

JAERI-M
90-109

高転換軽水炉の核特性解析法の研究

1990年7月

秋江 拓志・奥村 啓介・高野 秀機・石黒 幸雄

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公開している研究報告書です。
入手の問合わせは、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, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 ニッセイエプロ株式会社

高転換軽水炉の核特性解析法の研究

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

秋江 拓志・奥村 啓介・高野 秀機・石黒 幸雄

(1990年6月14日受理)

高転換軽水炉(HCLWR)の概念成立性の検討に必要なとされる精度を持った核計算手法を確立するために、高転換軽水炉の核特性解析法の研究を行った。ここでは特に、共鳴エネルギー領域の取り扱いと減速材ボイド反応度特性の評価および燃焼特性の把握に重点を置いた。また、実験解析やベンチマーク計算により、計算手法とデータの信頼性も評価した。これらの結果は、原研の熱中性子炉設計解析コードシステムSRACに反映され、精度の高い核計算コードとして改良された。

Studies of Neutronics Calculation
of High Conversion Light Water Reactor

Hiroshi AKIE, Keisuke OKUMURA, Hideki TAKANO
and Yukio ISHIGURO

Department of Reactor Engineering
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 14, 1990)

The studies of data and methods have been made to enhance reliability for neutronics calculation of high conversion light water reactor (HCLWR). Treatments of heavy resonant nuclides and fission products in the calculation of resonance absorption and in burnup calculation have been mainly investigated. The purpose of the investigations is to accurately predict important nuclear characteristics such as coolant void reactivity and burnup reactivity swing. At the same time, experimental analysis and benchmark calculation have also been performed to test the accuracy of data and methods. The JAERI standard code system for thermal reactor design and analysis, SRAC, has been improved on the basis of the present studies.

Keywords: Neutronics Calculation, High Conversion Light Water Reactor, Resonance Treatments, Void Reactivity, Burnup Calculation, Experimental Analysis, Benchmark Calculation, SRAC System

目 次

1. まえがき	1
2. 共鳴領域における計算手法の検討とボイド反応度特性評価	5
2.1 実効共鳴断面積計算法の比較	6
2.2 低エネルギー領域における共鳴の取扱い	10
2.2.1 Pu-240の1.06eV共鳴	10
2.2.2 Pu-242の2.67eV共鳴	11
3. 燃焼特性解析	15
3.1 高アクチナイドの影響	16
3.2 核分裂生成核種の取扱い	17
3.2.1 燃焼チェーンモデルの検討	17
3.2.2 核分裂生成核種の共鳴自己遮蔽効果	21
3.2.3 ガス状核分裂生成核種の放出効果	24
4. 核データの不確かさの検討	25
4.1 U-238の非弾性散乱断面積とPu-239の核分裂断面積	25
4.2 U-238の共鳴パラメータ	28
4.3 高アクチナイド核種と核分裂生成核種の核データ	30
4.4 JENDL-3ライブラリによる予測精度の検討	32
5. PROTEUS実験解析	34
5.1 PROTEUS実験炉心の概要	34
5.2 実験解析結果	34
6. NEACRPベンチマーク計算	39
6.1 ベンチマーク問題	39
6.2 ベンチマーク計算結果の概要	39
6.3 専門家会合の結論	42
6.4 第二期ベンチマーク計算の現状	43
7. SRACコードとデータ・ライブラリの改良	45
8. まとめ	47
謝辞	47
参考文献	48

Contents

1. Introduction	1
2. Resonance Treatment and Void Reactivity Calculation	5
2.1 Calculation Methods of Effective Cross Section	6
2.2 Treatment of Resonances at eV Energy Range	10
2.2.1 1.06eV Resonance of Pu-240	10
2.2.2 2.67eV Resonance of Pu-242	11
3. Calculation of Burnup Characteristics	15
3.1 Effect of Higher Actinides	16
3.2 Fission Products Treatment	17
3.2.1 Burnup Chanin Models	17
3.2.2 Resonance Self Shielding Effect	21
3.2.3 Fission Gas Release	24
4. Investigations on Nuclear Data Uncertainty	25
4.1 U-238 Inelastic Scattering and Pu-239 Fission Cross Section	25
4.2 U-238 Resonance Parameters	28
4.3 Minor Actinides and Fission Products	30
4.4 Prediction Accuracy with JENDL-3 Nuclear Data	32
5. Experimental Analysis of PROTEUS Cores	34
5.1 Test Lattices of PROTEUS Phase I Experiment	34
5.2 Experimental Analysis	34
6. NEACRP Benchmark Calculations	39
6.1 Benchmark Specifications	39
6.2 Results of the Benchmark	39
6.3 Conclusions of the Specialists' Meeting	42
6.4 Benchmark Calculation of the 2nd Phase	43
7. Improvements of the SRAC Code and Its Data Library	45
8. Conclusions	47
Acknowledgement	47
References	48

1. ま え が き

高転換軽水炉は、現用軽水炉の転換比を大きく高めプルトニウム利用とウラン資源の節約を図ろうとする原子炉である。この高転換軽水炉は既存軽水炉技術の延長線上にあり、炉心部以外は原則として軽水炉のプラントを可能な限りそのまま利用する事を前提としている。従って、軽水炉と比較しての高転換軽水炉の際だった特徴は主として炉心部燃料格子に見られる。即ち、減速材/燃料体積比(V_m/V_f)が軽水炉に比べて半分程度にまで減少した稠密な格子を用いていること、及び大量のプルトニウム燃料を使用することの2点である。これらは高転換軽水炉に以下の様な特有の炉物理的性質をもたらす。

- 中性子スペクトルの硬化

格子の稠密化のため減速材の割合が減少し、さらにプルトニウム同位体の0.3~3eVの共鳴により低エネルギーの中性子が吸収されるために、軽水炉で見られた顕著な熱中性子スペクトルは消滅する。しかし、高速増殖炉に比べると低エネルギー側に長く裾を引いた、特有の形をしている(Fig. 1.1)。従って、高転換軽水炉は軽水炉とも高速炉とも異なるこれまでに経験のない”中速中性子スペクトル”を持つ。

- 共鳴領域の反応の増加

中性子スペクトルの硬化により、Fig. 1.2に見られるように共鳴領域の反応が重要性を増す。これはU-238の共鳴吸収の増加による転換比の向上とも直接関係している。また、熱エネルギー領域の重要性の減少とそれに伴う高富化度プルトニウム燃料の利用は、軽水炉に比べて減速材ボイド反応度特性が悪化するという問題点をもたらす。

- 燃焼反応度損失の低下

転換比が高いため実効増倍率の燃焼変化率が軽水炉に比べて小さい(Table 1.1)。そのためこの表からわかるように相対的に核分裂生成核種の寄与が増加する。さらに、プルトニウムからアメリシウムやキュリウムといった高アクチナイド核種が相当量生成され、ウラン燃料軽水炉では重視されていなかったこれらの核種が燃焼特性へ大きな影響を及ぼす。

以上の様な炉物理的な特徴から、高転換軽水炉の炉物理解析上の大きな問題点は主に共鳴領域の取扱いとそれに関連しての減速材ボイド特性の評価、および燃焼特性の把握にあることがわかる。従って高転換軽水炉の炉物理の研究にあたってはこれらの点に重点をおいて、主として原研の熱中性子炉標準設計解析コード・システムSRAC¹⁾を改良しつつ進められた。また、実験解析やベンチマーク計算を行うことによって計算手法及びデータの信頼性も評価された。本文では解析手法とデータに関する検討の結果を次の順にまとめる。

a) 共鳴の取扱い—減速材ボイド反応度特性評価

共鳴領域の反応率を正確に予測するためには、各核種の共鳴レベルにおける反応を正確に把握しなければならない。U-238、Pu-239といった重要核種だけではなく、Pu-240やPu-242の低エネルギー領域の共鳴やさらにマイナーな核種(核分裂生成核種など)の共鳴も、取扱いによってボイド反応度特性等の核特性に大きな影響を及ぼす。

b) 燃焼特性の把握

高転換軽水炉は燃焼に伴う反応度変化が軽水炉と比べて小さい。そのため取り出し燃焼度や燃焼サイクル期間を評価するうえで、軽水炉以上に燃焼特性解析について高い精度が要求される。特に核分裂生成物や高アクチナイドについて、その中で重要性の高い核種と、それらの核種が燃焼性能へ及ぼす影響の大きさを把握しておく必要がある。

c) 核データの不確かさの影響

軽水炉や高速炉に比べて重要性が増した共鳴エネルギー領域の核データや、これまであまり詳しく評価されていなかった核分裂生成核種や高アクチナイド核種のデータの不確かさが核特性に及ぼす影響についても検討する。

d) PROTEUS実験解析

スイスPSIで行われたPROTEUS実験²⁾は高転換軽水炉格子の炉物理実験として結果が公表されている唯一のものである。原研で高転換軽水炉の研究に着手するにあたり最初にこのPROTEUS実験の解析が行われ、増倍率や反応率比、それらの減速材ボイド率依存性などに対するSRACシステムの予測精度が評価された。

e) NEACRPベンチマーク計算

燃焼による核特性の変化はモンテカルロ計算や臨界実験によるベンチマークが困難なため異なる計算コード、データ間の比較により予測精度を評価する。原研の提案によるNEACRP主催のこのベンチマーク計算³⁾は、増倍率や転換比の燃焼特性、ボイド反応度特性のほか核種毎の反応率や断面積などの比較を含む高転換軽水炉格子の総合的な国際ベンチマーク計算で、8ヶ国15の研究機関による20種類の計算結果が比較された。

f) SRACコードとデータ・ライブラリの改良

ここで述べた計算手法とデータの検討結果のほとんどはSRACシステムに反映され、精度の高い核特性計算コードシステムとして改良された。SRACシステムの手法及びデータの改良について、現在進行中のものを含めて簡単に述べる。

Table 1.1 Burnup Reactivity Change in HCLWR⁴⁾

	LWR	HCLWR
Reactivity Change/Cycle ($\Delta k/k$)	- 14%	- 6%
Contributions (%)		
Uranium Isotopes	- 87	- 1
Plutonium Isotopes	+ 21	- 26
Americium and Curium Isotopes	- 2	- 16
Fission Product Nuclides	- 32	- 57
<hr/>	<hr/>	<hr/>
Total	-100	-100

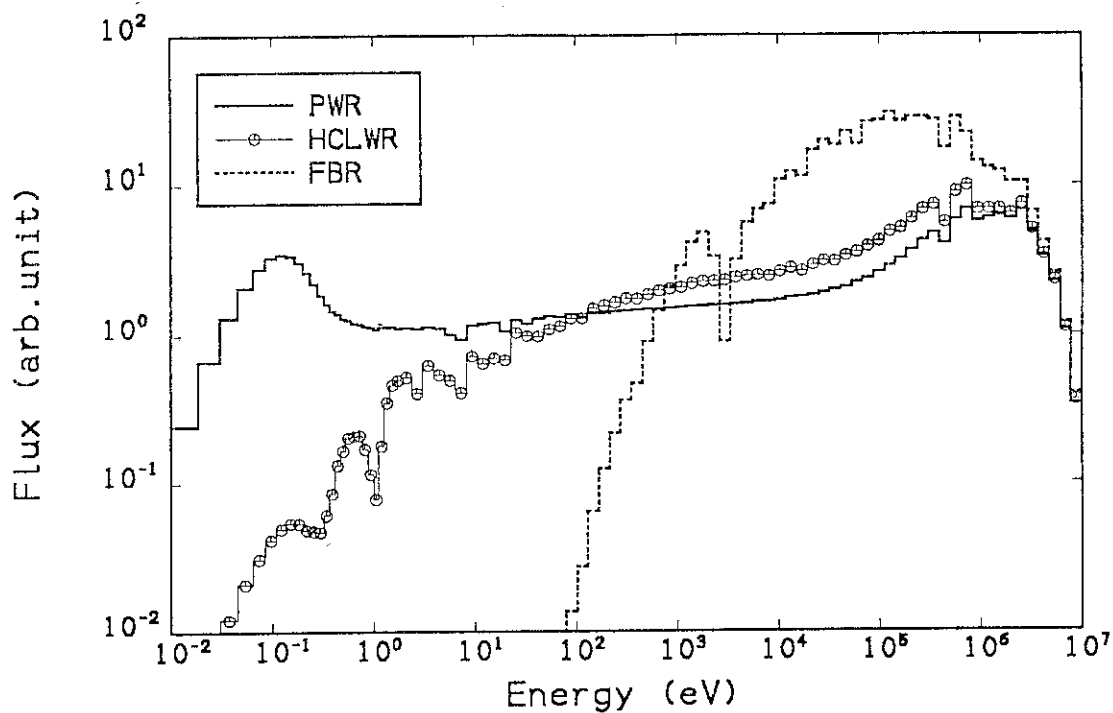


Fig. 1.1 Neutron spectrum of PWR, HCLWR($V_m/V_f=0.6$) and FBR.

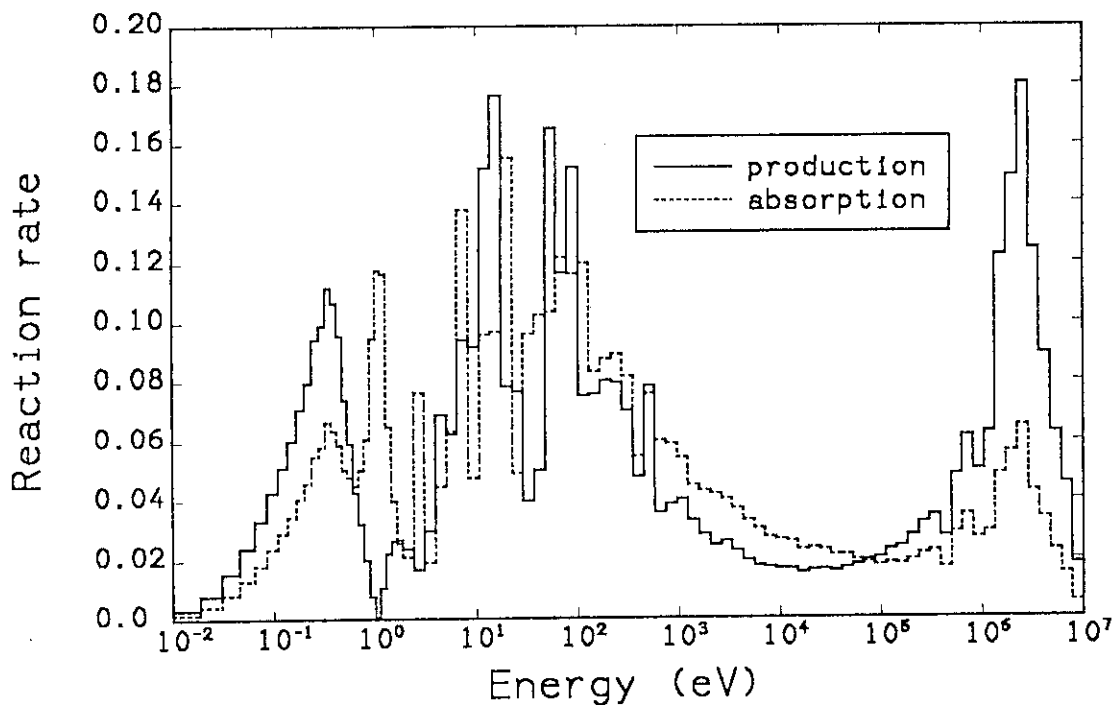


Fig. 1.2 Neutron production rate and absorption rate in the HCLWR lattice of $V_m/V_f=0.6$ and fissile Pu enrichment=8.0%.

2. 共鳴領域における計算手法の検討とボイド反応度特性評価

SRACシステムは原研において高転換軽水炉の研究に着手する以前から共鳴の取扱いに対する優れた手法を有していた。すなわち超詳細エネルギー群構造を用いて直接格子形状に対するスペクトルを計算する手法(PEACOLルーチン)⁵⁾である。しかしこのPEACOによる計算精度が はたして高転換軽水炉格子においても充分なものであるかどうかは検討されなければならない。ここでは、まずPEACOを始めとするSRACシステムの実効共鳴断面積計算法の計算精度の検討結果をU-238等主要核種について示す。次に、比較的低エネルギーに存在するためその取扱いが困難であると予想されるPu-240の1.06eVの共鳴、及びこれまで自己遮蔽効果を見逃して扱われることの多かったPu-242の2.67eVの共鳴のそれぞれに対する適当な計算手法について述べる。

また、同時にこれら手法の違いがボイド反応度特性を中心とする高転換軽水炉の核特性に及ぼす影響についても示す。Fig. 2.1に示されるように、高転換軽水炉のボイド反応度変化はPu-240やU-238等多くの核種の寄与の微妙なバランスの上に決定されるため、様々な核種の反応について高い計算精度が要求される。

その他、共鳴エネルギー領域の計算法の検討例としては核分裂生成核種の自己遮蔽効果の評価があるが、これについては燃焼特性に対する影響が大きいため次章で紹介する。

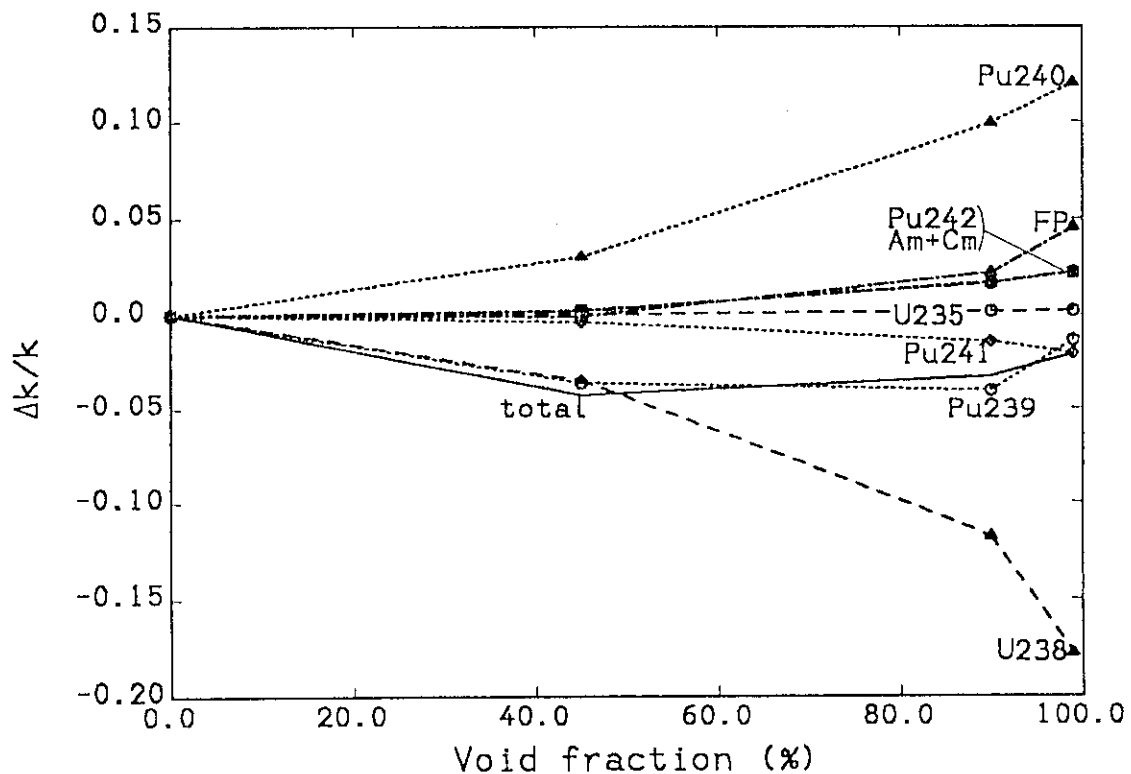


Fig. 2.1 Void reactivity characteristics and contributions of nuclides($V_m/V_f=1.1$, 50GWd/t).

