

JAERI-M
85-137

減速材密度低下に伴う燃料貯蔵施設の
臨界性の検討

1985年9月

大内 全*・内藤 倣孝

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka gun, Ibaraki ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日青工業株式会社

減速材密度低下に伴う燃料貯蔵施設の臨界性の検討

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

大内 全*・内藤 俣孝

(1985年8月7日受理)

軽水型発電用原子炉で使用する、又は使用された燃料を貯蔵する施設の臨界安全性について検討した。貯蔵する燃料集合体の間隔を大きくすることにより臨界安全性を確保しようとする考えがある。この方法の有効性を検証するために、集合体間隔と減速材密度をパラメータとして貯蔵施設の中性子実効増倍率を計算した。計算には臨界安全解析のために原研で開発された計算コードシステム JACS を用いた。軸方向の中性子漏洩を無視した場合には、燃料集合体間隔に無関係に最適な減速材とウランの比があり、しかも、その場合の中性子実効増倍率はほとんど同じ値を示すことが分かった。この理由について、炉物理的観点から検討を加えた。

* 北海道電力株式会社

Study on Criticality of Nuclear Fuel Storage Facility
under the Condition of Low Moderator Density

Tamotsu OHUCHI^{*}, Yoshitaka NAITO

Department of Fuel Safety Research
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received August 7, 1985)

Criticality safety of fresh or spent nuclear fuel storage for light water reactors was studied. An idea is proposed to keep subcriticality by enlarging distance between fuel assemblies in a storage facilities. To evaluate the effectiveness of the method, neutron multiplication factors in a storage facility were calculated as parameters of moderator density and pitch size of fuel assemblies with the computer code system JACS developed by JAERI for analyzing criticality safety. In the case of ignoring axial neutron leakage, optimum moderator to uranium ratio was obtained and the effective multiplication factors under the condition showed almost same values independently of pitch sizes of fuel assemblies. The above reason was discussed from the point of reactor physics.

Keyword: Criticality Safety, Nuclear Fuel Storage, Multiplication Factor,
Moderator Density, Pitch Size , Fuel Assemblies, Computer Code JACS

* The Hokkaido Electric Power Co. INC.

目 次

1. 序	1
2. 方 法	2
2.1 多群定数ライブラリーと中性子輸送計算コード	2
2.2 計算モデル	3
2.3 6因子公式の定義	3
3. 計算手法の検証	5
4. 結 果	6
4.1 燃料集合体間隔と実効増倍率の関係	6
4.2 減速材密度と実効増倍率の関係	6
4.3 H/Uと実効増倍率の関係	6
4.4 6因子公式と実効増倍率の関係	7
4.5 減速材密度と中性子束分布の関係	7
5. 結論及び考察	8
謝 辞	9
参考文献	9

Contents

1. Introduction	1
2. Methods	2
2.1 Nuclear group constants and neutron transport codes used	2
2.2 Calculation model	3
2.3 Definition of 6 factors formula	3
3. Verification of calculation method	5
4. Results	6
4.1 Distance between adjacent fuel assemblies vs. k_{eff}	6
4.2 Moderator density vs. k_{eff}	6
4.3 H/U vs. k_{eff}	6
4.4 6 factors formula vs. k_{eff}	7
4.5 Moderator density vs neutron flux distribution	7
5. Conclusion and Consideration	8
Acknowledgment	9
References	9

1. 序

核燃料物質は、製練、濃縮、加工、再処理等の核燃料サイクル内でその化学組成、形状が様々な変化していく。これら核燃料物質の貯蔵に際しては関連法令により、いかなる場合においても臨界に達するおそれがないようにしなければならないと定められている。このため、核燃料貯蔵施設では主として、核燃料物質の間隔を離すことにより臨界事故を防止する設計方針を採用している。

軽水炉用核燃料のうち新燃料は空气中に保管され、使用済燃料は崩壊熱の除去及び放射線による生体遮蔽をおこなうため水中に保管されている。これらについても、燃料集合体間隔を十分に離して貯蔵することにより、実効増倍率を小さく抑え、臨界事故を防止する設計がなされている。設計に於ける臨界評価では、計算上の不確かさを考慮する他、計算結果求まる実効増倍率が更に余裕を含むよう解析条件が設定される。具体的には、燃料濃縮度は使用済燃料に対しても、最大濃縮度の新燃料集合体が無限に配列されていると考えたり、新燃料貯蔵庫の場合でも水没状態を想定するようなことが行われている。即ち、現実的におこりうる最悪の状態を想定した設計が行われている。

しかしながら、何らかの原因により温度が上昇し、減速材密度が低下した場合や、極端な場合として、火災消火のための噴霧水が散布された場合のように減速材密度が希薄になったような場合についてはどうであろうか。減速材密度が低下すれば、水対ウラン比 (H/U) で与えられる最適減速状態に近づき、実効増倍率は上昇する場合も予想される。

本報告書は、沸騰水型発電用原子炉 (BWR) の燃料集合体貯蔵庫を考え、減速材密度と燃料集合体間隔をパラメータにして実効増倍率の計算を行い、炉物理的な考察を行ったものである。計算は核燃料施設の臨界安全評価計算システム JACS のうち、多群定数ライブラリー MGCL とモンテカルロ法多群中性子輸送コード KENO-4 を用いて行った。

2. 方 法

2.1 多群定数ライブラリーと中性子輸送計算コード

燃料貯蔵庫の実効増倍率及び中性子束分布は、モンテカルロ法多群中性子輸送コードKENO-4により算出する。KENO-4は多群中性子輸送方程式を空間的に近似することなく、そのまま解くことができる他、3次元の複雑な幾何形状を正確に取り扱える特徴をもっている。定数は原研で開発、整備された多群定数ライブラリMGCLを使用した。このMGCLはENDF/B-IVを処理することによりABBNセットと同様Bondarenkoタイプの中性子自己遮蔽因子を内蔵した構造となっている。微視的実効断面積は無限希釈面積と自己遮蔽因子を掛合わせることで求めることができる。

$$\sigma_{\text{eff}}^j = f(\sigma_0^j, T) \sigma_0^j \quad (2.1)$$

$$\sigma_0^j = \frac{1}{N^j} \left(\sum_{i \neq j} N^i \sigma_t^i + \frac{aG}{\ell} \right) \quad (2.2)$$

ここで T : 温度
 G : Daucof 修正因子
 ℓ : 燃料の平均弦長
 a : Bell 因子
 i, j : 核種に対する添字

巨視的断面積は、このようにして求められた微視的実効断面積に個数密度を掛合わせることでより求める。

$$\Sigma_{\text{eff}} = \sum_j N^j \sigma_{\text{eff}}^j \quad (2.3)$$

散乱カーネルは、弾性散乱、非弾性散乱及び(n, 2n)反応についてマトリックス構造として与えられており、弾性散乱の非等方性はLegendre展開係数として与えられている。

MGCLは137群構造のものがマスター・ライブラリとなっており、任意の群数へ縮約することができる。この計算には、計算機の記憶容量を減らす必要から26群構造のMGCLを使用した。計算の流れはFig.1に示すように、ENDF/B-IVを処理する計算システムMGCL-ACEにより26群構造のMGCLを作成する。次に、計算体系の幾何形状、原子個数密度を入力として、MAILコードによりKENO用のライブラリーを作成する。このライブラリーを用いてKENO-4により、燃料貯蔵庫の実効増倍率や中性子束分布を計算する。MGCLの群構造をTable 1に示す。

2.2 計算モデル

計算に使用する燃料は軽水臨界集合体TCA (Tank-type Critical Assembly)の UO_2 燃料である。この燃料棒が 7×7 の燃料集合体にまとめられていることを想定したモデルを考えた。この燃料集合体に於る燃料棒間隔は室温状態で最適減速状態となる1.956 cmである。

燃料棒の諸元をTable 2に、又原子個数密度をTable 3に示す。燃料棒の形状についてはFig. 2に示す。

燃料貯蔵庫では燃料貯蔵ラック内に燃料集合体が収納されており、燃料集合体同士は臨界にならないようある間隔をおいて配列されている。Fig. 3には計算で想定する燃料集合体貯蔵ラックを示す。燃料集合体はこの図で示す燃料貯蔵ラックの中心におかれ、このようなラックが無限に配列されている状態を考える。無限に配列されている状態は実際の有限個の配列に比較し、大きな実効増倍率を与えることになる。計算では、燃料貯蔵ラックを構成している物質は無視し、燃料集合体と集合体間を満す軽水のみを考える。

計算に使用するパラメータは減速材密度と燃料集合体間隔である。最初に燃料有効長は無限大との仮定のもとに計算を行い、4因子公式に基づく考察を加える。

次に、上下方向への中性子の洩れを考慮したより現実的なモデルを考える。この場合の燃料棒有効長は、実際のTCA UO_2 燃料の有効長144.1 cmである。上下方向には燃料棒有効長と同じ144.1 cmの厚みをもった水反射体を考える。この計算は燃料集合体間隔の一番大きなケースに付いて行い、6因子公式に基づく考察を加える。

燃料集合体間隔に関する計算ケースを以下に示す。

- (1) 単位セル計算
- (2) Case 1. 隣接燃料集合体間に2ピッチ(3.9 cm)分の間隔がある場合
- (3) Case 2. 隣接燃料集合体間に6ピッチ(11.7 cm)分の間隔がある場合
- (4) Case 3. 隣接燃料集合体間に14ピッチ(27.4 cm)分の間隔がある場合
- (5) Case 4. Case 3.に付いて、上下方向の中性子の洩れを考えた場合(燃料棒有効長144.1 cm, 上下方向反射体厚み144.1 cm)

