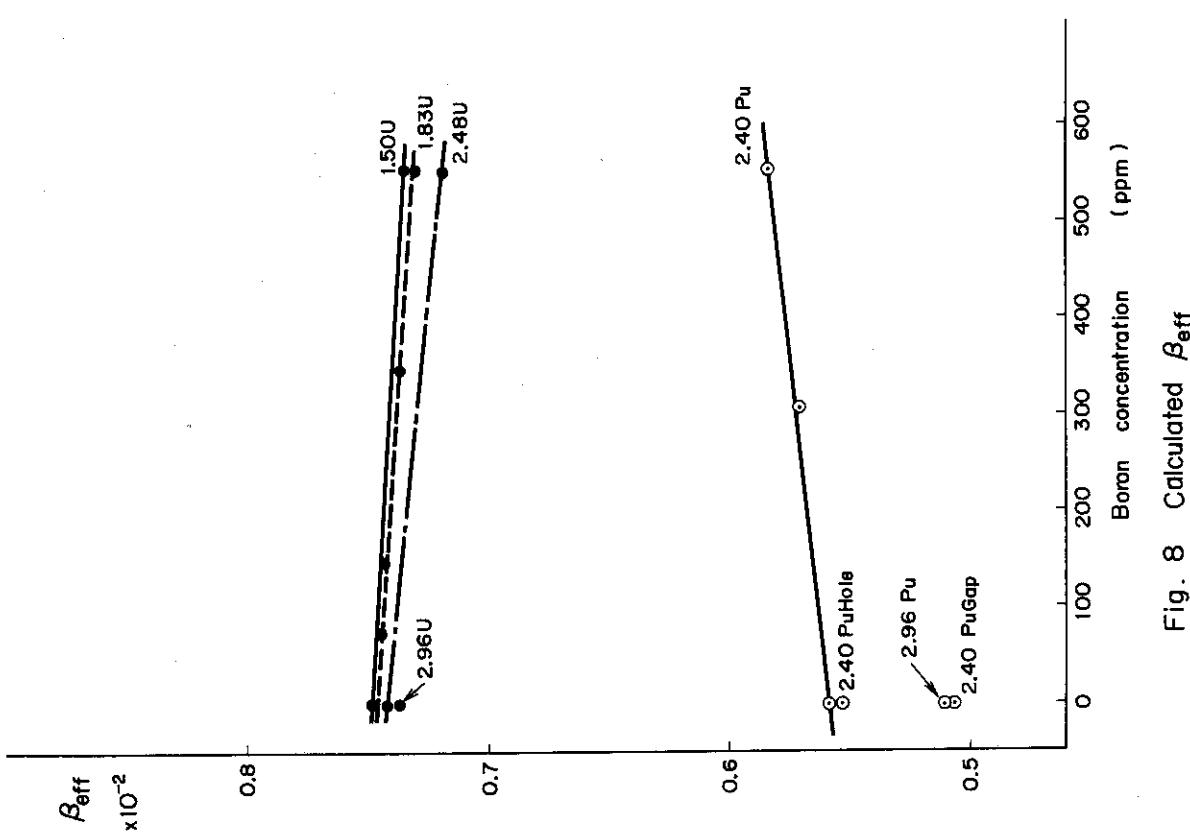
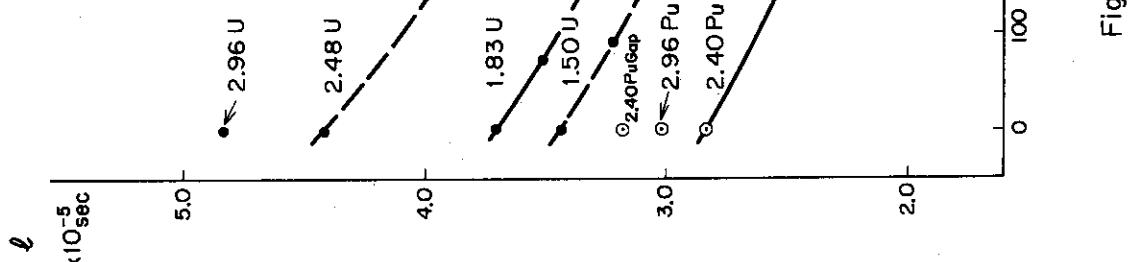