2.1 実効共鳴断面積計算法の比較

SRACシステムには3つの実効共鳴断面積計算法が存在する。原研において高転換軽水炉の研究を始めるにあたり、まずSRACシステムの高転換軽水炉系への適用性を調べるためにPROTEUS実験解析が行われ⁹⁾、その中でこれら3つの共鳴計算法の精度が連続エネルギー・モンテカルロコードVIM⁷⁾との比較により検討された。連続エネルギー・モンテカルロ法は共鳴の取扱いに関して近似が少なく、現在最も計算精度が高いと考えられている。ここではNEACRPベンチマーク計算問題を用いたSRACシステムの実効共鳴断面積計算法の精度の検討⁸⁾結果を示す。

SRACシステムの3つの共鳴断面積計算法とは、既に述べたPEACOオプションの他には、NR近似に基づく遮蔽因子テーブル内挿法(f-table法)とIR近似により補正された遮蔽因子内挿法(IR近似)の2つである¹⁾。Fig. 2.2にNEACRPベンチマーク問題(6章参照)の $V_m/V_f=1.1$ のケースについて、SRACにより計算されたU-238とPu-239の実効断面積をVIMコードの計算値と比較して示す。全ての共鳴ピークを通じPEACOとVIMの計算値の一致が良い。それぞれの手法によって計算された格子の無限増倍率は、1.1169(f-table)、1.1314(IR)、1.1271(PEACO)、そして 1.1287 ± 0.0024 (VIM)である。またFig. 2.3に $V_m/V_f=1.1$ の場合の無限増倍率の減速材ボイド率依存性を示す。減速材のボイド状態によらず、PEACOによる増倍率はVIMのものと誤差範囲内で一致している。IR近似によるボイド係数は45~99%ボイドの領域でVIMやPEACOとの一致が悪い。これはFig. 2.2に見られるU-238の断面積、特に6.7eV共鳴断面積の差の影響が大きい。f-table法では90%以上のボイド率の時にボイド係数がPEACOと異なる。これはPu-240の21、37、66eVの共鳴の実効断面積(Fig. 2.4)に主たる原因がある。即ちSRACのf-table法ではU-238の21、38、66eVの共鳴吸収との相互干渉効果を考慮していないため、実効断面積を精度良く計算できない。これを解決するためにはSRACのf-table法に、JAERI Fast Setと同様の対U-238希釈比依存の遮蔽因子を内挿する手法⁹⁾を導入することが必要となる。

Fig. 2.5には無限増倍率と転換比の V_m/V_f 値依存性を示す。 $V_m/V_f=0.5 \sim 1.9$ の広い範囲で無限増倍率および転換比ともにPEACOによる計算値がVIMのものと最も良く一致する。これらの結果は高転換軽水炉格子における超詳細群直接スペクトル計算法(PEACO)の精度の高さを示している。

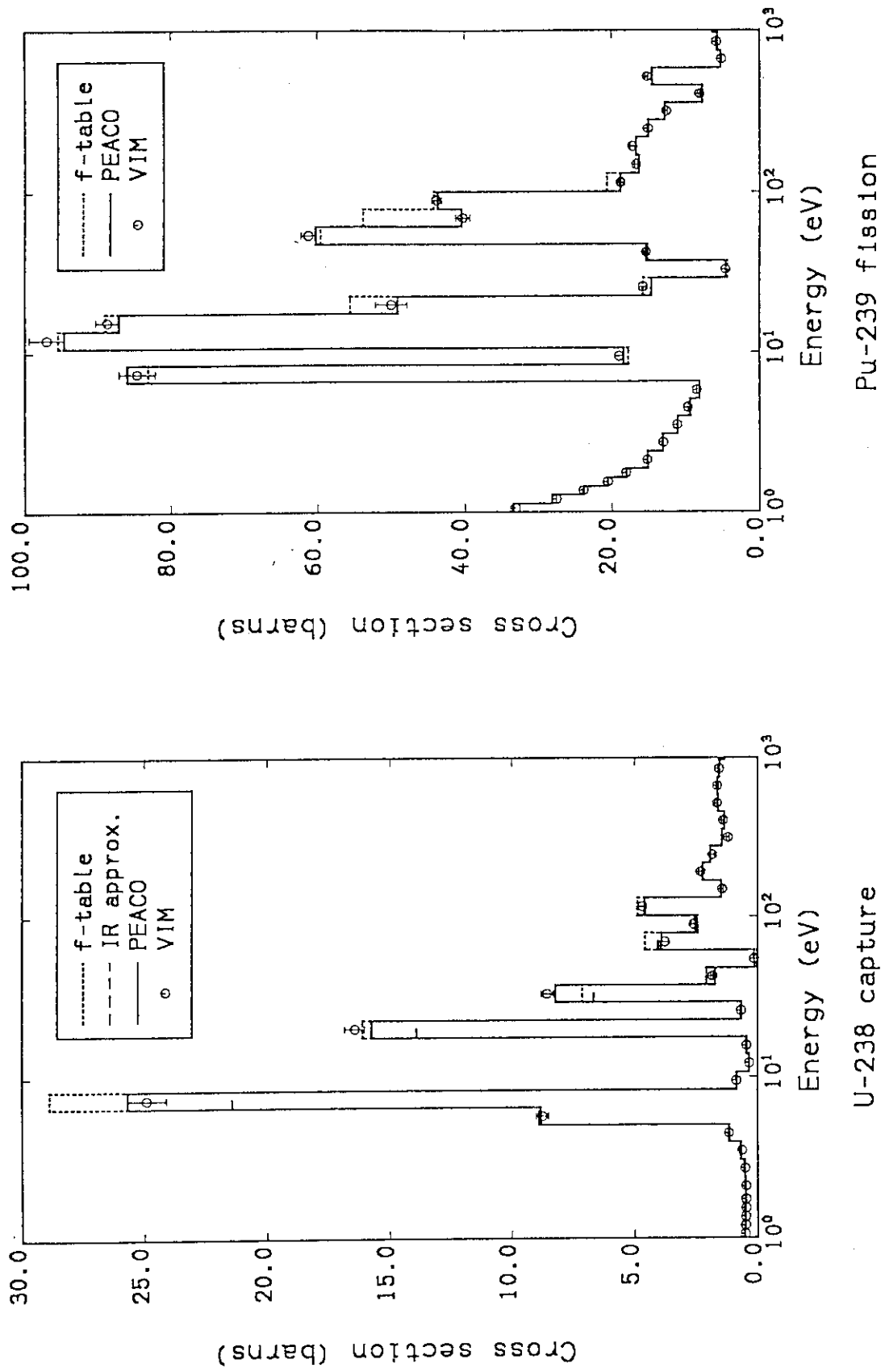


Fig. 2.2 Effective cross sections of U-238 capture and Pu-239 fission, calculated by different methods (V_m/V_f=1.1).

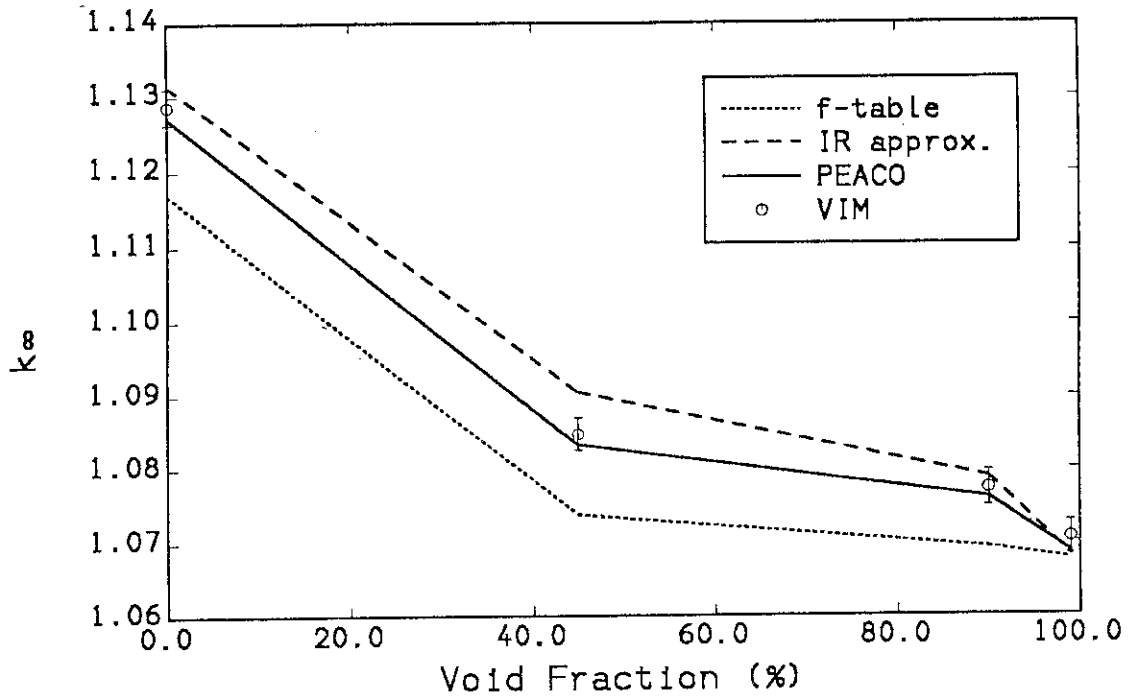


Fig. 2.3 Dependence of k_{∞} on moderator void fraction obtained by three methods of effective cross section calculation in SRAC ($V_m/V_f=1.1$).

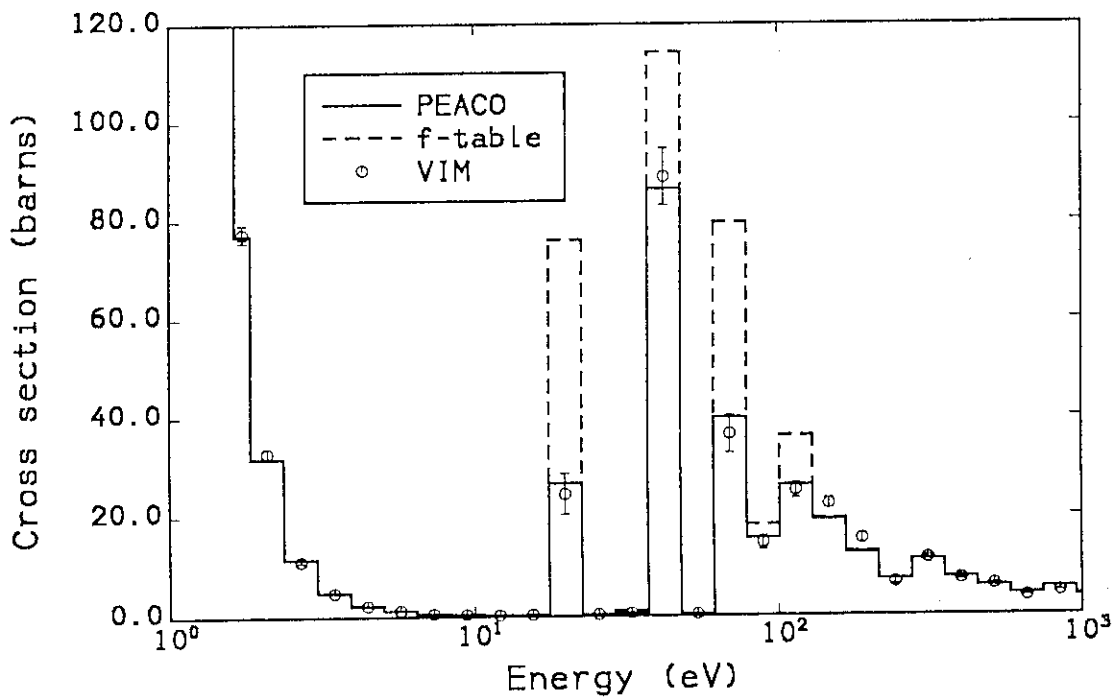


Fig. 2.4 Pu-240 capture cross sections calculated by f-table method and by PEACO ($V_m/V_f=1.1$, 90% void).

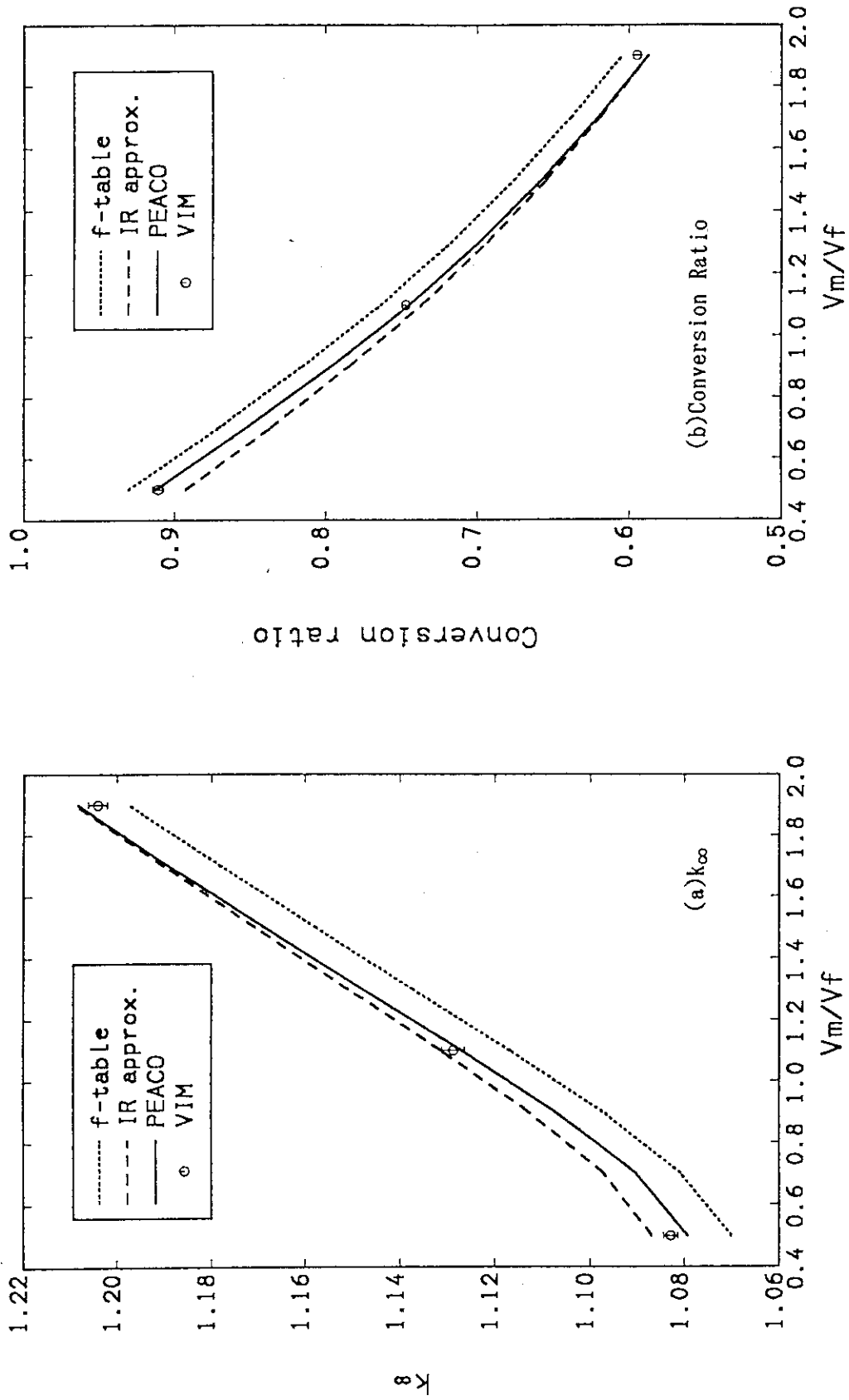


Fig. 2.5 Dependence of k_{∞} and conversion ratio on V_m/V_f value by different calculation methods (fissile Pu enrichment 7%).

2.2 低エネルギー領域における共鳴の取扱い¹⁰⁾

プルトニウム同位体は低エネルギー領域に大きな共鳴ピークを持つため、プルトニウム燃料格子における核計算はウラン燃料格子の場合に比べてより複雑となる。Pu-240の1.06eVの巨大共鳴はFig. 2.1に示されているように、減速材ボイド時などの反応度変化に大きな役割をはたしていることはよく知られている。この1.06eVの共鳴吸収は自己遮蔽効果が極めて大きく、さらにはかなり低エネルギー領域に存在するため熱中性子領域の影響を大きく受けるので、その取扱いには注意を要する。またPu-242も2.67eVに大きな共鳴を有している。ここではこれら低エネルギーの共鳴の取扱いに適した計算手法を検討する。

2.2.1 Pu-240の1.06eV共鳴

この共鳴を計算で取扱う際に2つの問題が考えられる。第一はこの共鳴を表現するのに用いられるエネルギー群構造である。WIMS-Dコードでは非常に細かい群構造を用いており、そのためこの共鳴に対して自己遮蔽因子は用意していない。SRACシステムのデータ・ライブラリでは群構造がWIMSライブラリ¹¹⁾に比較して広く、自己遮蔽因子を持っている。このWIMS-DとSRACの手法の差異を調べるために、WIMSライブラリと同様の群構造を有する新しいSRACシステム用熱エネルギー領域ライブラリを作成した。ここで行った計算の熱領域の上限エネルギー(E_c)は3.93eVである。 E_c 以下のエネルギー領域(熱エネルギー領域)では上方散乱や化学結合などの効果が考慮される。2つの異なるエネルギー群構造を持つライブラリによる計算結果を、Table 2.1に比較して示す。計算体系はNEACRPベンチマーク計算問題の $V_m/V_f=1.1$ の格子である。Case 1とCase 2がそれぞれ元のSRACライブラリと新しいライブラリの群構造による結果である。この表には、VIMコードによる結果も比較されている。表からわかるようにCase 1とCase 2の差異は非常に小さい。さらに両者ともにVIMによる結果ともよく一致している。すなわち、Pu-240の1.06eV共鳴による吸収反応率は、現在のSRACライブラリの広い群幅と自己遮蔽因子を用いる手法で精度よく計算できる。

第二は E_c の選択にかかわる問題である。SRACシステムはこのエネルギーを0.414~3.93eVの間のエネルギー群構造の境界エネルギーから選択できる。SRACシステムは2.1で述べたようにPEACOオプションにより共鳴断面積を精度よく計算できるが、このPEACOオプションは共鳴領域($E \geq E_c$)でのみ適用可能である。1.06eV共鳴はかなりの低エネルギーに存在し、もしPEACOを用いるために E_c を1eV以下に設定すると上方散乱などの効果がこの1eV付近で無視されてしまう結果となる。そこでCase 1の E_c を0.683eVとした場合についての計算を行った。Table 2.1にCase 3として結果が示されている。Case 3に対して計算された無限増倍率はCase 1、Case 2およびVIMによる値と大きく異なる。Case 1と3の差異の原因は両者の0.683~3.93eVのエネルギー区間における

- 遮蔽因子内挿法とPEACOとの実効断面積計算法の違い(主にPu-240)
- 中性子散乱の取扱いの違い(主にH₂Oの水素) すなわち上方散乱と化学結合の効果の有無

の2つの相違にあると考えられる。これらの相違点を調べるためにさらに以下のような場合について計算を行った。

- (a) Case 1のPu-240の実効断面積を0.683~3.93eVの間でCase 3のものと置換した
- (b) Case 1の水素の散乱断面積を0.683~3.93eVの間でCase 3のものと置換した
- (c) Case 1のPu-240の実効断面積と水素の散乱断面積の両方を0.683~3.93eVの間でCase 3のものと置換した

それぞれのケースに対して得られた無限増倍率は1.1276(Case(a))、1.1431(Case(b))、1.1438(Case(c))である。このことより水素の散乱断面積の効果が大きいことがわかる。この効果は中性子スペクトルの変化によってもたらされたものと考えられる。Table 2.1には各核種のCase 1と3の増倍率の違いに対する寄与の大きさも示されている。Pu-239とPu-241の寄与がPu-240と同程度であることがわかる。上で示されたようにPu-240の寄与はスペクトルの効果である。さらにFig. 2.6に見られるようにPu-239とPu-241の寄与もスペクトルの変化によって0.3eV付近の共鳴からもたらされている。

Case 1と3の増倍率の差異は V_m/V_f が小さくなるほど、あるいは減速材ボイド率が大きくなるほど減少していく。従って、Fig. 2.7に示されるようにCase 1の方がCase 3よりも正の側のボイド反応度を与える。

結論として、Pu-240の1.06eVの共鳴はPEACOによる計算精度は不十分であるが、上方散乱と H_2O の化学結合の効果が考慮されれば現在のSRACライブラリの群構造を用いた遮蔽因子内挿法で精度よく扱うことができる。

2.2.2 Pu-242の2.67eV共鳴

多くの熱中性子炉用格子計算コードにおいてPu-242の2.67eV共鳴は自己遮蔽効果を考慮されずに扱われていた。なぜならそれらのコードは中性子スペクトルが軟らかく、プルトニウム同位体の数密度の小さい熱中性子炉用に開発されて来たからである。しかし、より硬いスペクトルを持ち多くのプルトニウム燃料を用いる高転換軽水炉においてはこの共鳴の遮蔽効果は顕著である。Fig. 2.8は V_m/V_f が1.1の格子において2.67eV共鳴に対する遮蔽因子がある場合(Case 1)とない場合(Case 4)について計算されたPu-242の吸収反応率のエネルギー分布を示している。ここで示されるCase 1は(1)の1.06eV共鳴の所で述べたCase 1と同一のケースである。この図からPu-242の中性子吸収反応のほとんどが2.67eV共鳴で起こっていること、またこの共鳴の遮蔽効果の大きいことがわかる。Table 2.1にこのケースに対する計算結果もまとめられている。Pu-242の中性子吸収率は、Case 4では全吸収率の約4%であるが、2.67eV共鳴の自己遮蔽効果が考慮されれば(Case 1)2.8%に減少し、増倍率は約1.4%増加する。なお、 V_m/V_f が0.6のケースではこの効果は約1.0%に減少する。

2.67eV共鳴の遮蔽効果は熱エネルギー領域のスペクトルの変化の効果も含む。Table 2.1にはCase 1と4の増倍率の差に対する核種毎の寄与も示されている。これを見るとPu-239とPu-240もそれぞれ-0.5および0.4% $\Delta k/k$ の効果があることがわかる。これらの寄与は相殺するため結果としての効果は小さい。

Fig. 2.9は2.67eV共鳴の遮蔽因子がある場合とない場合に対して計算された無限増倍率の減速材ボイド率依存性を比較している。ボイド率が増加するほどスペクトルが硬化するため、増倍率

への遮蔽効果は減少している。そのため2.67eVの自己遮蔽効果を考慮することによってより負のボイド反応度が得られる。

以上のように高転換軽水炉格子においてPu-242の2.67eV共鳴の自己遮蔽効果は非常に重要である。

Table 2.1 k_{∞} s, Reaction Rates and Cross Sections Calculated for the Cell with $V_m/V_f=1.1$
(Case 1: standard, Case 2: fine energy structure around 1eV,
Case 3: $E_c=0.683$ eV, Case 4: 2.67eV resonance unshielded)

	V I M	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4.
U-238 A	0.2791 ± 0.0011	0.2820	0.2821	$0.2814/0.06\%^*$	$0.2816/0.04\%^*$
Pu-239 P	0.7670 ± 0.0028	0.7625	0.7622	$0.7714/0.36\%$	$0.7493/-0.49\%$
A	0.4168 ± 0.0015	0.4152	0.4151	0.4195	0.4083
Pu-240 A	0.1555 ± 0.0010	0.1518	0.1507	$0.1466/0.52\%$	$0.1479/0.39\%$
σ_a	15.54 ± 0.10	15.11	14.97	14.60	—
Pu-241 P	0.2062 ± 0.0007	0.2080	0.2077	$0.2110/0.13\%$	$0.2054/-0.11\%$
A	0.0921 ± 0.0003	0.0929	0.0928	0.0943	0.0918
Pu-242 A	0.0286 ± 0.0004	0.0278	0.0291	$0.0278/0.006\%$	$0.0404/-1.26\%$
k_{∞}	1.1287 ± 0.0024	1.1269	1.1265	$1.1391/1.08\%^+$	$1.1108/-1.43\%^+$

A: Absorption rate, P: Production rate, σ_a (barns)

* Contribution of each nuclide to the difference of k_{∞} from Case 1
($\Delta P/P - \Delta A/A$)

+ Difference of k_{∞} from Case 1 ($\Delta k/k$)

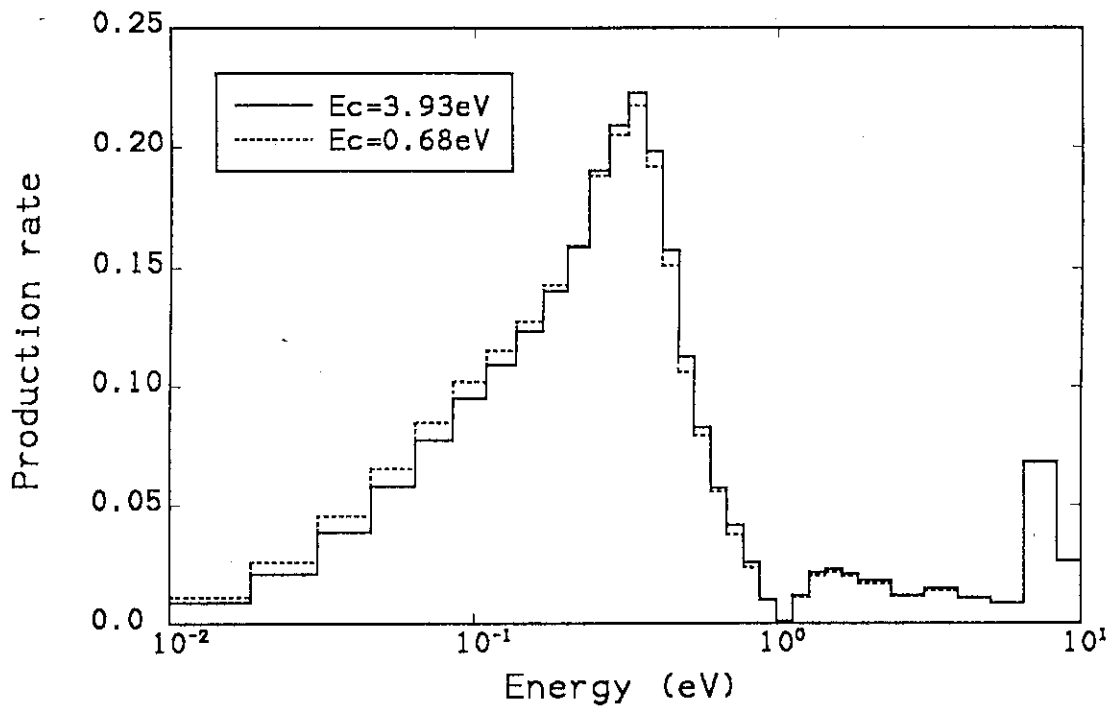


Fig. 2.6 Neutron production rates of Pu-239 in the lattice of $V_m/V_f=1.1$ calculated with different thermal cut-off energy (E_c).