2.3 6因子公式の定義

KENO-4では、体系内の核分裂、吸収、洩れ量を計算し、実効増倍率を次式で与える。

$$K_{eff} = \frac{F}{A+L} = \epsilon \eta f p P_t P_f \quad (2.4)$$

ここで F : 核分裂量
A : 吸収量
L : 洩れ量

計算結果を6因子公式による炉物理的な観点からの考察をおこなうため、(2.4)式を以下のように変形し、6因子公式を定義する。

$$\begin{aligned}
K_{\text{eff}} &= \frac{F}{A+L} = \frac{F}{A} \frac{1}{1+L/A} \\
&= \frac{\int_{\text{th}} \nu \Sigma_f \phi \, dE + \int_{\text{fast}} \nu \Sigma_f \phi \, dE}{\int_{\text{th}} \Sigma_a \phi \, dE + \int_{\text{fast}} \Sigma_a \phi \, dE} \cdot \frac{1}{1+L/A} \\
&= \frac{\int_{\text{th}} \nu \Sigma_f \phi \, dE}{\int_{\text{th}} \Sigma_a \phi \, dE} \times \frac{\int_{\text{th}} \Sigma_a \phi \, dE}{\int_{\text{th}} \Sigma_a \phi \, dE + \int_{\text{fast}} \Sigma_a \phi \, dE} \times \left(1 + \frac{\int_{\text{fast}} \nu \Sigma_f \phi \, dE}{\int_{\text{th}} \nu \Sigma_f \phi \, dE} \right) \\
&\times \frac{1}{1+L/A} \tag{2.5}
\end{aligned}$$

ここで th : 熱群に於る積分範囲

fast : 高速群に於る積分範囲

を示す。ここで、熱群と高速群を分割するエネルギーは0.47 eVに選択した。(2.5)式より、6因子は夫々次のように与えられる。

$$\eta_f = \frac{\int_{\text{th}} \nu \Sigma_f \phi \, dE}{\int_{\text{th}} \Sigma_a \phi \, dE} \tag{2.6}$$

$$P = \frac{\int_{\text{th}} \Sigma_a \phi \, dE}{\int_{\text{th}} \Sigma_a \phi \, dE + \int_{\text{fast}} \Sigma_a \phi \, dE} \tag{2.7}$$

$$\epsilon = 1 + \frac{\int_{\text{fast}} \nu \Sigma_f \phi \, dE}{\int_{\text{th}} \nu \Sigma_f \phi \, dE} \tag{2.8}$$

$$P_f P_t = \frac{1}{1+L/A} \tag{2.9}$$

但し、 η : 再生率
 f : 熱中性子利用率
 P : 共鳴を逃れる確率
 ϵ : 高速核分裂効果
 P_f : 高速群での洩れない確率
 P_t : 熱群での洩れない確率

3. 計算手法の検証

臨界評価のための計算システム JACS を構成している MGCL と KENO-4 の検証のために、多くの検証計算やベンチマーク計算が行われた。これらは ANISN-JR 等、他コードとの比較や軽水臨界集合体 (TCA) でおこなった臨界実験についての解析をおこなうことによりなされた。

TCA は燃料棒、燃料棒の位置を支えるグリッド板及び炉心タンク (直径 1.83 m, 高さ 2.08 m) 等から構成されている。TCA の断面図を Fig.4 に示す。

TCA では炉心タンク内に燃料棒格子が作られ、炉底から給水し水位レベルを上げる事により反応度が添加される。従って、臨界量は臨界水位を測定することにより決められる。

燃料棒は Fig.2 に示す 2.6 W/O 濃縮 UO_2 燃料及び 3.0 W/O の PuO_2 と天然ウラン UO_2 の混合燃料である。燃料棒格子セルに於る燃料に対する減速材体積比は UO_2 燃料では 1.50 から 3.00, $PuO_2 - UO_2$ 燃料では 2.42 から 5.55 である。この燃料棒格子は燃料に対する減速材体積比及び燃料棒タイプにより名前が付けられている。例えば、1.50 U は燃料に対する減速材体積比 1.50 の UO_2 燃料格子を表わす。又 2.42 Pu は燃料に対する減速材体積比 2.42 の $PuO_2 - UO_2$ 燃料格子を表わす。燃料格子名を Table 4 に示す。格子パターンの代表例を Fig.5 に示す。

Fig.6 に MGCL と KENO-4 による TCA 臨界実験の解析結果を示す。 UO_2 及び $PuO_2 - UO_2$ 格子に対する平均実効増倍率は夫々 0.9927 及び 0.9941 であった。この結果、計算値は実験値よりも 0.7% $\Delta K/K$ 程小さくなることが示された。又 CELLCAL コードシステムと 3 次元拡散コード ADC により TCA の計算がおこなわれた。CELLCAL コードシステムは ANISN-JR によりセル平均拡散定数を算出するものである。KENO-4 と ANISN-ADC (CELLCAL - Diffusion) による計算結果を Table 5 に示す。この表から、CELLCAL - Diffusion と KENO-4 による計算結果は良く一致をしていることが示された。

Table 6 には TCA 格子セルに対する ANISN-JR と KENO-4 による実効増倍率の計算結果を示す。両者は良く一致していることがわかる。

4. 計 算 結 果

4.1 燃料集合体間隔と実効増倍率の関係

減速材密度 1.0 の場合、即ち純水による水没状態に於る燃料貯蔵庫の実効増倍率を燃料集合体間隔をパラメータとして計算した結果を Fig. 7 に示す。この図から、燃料集合体間隔を上げてゆけば、燃料貯蔵庫の実効増倍率は漸次低下し、11 ピッチ分、約 20 cm くらいになると一定になることがわかる。これはある距離以上に集合体間隔を離しても、中間にある水のため、隣接した集合体間で中性子をやりとりすることがなくなり、核的に隔離された状態となるためである。このような状態下では、集合体間隔をあまり離しても意味がなく、適切な距離をおくことにより、十分未臨界を保てることを示している。

又、Fig. 7 には Fig. 3 に示す燃料集合体貯蔵ラックモデルでの状態を Case 1 ~ 3 までの矢印で示してある。この図から、Case 1 ~ 3 までの状態は燃料集合体間の距離を変化させた場合の実効増倍率変化に対応する代表的な状態を選択したものであることが分かる。

4.2 減速材密度と実効増倍率の関係

単位セル計算及び Case 1 ~ 4 の夫々につき、減速材密度をパラメータとした時の実効増倍率の変化を Fig. 8 に示す。単位セルでの計算結果では減速材密度の減少に伴って実効増倍率は単調に減少してゆくが、燃料集合体がある距離だけ離れている Case 2 以下では減速材密度の減少に伴い実効増倍率は極大値をもつことが分かる。さらに、この極大値は燃料集合体間隔が大きくなればなる程、減速材密度のより小さなところに現われ、しかも、その最大値のピークはより鋭くなっていることが分かる。又、Case 4 は Case 3 の体系について、上下方向への中性子の洩れを考慮した場合であるが、減速材密度の低下に従い中性子の洩れが大きくなり、実効増倍率の最大値は Case 3 の場合に比較し、かなり小さくなることがわかる。Case 4 は現実的な燃料集合体及び燃料貯蔵庫を模擬したものであり、この場合には減速材密度のいかなる場合にも臨界未満が保たれていることが分かる。

4.3 H/U と実効増倍率の関係

単位セル計算及び Case 1 から Case 3 までの各計算では燃料の有効長を無限大と仮定しているが、これら無限体系の場合について、減速材密度変化に対応した減速材に含まれる水素原子とウラン原子の原子個数比 (H/U) に着目し、実効増倍率の変化を整理してみると Fig. 9 のようになる。ここで、水素原子個数は燃料集合体間及び燃料棒セルに含まれる減速材中の全てに含まれるものを合計したものである。この図から、実効増倍率は H/U に対して 1 個の極大値をもつことが分かる。

4.4 6 因子公式と実効増倍率の関係

無限体系での計算結果は4因子公式で、Case 4のような有限体系では6因子公式により結果を整理することができる。このうち(2.6)及び(2.9)式に示すように熱中性子利用率 f と再生率 η を掛合わせてひとまとめにして取扱う。同様に高速群での洩れない確率 P_f と熱群での洩れない確率 P_t もまとめて取扱う。単位セル計算及びCase 1からCase 4までの各計算結果をFig. 10からFig. 14に示す。

各Caseとも減速材密度の低下に従い、高速核分裂効果 ϵ 及び熱中性子利用率 f と再生率 η との積 $f\eta$ は増加していき、逆に共鳴を逃れる確率 P は減少していく様子がわかる。特に減速材密度が極端に希薄になると共鳴を逃れる確率は殆んど0となり、核分裂の大部分は高速中性子により引き起こされることになる。これら4因子の変化はCase毎にその様子が変わってくる。これは、燃料集合体間に存在する減速材の量に依存する。減速材密度の低下に伴い、各因子とも、燃料集合体間隔が大きい程その変化はゆるやかで、減速材密度が希薄になると急激に変化していく様子がわかる。この結果、実効増倍率ピークの出現する減速材密度は燃料集合体間隔が大きい程、減速材密度のより小さなところに現われることになる。さて、燃料集合体間に最も多量の減速材が存在するCase 3の場合にはFig. 13に示すように様子が少し異なってくる。それは減速材密度低下に伴う実効増倍率の極大値が現われる以前に極小値が現われることである。これはFig. 7に示すように、減速材密度が1.0の時には、燃料集合体同士は中間に存在する厚い水の層に遮ぎられて、核的に隔離された状態にある。この状態から減速材密度を減少させていくと、中性子の移動面積 $(I+L^2)$ が大きくなり、中間の水領域に吸収される中性子が増え、熱中性子利用率は一時減少することになる。更に減速材密度が低下してくると、中間の減速材領域に出て行った中性子は隣接した燃料集合体での燃料に吸収される割合が増加し、熱中性子利用率は上昇に転ずることになる。即ち、核的に隔離された状態から、燃料集合体同士は、中性子をやりとりし、相互の核分裂に寄与するようになる。このような状態になると、実効増倍率は急激に上昇に転ずることになる。その後、更に減速材密度が低下すると、引き続き熱中性子利用率は上昇するが、共鳴を逃れる確率も急激に減少する一方、高速核分裂効果は急激に増大する。この間に実効増倍率の最大値が現われることになる。