Fig. 7 Flow chart of the calculation

Fig. 8 Calculated β_{eff} Fig. 9 Calculated λ

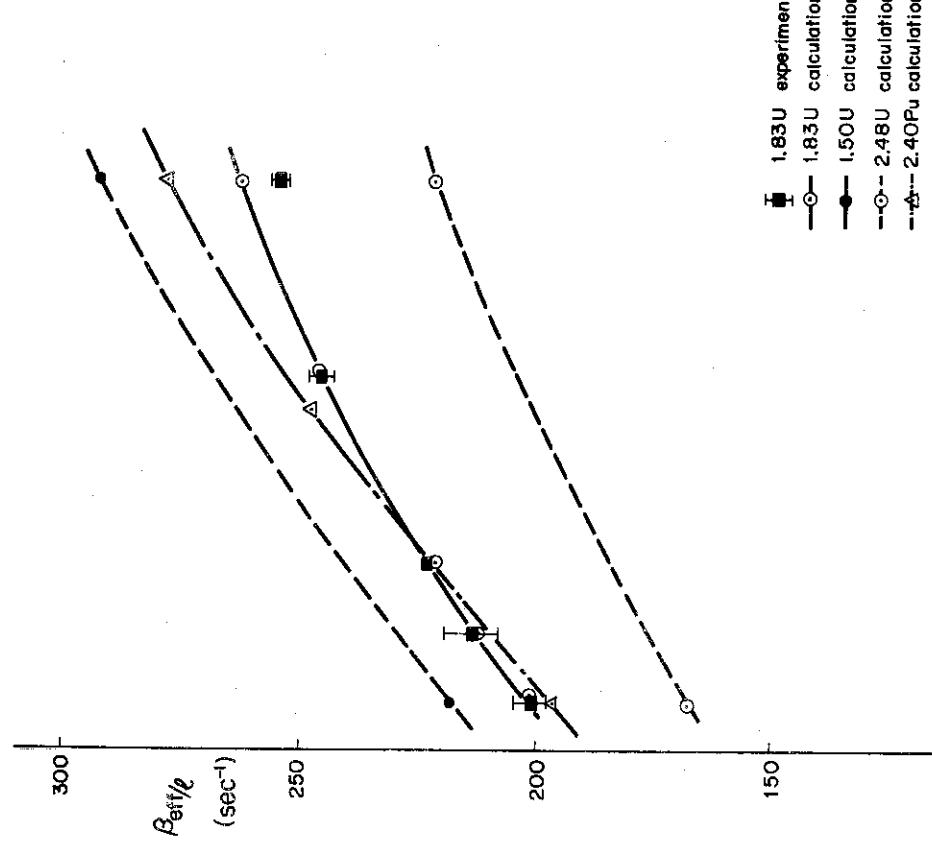


Fig. 10 Effect of the boron concentration in water on β_{eff}/ρ

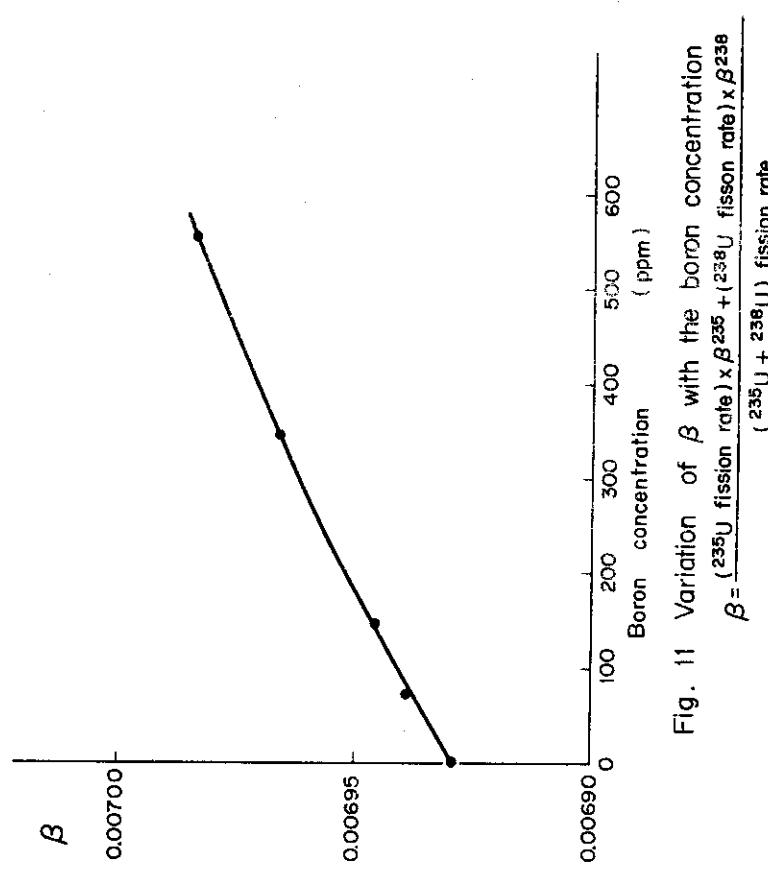


Fig. 11 Variation of β with the boron concentration
 $\beta = \frac{(\text{235U fission rate}) \times \beta_{235} + (\text{238U fission rate}) \times \beta_{238}}{(\text{235U} + \text{238U}) \text{ fission rate}}$