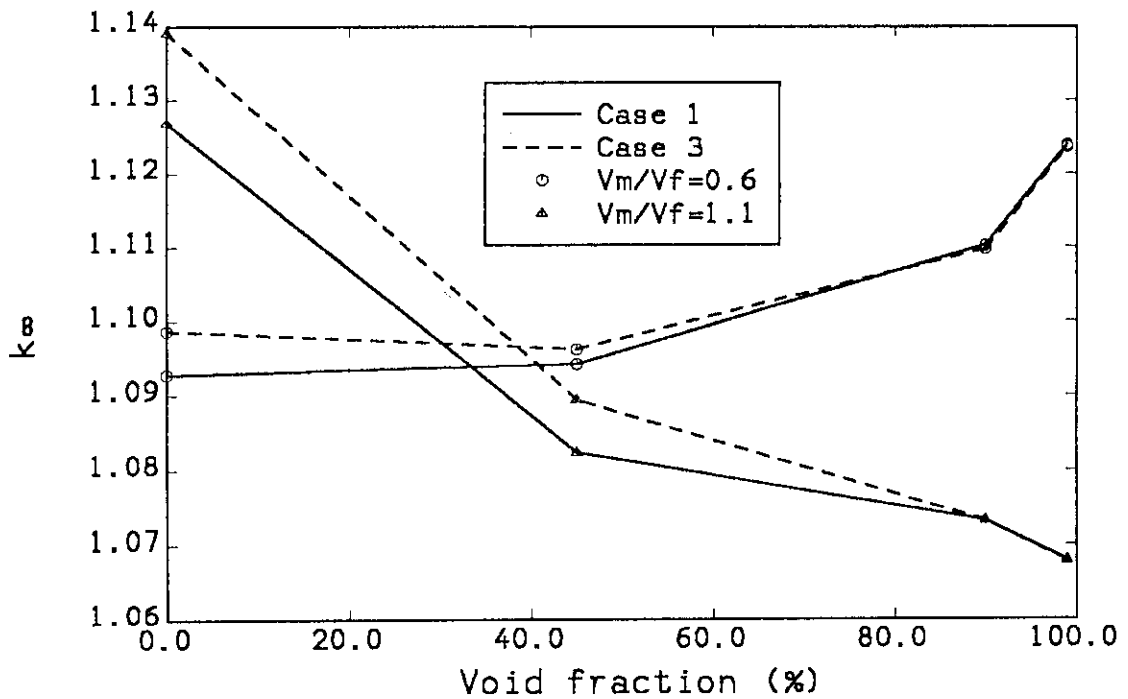


Fig. 2.7 Void reactivity characteristics calculated with different thermal cut-off energy E_c (Case 1 : $E_c=3.93$ eV, Case 3 : $E_c=0.683$ eV).

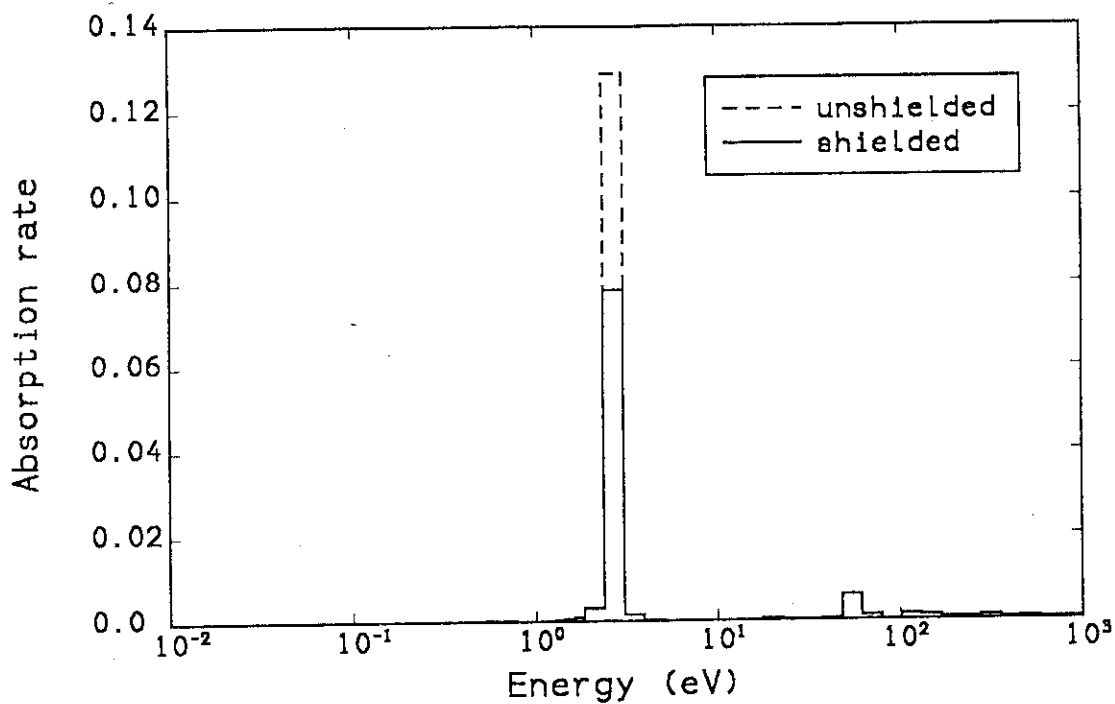


Fig. 2.8 Energy dependence of Pu-242 absorption rate in the cell of $V_m/V_f=1.1$ (with and without shielding effect of 2.67eV resonance).

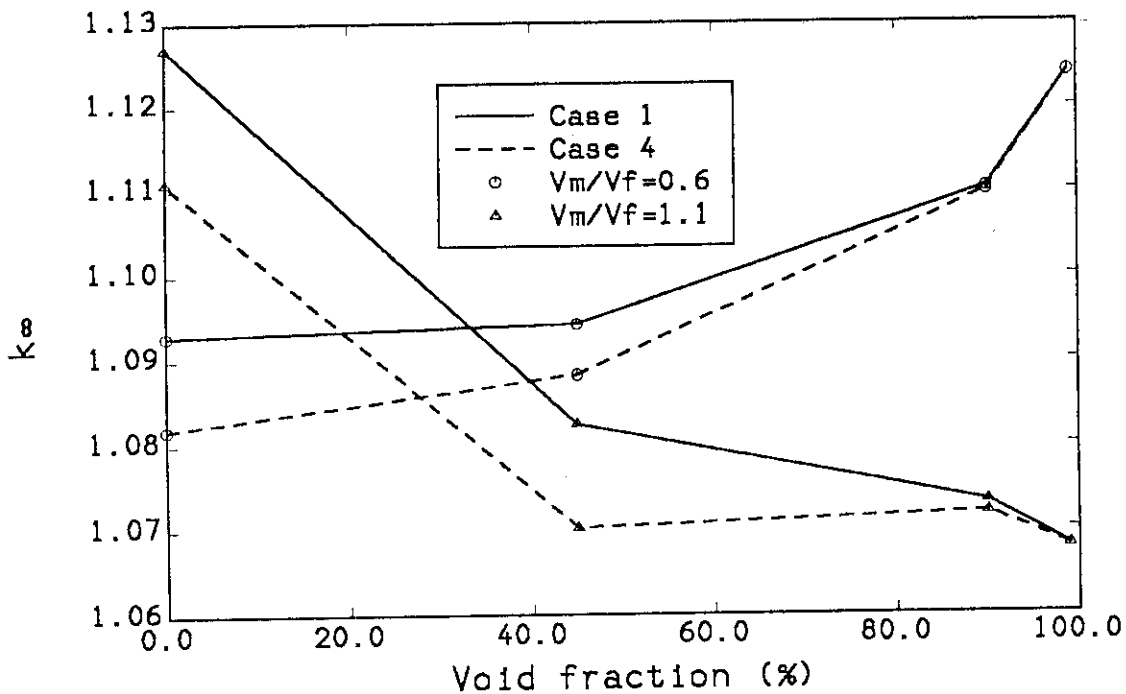


Fig. 2.9 Effect of Pu-242 2.67eV resonance self-shielding on void reactivity characteristics (Case 1: shielded, Case 4: unshielded).

3. 燃焼特性解析

高転換軽水炉においては、プルトニウムを燃料とするため、高アクチナイドが生成される割合はU-235を燃料とする軽水炉よりも高くなる。また、高転換軽水炉における共鳴領域の重要さと燃焼反応度損失の少なさから、核分裂生成核種も軽水炉の場合より重要性が増してくる。さらに、高燃焼度を目指す場合、これらの傾向は一層強くなると予想される。即ち、Fig. 3.1に示されるように、高転換軽水炉においては高アクチナイド核種(AmやCmなど)や核分裂生成核種(FP)の燃焼特性に及ぼす影響は極めて大きい。そのため、これらの核種については軽水炉に比べて詳細に取り扱うことが必要となる。ここでは、高アクチナイド核種と核分裂生成核種について、高転換軽水炉で重要となる核種を検討し、その結果を基に作成された燃焼チェーンモデルについて述べる。このチェーンモデルによって燃焼と共に生成・消滅する核種のつながりが記述される。さらに、SRACを含めて軽水炉や高速炉用に開発されてきたコードでは、これまで特に核分裂生成核種についてその取り扱い法の詳細な検討がなされていなかったもので、ここで作成されたチェーンモデルを用いて高転換軽水炉格子の燃焼計算に対する検討も行う。

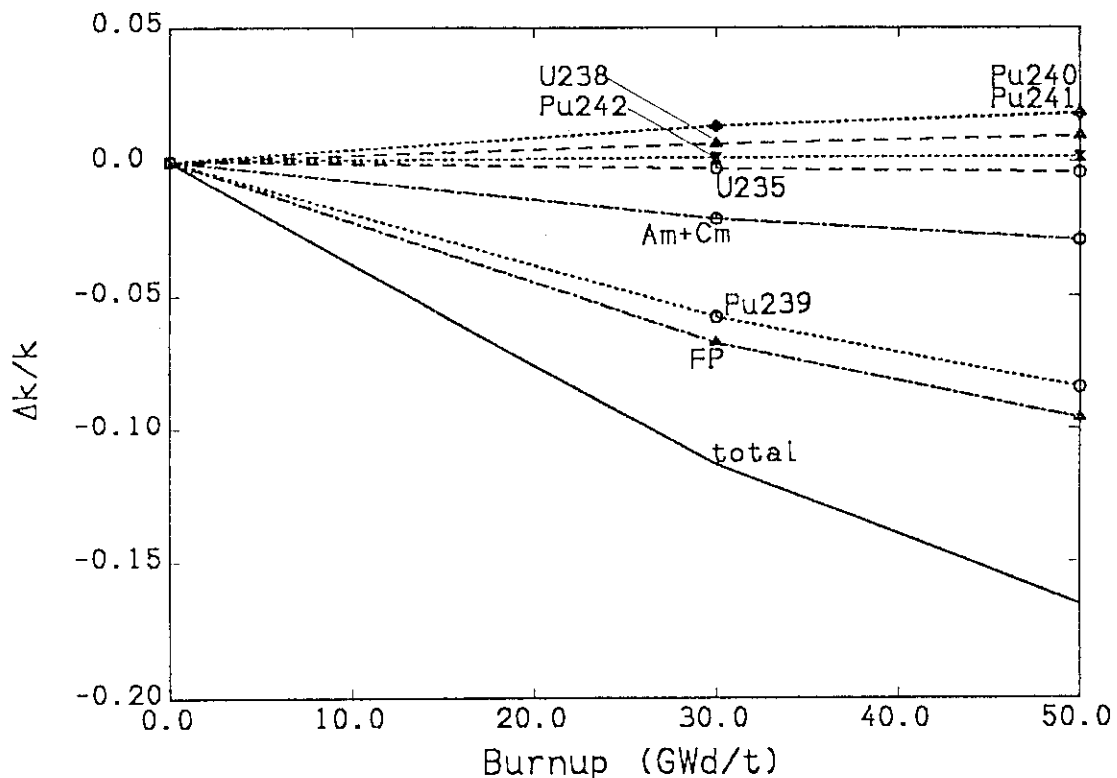


Fig. 3.1 Contributions of nuclides to burnup reactivity change($V_m/V_f=1.1$).

3.1 高アクチナイドの影響¹²⁾

軽水炉の燃焼解析においては、ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムなどの核種を含まない燃焼チェーンモデルでも精度良く燃焼特性を予測できる。しかし、このようなチェーンは高転換軽水炉のようにプルトニウム燃料を用いた原子炉の燃焼特性を高燃焼度まで解析するのに適したモデルではないと考えられる。そこで典型的な高転換軽水炉格子($V_m/V_f=0.74$)に対する燃焼計算を行い、アメリシウム、キュリウム等の核種の影響の大きさを検討した。その際使用された重核種燃焼チェーンモデルをFig. 3.2に、また、得られた燃焼反応度変化をFig. 3.3に示す。ここでは核種毎の燃焼反応度変化に対する影響の大きさを見るために、アメリシウムやキュリウムのないチェーンに、核種を1つずつ追加して行った場合の結果を比較している。ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムの燃焼反応度変化への寄与の大きさは、燃焼度60GWd/tの時点で2.5% Δk 以上に及んでいることがわかる。これは燃焼度の差に直して10GWd/tに相当する非常に大きなものである。この差異のほとんどはAm-241(約1% Δk)とAm-243(約1.5% Δk)によるものであることもこの図からわかる。

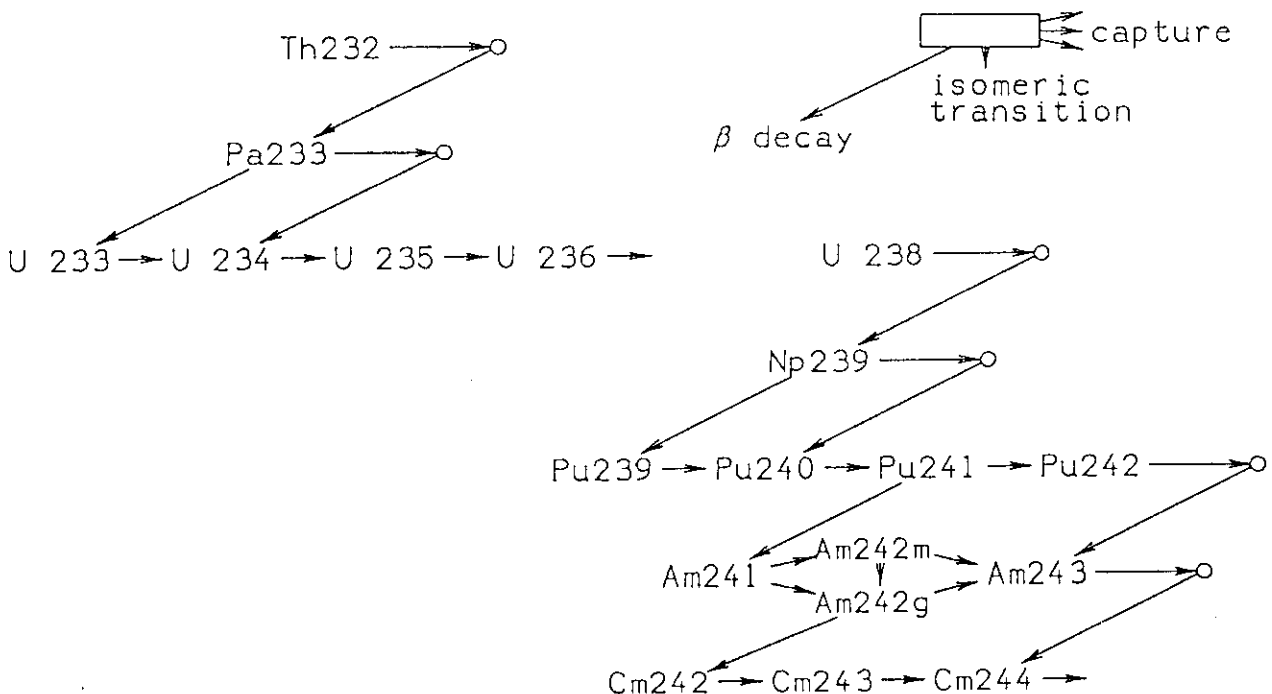


Fig. 3.2 Burnup chain model of heavy isotopes.

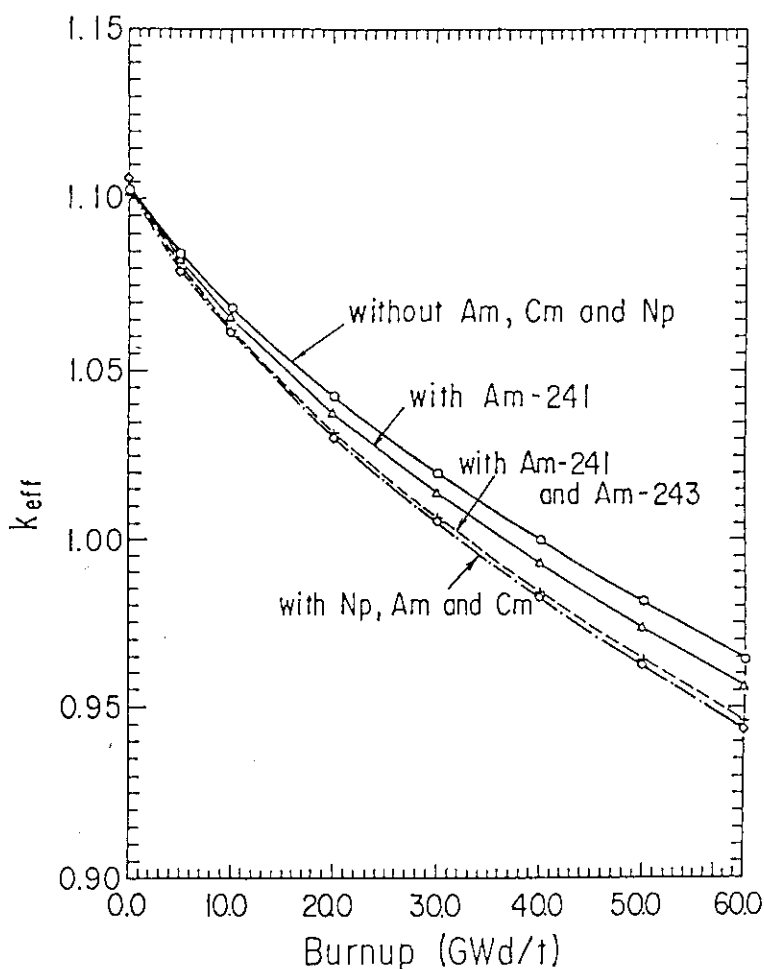


Fig. 3.3 Effect of higher actinides on burnup reactivity change.