中性子の上下方向への洩れを考慮したCase 4では、Fig. 14に示すように、減速材密度減少に伴う4因子及び実効増倍率の変化の様子はCase 3の無限体系での場合とほぼ同様である。しかしながら、減速材密度を更に低下させていくと、上下方向への反射体を透過し外部へ洩れてゆく中性子が急激に増加し、体系から洩れない確率 P_t 、 P_f は急激に減少することになる。この結果、実効増倍率のピーク値は、無限体系を考えた場合のCase 3に比較して、かなり小さくなる。

4.5 減速材密度と中性子束分布の関係

最後に、減速材密度変化に伴う中性子束分布の挙動を考えるため、燃料集合体間隔の一番大きなCase 3について減速材密度を変化させて、燃料集合体及び集合体間減速材領域での中性子束分布を考える。Fig. 15に結果を示す。この図から、減速材密度が1.0の時には、燃料集合体中

間領域の中央付近での中性子束分布は殆んど0となり、燃料集合体同士は核的に隔離された状態におかれていることがわかる。減速材密度が漸次減少してくると、中間の水領域での中性子束分布が増大してくるが、時に、減速材密度が0.01程度にまで減少すると、燃料集合体間の減速機領域での中性子束分布はほぼ平坦になることがわかる。即ち、減速材密度が希薄になると中性子の減速や吸収は殆んど燃料領域でのみ行われることになる。

Fig. 18のCase 3では、減速材密度を減少させていくと、0.5付近まで実効増倍率は漸次低下していったことが分かる。これは、減速材密度が0.5付近までは、燃料集合体間の減速材は反射体としての役割を果しており、燃料集合体内で発生した中性子は殆んど隣接した燃料集合体に到達する前に中間の水に吸収されてしまう。このように燃料集合体が核的に隔離された状態で減速材密度を減少させていくと燃料集合体から離れたところで水に吸収される中性子割合が増えることになる。この為、主として熱中性子利用率が減少し一時的に実効増倍率が減少することになる。

更に減速材密度を減少させていくと、燃料集合体内で発生した中性子は隣接した燃料集合体に到達するようになり、隣接した燃料集合体での核分裂にも寄与するようになる。従って、今度は熱中性子利用率は上昇し、実効増倍率は上昇することになる。

5. 結 論 と 考 察

燃料集合体間隔と減速材密度をパラメタとして、実効増倍率の変化をモンテカルロ法コードKENO-4により計算した結果、減速材密度の小さなところに、極大値が現われることが示された。そして、この極大値は燃料集合体間隔を広げれば減速材密度のより小さなところに出現し、しかも、より鋭いピークとして現われることが示された。この結果をH/Uの関係で整理すると、集合体間隔に関係なく最適H/Uが定まり対応する実効増倍率は種々の集合体間隔で同じ値を示すことが分かった。

さて、実際の核燃料貯蔵施設では、純水冠水状態に着目し、臨界未満をある余裕を持って維持するため、燃料集合体間隔を十分に拡げておくという設設計方針が採用されている。臨界事故を防止するという観点から、純水冠水状態に着目する事自体には現実的矛盾がないものと思われる。というのは、燃料貯蔵施設全体が、消火水による噴霧や雪、霧等により最適減速状態となる確率はかなり低いものと考えられる。又、燃料貯蔵庫内の冷却水温度が異常に上昇し、その為減速材密度が減少して最適減速状態に近づくような確率も非常に小さいものと思われる。しかしながら、不測の事態に対応するため核燃料貯蔵施設の実効増倍率は十分に余裕を持つ必要がある。

Case 4では、燃料集合体上下方向に、燃料有効長(1.44 m)と同じ厚みの水の反射体を考え、中性子の洩れを考慮した場合について解析したものである。この場合には最適減速状態になっても臨界未満が維持されている。このように、最適減速状態下でも臨界未満が維持されていることが示されるならば、核燃料施設の臨界安全性は万全となろう。

従って、現実的な反射体条件、構造材による中性子吸収等を考慮し、最適減速状態下でも余裕を持って臨界未満となるような核燃料貯蔵施設の設計が望ましい。

間領域の中央付近での中性子束分布は殆んど0となり、燃料集合体同士は核的に隔離された状態におかれていることがわかる。減速材密度が漸次減少してくると、中間の水領域での中性子束分布が増大してくるが、時に、減速材密度が0.01程度にまで減少すると、燃料集合体間の減速機領域での中性子束分布はほぼ平坦になることがわかる。即ち、減速材密度が希薄になると中性子の減速や吸収は殆んど燃料領域でのみ行われることになる。

Fig. 18のCase 3では、減速材密度を減少させていくと、0.5付近まで実効増倍率は漸次低下していったことが分かる。これは、減速材密度が0.5付近までは、燃料集合体間の減速材は反射体としての役割を果しており、燃料集合体内で発生した中性子は殆んど隣接した燃料集合体に到達する前に中間の水に吸収されてしまう。このように燃料集合体が核的に隔離された状態で減速材密度を減少させていくと燃料集合体から離れたところで水に吸収される中性子割合が増えることになる。この為、主として熱中性子利用率が減少し一時的に実効増倍率が減少することになる。

更に減速材密度を減少させていくと、燃料集合体内で発生した中性子は隣接した燃料集合体に到達するようになり、隣接した燃料集合体での核分裂にも寄与するようになる。従って、今度は熱中性子利用率は上昇し、実効増倍率は上昇することになる。

5. 結 論 と 考 察

燃料集合体間隔と減速材密度をパラメタとして、実効増倍率の変化をモンテカルロ法コードKENO-4により計算した結果、減速材密度の小さなところに、極大値が現われることが示された。そして、この極大値は燃料集合体間隔を広げれば減速材密度のより小さなところに出現し、しかも、より鋭いピークとして現われることが示された。この結果をH/Uの関係で整理すると、集合体間隔に関係なく最適H/Uが定まり対応する実効増倍率は種々の集合体間隔で同じ値を示すことが分かった。

さて、実際の核燃料貯蔵施設では、純水冠水状態に着目し、臨界未満をある余裕を持って維持するため、燃料集合体間隔を十分に拡げておくという設設計方針が採用されている。臨界事故を防止するという観点から、純水冠水状態に着目する事自体には現実的矛盾がないものと思われる。というのは、燃料貯蔵施設全体が、消火水による噴霧や雪、霧等により最適減速状態となる確率はかなり低いものと考えられる。又、燃料貯蔵庫内の冷却水温度が異常に上昇し、その為減速材密度が減少して最適減速状態に近づくような確率も非常に小さいものと思われる。しかしながら、不測の事態に対応するため核燃料貯蔵施設の実効増倍率は十分に余裕を持つ必要がある。

Case 4では、燃料集合体上下方向に、燃料有効長(1.44 m)と同じ厚みの水の反射体を考え、中性子の洩れを考慮した場合について解析したものである。この場合には最適減速状態になっても臨界未満が維持されている。このように、最適減速状態下でも臨界未満が維持されていることが示されるならば、核燃料施設の臨界安全性は万全となろう。

従って、現実的な反射体条件、構造材による中性子吸収等を考慮し、最適減速状態下でも余裕を持って臨界未満となるような核燃料貯蔵施設の設計が望ましい。

謝 辞

このレポートを作成するに当り、北陸電力(株) 高田 保 氏 に御協力を戴いた他、燃料安全工学部の 小林岩夫 氏 をはじめ臨界安全研究室の皆様方の貴重な御助言と御協力を戴きましたので、厚く感謝いたします。

参考文献

1. Y. NAITO et al., to be published
2. H. Tsuruta et al., "Critical Sizes of Light water Moderated UO_2 and PuO_2-UO_2 Lattices" (JAERI-1254, 1977)
3. L. M. Petries, N. F. Cross, "KENO-IV, An Improved Monte Carlo Criticality Program", ORNL-4938, Oak Ridge National Laboratory (Nov. 1975)
4. 野村 靖, 片倉純一, 小室雄一, 他 "KENO-IVコードベンチマーク計算" シリーズ (JAERI-M 9025, 1980 他)
5. Y. NAITO et al., "MGCL PROCESSOR: A computer code system for processing multi-group constants library MGCL" (JAERI-M, 9396, 1981)
6. I. I. BONDARENKO et al., "Group Constants for Nuclear Reactor Calculations," Consultants Bureau, New York (1964)

謝 辞

このレポートを作成するに当り、北陸電力㈱ 高田 保 氏 に御協力を戴いた他、燃料安全工学部の 小林岩夫 氏 をはじめ臨界安全研究室の皆様方の貴重な御助言と御協力を戴きましたので、厚く感謝いたします。

参考文献

1. Y. NAITO et al., to be published
2. H. Tsuruta et al., "Critical Sizes of Light water Moderated UO_2 and PuO_2-UO_2 Lattices" (JAERI-1254, 1977)
3. L. M. Petries, N. F. Cross, "KENO-IV, An Improved Monte Carlo Criticality Program", ORNL-4938, Oak Ridge National Laboratory (Nov. 1975)
4. 野村 靖, 片倉純一, 小室雄一, 他 "KENO-IVコードベンチマーク計算" シリーズ (JAERI-M 9025, 1980 他)
5. Y. NAITO et al., "MGCL PROCESSOR: A computer code system for processing multi-group constants library MGCL" (JAERI-M, 9396, 1981)
6. I. I. BONDARENKO et al., "Group Constants for Nuclear Reactor Calculations," Consultants Bureau, New York (1964)