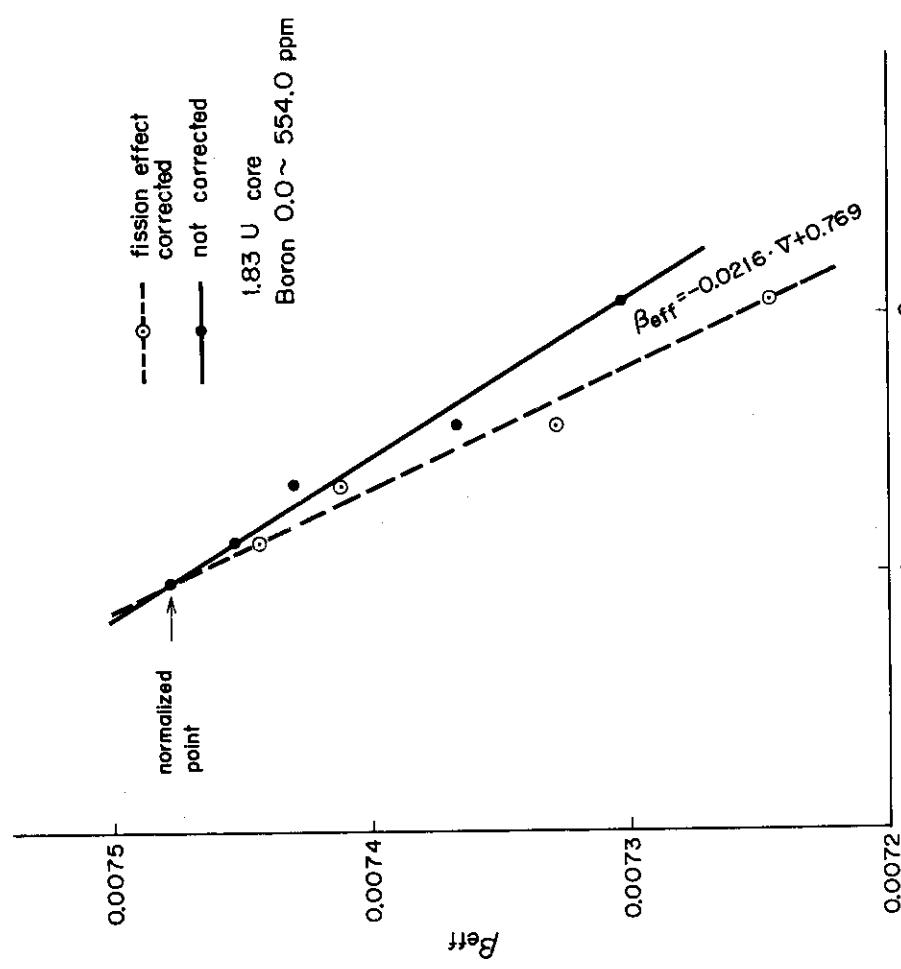


Fig. 12 Variation of β_{eff} with the volume of 1.83 U core

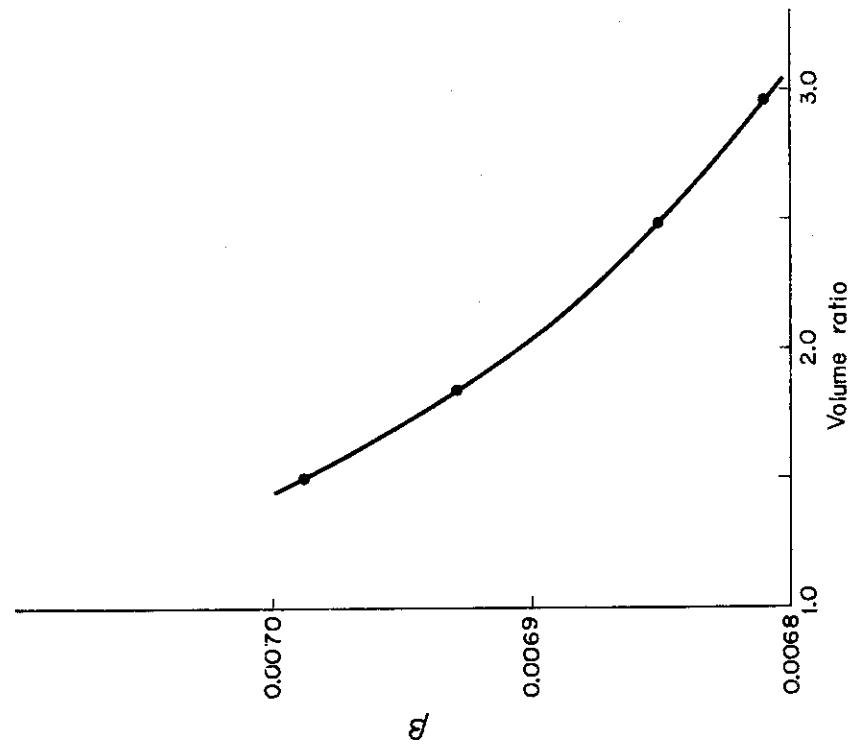


Fig. 13 Variation of β with the volume ratio.
The boron concentration in water
is 0.0 ppm.