3.2 核分裂生成核種を取扱い

3.2.1 燃焼チェーンモデルの検討¹³⁾

まえがきのTable 1.1やFig. 3.1にあるように、高転換軽水炉における燃焼反応度損失の約60%は核分裂生成核種の蓄積により引き起こされている。したがって核分裂生成核種を取扱いは、高転換軽水炉の燃焼計算上最も重要な問題である。SRACシステムには、核分裂生成核種の燃焼変化を記述したチェーンモデルがいくつか用意されている¹⁾。GarrisonとRoosのモデルはXe-135、Sm-149の他は、3つにグループ分けされてまとめられた擬似核種として取り扱う非常に簡単なモデルである。このモデルの歴史は古く、初期の軽水炉の燃焼解析に使用されたもので、燃焼度が低い場合の計算にのみ適用可能である。また飯島らによりBWRの燃焼解析のために提案されたチェーン¹⁴⁾は45個の核種と1つの擬似核種を含むより詳細なモデルである。この飯島のチェーンをもとに、高転換軽水炉に適した新しいチェーンモデルを検討した。

飯島チェーンを高転換軽水炉格子で用いた場合、次の2つの問題点がある。1つは擬似核種の吸

収割合の高さである。Fig. 3.4は飯島チェーンを用いて計算した高転換軽水炉格子($V_m/V_f=0.74$)の核分裂生成核種の吸収反応率を各燃焼段階において比較している。擬似核種(Pseudoで示される)の吸収率は50Gwd/tの時点で全吸収反応率の1.2%、核分裂生成核種全体の吸収率の12%と大きいことがわかる。このため擬似核種の断面積の作成法の違いが核特性に及ぼす影響が大きくなってしまふ可能性がある。もう1つは、擬似核種の共鳴の取り扱いに関する。Fig. 3.5には飯島チェーンで使用される擬似核種の断面積が示されている。この断面積にはZr-93、Mo-95、In-115などに由来する顕著な共鳴が存在するため共鳴遮蔽効果の問題がある。これらの問題点を考慮して共鳴吸収の顕著な核種、及びDCHAINコードによる燃焼解析から、高転換軽水炉において吸収反応割合が大きく重要となる核種を選び出し、65核種と1擬似核種からなる燃焼チェーンを作成した(高野らのモデル)。このDCHAINの計算ではSRACによって得られた高転換軽水炉のスペクトルを用いて、U-235、U-238、Pu-239、Pu-241を親核種とする1170核種の生成、崩壊を解析している。Fig.3.6に作成されたチェーンモデルが示されている。またこのチェーンの擬似核種の断面積が飯島チェーンのものとFig. 3.5に比較されている。

この高野チェーンは高転換軽水炉のみではなく幅広い炉型において核分裂生成核種の燃焼を精度よく扱うことができるが、概念設計における炉心体系の燃焼計算においては計算機の入出力回数や計算時間等が大幅に必要なため実際的ではない。そのため設計計算用により簡単化されたチェーンも作成した¹⁵⁾。このチェーンは10個の核種と4擬似核種からなり、 $V_m/V_f=0.6\sim 2.0$ の広い範囲で高野モデルと燃焼性能の一致が良いことが確かめられている。

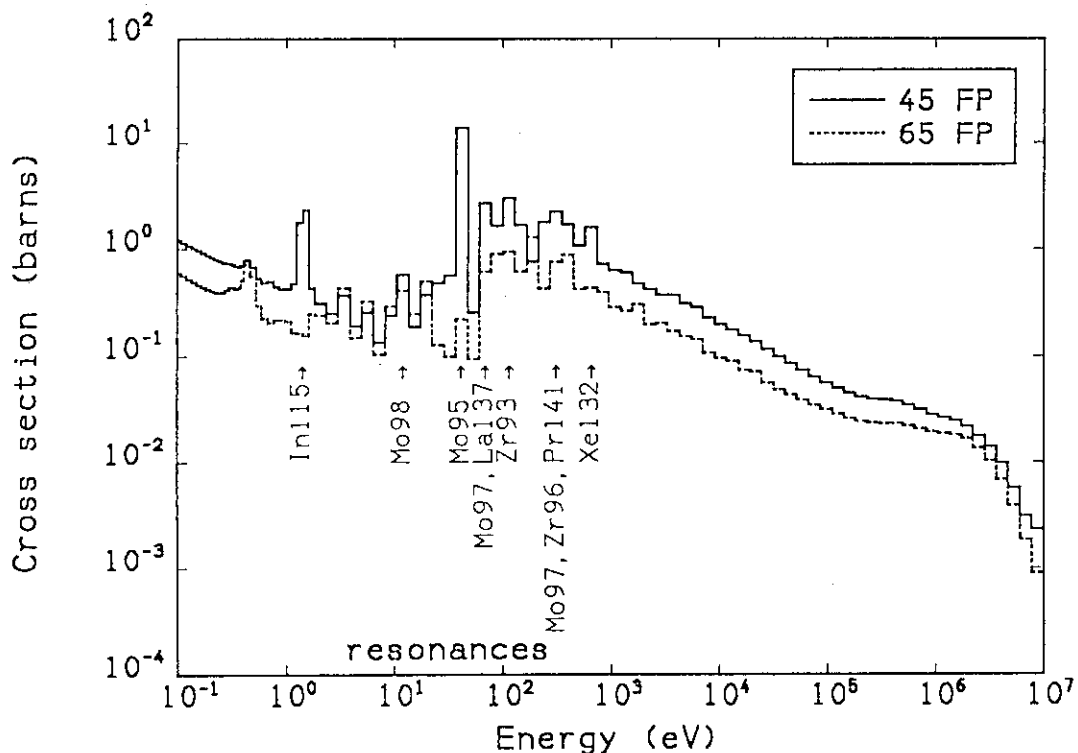


Fig. 3.5 Pseudo cross sections for Iijima's(45FP) and Takano's(65FP) chain.

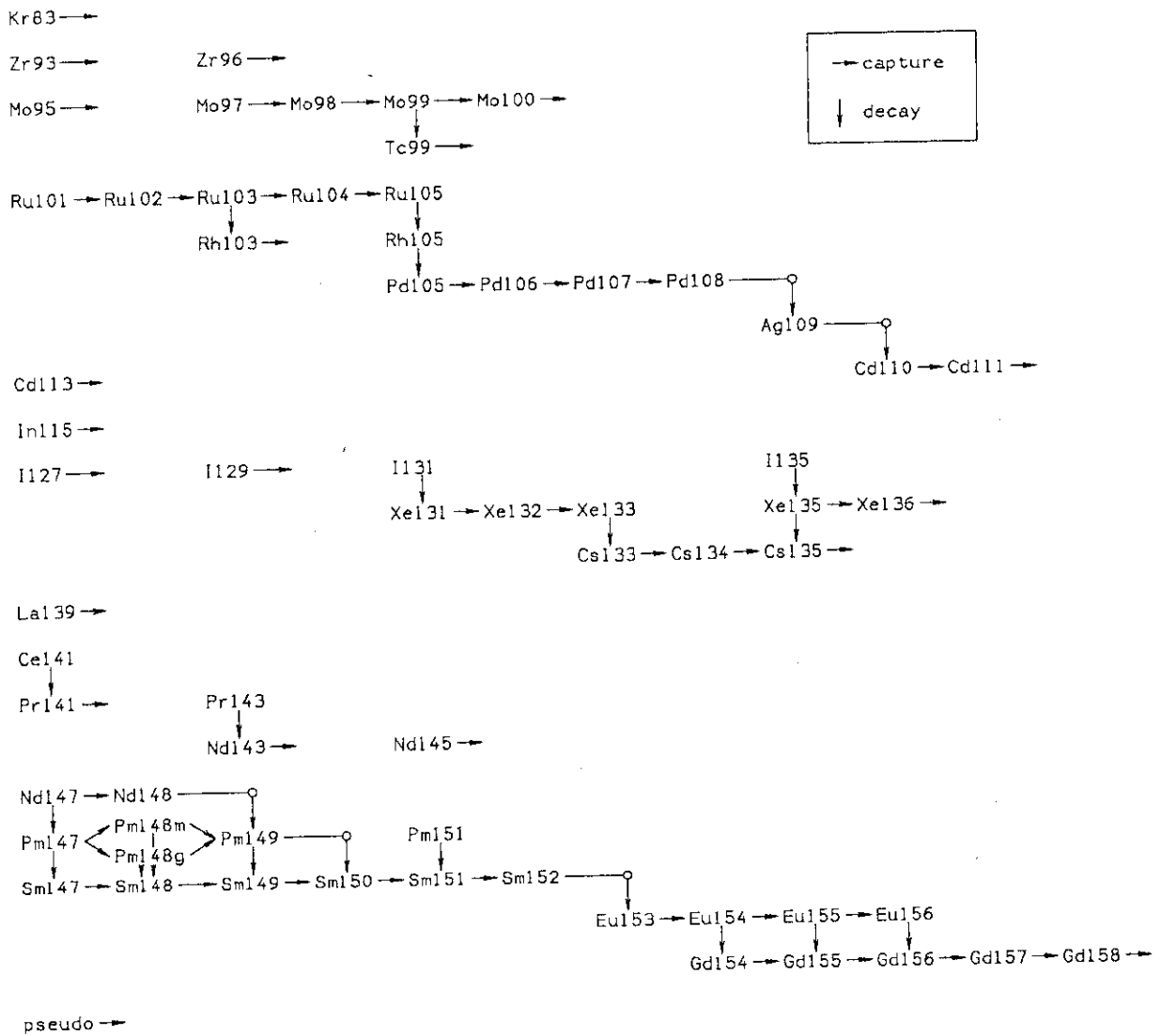


Fig. 3.6 Burnup chain model for FPs(Takano's model with 65 nuclides and 1 pseudo nuclide).

3.2.2 核分裂生成核種の共鳴自己遮蔽効果¹⁸⁾

Fig. 3.7に 65核種チェーンを用いて $V_m/V_f=0.74$ の格子に対して計算された各核種の50GWd/tにおける吸収反応率割合を、核分裂生成核種の自己遮蔽を考慮した場合としなかった場合について比較している。Xe-131やCs-133といった核種の自己遮蔽効果が顕著であることがわかる。核分裂

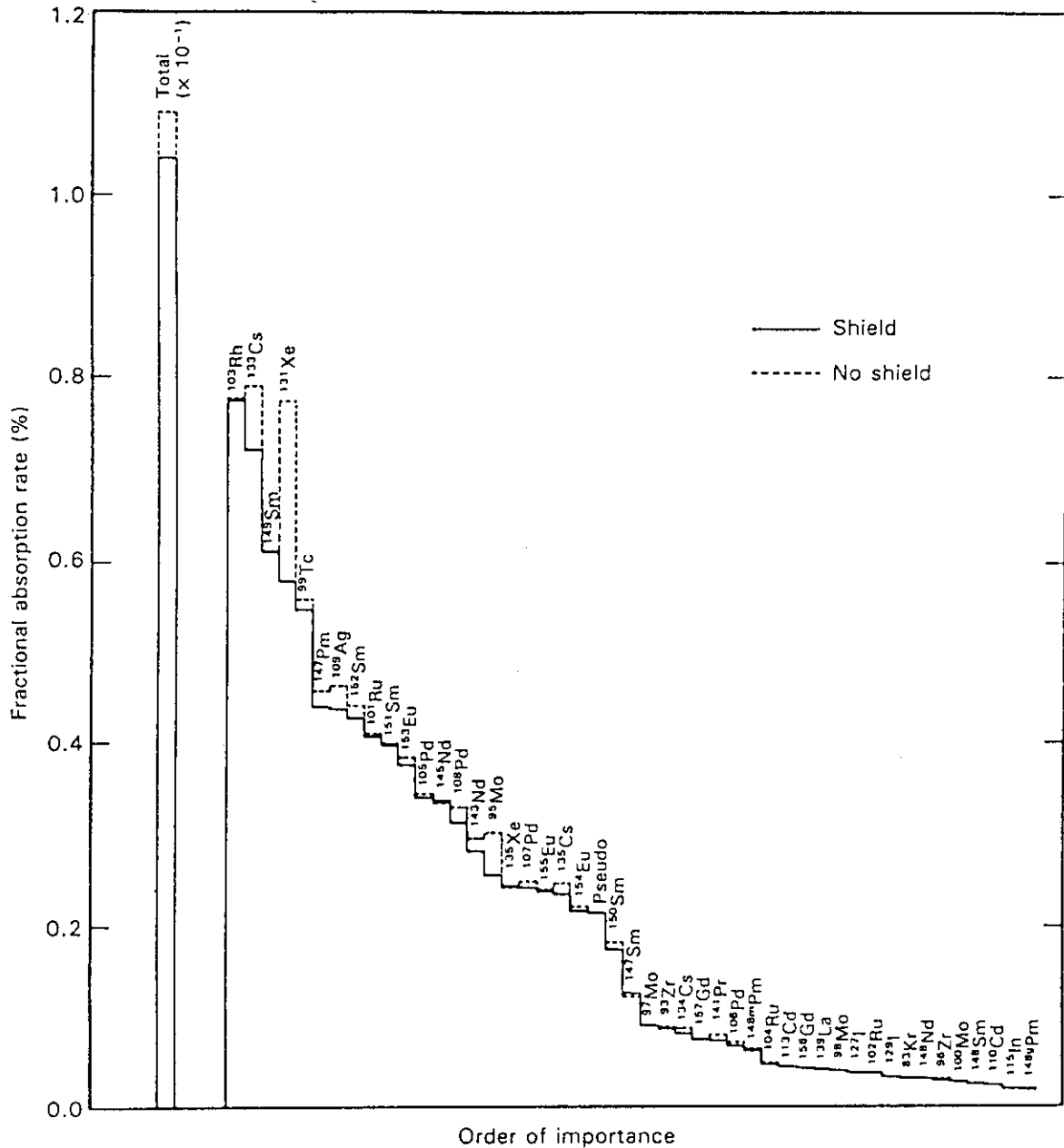


Fig. 3.7 Fractional absorptions of FPs and the effect of self shielding($V_m/V_f=0.74$, 50GWd/t, by Takano's chain).

生成核種の自己遮蔽効果によって50GWd/t時の燃焼反応度損失に0.7% $\Delta k/k$ の程度の影響があることが Fig. 3.8に示されている。

Fig. 3.9には、20個の主要核分裂生成核種について超詳細エネルギー群を用いて他の核種(主にU-238など)との相互遮蔽効果まで考慮した場合の、核種毎の吸収率割合が示されている。遮蔽因子法により得られた自己遮蔽効果のみの場合と比べて、いくつかの核種に相互遮蔽の効果が見られる。Sm-151、Sm-150などの核種においては相互遮蔽効果によりさらに強く遮蔽されているが、Cs-133やXe-131といった核種では遮蔽因子法による自己遮蔽の効果は過大評価されていたことがわかる。全核分裂生成核種の反応率に対する相互遮蔽効果は、これらの核種の寄与が打消し合うため結果として小さい。

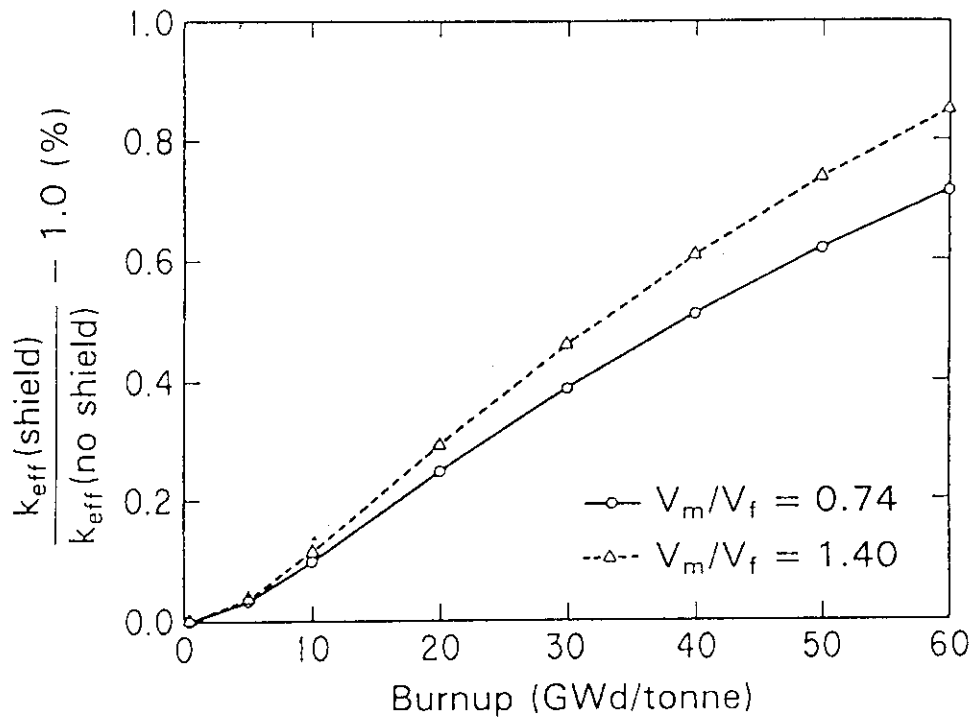


Fig. 3.8 Self shielding effect of fission products on burnup reactivity change.

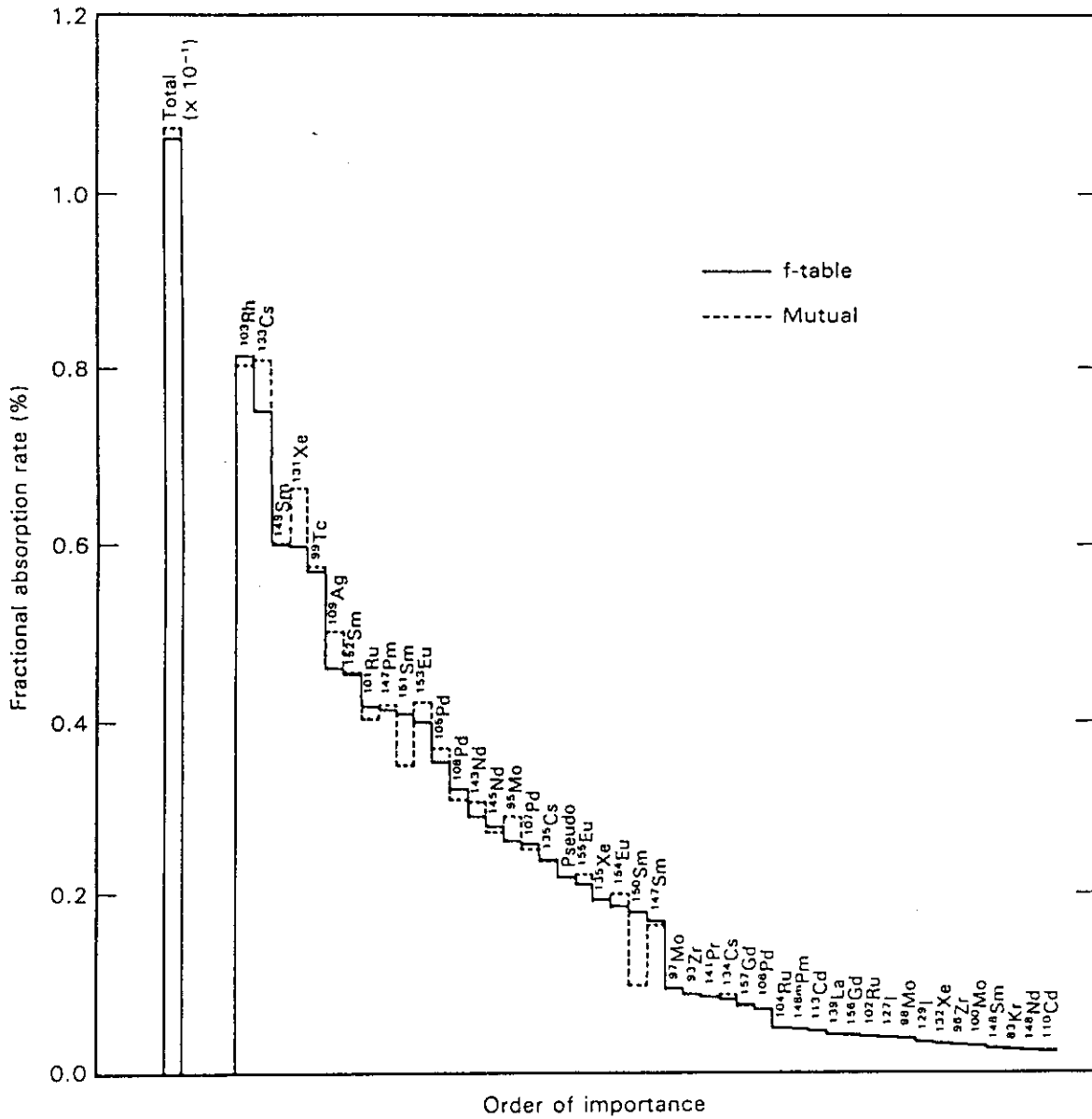


Fig. 3.9 Absorption fractions of FPs and the mutual shielding effect ($V_m/V_f=0.74$, by Takano's chain).