Table 1 Energy Structure of MGCL 137 and MGCL 26

Group NO.		Upper Energy Boundary	Leenergy width ΔU	Group NO.		Upper Energy Boundary	Leenergy width ΔU
26 Gr.	137Gr			26 Gr.	137 Gr		
1	1	16.487 Mev	0.125	4	38	161.63 Kev	0.125
	2	14550	0.125		39	14264	0.125
	3	12840	0.125		40	12588	0.125
	4	11331	0.125		41	111.09	0.125
	5	10.000	0.125		42	98037	0.125
	6	8825	0.125		43	86517	0.125
	7	7.788	0.125		44	76351	0.125
	8	68729	0.125		45	67379	0.125
	9	6.0653	0.125		46	59462	0.125
	10	5.3526	0.125		5	47	52475
2	11	4.7237	0.125	48		46309	0.125
	12	4.1686	0.125	49		40868	0.125
	13	3.6788	0.125	50		36066	0.125
	14	3.2465	0.125	51		31828	0.125
	15	2.8650	0.125	52		28088	0.125
	16	2.5284	0.125	53		24788	0.125
	17	2.2313	0.125	54		21875	0.125
	18	1.9691	0.125	55	19305	0.125	
	19	1.7377	0.125	56	17.036	0.125	
	20	1.5335	0.125	6	57	15.034	0.25
	21	1.3533	0.125		58	11.709	0.25
	22	1.1943	0.125		59	9.1188	0.25
23	1.0540	0.125	60		7.1017	0.25	
3	24	930.14 Kev	0.125	7	61	5.5308	0.25
	25	82085	0.125		62	4.3075	0.25
	26	72440	0.125		63	3.3546	0.25
	27	63928	0.125		64	2.6126	0.25
	28	564.16	0.125		65	2.0347	0.25
	29	497.87	0.125		66	1.5846	0.25
	30	439.37	0.125		67	1.2341	0.25
	31	387.74	0.125		68	961.12 ev	0.25
	32	342.18	0.125		69	748.52	0.25
	33	301.97	0.125		8	70	582.95
	34	266.49	0.125	71		454.00	0.25
	35	235.18	0.125	72		353.58	0.25
	36	207.54	0.125	73		275.36	0.25
	4	37	183.16	0.125		74	214.45

Table 1 Energy Structure of MGCL 137 and MGCL 26 (Continued)

Group NO.		Upper Energy Boundary	Lethergy width ΔU
26 Gr.	137 Gr.		
8	75	167.02 ev	0.25
9	76	130.07	0.25
	77	101.30	0.25
	78	78.993	0.25
	79	61.442	0.25
	80	47.851	0.25
	81	37.267	0.25
10	82	29.023	0.25
	83	22.603	0.25
	84	17.603	0.25
	85	13.710	0.25
	86	10.677	0.25
	87	8.3153	0.25
11	88	6.4760	0.25
	89	5.0435	0.25
	90	3.9279	0.25
	91	3.0590	0.25
	92	2.3824	0.25
12	93	1.8554	0.125
	94	1.6374	0.125
	95	1.4450	0.125
13	96	1.2752	0.125
	97	1.1254	0.125
	98	0.99312	0.125
14	99	0.87642	0.125
	100	0.77344	0.125
15	101	0.68256	0.125
	102	0.60236	0.125
	103	0.53158	0.125
	104	0.46912	0.125
16	105	0.41399	270 m/sec
	106	0.38925	270
	107	0.36528	270
17	108	0.34206	270
	109	0.31961	270

Group NO.		Upper Energy Boundary	Lethergy width ΔU
26 Gr.	137 Gr.		
17	110	0.29792 ev	270 m/sec
18	111	0.27699	270
	112	0.25683	270
	113	0.23742	270
19	114	0.21871	270
	115	0.20090	270
	116	0.18378	270
20	117	0.16743	270
	118	0.15183	270
	119	0.13700	270
21	120	0.12293	270
	121	0.10962	270
	122	0.09708	270
22	123	0.085295	270
	124	0.074274	270
	125	0.064015	270
23	126	0.054518	270
	127	0.045783	270
	128	0.037811	270
24	129	0.030600	270
	130	0.024152	270
	131	0.018465	270
25	132	0.013541	270
	133	0.009379	270
	134	0.005979	270
26	135	0.003341	270
	136	0.001466	270
	137	0.000352	270
		0.000033	270

Table 2 Fuel specification of TCA

	UO ₂	PuO ₂ -UO ₂
<i>Fuel</i>		
Enrichment, w/o	2.596, ²³⁵ U	3.01 ± 0.05, $\frac{\text{PuO}_2}{(\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)}$
Isotope ratio, w/o		
Uranium		Natural
²³⁵ U	2.596	
²³⁸ U	97.404	
Plutonium		
²³⁹ Pu	—	0.494 (1971-8-19)*
²⁴⁰ Pu	—	68.18 (1971-8-19)
²⁴¹ Pu	—	22.02 (1971-8-19)
²⁴² Pu	—	7.26 (1971-8-19)
²⁴³ Pu	—	2.04 (1971-8-19)
Americium		
²⁴¹ Am	—	530 ppm (1971-8-16) in PuO ₂
Impurity content	—	0.90 ^{+0.09} -0.12 ppm equivalent boron concentration in PuO ₂ -UO ₂
O/M	2.04	2.07
Pellet		
Fabrication method	Sintered	Mechanically blended and pre-sintered
Diameter, mm	12.50	10.65
Density, g/cm ³	10.40	6.056 ± 0.076
Stack length, mm	1441.5 ± 3	706 ± 3
Cladding		
Material	Al	Zircaloy-2
Inner diameter, mm	12.65	10.83 ± 0.06
Thickness, mm	0.76	0.70 ± 0.07

* Date of assaying.

Table 3.1 Atomic number densities

Region	Material	Atomic number density at 20°C (× 10 ²⁴ atoms/cm ³)	
		2.6 w/o UO ₂	3.0 w/o PuO ₂ -UO ₂
Fuel	²³⁸ U	—	7.436 × 10 ⁻⁷
	²³⁵ U	6.086 × 10 ⁻⁴	9.393 × 10 ⁻⁵
	²³⁴ U	2.255 × 10 ⁻³	1.295 × 10 ⁻³
	²³⁹ Pu	—	2.000 × 10 ⁻⁶
	²⁴⁰ Pu	—	2.749 × 10 ⁻⁴
	²⁴¹ Pu	—	8.843 × 10 ⁻⁵
	²⁴² Pu	—	2.903 × 10 ⁻⁵ *)
	²⁴³ Pu	—	8.124 × 10 ⁻⁶
	²⁴¹ Am	—	2.121 × 10 ⁻⁷ *)
	O	4.725 × 10 ⁻³	2.784 × 10 ⁻³
Cladding (with air gap)	Aluminium	5.587 × 10 ⁻³	—
	Zircaloy-2	—	3.840 × 10 ⁻³
Moderator	H ₂ O	3.338 × 10 ⁻³	
	B		
	72 ppm	4.024 × 10 ⁻⁶	
	147. "	8.155 × 10 ⁻⁶	
	345 "	1.919 × 10 ⁻⁵	
	554 "	3.082 × 10 ⁻⁶	

*) Date of assaying; on 1971-3-16.

Table 3.2 Atomic number densities of ^{241}Pu and ^{241}Am as a function of time

Date	Elapsed time (days)	Atomic number density ($\times 10^{24}$ atoms/cm 3)	
		^{241}Pu	^{241}Am
1971-8-19	0	2.903×10^{-5}	2.121×10^{-7}
1972-4-1	226	2.819	1.059×10^{-6}
1973-4-1	591	2.687	2.374
1974-4-1	956	2.562	3.629
1975-4-1	1321	2.442	4.824
1976-4-1	1686	2.328	5.964
1977-4-1	2051	2.219	7.051

Table 4 Name of TCA Lattice

Lattice name	H/U or H/Pu	Lattice pitch (cm)
1.50U	4.33	1.849
1.83U	5.28	1.956
2.48U	7.16	2.150
3.00U	8.65	2.293
2.42PU	402	1.825
2.98PU	494	1.956
4.24PU	703	2.225
5.55PU	921	2.474

Table 5 Comparison of effective multiplication factors in TCA Lattices calculated by ANISN-ADC with those by KEWO-4

Pattern	Fuel Rod Array	Critical Water Level(cm)	ANISN-JR ADC K_{eff}	KENO-4 K_{eff}
Lattice Name 1.50 U				
18	19 × 19	99.45	0.99334	0.99463 ± 0.00463
24	22 × 22	53.23	0.99543	0.99450 ± 0.00401
29	25 × 25	40.89	0.99473	0.98707 ± 0.00390
Average K_{eff}			0.99450	0.99207 ± 0.00418
Lattice Name 1.83 U				
3	14 × 24	85.36	0.99224	0.98910 ± 0.00416
6	15 × 19	139.72	0.99205	0.99062 ± 0.00421
18	19 × 19	60.38	0.99387	0.99738 ± 0.00544
Average K_{eff}			0.99272	0.99237 ± 0.00460
Lattice Name 2.48 U				
11	16 × 16	78.67	0.99107	0.99057 ± 0.00429
13	17 × 17	59.96	0.99150	0.98829 ± 0.00422
18	19 × 19	44.55	0.99160	0.99030 ± 0.00422
Average K_{eff}			0.99139	0.98972 ± 0.00424
Lattice Name 3.00 U				
5	16 × 16	90.75	0.99034	0.98783 ± 0.00435
13	17 × 17	52.87	0.99128	0.98311 ± 0.00375
18	19 × 19	41.54	0.99125	0.99319 ± 0.00392
Average K_{eff}			0.99096	0.98804 ± 0.00401
Average K_{eff} of UO ₂ System			0.99239	0.99055 to 12 cases 0.99265 to 40 cases