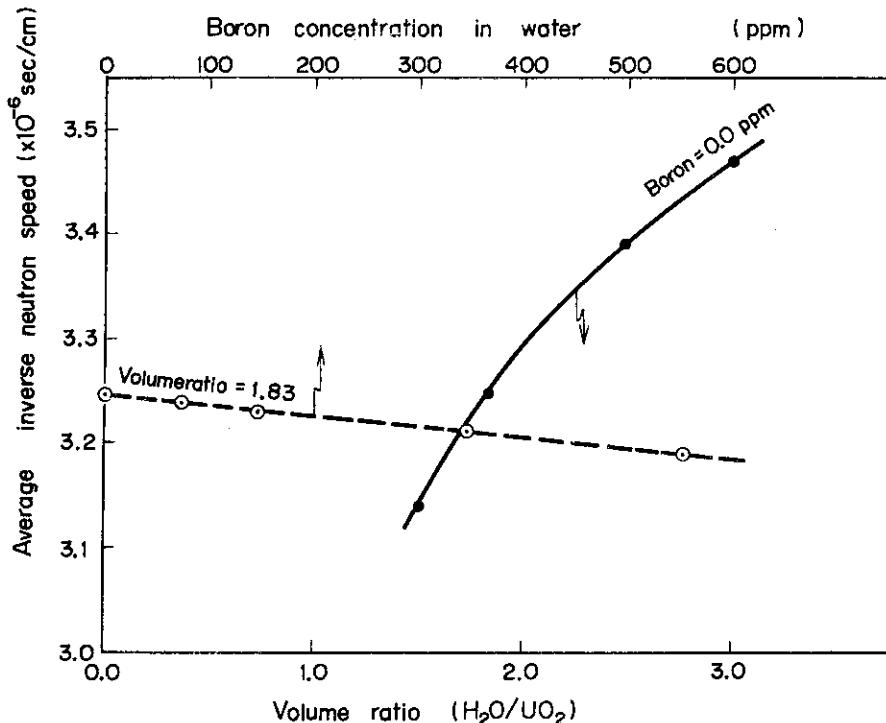


Fig. 14 Variation of average inverse neutron speed in the thermal group

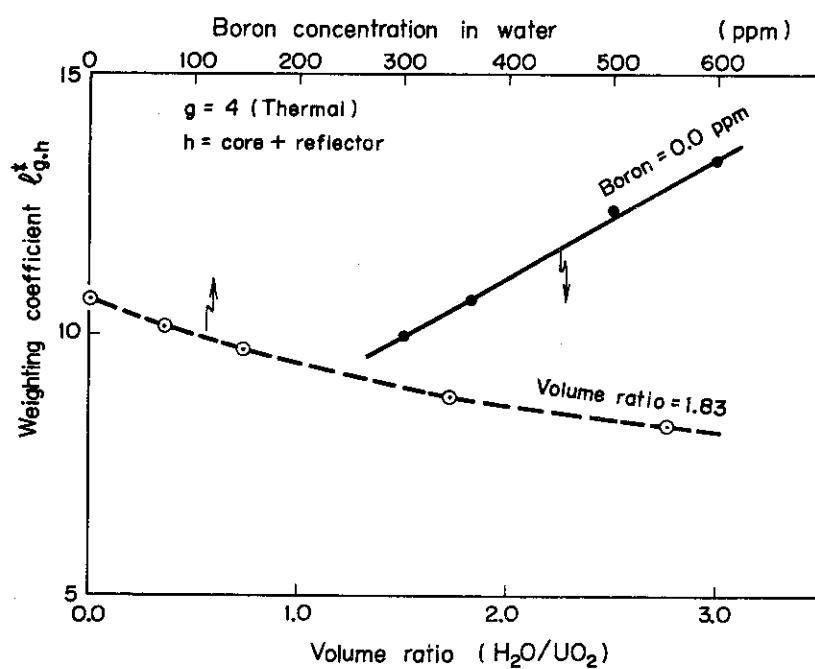


Fig. 15 Variation of the weighting coefficient $\ell_{g,h}^*$ in the thermal group on the UO_2 cores

$$\ell_{g,h}^* = \frac{1}{H} \int_h \phi_g^* \cdot \phi_g dV.$$

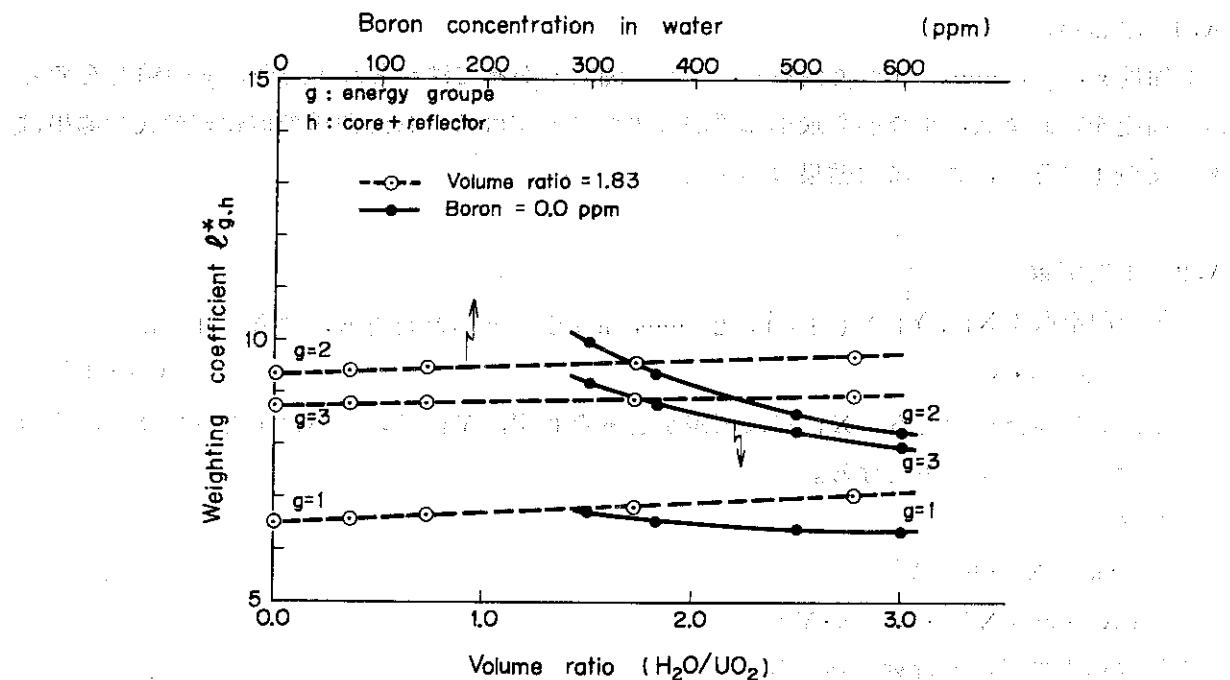


Fig. 16 Variation of the weighting coefficient $\ell_{g,h}^*$ in the fast groups on the UO_2 cores.