3.2.3 ガス状核分裂生成核種の放出効果¹⁷⁾

核分裂生成核種の中には、クリプトンやキセノンといった希ガス類あるいはヨウ素のように揮発性の高い核種があり、これらの核種が燃焼が進むにつれて燃料ペレットからガスプレナム中に放出されることが知られている。このガス状核種の放出効果は高速炉において非常に大きい、高転換軽水炉でも核分裂生成核種の重要性が高いため特に高燃焼度時点で無視できない可能性がある。ここではガス状核分裂生成核種の放出が燃焼反応度に及ぼす効果についても検討した。

前述の65核種を扱う高野チェーンを用いて、典型的な高転換軽水炉格子($V_m/V_f=0.6, 1.1, 1.4$)の燃焼計算を行った。燃焼の各ステップでクリプトン、キセノンおよびヨウ素の数密度を操作することによってガス放出を模擬した。またセシウムも、放出されたキセノンの β 崩壊により間接的に放出される。核種の放出率は、米国原子力規制委員会(NRC)が軽水炉や高速炉の安全審査に用いている相関式¹⁸⁾によって評価した。ガス放出を考慮しなかった場合との燃焼反応度損失の差異をFig. 3.10に示す。ガス放出の燃焼反応度変化に及ぼす効果は40GWd/tまでは小さく($\leq 0.1\% \Delta k/k$)、燃焼度50GWd/tの時点では約0.3% $\Delta k/k$ の影響があることがわかる。体積比 V_m/V_f が小さくなるほど中性子スペクトルの硬化によって核分裂生成核種の放出効果は小さくなる。

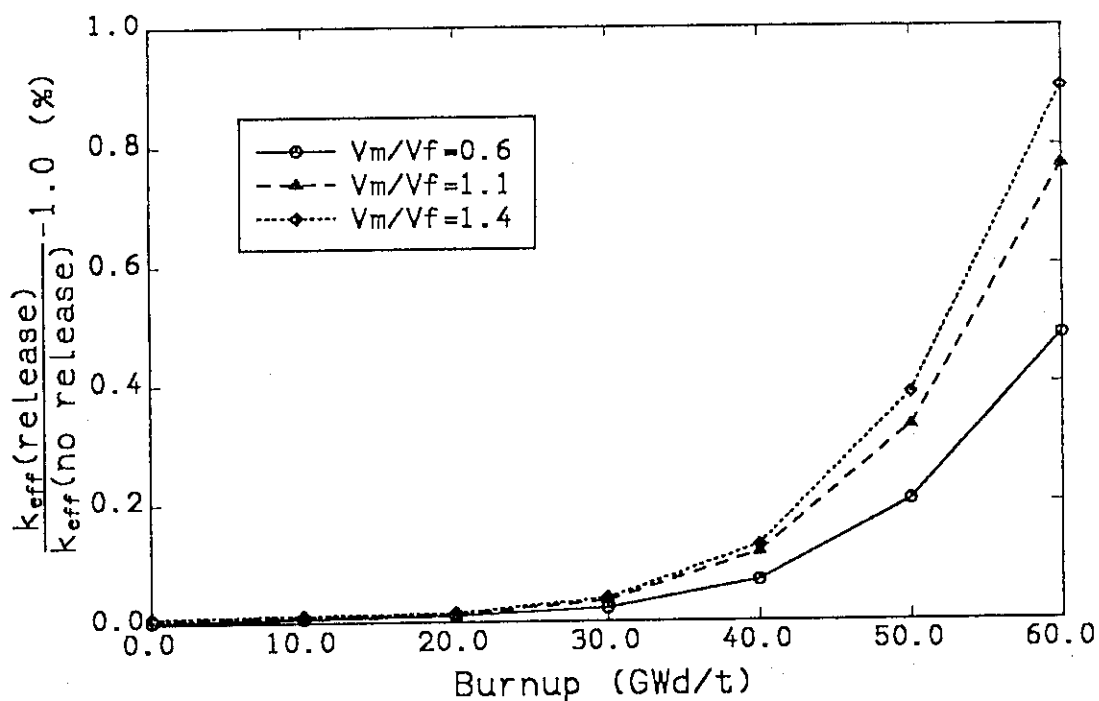


Fig. 3.10 Difference of k_{∞} s with and without fission gas release effect.

4. 核データの不確かさの検討

原子炉特性の予測精度は計算手法と共に、用いるデータの質にも大きく依存する。高転換軽水炉では軽水炉や高速炉に比べて共鳴エネルギー領域の核データの重要性が増す。また核分裂生成核種や高アクチナイド核種の核データについてもこれまであまり詳しく評価されていなかった。これらのデータの不確かさが核特性にどの程度の影響をもつかを知っておくことは、高転換軽水炉の核特性の予測精度を把握する上から極めて重要である。

4.1 U-238の非弾性散乱断面積とPu-239の核分裂断面積

高転換軽水炉格子に対して行われた感度解析¹⁾の結果U-238の非弾性散乱断面積と高エネルギー領域におけるPu-239の核分裂断面積が高転換軽水炉のボイド反応度特性に対し大きな感度を有していることが指摘された。いくつかの評価済み核データファイルによるこれらの断面積がFig. 4.1と4.2に比較されている。両者ともに核データファイル間でかなりばらついていることがわか

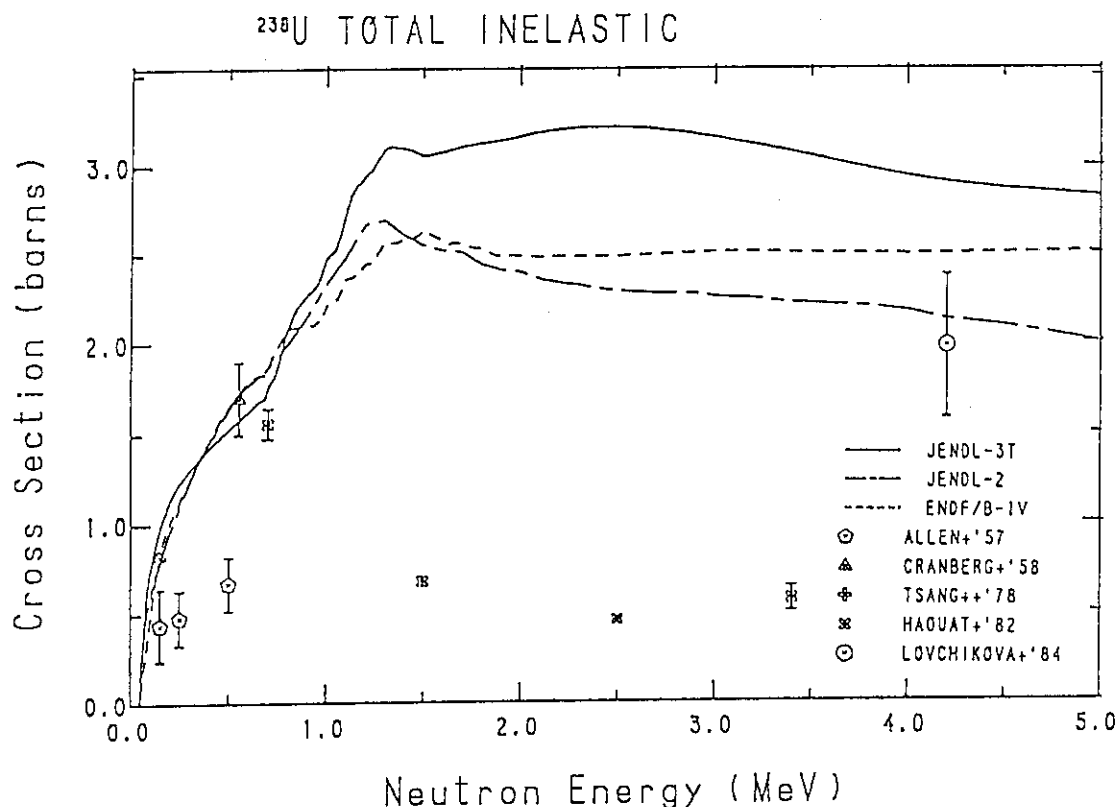


Fig. 4.1 Comparison of U-238 inelastic scattering cross sections.

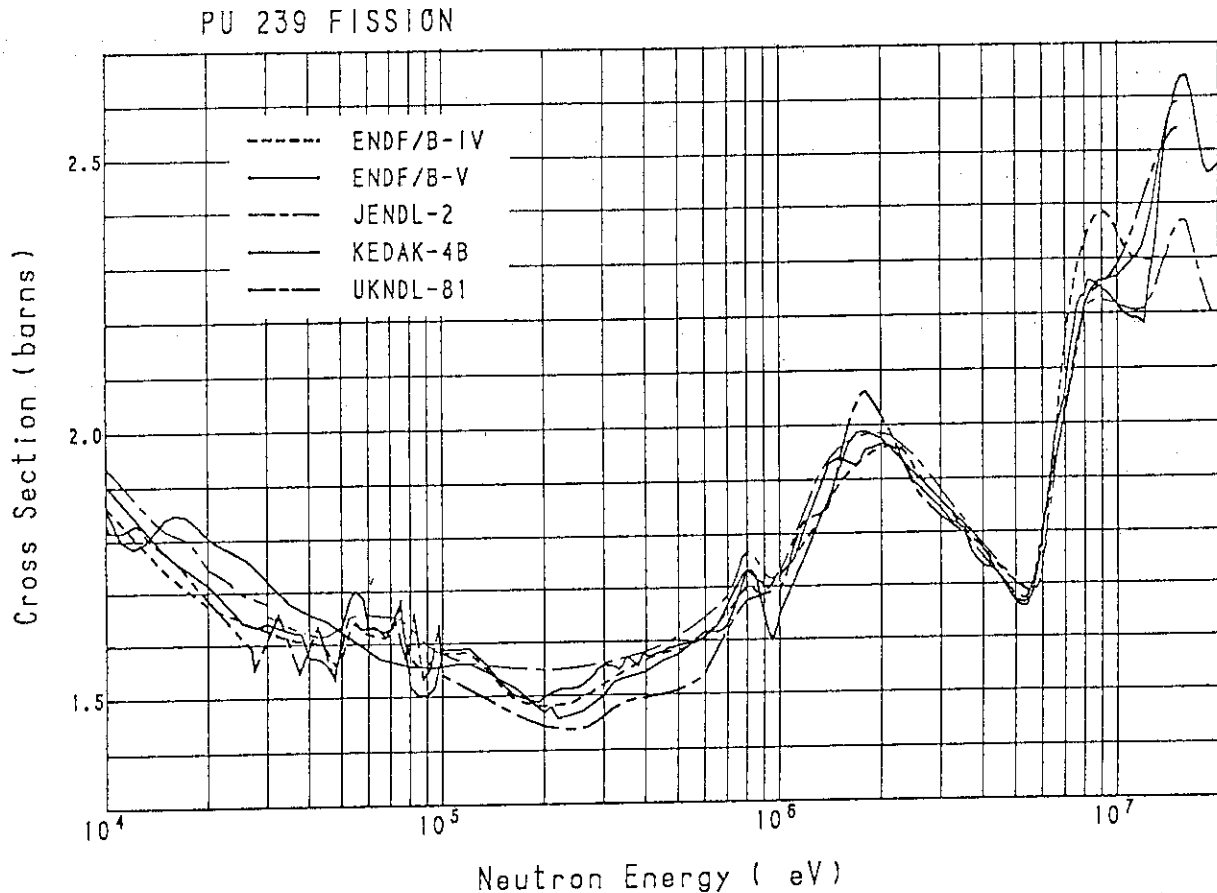


Fig. 4.2 Pu-239 fission cross sections in the energy range over 10keV.

る。 Fig. 4.3はJENDL-2ライブラリを基本として、U-238の非弾性散乱断面積と10keV以上の領域のPu-239の核分裂断面積をそれぞれ独立に±5%振った時の高転換軽水炉格子のボイド反応度変化の様子を示している。また同じ図において、これらの断面積のみをENDF/B-IVライブラリのもので置き換えた場合についても比較している。U-238非弾性散乱断面積とPu-239核分裂断面積の±5%のばらつきが、それぞれ±0.7% $\Delta k/k$ と±1.5% $\Delta k/k$ の反応度のばらつきとなって現れることがわかる。またJENDL-2ライブラリとENDF/B-IVライブラリの差異がボイド反応度に及ぼす影響の大きさは、U-238の非弾性散乱断面積で0.8% $\Delta k/k$ 、10keV以上のPu-239核分裂断面積の場合で0.9% $\Delta k/k$ である。

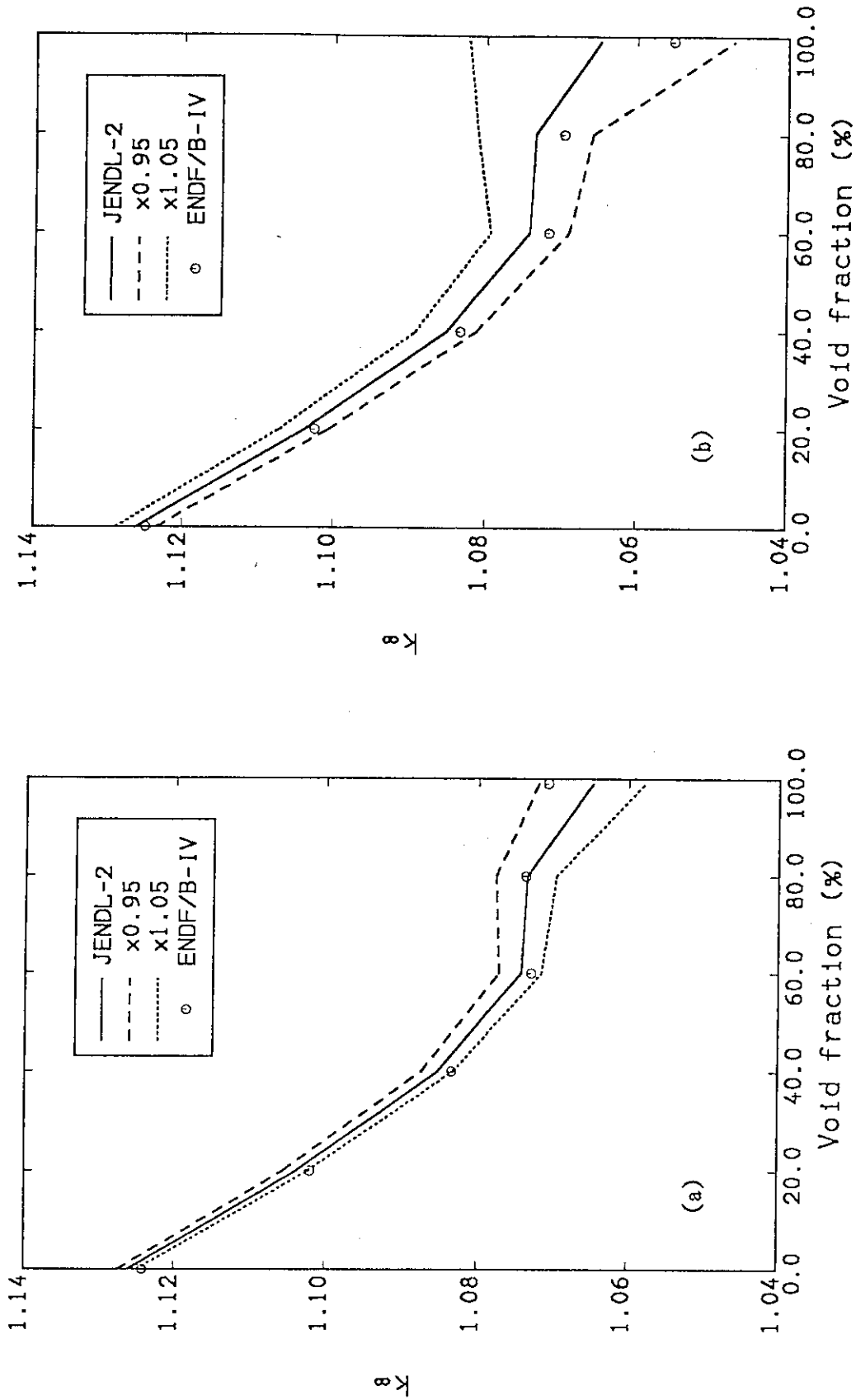


Fig. 4.3 Void reactivity characteristics obtained with (a) different U-238 inelastic scattering cross sections, and (b) Pu-239 fission cross sections over 10keV(JENDL-2 data are used for the other cross sections, $V_m/V_f=1.1$).

4.2 U-238の共鳴パラメータ

Fig. 4.4に ENDF/B-IVにより得られたU-238の捕獲断面積のJENDL-2による断面積からの差を示す²⁰⁾。ここで実効断面積は $V_m/V_f=1.1$ の格子に対し遮蔽因子テーブル内挿法(f-table)及び超詳細群スペクトル計算法(PEACO)により計算された。この図から、4keV~100keVの分離共鳴領域において、実効断面積の差異が無限希釈断面積の差異よりはるかに大きいことがわかる。さらに1keV以下の領域ではそれぞれの断面積の差異の符号が逆転している。これは異なる共鳴パラメータを用いて計算された共鳴遮蔽効果の違いに原因があると考えられる。ENDF/B-IVとJENDL-2によって求められた共鳴遮蔽因子は、例えば1.58~2.03keVのエネルギー群に対して Fig. 4.5に示されるように²⁰⁾、かなり異なる値を持つ。実際にこの図のエネルギー領域ではENDF/B-IVとJENDL-2の共鳴パラメータはほぼ同じ無限希釈断面積を与えるが、各々のパラメータには大きな差異が見られる。

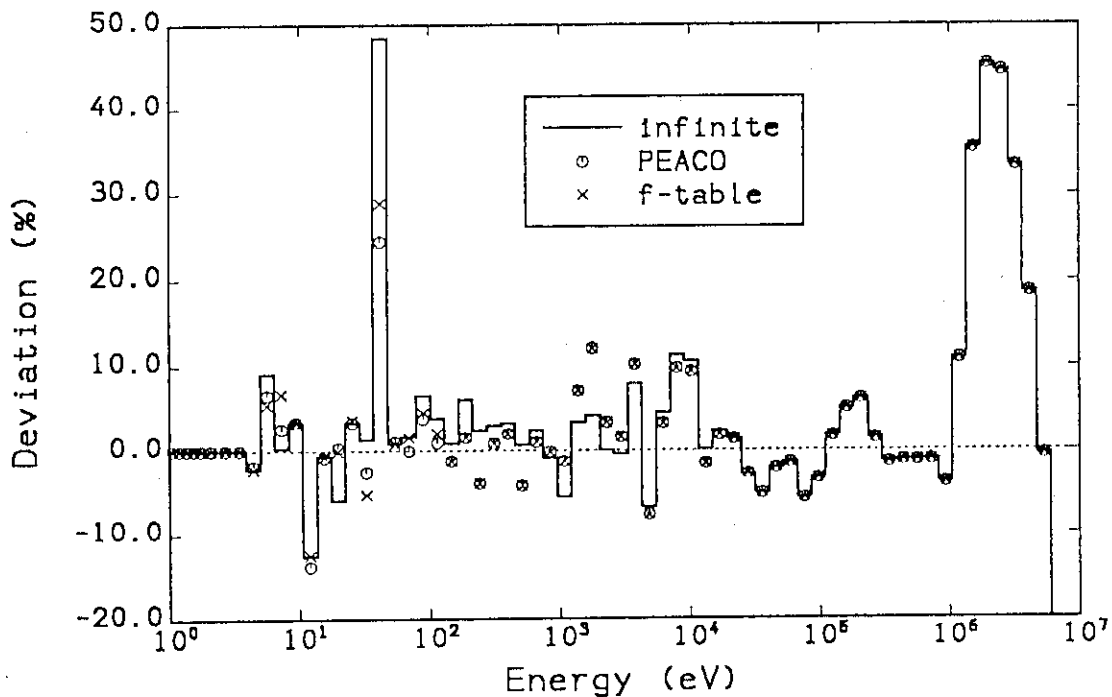


Fig. 4.4 Deviation of U-238 effective capture cross section of ENDF/B-IV from JENDL-2 ($V_m/V_f=1.1$).

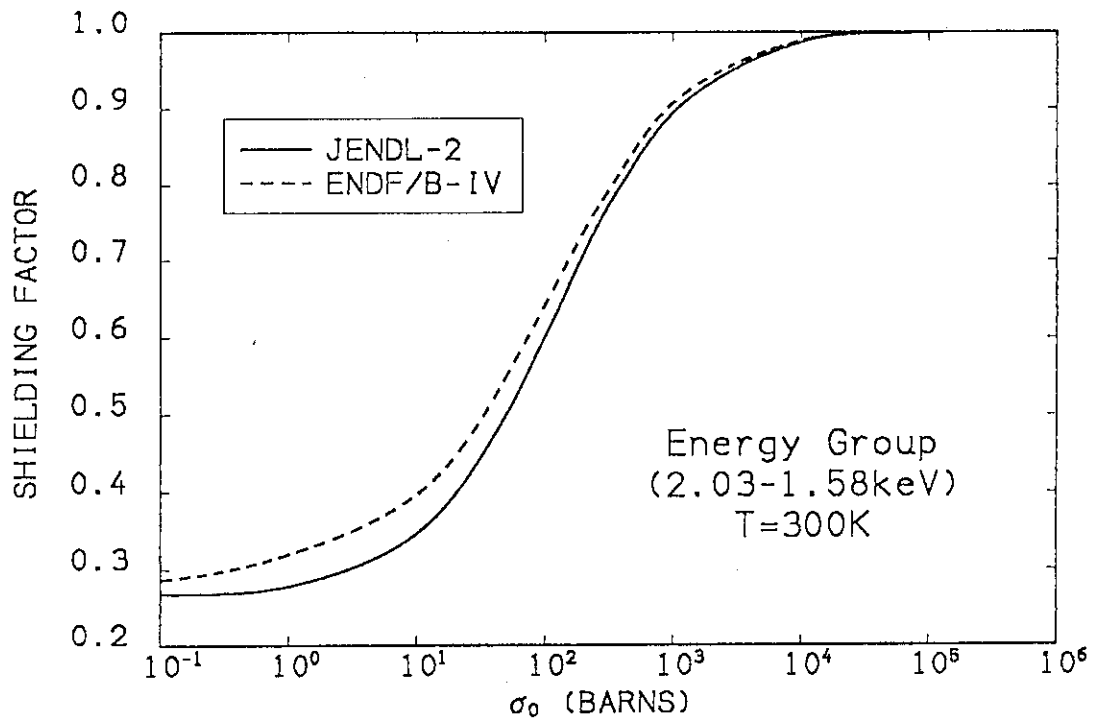


Fig. 4.5 Self shielding factors obtained with ENDF/B-IV and JENDL-2 nuclear data for the energy group of 2.03~1.58keV($V_m/V_f=1.1$).