Table 5 (Continued)

Pattern	Fuel Rod Array	Date	Critical Water Level(cm)	ANISN-JR ADC K_{eff}	KENO-4 K_{eff}
Lattice Name 2.42 Pu					
26	23 × 23	72-6-7	59.55	0.99271	0.99699 ± 0.00438
26	23 × 23	75-5-16	66.46	0.99494	0.99302 ± 0.00408
28	24 × 24	72-6-7	53.30	0.99220	0.99635 ± 0.00445
28	24 × 24	74-5-14	56.68	0.99429	0.99346 ± 0.00419
28	24 × 24	75-5-16	58.36	0.99429	1.00145 ± 0.00445
Average K_{eff}				0.99369	0.99625 ± 0.00431
Lattice Name 2.98 Pu					
21	20 × 21	72-5-18	67.10	0.99361	0.98949 ± 0.00390
22	21 × 21	72-5-18	61.50	0.99249	0.99847 ± 0.00419
22	21 × 21	73-5-22	64.39	0.99400	0.98760 ± 0.00424
22	21 × 21	74-5-28	66.87	0.99460	0.99403 ± 0.00416
23	21 × 22	72-5-18	57.38	0.99206	0.98698 ± 0.00377
23	21 × 22	75-5-21	63.88	0.99461	0.99417 ± 0.00439
26	23 × 23	74-5-28	51.94	0.99378	0.99538 ± 0.00419
28	24 × 24	75-5-21	48.68	0.99363	0.99445 ± 0.00436
Average K_{eff}				0.99360	0.99257 ± 0.00415

Pattern	Fuel Rod Array	Date	Critical Water Level(cm)	ANISN-JR ADC K_{eff}	KENO-4 K_{eff}
Lattice Name 4.24 Pu					
20	20 × 20	72-4-13	60.32	0.99332	0.99182 ± 0.00405
20	20 × 20	75-5-28	68.18	0.99607	0.99635 ± 0.00445
22	21 × 21	75-5-28	59.05	0.99576	0.99634 ± 0.00411
24	22 × 22	74-6-6	51.74	0.99512	0.99219 ± 0.00404
28	24 × 24	75-5-28	45.62	0.99493	0.99931 ± 0.00421
Average K_{eff}				0.99504	0.99520 ± 0.00417
Lattice Name 5.55 Pu					
22	21 × 21	72-4-28	62.05	0.99532	0.99246 ± 0.00374
23	21 × 22	72-4-26	58.73	0.99494	0.98709 ± 0.00388
23	21 × 22	73-6-6	61.10	0.99601	0.99709 ± 0.00368
24	22 × 22	73-6-6	58.08	0.99593	0.99620 ± 0.00391
Average K_{eff}				0.99555	0.99321 ± 0.00380
Average K_{eff} of PuO ₂ System				0.99430	0.99412

Table 6 Comparison of infinite multiplication factors in TCA cells calculated by ANISN-JR with those by KENO-4

K_{∞}

	ANISN - JR	KENO - IV
1.50 U	1.3554	1.3541 ± 0.00306
1.83 U	1.3703	1.3699 ± 0.00274
2.48 U	1.3695	1.3651 ± 0.00275
3.00 U	1.3540	1.3438 ± 0.00293

K_{∞} in 1972

	ANISN - JR	KENO - IV
2.42 Pu	1.3542	1.3505 ± 0.00297
2.98 Pu	1.3481	1.3511 ± 0.00310
4.24 Pu	1.3046	1.3081 ± 0.00275
5.55 Pu	1.2469	

K_{∞} in 1973

	ANISN - JR	KENO - IV
2.42 Pu	1.3499	1.3531 ± 0.00318
2.98 Pu	1.3439	1.3441 ± 0.00307
4.24 Pu	1.3005	1.3041 ± 0.00269
5.55 Pu	1.2430	

K_{∞} in 1974

	ANISN - JR	KENO - IV
2.42 Pu	1.3435	
2.98 Pu	1.3398	1.3402 ± 0.00290
4.24 Pu	1.2966	1.3018 ± 0.00298
5.55 Pu	1.2392	

K_{∞} in 1975

	ANISN - JR	KENO - IV
2.42 Pu	1.3419	1.3479 ± 0.00313
2.98 Pu	1.3360	1.3358 ± 0.00293
4.24 Pu	1.2929	1.2979 ± 0.00268
5.55 Pu	1.2356	

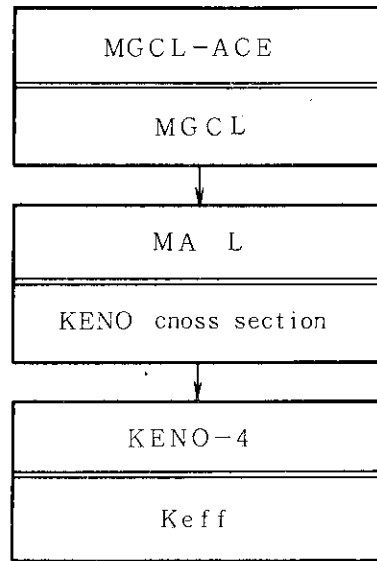


Fig.1 Flow diagram for KENO Calculation

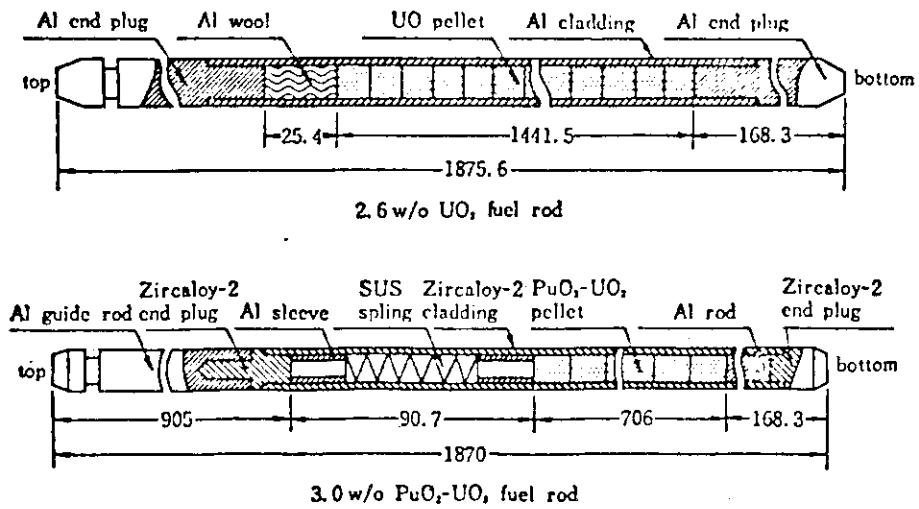
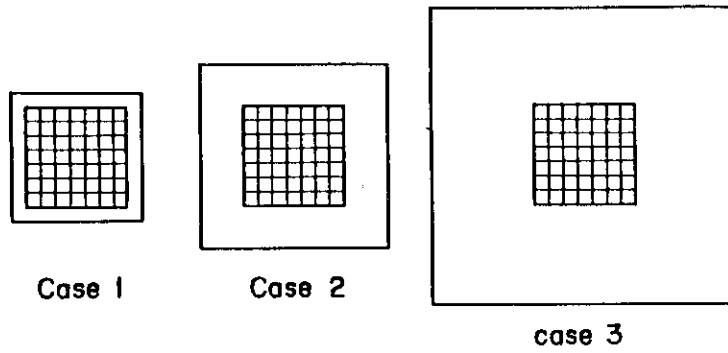


Fig. 2 The fuel specification of TCA



The lengths of one side of squares are $9 \times P$ for case 1, $13 \times P$ for case 2, $21 \times P$ for case 3, respectively, Where P represents fuel pitch, in these cases, $P = 1.956$ cm

Fig. 3 Configuration of fuel rods and surrounding water in a square fuel storage rack