$$\ell_{g,h}^* = \frac{1}{H} \int_h \phi_g^* \cdot \phi_g dV$$

Appendix A 最小二乗法による曲線の信頼帶

A.1 はじめに

未知量 x, y, \dots, t が n 個あり、これに関数 y があてはめられた場合の y の精度を考える。精度を表わす式、すなわち最小二乗法によつてあてはめられた曲線の信頼帶の式の導出は参考文献 1 に従い、こゝには結果のみを記す。

A.2 1 次函数

n 個の測定点 (X_i, Y_i) ($i = 1, 2, \dots, n$) が与えられたとき、つきの 1 次函数

$$y = a + b \cdot x \quad (A \cdot 1)$$

をあてはめる場合を考える。 X_i には誤差をともなはず、 Y_i にのみ誤差をともなうが、その精度はすべて同じであるとする。

正規方程式は

$$\begin{aligned} n \cdot a + (X) \cdot b &= (Y) \\ (X) \cdot a + (X^2) \cdot b &= (X \cdot Y) \end{aligned}$$

正規方程式の係数の行列の逆行列を

$$\begin{pmatrix} A_{11} & A_{12} \\ A_{21} & A_{22} \end{pmatrix}$$

とし、測定値 Y_i の分散を σ^2 として、最確値 a と b の分散 σ_a^2, σ_b^2 は

$$\sigma_a^2 = A_{11} \cdot \sigma^2, \quad \sigma_b^2 = A_{22} \cdot \sigma^2$$

となる。

(A · 1) 式が定められたとき、 $x = x_i$ に対する y の値 y_i は

$$y_i = a + b \cdot x_i$$

で与えられる。この y_i は $x = x_i$ に対する関数の最確値である。この分散 $\sigma_{y_i}^2$ は

$$\sigma_{y_i}^2 = (A_{11} + 2A_{12} \cdot x_i + A_{22} \cdot x_i^2) \sigma^2$$

A.3 2 次関数の場合

つきの 2 次関数

$$y = a + b \cdot x + c \cdot x^2$$

をあてはめる。このときにも、 X_i には誤差がなく、 Y_i の精度はすべて等しいとする。

A.1 と同様に正規方程式をつくると、その係数の行列は

$$\begin{pmatrix} n & (X) & (X^2) \\ (X) & (X^2) & (X^3) \\ (X^2) & (X^3) & (X^4) \end{pmatrix}.$$

この逆行列を

$$\begin{pmatrix} A_{11} & A_{12} & A_{13} \\ A_{21} & A_{22} & A_{23} \\ A_{31} & A_{32} & A_{33} \end{pmatrix}$$

とすると、最確値 a, b, c の分散 $\sigma_a^2, \sigma_b^2, \sigma_c^2$ は測定値 Y_i の分散を σ^2 として

$$\sigma_a^2 = A_{11} \sigma^2, \quad \sigma_b^2 = A_{22} \sigma^2, \quad \sigma_c^2 = A_{33} \sigma^2$$

で与えられる。 $x=x_i$ における関数 y の最確値の分散 $\sigma_{y_i}^2$ は

$$\sigma_{y_i}^2 = \{ A_{11} + 2A_{12} \cdot x_i + (A_{22} + 2A_{13}) \cdot x_i^2 + 2A_{23} \cdot x_i^3 + A_{33} \cdot x_i^4 \} \sigma^2$$

$$A \cdot 4 \quad \Psi(y) = a + b \cdot \varphi(x)$$

実験式が

$$\Psi(y) = a + b \cdot \varphi(x)$$

で与えられた場合を考える。記号は前出にならい、関数 y の最確値の分散 $\sigma_{y_i}^2$ のみを記すと

$$\sigma_{y_i}^2 = \frac{A_{11} + 2A_{12} \cdot \varphi(x_i) + A_{22} \cdot \varphi^2(x_i)}{\{\Psi'(y_i)\}^2} \cdot \sigma^2$$

参考文献

- (1) 本間 仁, 春日屋 伸昌 : 「次元解析・最小二乗法と実験式」, コロナ社 (1969)