4.3 高アクチナイド核種と核分裂生成核種の核データ

高アクチナイド核種や核分裂生成核種の核データの不確かさは一般に U-238やPu-239といった重要核種の場合に比べて大きい。従ってこれらの核種の核データのライブラリ間のばらつきが燃焼特性に及ぼす影響を調べておくことは重要である。

Fig. 4.6は4つの核データファイルを用いて $V_m/V_f=0.74$ の格子に対して計算された50GWd/t燃焼時点でのアクチナイド核種の全吸収反応に対する吸収反応率割合を比較している。ENDF/B-IVによる結果は、他のファイルによる結果と差が見られる。特にAm-243に対して得られた吸収率は、JENDL-2とENDF/B-IVとで0.2%以上も異なる。JENDL-2とJEF-1、ENDF/B-Vとの一致は良い¹²⁾。

同様に核分裂生成核種の50GWd/t時点での吸収反応率に対する核データファイル間の差異をFig. 4.7に示す¹⁶⁾。いくつかの核種において吸収反応率割合にかなり大きなばらつきが見られる。これらの差異は燃焼反応度損失に対して、Fig. 4.8に見られるような影響を及ぼす¹⁵⁾。この図はJENDL-2により得られた増倍率との相対値として他のファイルによる増倍率の燃焼度依存性を示している。JENDL-2とJEF-1の結果の一致は良いが、一方ENDF/B-Vによる反応度変化は、JENDL-2の場合と50GWd/t時点では0.5% $\Delta k/k$ 程度の差が見られる。各核種毎の大きなばらつきは相殺によって結果として偶然に小さくなっている。

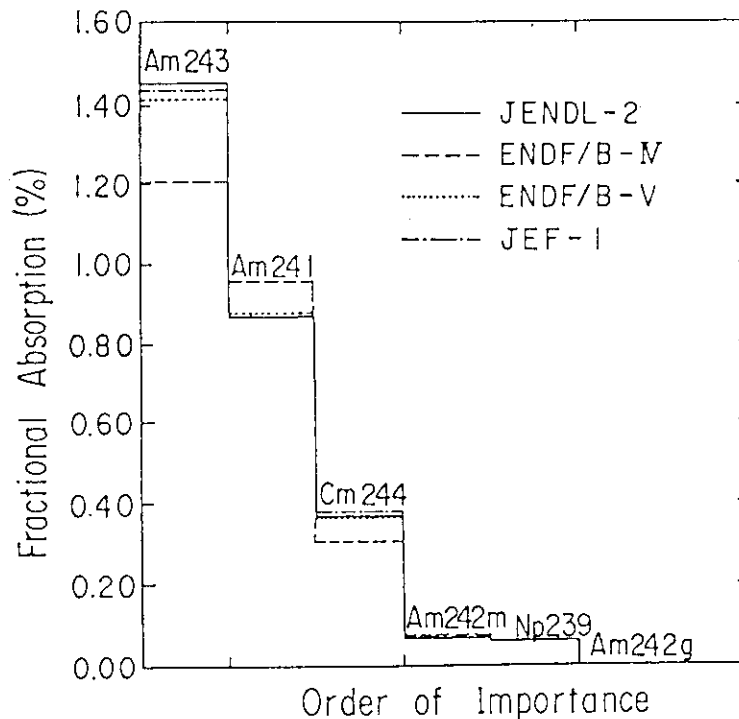


Fig. 4.6 Absorption fraction of minor actinides calculated with different nuclear data files($V_m/V_f=0.74$, 50GWd/t).

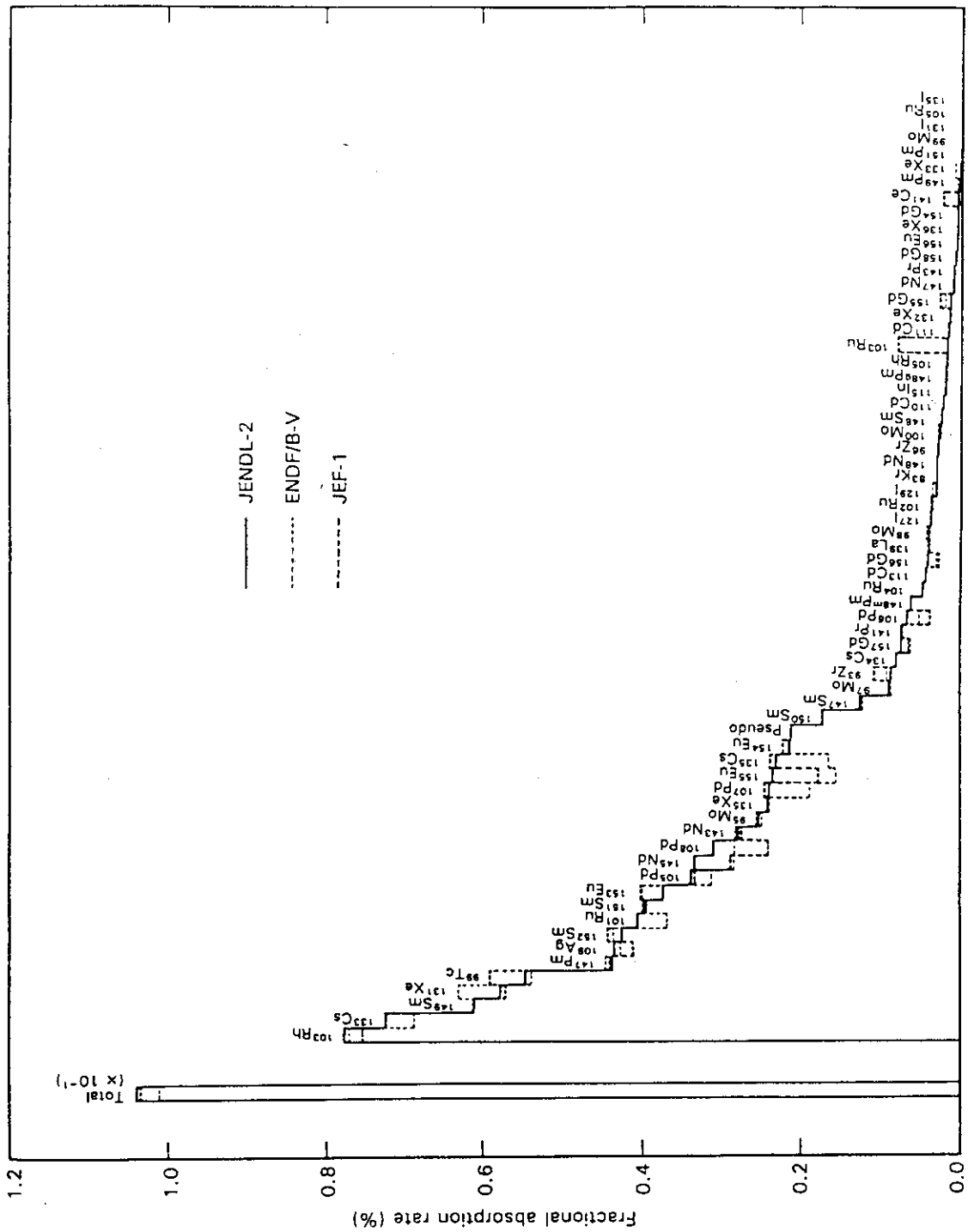


Fig. 4.7 Fractional absorption rate of fission products obtained with different nuclear data ($V_{\infty}/V_f=0.74$, 50GWd/t, by Takano's chain).

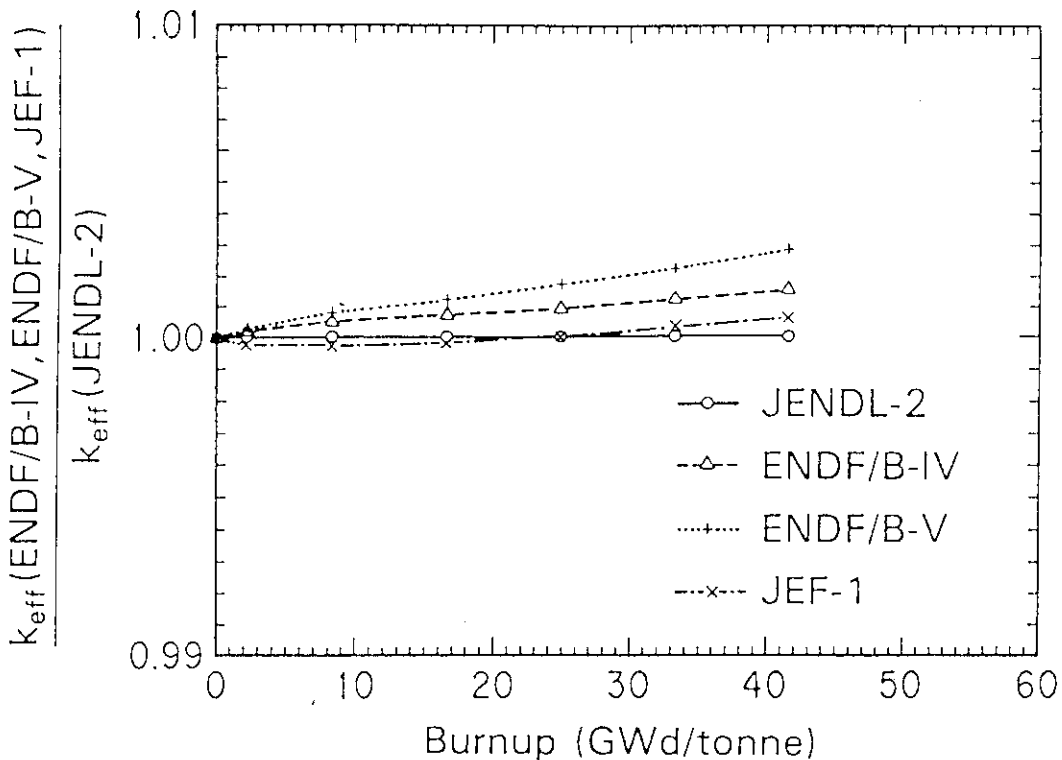


Fig. 4.8 Comparison of the k_{eff} s calculated with different nuclear data files (relative value to the k_{eff} with JENDL-2).

4.4 JENDL-3ライブラリによる予測精度の検討

JENDL-3ライブラリを用いて PROTEUS実験(5章)の解析を行い、高転換軽水炉系における予測精度をJENDL-2ライブラリ等と比較した²¹⁾。

JENDL-3ライブラリでは、U-235やPu-239などの核種の熱領域の ν 値が、エネルギーに依存した構造を持つ。ここではまず、熱領域の ν 値のエネルギー依存性の有無の影響について検討した。Fig. 4.9にJENDL-3ライブラリによって計算された PROTEUS Core 1~Core 3の無限増倍率が比較されている。 ν 値のエネルギー依存性の取り扱いの差は0.2% $\Delta k/k$ 程度であることがわかる。

同じ図にはJENDL-2により得られた無限増倍率も示されている。JENDL-2とJENDL-3の違いは100%ボイド時で1% $\Delta k/k$ を越える差を生じる。減速材によらずJENDL-3による無限増倍率は実験との一致が良い。

Fig. 4.10に、U-238捕獲反応率(C8)/Pu-239核分裂反応率(F9)の反応率比の計算結果を示す。この反応率比(C8/F9)は格子の転換比との関連が非常に高い。JENDL-2と-3では、全ボイド率を通じ約1% JENDL-3の方が大きな反応率比を与える。

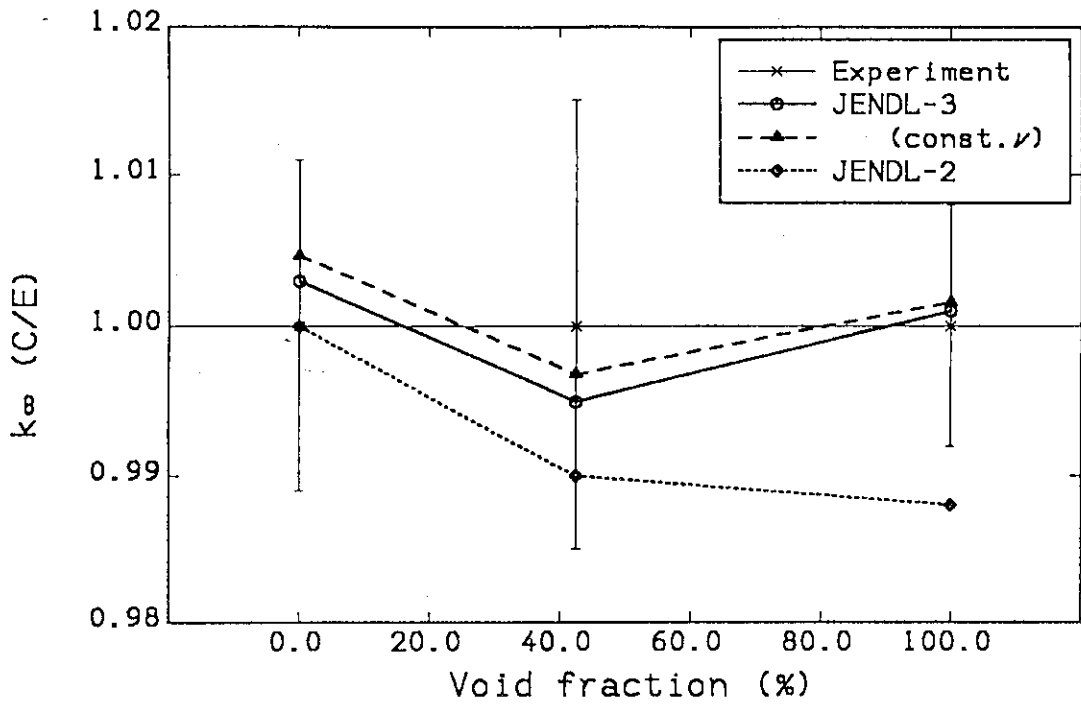


Fig. 4.9 Effect of the energy dependence of ν value on the k_{∞} s of PROTEUS cores (case "const. ν " uses the 2200m/s value).

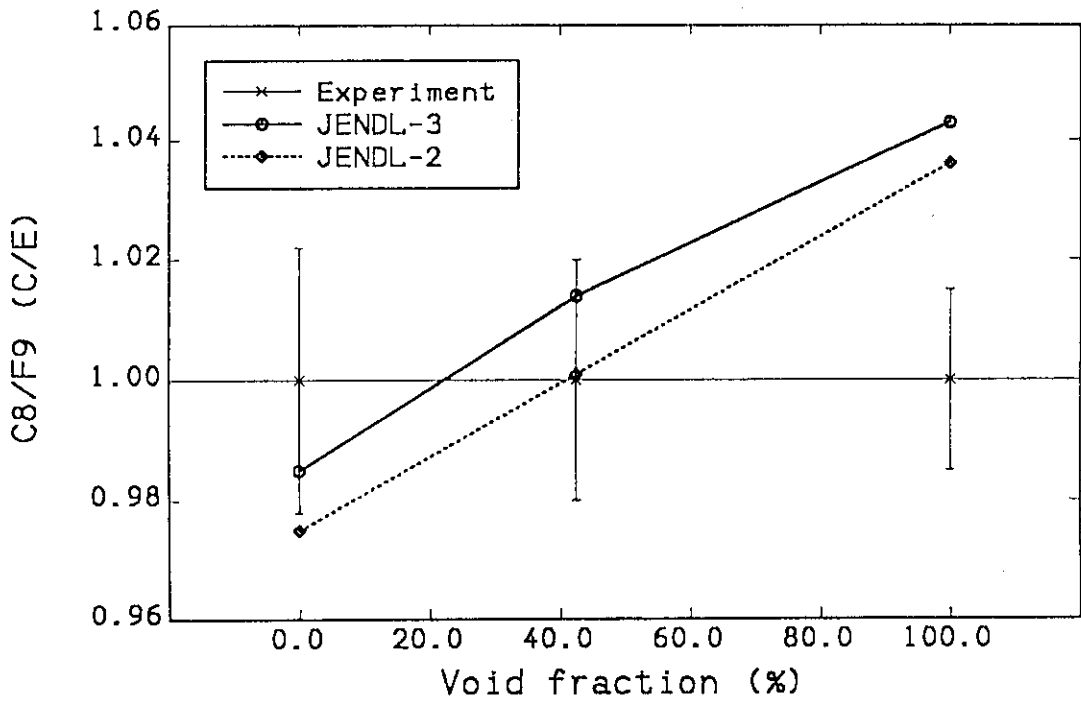


Fig. 4.10 C8/F9 reaction rate ratios for PROTEUS Cores 1~3.

5. PROTEUS 実験解析

スイスPSIのPROTEUS炉施設で1981年以来行われている臨界実験は MOX燃料を用いた高転換軽水炉格子の炉物理実験として結果が公表されている唯一のものである。この PROTEUS実験は、PuO₂/UO₂燃料稠密格子のボイド反応度特性に主眼をおいて、 k_{∞} や各種の反応率比などが測定されている一方、WIMS-D、EPRI-CPMコード等による実験解析も行われている²⁾。原研においても、1984年高転換軽水炉の研究を始めるにあたり、SRACシステムの高転換軽水炉系への適応性を検討するために PROTEUS実験解析を行い、核特性解析上の問題点の整理を試みた⁶⁾。ここではSRACシステムによるPROTEUS実験解析の結果を簡単に紹介し、実験値やWIMS-Dコード等の計算結果との比較からSRACシステムの計算精度の評価を行う。なお、ここで紹介する成果は、1984～1986年当時のものであり、後述するNEACRPベンチマーク計算等の結果によって問題点の修正や改良が行われる以前の古いコードによるものであることは注意しなければならない。

5.1 PROTEUS実験炉心の概要

Fig. 5.1とTable 5.1にPROTEUS実験のテスト領域の格子の概略を示す。炉心は核分裂性プルトニウム15%の燃料棒と 減損ウランの親物質棒からなるテスト領域をバッファー領域とドライバー領域で取り囲んだ構造をしており、テスト領域はドライバーからの中性子によって臨界に保たれる。Fig. 5.1 (a)、(b)に示されるように、テスト領域の格子は燃料棒と親物質棒を1:1あるいは2:1に配列し、異なるプルトニウム富化度に対応させている。テスト領域の減速材をH₂O、空気、Dowthermと取り替えることにより減速材ボイド状態を模擬できるようになっている。DowthermはH₂Oの42.5%ボイド状態に相当する水素密度を持つ減速材である。(a)と(b)の格子配置に対して上記の3種類の減速材をそれぞれ用いて (a)Core 1～3と (b)Core 6～4 の合計6つの炉心が設定された。測定された量は、

- U-238 捕獲反応率(C8)、Pu-239核分裂反応率(F9)、U-238核分裂反応率(F8)、あるいはU-235核分裂反応率(F5)等のtwo rod 非均質性(ある反応の、燃料棒と親物質棒における反応率の比)
- C8/F9、F8/F9、F5/F9等の反応率比
- k_{∞} (Core 1～3のみ)

である。

5.2 実験解析結果

SRACによる、Core 1～3のtwo rod 非均質性の計算結果をFig. 5.2に他のコードの結果と比較して示す。これらの図には2つの異なった核データ、JENDL-2とENDF/B-IVを用いたSRACの計算結果がSRAC(J2)とSRAC(B4)として示されている。SRACによる計算値はおおむね1%以内の精度で実験値と一致しているが、C8のtwo rod 非均質性の予測精度が悪い。同様の実験との不一致は各計算コードに共通して見られ(SRACの結果は他のコードの結果と比べてボイド依存性は見られないが)、今のところ明確な解決は得られていない。PROTEUS実験解析における問題点となっている。

Fig. 5.3には、Core 1～3における各反応率比および k_{∞} が比較されている。Two rod 非均質性

の場合と比べて一般に実験の予測精度は良くない。ただし実験値そのものの誤差も two rod 非均質性に比べて大きくなっている。この中では特にC8/F9が高転換軽水炉で重要な転換比と直接関係する量であり、この反応率比の予測精度は転換比の計算精度にそのまま結びつく可能性がある。次章で述べるNEACRPベンチマーク計算においても、各計算コードによる転換比の計算値のばらつきは非常に大きい。しかし、 k_{∞} に関してはSRACによって計算された値は減速材ボイド率によらず実験と良く一致している。

全体的に見て、SRACは他のコードと比べると実験値の予測精度が良好であるが、two rod 非均質性や転換比等に見られるように特にU-238の反応の計算精度について検討の必要性がある。そのためSRACの手法の検証を、連続エネルギー・モンテカルロコードVIMを用いて行ったが、VIMコードによってもSRACと同様の結果を得た。従って、U-238の核データの再評価や積分測定精度の見直し等が必要と考えられる。

Table 5.1 Number Densities for PROTEUS Cores 1~6($\times 10^{24}$ atoms/cm³)

Material 1 (PuO ₂ /UO ₂ +steel)							
U-235	7.781E-5	U-238	1.839E-2	Pu-239	2.580E-3	Pu-240	5.699E-4
Pu-241	5.675E-5	Pu-242	1.256E-5	Am-241	3.833E-5	O	4.346E-2
H	2.005E-4	Al	3.683E-4	Fe	2.600E-3	Cr	6.843E-4
Ni	3.301E-4	Mn	5.376E-5	Si	3.286E-5	Mo	8.123E-6
Material 2 (Depleted UO ₂)							
U-235	9.851E-5	U-238	2.321E-2	O	4.677E-2	Al	3.827E-4
Material 3 (Cladding)							
Al	6.080E-3	Fe	3.125E-2	Cr	8.536E-3	Ni	5.118E-3
Mn	1.001E-3	Mo	7.354E-4	Si	8.124E-4	N	1.323E-5
Material 4 (Moderator)							
H ₂ O :		H	6.652E-2	O	3.626E-2		
air :		N	3.5E-5	O	1.0E-5	Al	8.1E-4
Dowtherm :		H	3.824E-2	C	4.578E-2	O	2.832E-3

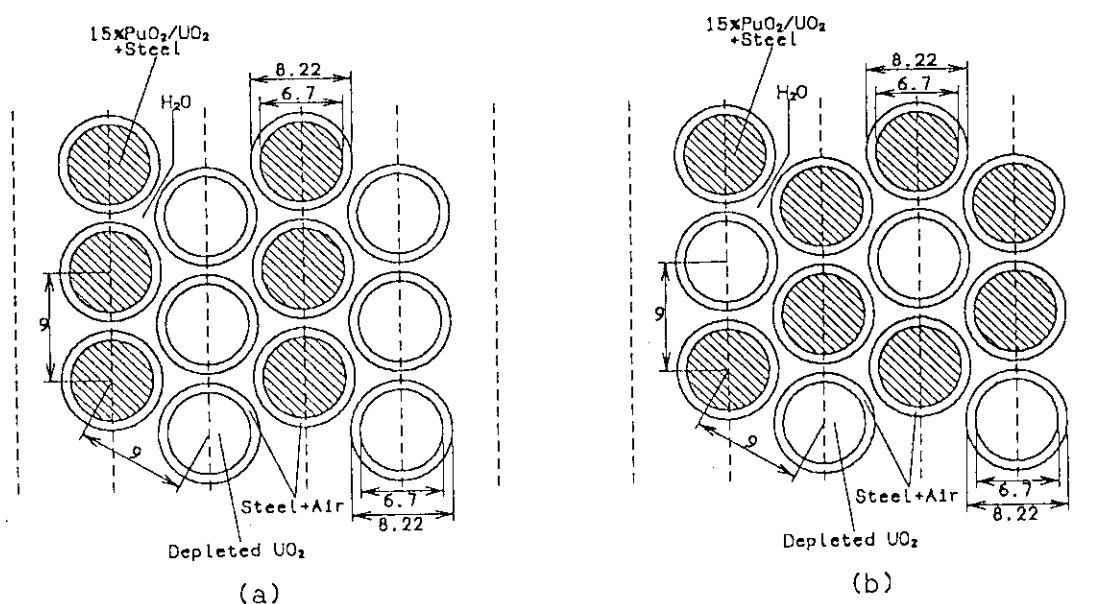


Fig. 5.1 Test lattices for (a)PROTEUS Cores 1(moderator : H₂O), 2(air) and 3(Dowtherm), and (b)Cores 4(Dowtherm), 5(air) and 6(H₂O) (unit mm).