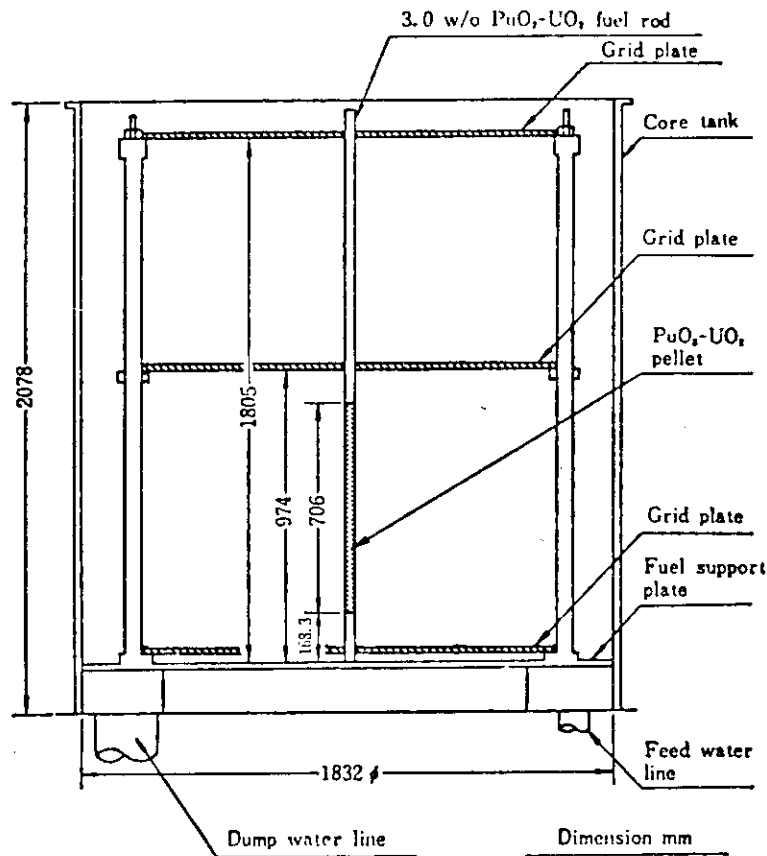


Fig. 4 The vertical cross sectional view of TCA

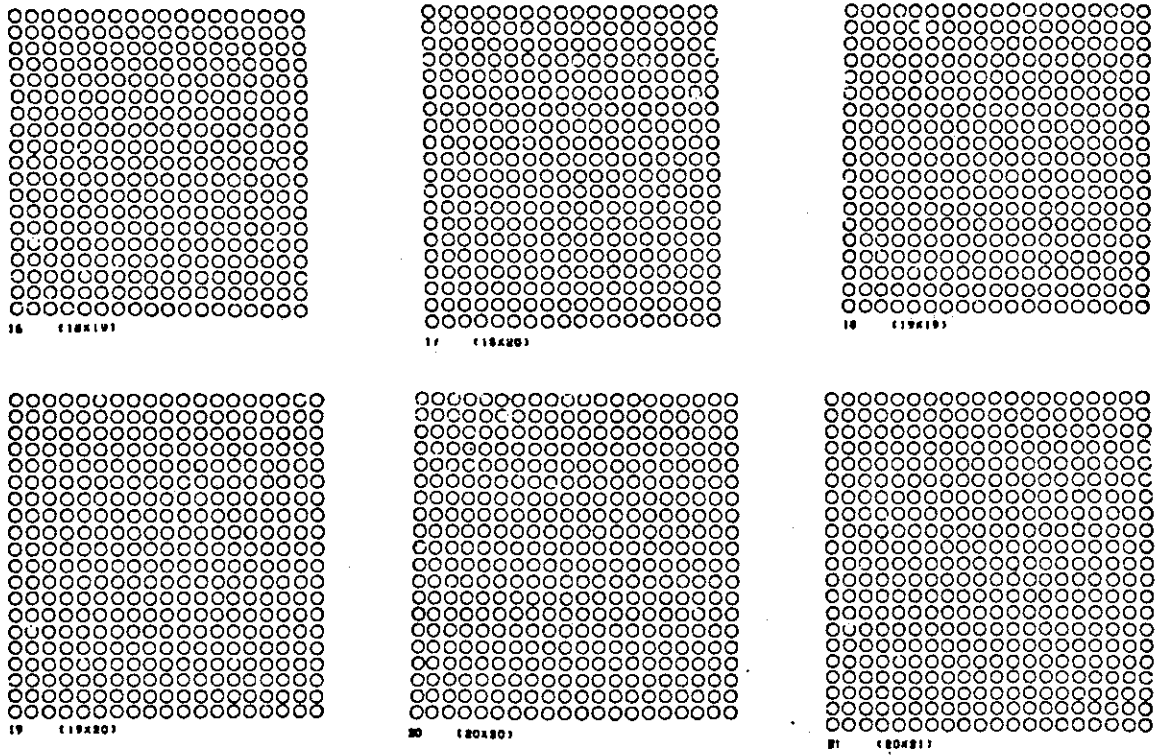


Fig. 5 Some examples of pattern of lattice configuration

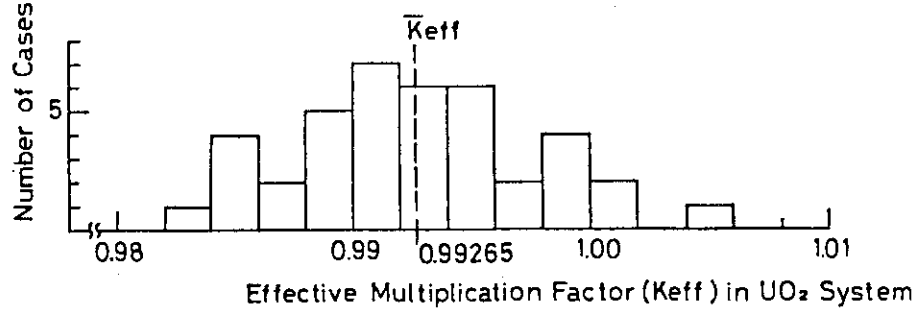
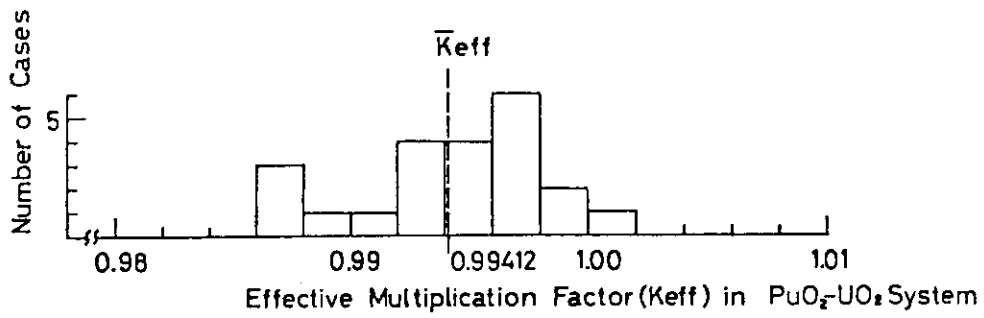