Appendix B 原子数密度

B.1 燃 料 仕 様

B.2 单 位 格 子

B.3 原 子 数 密 度

B.3.1 燃 料

B.3.2 減 速 材

B.3.3 被 覆 材

B.3.4 ディッシュ部による密度減少

B.1 燃料仕様

Fuel	12.5 φ UO ₂	10 × 10PuO ₂ -UO ₂	7×7PuO ₂ -UO ₂	10.7 φ PuO ₂
Pellet dia. (mm)	12.50	8.58	10.7	10.71
Clad inner dia. (mm)	12.65	8.72	10.84	10.83
" outer dia. (mm)	14.17	9.98	12.24	12.23
" thickness (mm)	0.76	0.63	0.70	0.70
Pellet density (g/cm ³)	10.40	91.7% T.D.*	6.824**	10.41
Enrichment*** (%)	^{235}U 2596 w/o 2628 a/o ^{238}U 97404 w/o 97372 a/o	PuO_2 ++ 4.91 w/o UO_2 95.09 w/o	PuO_2 33.7 w/o UO_2 3.356 a/o UO_2 96.63 w/o PuO_2 96.644 a/o	^{235}U 2.588 w/o 2.620 a/o ^{238}U 97.412 w/o 97.380 a/o
Atomic mass	UO_2 270.613 (235.0439×0.02628 +238.0508×0.97372 + 16.0004×2.04)		PuO_2-UO_2 270.0675 (270.03×0.96644 +271.15×0.03356)	UO_2 269.972
Isotope ratio (w/o)	^{235}U 2.596 ^{238}U 97.404	^{234}U 0.0058+++ ^{235}U 0.713 ^{238}U 99.2812 ^{238}Pu 0.0454 ^{239}Pu 90.236 ^{240}Pu 8480 ^{241}Pu 1.151 ^{242}Pu 0.086	^{234}U 0.0058+++ ^{235}U 0.713 ^{238}U 99.2812 ^{238}Pu 0.01 ^{239}Pu 90.64 ^{240}Pu 8.46 ^{241}Pu 0.84 ^{242}Pu 0.05	^{235}U 2.588 ^{238}U 97.412

+++ 燃料検査成積書による。

+ AEC 指示値

++ 分析値の平均値 4.84 w/o と混合値の平均値 4.98 w/o の平均である。

$$*** \quad (a/o) = \frac{(w/o)_i / A_i}{\sum_i (w/o)_i / A_i}$$

* 各ロットの抜き取り平均を出し、それを使って 100 本の燃料の平均を出した。

$$** \quad (\rho_{M.o})_{T.D.} = 10.96 \times 0.9663 + 11.465 \times 0.0337 = 10.977 \quad (\text{g/cm}^3)$$

$$(\rho_{M.o})_{\text{eff}} = 10.977 \times 0.6217 = 6.824 \quad (\text{g/cm}^3)$$

B.2 単位格子

燃料棒 12.5ϕ -UO₂

Lattice pitch (mm)	18.49	19.56	21.50	22.93
H ₂ O/fuel volume ratio	1.501	1.833	2.482	2.999
Unit cell equivalent radius (cm)	1.0432	1.1036	1.2130	1.2937
A _f v/o in clad region		0.92587		

燃料棒 10×10 PuO₂-UO₂

Lattice pitch (mm)	14.73	15.80
H ₂ O/fuel volume ratio	2.399	2.964
Unit cell equivalent radius(cm)	0.8310	0.8914
A _f v/o in clad region		0.907
V _{fuel} / V _{cell}	0.2665	0.2317
V _{gap} / V _{cell}	0.0088	0.0076
V _{clad} / V _{cell}	0.0853	0.0742
V _{H₂O} / V _{cell}	0.6392	0.6867

燃料棒 7×7 PuO₂-UO₂

Lattice pitch (mm)	16.60	17.25	18.20	19.56
H ₂ O/fuel volume ratio	1.756	2.001	2.375	2.947
Unit cell equivalent radius(cm)	0.93655	0.97323	1.0268	1.1036
Z _r y in clad region		0.91464		
V _{fuel} / V _{cell}	0.3263	0.3022	0.2715	0.2350
V _{gap} / V _{cell}	0.0086	0.0080	0.0072	0.0062
V _{clad} / V _{cell}	0.0921	0.0853	0.0766	0.0663
V _{H₂O} / V _{cell}	0.5730	0.6046	0.6448	0.6925

燃料棒 10.7ϕ UO₂

Lattice pitch (mm)	16.60	17.25	18.20	19.56
H ₂ O/fuel volume ratio	1.755	1.999	2.373	2.943
Unit cell equivalent radius(cm)	0.93655	0.97323	1.0268	1.1036
A _f v/o in clad region		0.9146		