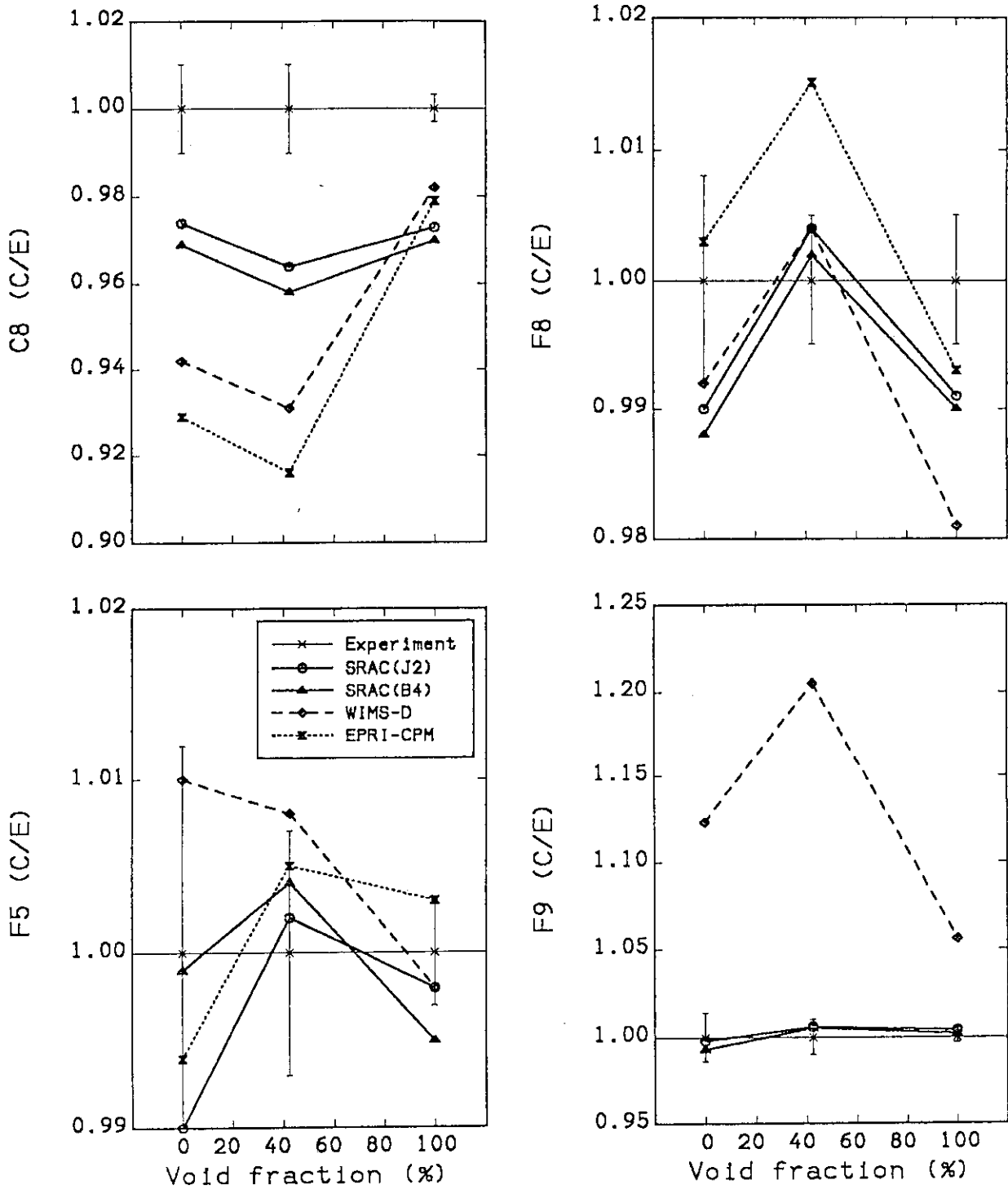


Fig. 5.2 Two rod heterogeneity calculated for PROTEUS Cores 1~3.

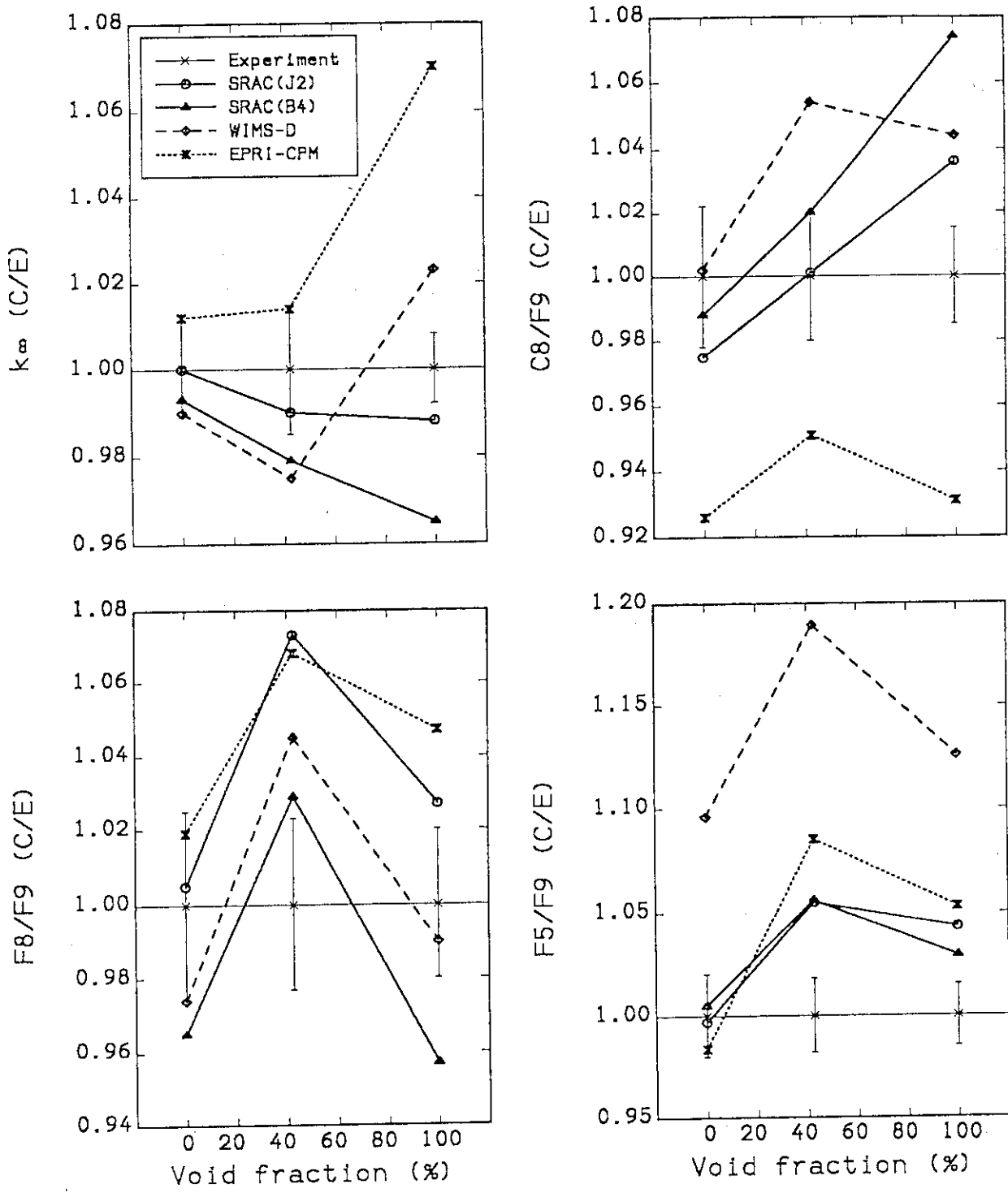


Fig. 5.3 k_{∞} and reaction rates for PROTEUS Cores 1~3.

6. NEACRPベンチマーク計算

PROTEUS実験に対する格子計算の国際比較の結果が1985年にスイスPSIのR.Chawlaによってまとめられた²⁾。この結果を見ると、 k_{∞} や反応率比などの積分パラメータの計算結果は、前章にも見られるように手法・データ間で大きくばらついている。このように大きな差異はこれまで、熱中性子炉と高速炉のどちらのベンチマーク計算においても見られなかったものである。これは従来の軽水炉に対して開発された計算手法とデータは、高転換炉系においては不十分な精度しか持たない事を意味する。このような状況から、1986年のOECD/NEA炉物理委員会(NEACRP)において、高転換軽水炉の核計算に対する手法とデータの問題点を把握し計算手法とデータの開発を促進するために、稠密格子の燃焼ベンチマーク計算を原研から提案した。7ヶ国13の機関による計算結果に対する中間報告の後、いくつかの計算結果の修正、追加あるいは削除をへて、1988年に最終報告書が8ヶ国15機関の20通りの計算結果をまとめて提出された³⁾。また中間報告の際のNEACRPの勧告に従い、高転換軽水炉と核計算コードの専門家による会合が行われ、連続エネルギー・モンテカルロ計算を中心とする第2期のベンチマーク計算の実施が提案されている。ここでは第1期のベンチマーク計算を中心として、計算問題と結果の概要を示し、さらに専門家会合で得られた結論と勧告について簡単にまとめる。またモンテカルロ・コードによるベンチマーク計算の現状についても最後に紹介する。

6.1 ベンチマーク問題

Table 6.1に示されるような、3領域(燃料、被覆管、減速材)単ピン六角格子に対して燃焼度50 GWd/tまでの燃焼計算を行う。計算結果の比較項目は10GWd/tごとの無限増倍率と転換比、及び0、30、50GWd/t時点での主な重核種の反応率、断面積、原子数密度と核分裂生成核種(主要核種、全核種の合計)の反応率である。さらに0、30、50GWd/t時の格子について、ボイド状態を模擬して、減速材密度を55%、10%、1%に減少させた計算も行う。要求される計算結果は、無限増倍率と核種毎(主要重核種および核分裂生成核種の合計)の反応率である。

6.2 ベンチマーク計算結果の概要

ベンチマークの中間報告において、 k_{∞} 、転換比、ボイド反応度の各機関による計算値がかなりばらついていることが指摘された。 k_{∞} は0%ボイドの格子では燃焼度によらず5%に至るばらつきを示した。さらに、減速材ボイド状態では、最大8%の計算値間の相違があった。転換比については、 k_{∞} よりさらに大きくばらつき、差異は最大で、10%にまで達した。これらのばらつきは、主としてPu-239、U-238の反応率の差異によって引き起こされるが、その他にもPu-240、Pu-241、Pu-242や核分裂生成核種の反応も場合によっては重要となることが報告された。

以上の報告をもとに、いくつかの研究機関により、計算結果が手法やデータの整備等を経て改訂されあるいは取り下げられた。また新たにベンチマークに提出された計算結果を加え最終的に、8ヶ国15の機関の合計20通りの計算結果による参加があった。これらの計算においては機関によって様々なデータと手法が用いられている。核データとしてはENDF/B-IV、B-V、JEF、JENDL-2、

Table 6.1 Benchmark Specification

V_m/V_f	0.6	1.1
Lattice pitch(cm)	1.0883	1.2204
Fuel(PuO_2/UO_2)		
Pu fis.enrich.(%)	8.0	7.0
Temperature(K)	900	900
Pu composition	Pu239:Pu240:Pu241:Pu242 =0.571:0.251:0.101:0.077	
Cladding	Stainless steel	Zircaloy
Diameter(cm)	0.95	0.95
Thickness(cm)	0.065	0.065
Temperature(K)	800	800
Moderator(H_2O)		
Temperature(K)	600	600
Linear power(W/cm)	160	160

KEDAK、WIMSなどのライブラリが使用されている。またスペクトル計算は衝突確率法、Sn輸送計算、モンテカルロ法等により行われている。

これらの結果を見ると、Pu-240、Pu-241、Pu-242の反応率のばらつきは、中間報告時よりかなり小さくなっている。しかしながら、U-238、Pu-239そして核分裂生成核種の反応率は依然として機関ごとに大きく異なる値を示している。結果として、 k_{∞} の燃焼依存性の一致は中間報告時点に比べ良くなったが、特に転換比においては中間結果と同様大きくばらついている。Fig. 6.1～6.3に $V_m/V_f=1.1$ の格子に対するSRACによる k_{∞} と転換比の計算値を他のコードの結果と比較して示す。Fig. 6.1では、 k_{∞} を最も小さく見積もっている1つの計算結果(この計算ではPu-242の自己遮蔽効果を考慮していない。比較のために最終結果に残された。)を除くと k_{∞} のばらつきは燃焼期間を通じて2～3%と中間報告時の半分にまで減少したことがわかる。しかしFig. 6.2にある通り減速材ボイド状態では無限増倍率の差異は7%にまで達する。Fig. 6.3から、転換比のばらつきは中間報告時と同様最大10%に近いことがわかる。

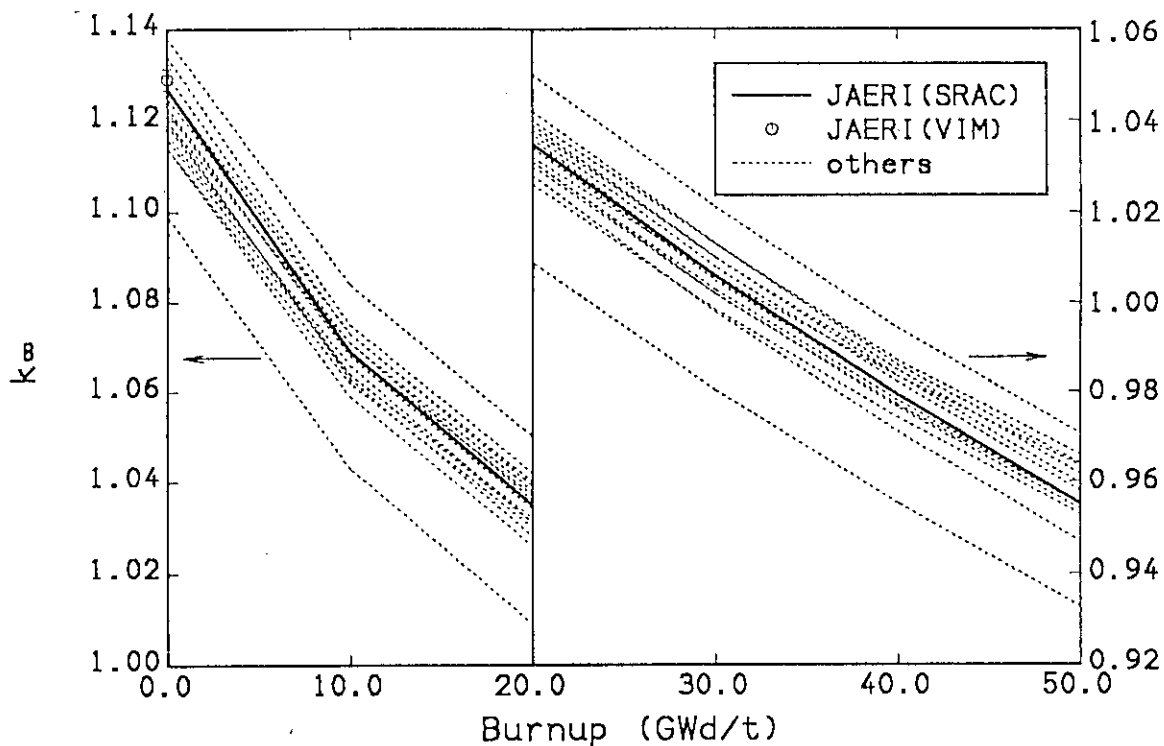


Fig. 6.1 Comparison of burnup dependence of k_{∞} ($V_m/V_f=1.1$).

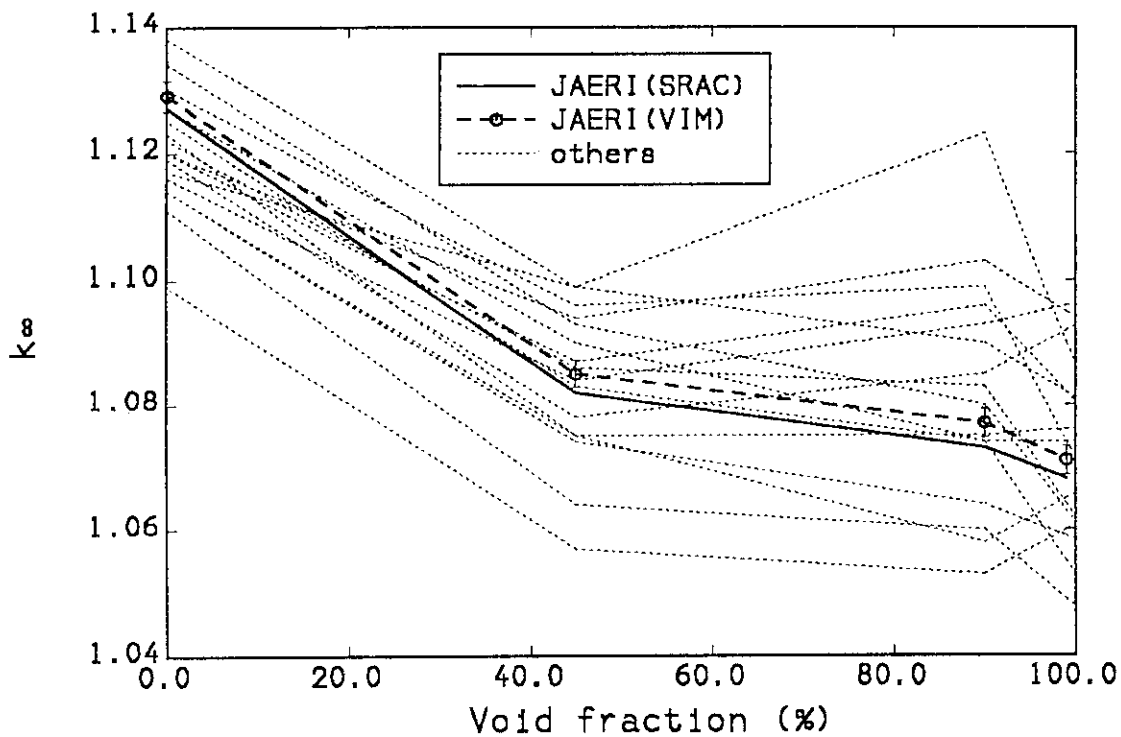


Fig. 6.2 Void reactivity characteristics ($V_m/V_f=1.1$, 0GWd/t).