Fig. 6 Histograms of the number of cases in PuO_2-UO_2 and UO_2 systems

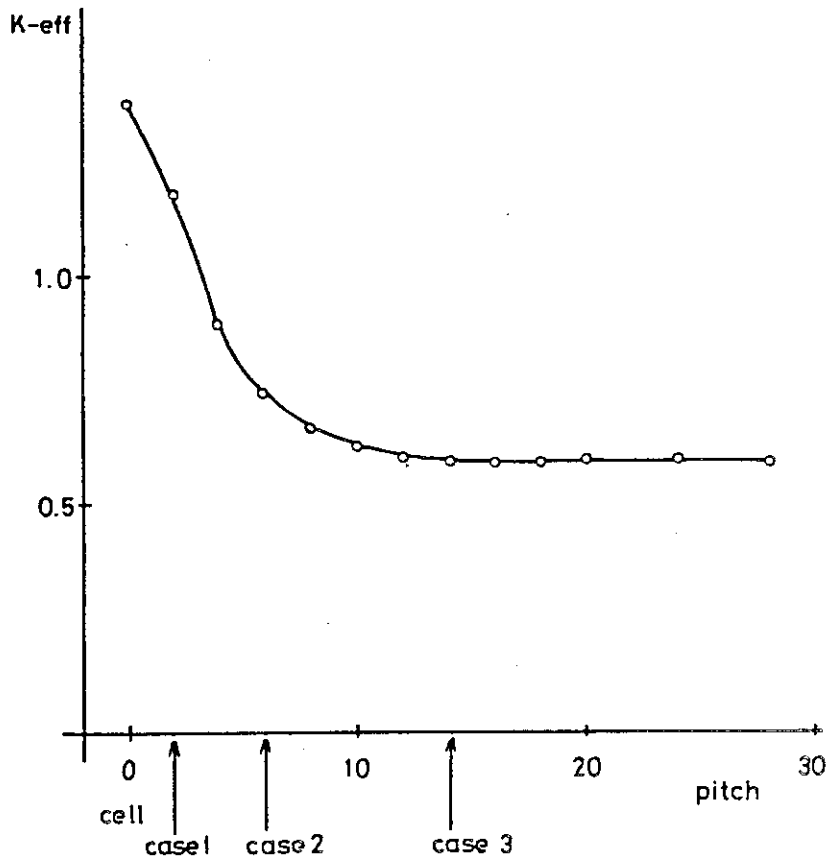


Fig. 7 K_{eff} vs. distance between adjacent fuel assemblies

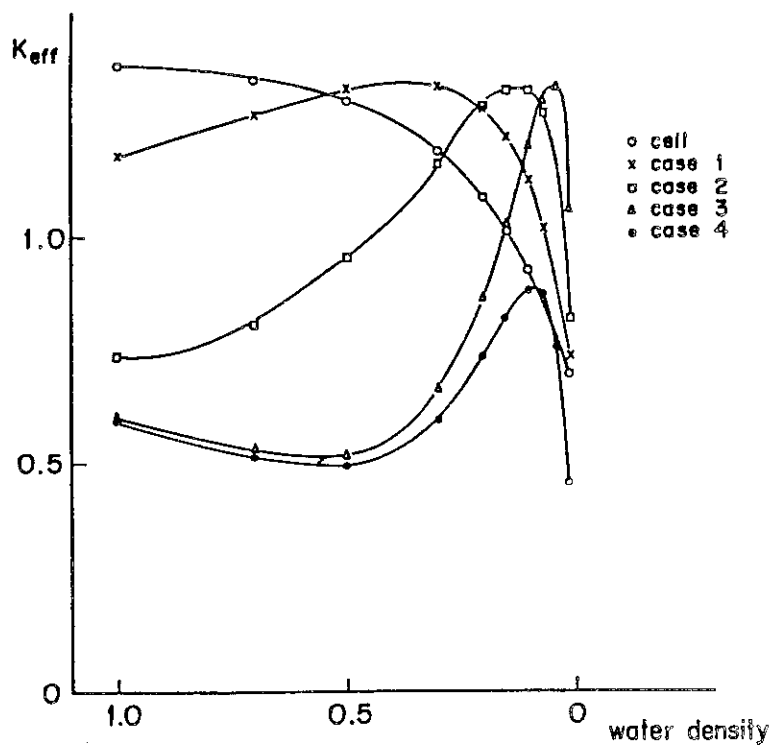


Fig. 8 K_{eff} vs. water density

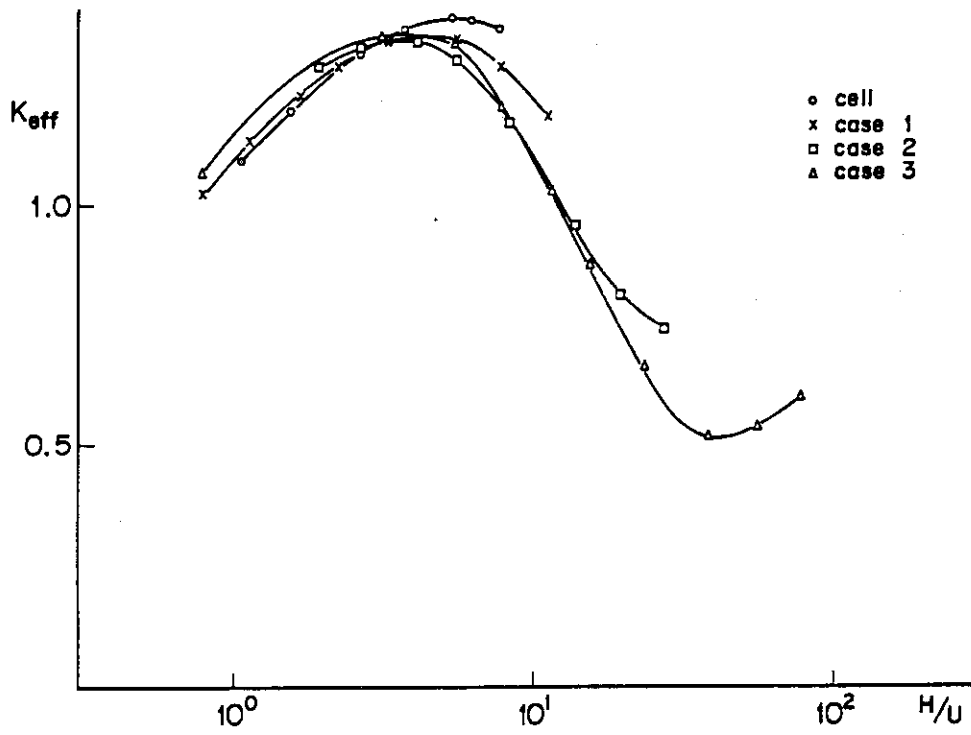


Fig. 9 K-eff vs. H/U

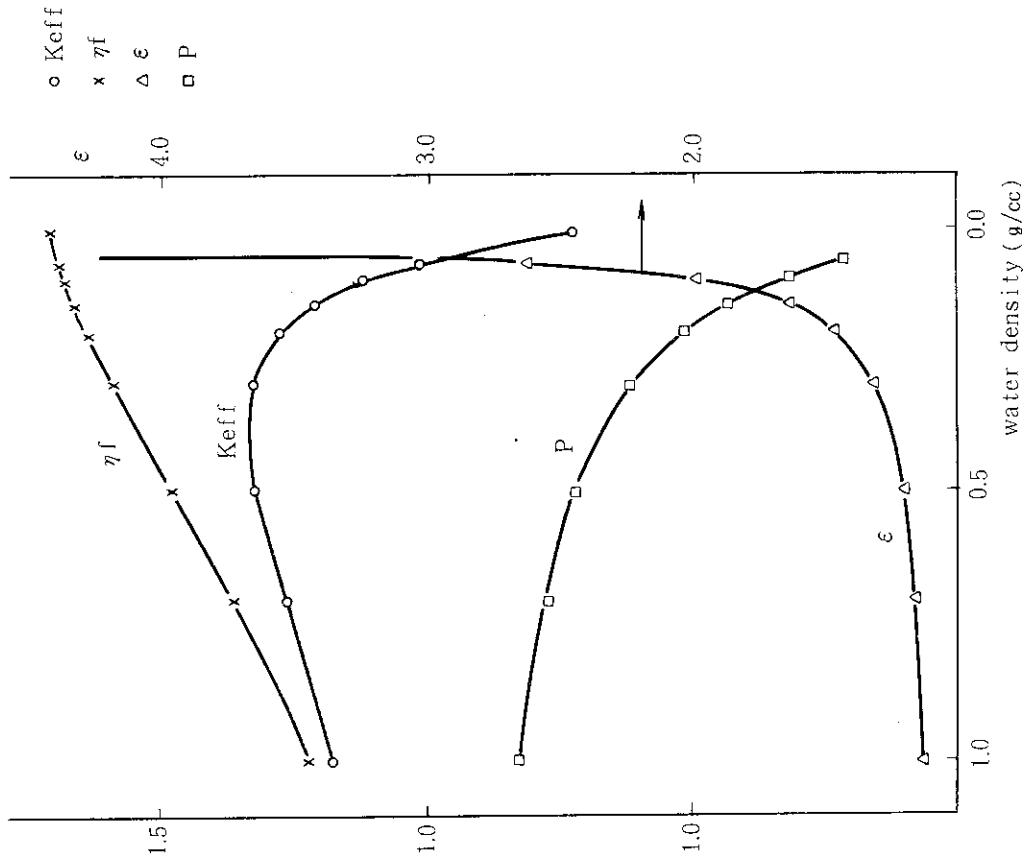


Fig.11 Four factors vs. water density for case 1

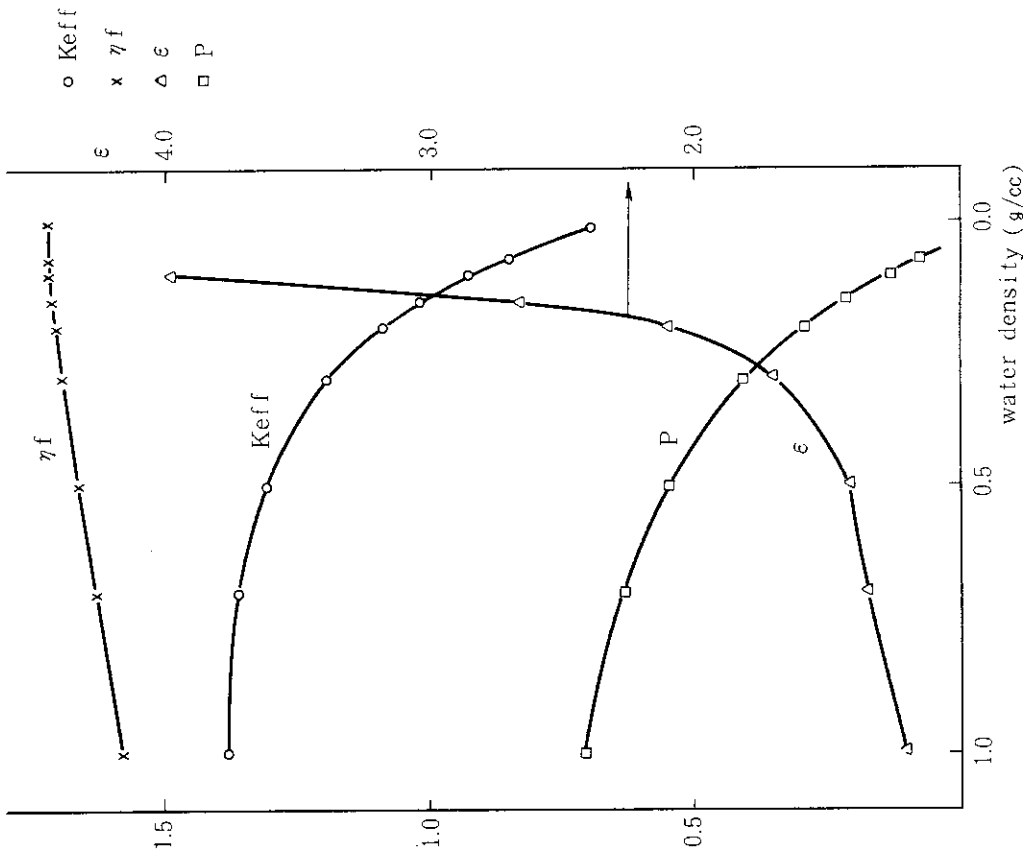