B.3 原子個数密度

原子量は「化学便覧」(日本化学会編, 丸善(1966))による。

B.3.1 燃 料

$1.2.5 \phi \text{ UO}_2$	$10 \times 10 \text{ PuO}_2 - \text{UO}_2^*$	$7 \times 7 \text{ PuO}_2 - \text{UO}_2$	$1.0.7 \phi \text{ UO}_2$
$\text{UO}_2 \frac{1.0.4.0}{2.7.0.6.1} \times 0.6.0.2.5$ $= 0.0.2.3.1.6$	$^{235}\text{U} 1.5.2.1 \times 10^{-4}$ $^{238}\text{U} 2.0.9.2 \times 10^{-2}$ $^{238}\text{Pu} 4.9.4.2 \times 10^{-7}$ $^{239}\text{Pu} 9.7.8.1 \times 10^{-4}$ $^{240}\text{Pu} 9.1.5.4 \times 10^{-5}$ $^{241}\text{Pu} 1.2.3.7 \times 10^{-5}$ $^{242}\text{Pu} 9.2.0.6 \times 10^{-7}$ $\text{O}_x 4.4.3.1 \times 10^{-2}$	$\text{PuO}_2 - \text{UO}_2 \frac{6.8.2.4}{2.7.0.0.7} \times 0.6.0.2.5$ $= 0.0.1.5.2.2$ $\text{Pu} 0.0.1.5.2.2 \times 0.0.3.3.5.6$ $= 0.0.0.0.5.1.0.8$ $^{238}\text{Pu} 5.1.3 \times 10^{-7}$ $^{239}\text{Pu} 4.6.3.2 \times 10^{-4}$ $^{240}\text{Pu} 4.3.0.5 \times 10^{-5}$ $^{241}\text{Pu} 4.2.5.7 \times 10^{-6}$ $^{242}\text{Pu} 2.5.2.3 \times 10^{-7}$ $\text{U} 0.0.1.5.2.2 \times 0.9.6.6.4.4$ $= 0.0.1.4.7.1$ $^{234}\text{U} 8.7 \times 10^{-7}$ $^{235}\text{U} 1.0.6.2 \times 10^{-4}$ $^{238}\text{U} 1.4.6.0 \times 10^{-2}$ $\text{O}_x 0.0.1.5.2.2 \times 2.0 (\%)$ $= 0.0.3.0.4.4$	UO_2 $0.0.2.3.2.3$ ^{235}U $0.0.0.6.0.8.6$ O_x $0.0.4.6.4.6$

* ディッシュ部による密度減少 ($f_d = 0.986$) を含む。(B.3.4 参照)

B.3.2 減速材

$$\text{H}_2\text{O} \quad 15^\circ\text{C}: \frac{0.9.9.9.1}{18.0.1.6} \times 0.6.0.2.5 \times 10^{-24} = 0.0.3.3.4.1 \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

(c.f. fig.B.1)

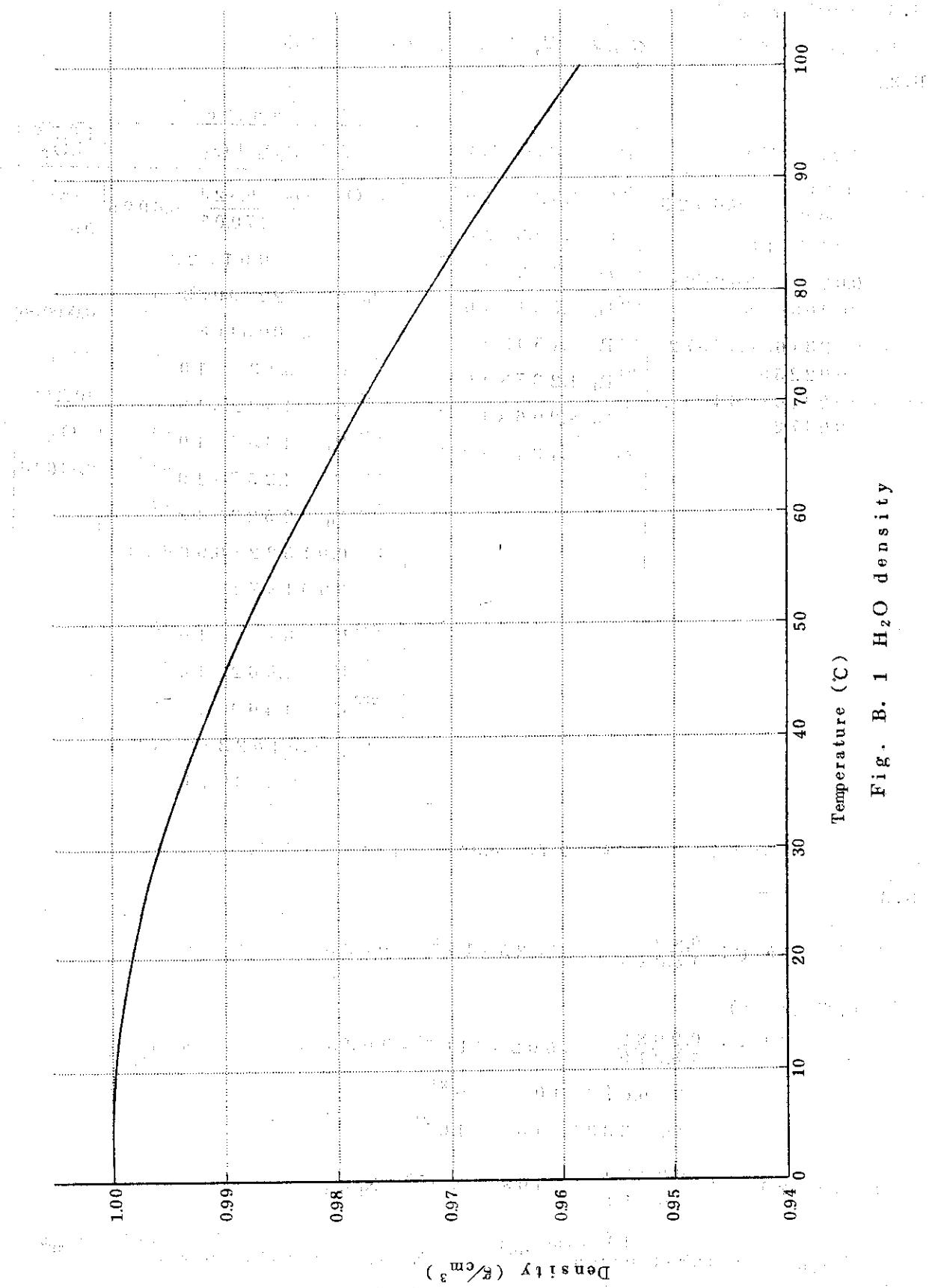
$$20^\circ\text{C}: \frac{0.9.9.8.2}{18.0.1.6} \times 0.6.0.2.5 \times 10^{-24} = 0.0.3.3.3.8 \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