Fig.10 Four factors vs. water density for cell calculation

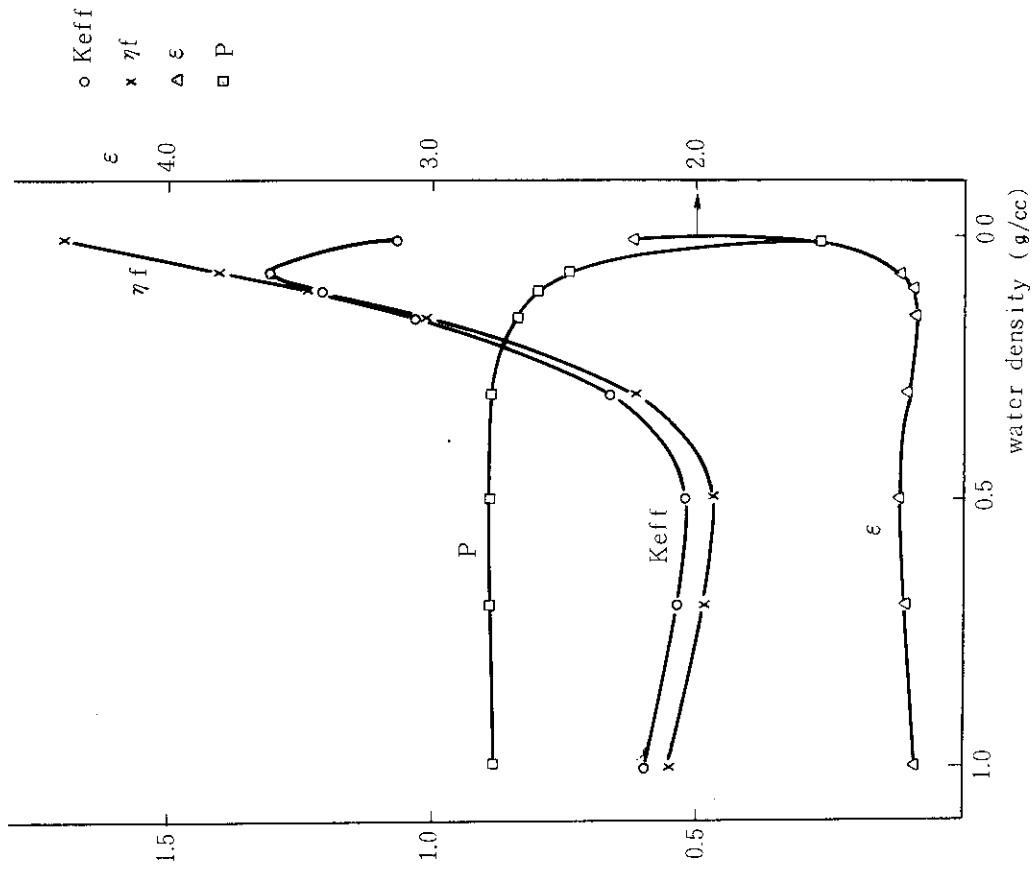


Fig.13 Four factors vs. water density for case 3

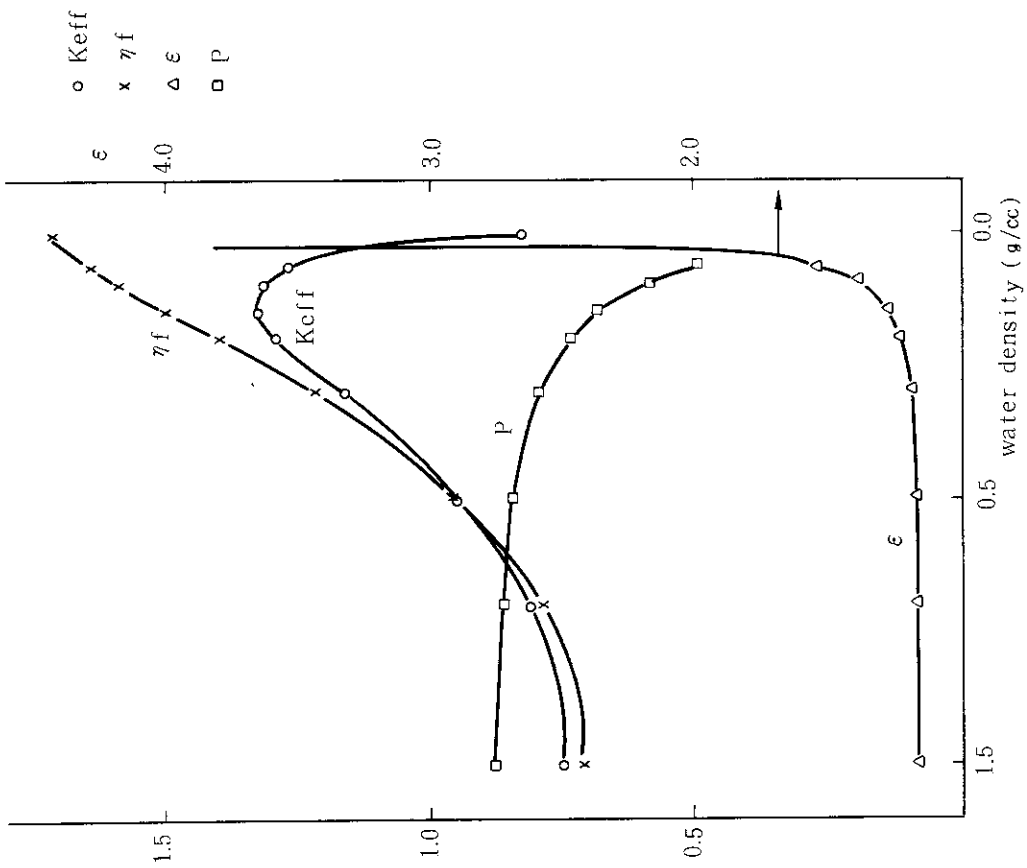


Fig.12 Four factors vs. water density for case 2

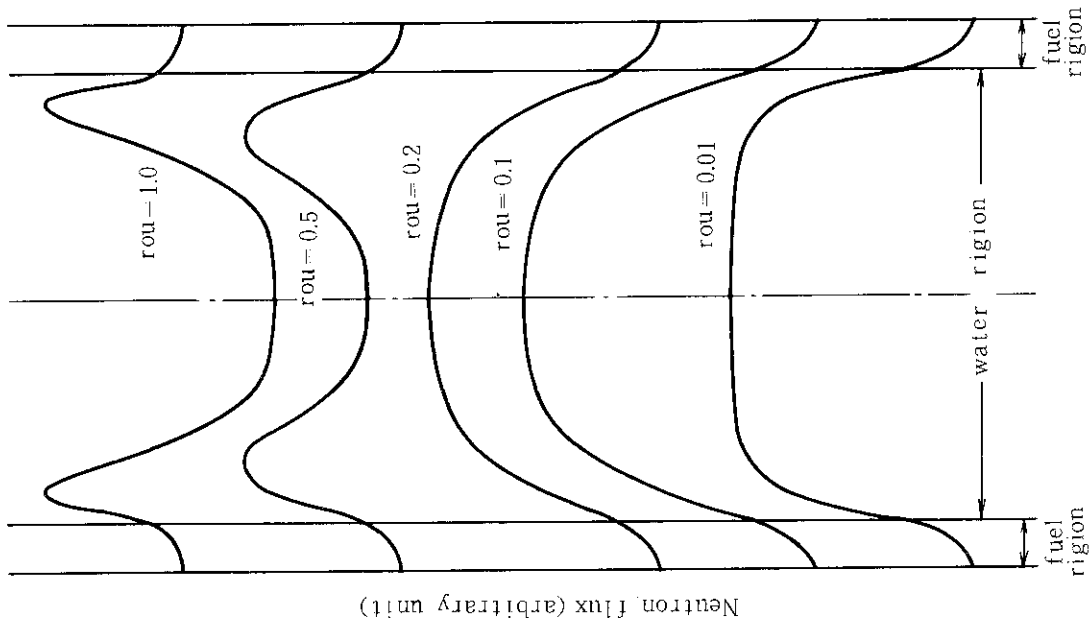


Fig. 15 Neutron flux distribution vs. water density (ρ_w)

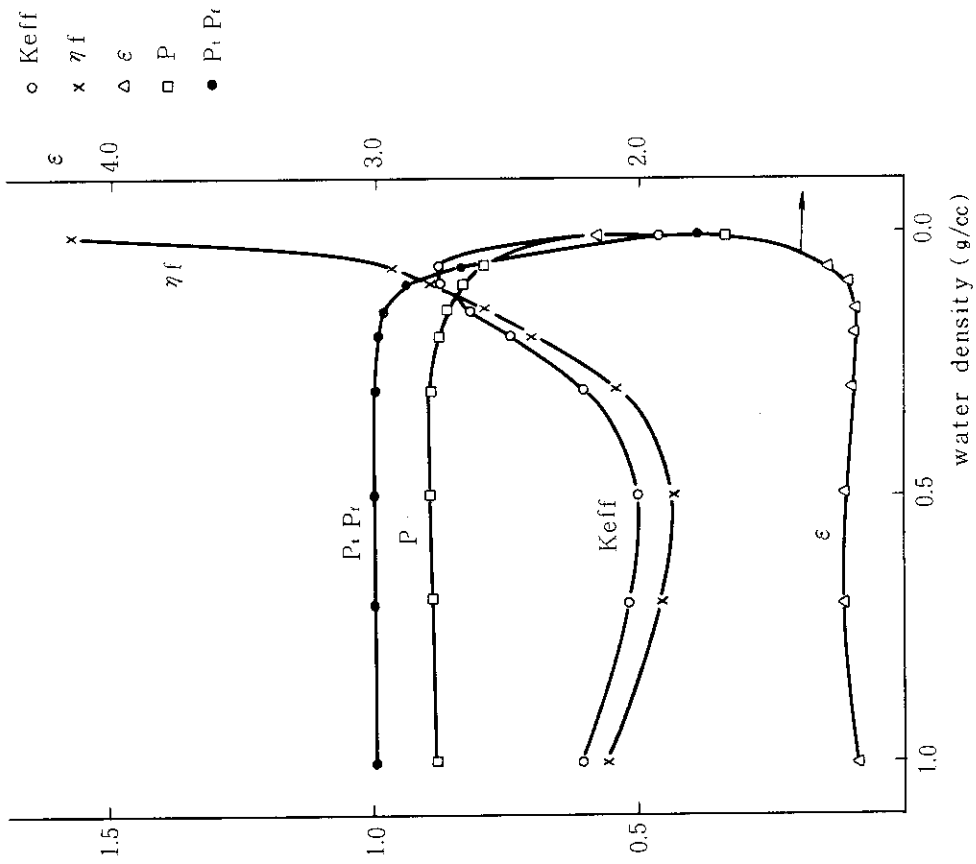


Fig. 14 Six factors vs. water density for case 4