$$H = 6.6.7.6 \times 10^{-2} \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

$$O_x = 3.3.3.8 \times 10^{-2} \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

$$\text{Boron} \quad 20^\circ\text{C}: \frac{0.6.0.2.5}{10.8.1.1} \times 0.9.9.8.2 \times 10^{-6} \times X_{\text{ppm}}$$

X_{ppm}	$\times 10^{24} \text{ atm/cm}^3$	X_{ppm}	$\times 10^{24} \text{ atm/cm}^3$
554.0	$3.0.8.2 \times 10^{-5}$	146.6	$8.1.5.5 \times 10^{-6}$
345.0	1.919	72.3.4	4.0.2.4
309.4	1.721		"

Fig. B. 1 H_2O density

B. 3.3 被覆材

(1) 燃料棒 : $1.25 \phi \text{UO}_2$ および $1.07 \phi \text{UO}_2$

$$A_1 : \frac{2.702}{26.98} \times 0.6025 \times 10^{-24} = 0.06034 \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

Clad 領域のギャップを考慮すると

$$1.25 \phi \text{UO}_2 ; 0.06034 \times 10^{-24} \times 0.92587 = 0.05587 \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

$$1.07 \phi \text{UO}_2 ; 0.06034 \times 10^{-24} \times 0.9146 = 0.05519 \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

(2) 燃料棒 : $10 \times 10 \text{ P}_{\text{u}}\text{O}_2-\text{UO}_2$

$$Z_{ry-4} : \frac{6.54}{91.77} \times 0.6025 \times 10^{-24} = 4.294 \times 10^{-2} \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

Clad 領域の gap を考慮すると

$$4.294 \times 10^{-2} \times 10^{-24} \times 0.907 = 3.894 \times 10^{-2} \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

$$Z_r : 3.8917 \times 10^{-2}, \text{Fe} : 1.4078 \times 10^{-4}, \text{Cr} : 8.2459 \times 10^{-5}$$

(3) 燃料棒 : $7 \times 7 \text{ P}_{\text{u}}\text{O}_2-\text{UO}_2$

$$Z_{ry-2} : \text{密度 } \rho_{Z_{ry-2}} = \frac{Z_r}{F_e} + \frac{S_n}{C_r} + \frac{N_i}{N_i} \\ = 6.53 \times 0.98221 + 5.75 \times 0.0148 \\ + 7.874 \times 0.00141 + 7.19 \times 0.00098 + 8.9 \times 0.0006 \\ = 6.52 \text{ g/cm}^3$$

$$\frac{6.52}{91.62} \times 0.6025 \times 10^{-24} = 4.288 \times 10^{-2} \times 10^{-24} \text{ atm/cm}^3$$

$$Z_r : 0.04288 \times 0.9836 = 0.04217 \times 10^{-24}$$

$$S_n : " \times 0.01142 = 0.0004896 "$$

$$F_e : " \times 0.002313 = 0.00009917 "$$

$$C_r : " \times 0.001730 = 0.00007418 "$$

$$N_i : " \times 0.000936 = 0.00004013 "$$

Clad 領域のギャップを考慮すると

$$Z_{ry-2} : 3.922 \times 10^{-2} \times 10^{-24}$$

$$Z_r : 0.03857 \times 10^{-24}$$

$$S_n : 0.0004478 "$$

$$F_e : 0.002116 "$$

$$C_r : 0.001582 "$$

$$N_i : 0.0008561 "$$

B. 3.4 ディッシュ部による密度減少

$10 \times 10 \text{ P}_{\text{u}}\text{O}_2-\text{UO}_2$ 燃料は dish pellet である。このディッシュ部による見かけの密度減少率は次式で与えられる。

$$\text{密度減少率 } f_d = \frac{\pi [R^2 \ell - \frac{d}{2} (D^2/4 + d^2/3)]}{\pi R^2 \ell}$$

$$\left. \begin{array}{l} \ell : \text{ペレット 1 個の平均長さ} \quad 0.954 \text{ cm} \\ r : \text{ペレット 1 個の平均半径} \quad 0.429 \text{ cm} \\ d : \text{ディッシュの平均深さ} \quad 0.0355 \text{ cm} \\ D : \text{ディッシュの平均直径} \quad 0.742 \text{ cm} \end{array} \right\} 100 \text{ 本の平均値}$$

$$\therefore f_d = 0.986$$

（注） f_d は、ペレットの平均長さとディッシュの平均直径との比

（注） f_d の値は、100 本のペレットの長さと直径の測定結果より算出された。

（注） f_d の値は、100 本のペレットの長さと直径の測定結果より算出された。