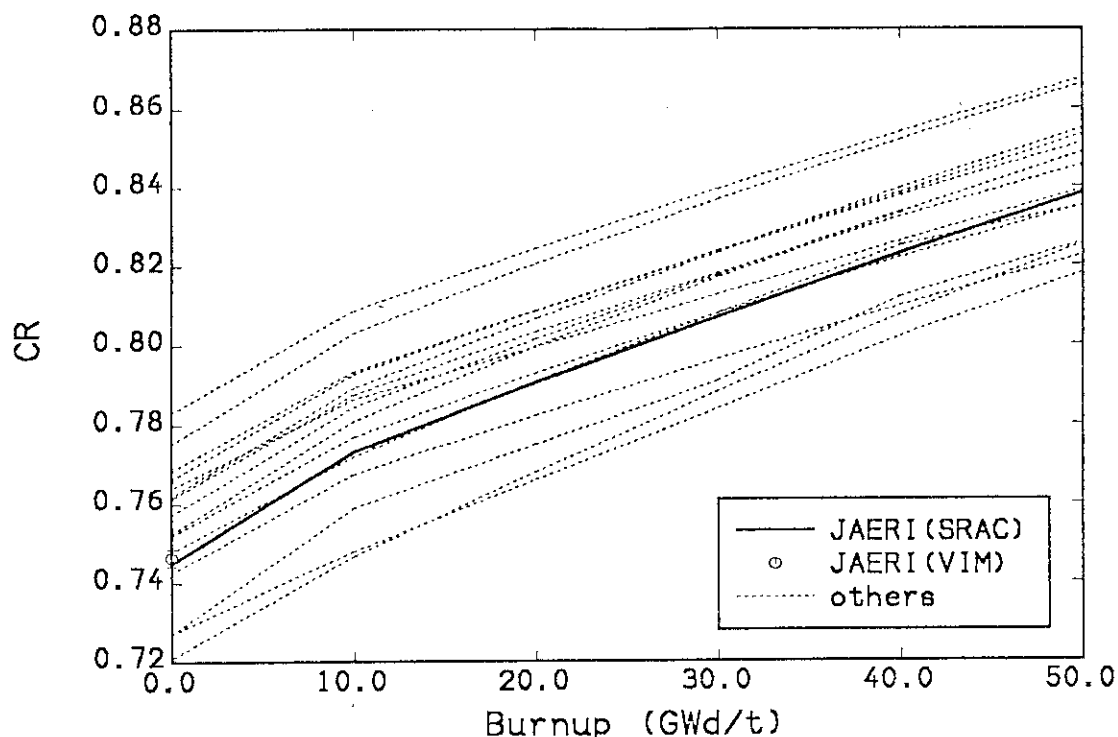


Fig. 6.3 Burnup dependence of conversion ratio($V_m/V_f=1.1$).

6.3 専門家会合の結論

NEACRP高転換軽水炉ベンチマーク計算に関する専門家会合は、1988年4月フランスのNEAデータバンクにおいて開催された。会合にはベンチマーク計算の参加者と高転換軽水炉分野の専門家からなる、6ヶ国19人のメンバーの参加があった。専門家会合によって得られた全体的な結論は以下の通りである。

- 今回のベンチマーク計算の参加者によって用いられた計算システムのほとんどは、元来軽水炉や高速炉用に開発されて来たため、高転換軽水炉の解析には不適當な簡單化を含んでいた。そのため、多くのベンチマーク参加者によって計算コードの發展及び改良が進められた。
- これらの改良にもかかわらず、依然として大きな計算値間のばらつきが、特にボイド反応度係数や転換比の計算において見られた。
- このばらつきの原因は主に次のような点と関係している。
 - 共鳴遮蔽の扱い（燃料核種、構造材核種等。全エネルギー領域を通じて）
 - スペクトル計算（核分裂スペクトル、散乱マトリクスの扱い含む）
 - 評価済み核データファイルの精度（U-238、Pu-239、核分裂生成核種、高アクチナイド）
- このような現状から、ベンチマーク問題に対する参照計算結果を得ることが強く望まれる。この計算結果との比較を通し、ベンチマーク参加者は各自の計算の質をより良く把握し、いかなる

改善が必要であるかを適切に判断することができる。

•従って、VIM、TRIPOLI-2、MCNPの各コードと ENDF/B-IV、-V、JEF-1、JENDL-2のライブラリを用いたモンテカルロ計算を行うことを提案する。計算問題は次の2つとする。

1. PROTEUS Phase I 実験格子
2. NEACRP ベンチマーク問題の0及び50GWd/t燃焼時点の格子。ただし50GWd/t時点の組成は指定されるものとする。

•このモンテカルロ計算に関する専門家会合を1989年6月に開催することを提案する。

6.4 第二期ベンチマーク計算の現状

新ベンチマーク問題に対しては現在まで、合計11種類の計算結果が寄せられている。しかしながら、このうち連続エネルギー・モンテカルロ計算を行ったのは、原研のJENDL-2ライブラリとVIMコードによる計算だけである。モンテカルロ法の性格上計算精度を出すには多くの計算時間が必要となるため、今後いくつかの機関からの結果の提出が予定されている。モンテカルロ計算による参照計算結果を得るという本来の目的からすると、現在のところベンチマーク計算はまだ進行中の状態にある。従って、第2回の専門家会合においては、現在まで結果が集っている各計算コードの計算手法に関する議論が行われた。また、この専門家会合で議論された第二期ベンチマーク計算の結果は1990年フランスのマルセイユで行われた国際炉物理学会で発表された²²⁾。その内容の一部をFig. 6.4 に示す。この図は第一期(old)および第二期(new)の k_{∞} の平均値とそのばらつきの大きさを減速材ボイド率に対して示している。

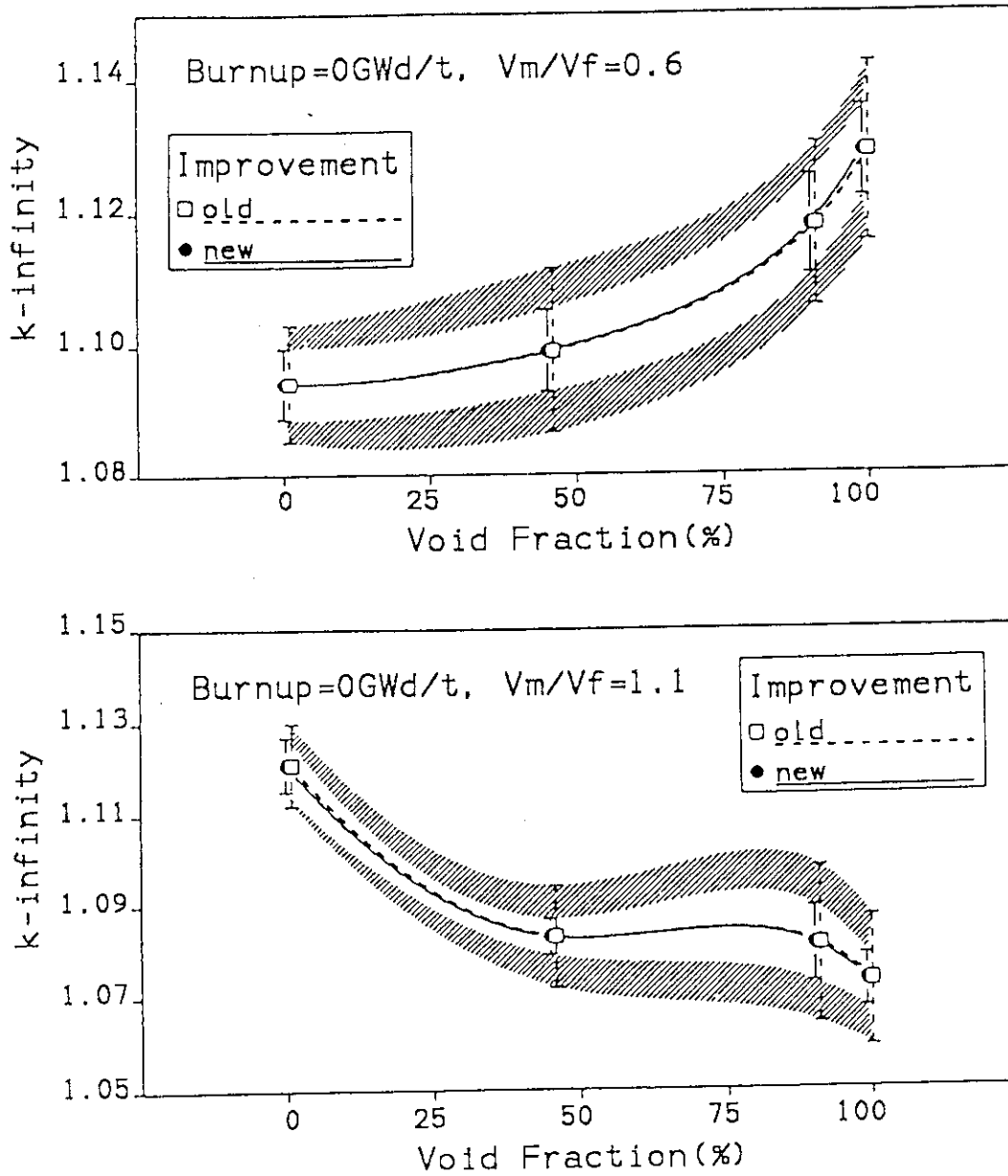


Fig. 6.4 Improvement of k_{∞} calculation with moderator void fraction.

7. SRACコードとデータ・ライブラリの改良

高転換軽水炉解析のためのデータと手法の検討結果を踏まえて、SRACコードとデータ・ライブラリに対して様々な手法及びデータの改良、修正が行われた。ここでは本文の内容に関係するものを中心に、SRACシステムの改良点についてまとめる。

(a) 複雑格子形状におけるDancoff係数計算法

複数種類の燃料領域からなる複雑格子において、燃料核種毎、燃料の種類毎にDancoff係数を計算できるように計算法を改良した²³⁾。これはPROTEUS実験解析のために行われた。

(b) 高アクチナイドと核分裂生成核種のデータ・ライブラリ

燃焼チェーンの充実にともない、あるいは評価済み核データ・ファイル間の差異の検討のために、高アクチナイド及び核分裂生成核種のデータ・ライブラリが整備された。核分裂生成核種の自己遮蔽の効果を検討するために、遮蔽因子が用意されたデータも作成された。また共鳴の干渉効果の検討用に、核分裂生成核種の超詳細群データ・ライブラリ(MCROSSライブラリ)も用意された。

(c) 燃焼データ

新しく作成した燃焼チェーン用のチェーン・データが作られ、必要に応じSRACの燃焼計算ルーチンが修正(ディメンションの拡張など)された。チェーンの検討中に核分裂あたりの核分裂生成核種の収率のデータの修正も行われた。具体的には文献 24)にある数値に統一した。またNEACRPベンチマーク計算結果の中間報告の際に見い出された核分裂あたりの発生エネルギーの誤りも修正された。例として、Pu-239に対して201MeV/fissionから212MeV/fissionに修正されたように、これまでかなり小さな数値が用いられていた。この修正の結果、例えばNEACRPベンチマークの $V_m/V_f=1.1$ の格子の燃焼反応度変化に、50GWd/t時点において約0.6% $\Delta k/k$ という無視し得ない影響を及ぼした。

(d) JENDL-3ライブラリ

JENDL-3に基づくライブラリが作成された。このライブラリを用いることができるようにSRACシステムの、エネルギー依存の熱領域 ρ 値や非弾性散乱断面積などの取り扱いが改められた。

(e) 任意温度における計算

現在のSRACシステムでは、超詳細群による断面積計算および熱エネルギー領域における散乱マトリクスの計算は、あらかじめ決められたいくつかの温度点でしか行えないため、任意の温度で計算が行えるようにした。

(f) その他

将来の可能性の1つとしてのTh系燃料高転換軽水炉の燃焼解析用に、3章で述べられたアクチナイド燃焼チェーンモデル(Fig. 3.2)を発展させたチェーンを作成した。具体的にはTh/U-233を燃焼した時に問題となる放射崩壊系列の親核種であるU-232 \rightarrow Th-228を加えた。さらに Np-237(TRU廃棄物核種として重要)に関連するチェーンを記述することによって、Fig. 3.2の2本のチェーンを連結した Th-228からCm-245までのチェーンとした。

また、検討の結果現在のSRACシステムでは用いられていないが、ガス状核分裂生成核種の放出を扱う燃焼計算ルーチンや、1eV周辺のエネルギー群構造がWIMSライブラリのように詳細である熱ライブラリも作成された。

8. ま と め

まえがきに述べられたように、高転換軽水炉の炉物理で最大の問題点は、共鳴エネルギー領域の取り扱いとボイド特性、及び燃焼性能評価にある。本文ではこれらの点を中心とする、炉物理解析の手法とデータに関する原研での検討結果についてまとめた。

共鳴領域の取り扱いについては、SRACシステムに既に備っていた超詳細群直接スペクトル計算法の精度の高さが示されると共に、この手法の使用上の限界(Pu-240の1.06eV共鳴)も明らかにされた。またPu-242の2.67eV共鳴の自己遮蔽効果の検討については、NEACRPベンチマーク計算結果の半数が中間報告段階ではこれを考慮していなかったことからわかるように、国内外の多くの機関の計算コードの精度向上に寄与した。

燃焼特性解析においては、アメリカウム、キュリウム等の高アクチナイドの核種毎の寄与の大きさを詳細に検討し、これらの核種が燃焼特性に極めて重要な影響を及ぼすことを示した。核分裂生成核種は、高転換軽水炉における共鳴領域の重要性と燃焼度の高さから、軽水炉や高速炉と比べより詳しい扱いが必要となる。しかし、核分裂生成核種についてはこれまで詳細な検討がなされておらず、原研における解析によって非常に貴重な結果が与えられた。特に核分裂生成核種の遮蔽効果の重要性については、初めて定量的に指摘されたものである。

核データの不確かさが核特性に及ぼす影響についても、様々な角度から検討が加えられた。ここで指摘されたデータの不確かさについては、核特性予測精度を把握する意味から重要である。また、特に高アクチナイドや核分裂生成核種のように評価済みライブラリ間の差異の大きな核種については、今後さらに精密な評価が望まれる事項でもある。

原研によって提案されたNEACRPベンチマーク計算は、上にも述べられたような各国の計算手法とデータに存在する問題点の摘出と手法・データ開発の促進に寄与した。このNEACRPベンチマークとPROTEUS実験解析の結果に見られるように、SRACシステムは総合的には他のコードと比較して良好な計算結果を与えている。現状で、高転換軽水炉の概念検討に必要な精度は充分得られているものと判断している。

しかしながら、PROTEUS実験のC8の two rod 非均質性や C8/F9反応率比の予測精度、あるいはNEACRPベンチマークの転換比の計算値のコード間のばらつき等に見られるように、転換比の計算精度、特にU-238の捕獲反応に関しては今後さらに詳細な検討が必要であろう。

謝 辞

計算手法とデータのチェック、並びにコードの改良などに対する、株式会社日本総合研究所の金子邦男氏の御助力に感謝します。

8. ま と め

まえがきに述べられたように、高転換軽水炉の炉物理で最大の問題点は、共鳴エネルギー領域の取り扱いとボイド特性、及び燃焼性能評価にある。本文ではこれらの点を中心とする、炉物理解析の手法とデータに関する原研での検討結果についてまとめた。

共鳴領域の取り扱いについては、SRACシステムに既に備っていた超詳細群直接スペクトル計算法の精度の高さが示されると共に、この手法の使用上の限界(Pu-240の1.06eV共鳴)も明らかにされた。またPu-242の2.67eV共鳴の自己遮蔽効果の検討については、NEACRPベンチマーク計算結果の半数が中間報告段階ではこれを考慮していなかったことからわかるように、国内外の多くの機関の計算コードの精度向上に寄与した。

燃焼特性解析においては、アメリカウム、キュリウム等の高アクチナイドの核種毎の寄与の大きさを詳細に検討し、これらの核種が燃焼特性に極めて重要な影響を及ぼすことを示した。核分裂生成核種は、高転換軽水炉における共鳴領域の重要性と燃焼度の高さから、軽水炉や高速炉と比べより詳しい扱いが必要となる。しかし、核分裂生成核種についてはこれまで詳細な検討がなされておらず、原研における解析によって非常に貴重な結果が与えられた。特に核分裂生成核種の遮蔽効果の重要性については、初めて定量的に指摘されたものである。

核データの不確かさが核特性に及ぼす影響についても、様々な角度から検討が加えられた。ここで指摘されたデータの不確かさについては、核特性予測精度を把握する意味から重要である。また、特に高アクチナイドや核分裂生成核種のように評価済みライブラリ間の差異の大きな核種については、今後さらに精密な評価が望まれる事項でもある。

原研によって提案されたNEACRPベンチマーク計算は、上にも述べられたような各国の計算手法とデータに存在する問題点の摘出と手法・データ開発の促進に寄与した。このNEACRPベンチマークとPROTEUS実験解析の結果に見られるように、SRACシステムは総合的には他のコードと比較して良好な計算結果を与えている。現状で、高転換軽水炉の概念検討に必要な精度は充分得られているものと判断している。

しかしながら、PROTEUS実験のC8の two rod 非均質性や C8/F9反応率比の予測精度、あるいはNEACRPベンチマークの転換比の計算値のコード間のばらつき等に見られるように、転換比の計算精度、特にU-238の捕獲反応に関しては今後さらに詳細な検討が必要であろう。

謝 辞

計算手法とデータのチェック、並びにコードの改良などに対する、株式会社日本総合研究所の金子邦男氏の御助力に感謝します。

参 考 文 献

- 1) TSUCHIHASHI, K., ISHIGURO, Y., KANEKO, K. and IDO, M.: "Revised SRAC Code System", JAERI-1302 (1986).
- 2) CHAWLA, R., GMÜR, K., and HAGER, H.: "Reactivity and Reaction Rate Ratio Changes with Moderator Voidage in a LWHCR Lattice", Nucl. Technol., 67, 296 (1984), and CHAWLA, R., SEILER, R. and GMÜR, K.: "Effects of Fuel Enrichment on the Physics Characteristics of Plutonium-Fueled LWHCRs", Nucl. Technol., 73, 296 (1986).
- 3) AKIE, H., ISHIGURO, Y. and TAKANO, H.: "Summary Report on the International Comparison of NEACRP Burnup Benchmark Calculations for High Conversion Light Water Reactor Lattices", JAERI-M 88-200 (NEACRP-L-309) (1988).
- 4) VALLÉE, A., MILLOT, J.P. and BRUNA, G.: "The FRAMATOME RCVS Concept and Physics", Proc. ENC'86, Geneva, 2, 477 (1986).
- 5) ISHIGURO, Y.: "PEACO-II: A Code for Calculation of Effective Cross Section in Heterogeneous Systems", JAERI-M 5527 (1974).
- 6) 石黒幸雄, 土橋敬一郎, 佐々木誠: "高転換加圧水炉(HCPWR)の核特性解析上の問題点(SRACシステムによるPROTEUS-LWHCR炉心の解析)", JAERI-M 84-180 (1984), 及び 石黒幸雄, 秋江拓志, 金子邦男, 佐々木誠: "高転換軽水炉の核特性解析上の問題点(II)(SRACによるPROTEUS実験解析報告)", JAERI-M 86-039 (1986).
- 7) LEVITT, L.B. and LEWIS, R.C.: "VIM-1, A Non-Multigroup Monte Carlo Code for Analysis of Fast Critical Assemblies", AI-AEC-12951, Atomic International (1970), and PRAEL, R.E. and MILTON, L.J.: "A User's Manual for the Monte Carlo Code VIM", FRA-TM-84, Argonne National Laboratory (1976).
- 8) JEONG, C.J., OKUMURA, K., ISHIGURO, Y. and TANAKA, K.: "Investigation on Accuracy of Cell Calculation Method Used for Analyses of High Conversion Light Water Reactor Lattices", J. Nucl. Sci. Technol., to be published.
- 9) TAKANO, H.: "A Study of Group Constant Generation Method in Fast Reactor Analysis", JAERI-M 83-075 (1983).
- 10) AKIE, H. and TAKANO, H.: "Treatment of Resonances of Plutonium Isotopes at eV Energy Region in Tight Lattice Cell", J. Nucl. Sci. Technol., 26, 391 (1989).
- 11) TAUBMANN, C.J.: "The WIMS 69-Group Library Tape 166259", AEEW-M1324, United Kingdom Atomic Energy Authority (1975).
- 12) TAKANO, H. and AKIE, H.: "Effect of Transplutonium Nuclides on Burnup Reactivity Change in HCLWRs", J. Nucl. Sci. Technol., 24, 501 (1987).
- 13) TAKANO, H., IHARA, H. and AKIE, H.: "Group Cross Sections of Fission Products and Minor Actinides", Proc. 1986 Seminar on Nuclear Data, p.121, JAERI-M 87-025 (NEANDC(J)123/U, INDC(JPN)109/L) (1987).

- 14) IIJIMA, S., YOSHIDA, T. and YAMAMOTO, T.: "Fission Product Model for BWR Lattice Calculation Code", J.Nucl.Sci.Technol., 19, 96 (1982).
- 15) TAKANO, H., AKIE, H. and KANEKO, K.: private communication (1987).
- 16) TAKANO, H., KANEKO, K., AKIE, H. and ISHIGURO, Y.: "The Effect of Fission Products on Burnup Characteristics in High Conversion Light Water Reactors", Nucl.Technol., 80, 250 (1988).
- 17) AKIE, H. and TAKANO, H.: "Effect of Fission Gas Release on Burnup Characteristics and Void Reactivity in HCLWRs", J.Nucl.Sci.Technol., 24, 668 (1987).
- 18) MEYER, R.O., BEYER, C.E. and VOGLEWEDE, J.C.: "Fission-Gas Release from Fuel at High Burnup", Nucl.Safety, 19, 699 (1978).
- 19) NAKANO, M., TAKEDA, T. and TAKANO, H.: "Sensitivity Analysis of Cell Neutronic Parameters in High-Conversion Light-Water Reactors", J.Nucl.Sci.Technol. 24, 610 (1987).
- 20) ISHIGURO, Y. and ZUKERAN, A.: "Review of the Nuclear Data Status and Requirement for Fission Reactors", Proc. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, 1988, Mito, 15 (1988).
- 21) TAKANO, H., AKIE, H. and KANEKO, K.: "Benchmark Test of JENDL-3I/R1 for Thermal Reactors and High Conversion Light Water Reactors", Reactor Engineering Department Annual Report, p.2, JAERI-M 89-128 (1989).
- 22) BERNNAT, W., ISHIGURO, Y., SARTORI, E., STEPANEK, J. and TAKANO, M.: "Advances in the Analysis of the NEACRP High Conversion LWR Benchmark Problems", Proc. International Conference on the Physics of Reactors, Marseille, France, April 1990, 1, I-54 (1990).
- 23) ISHIGURO, Y. and KANEKO, K.: "Generalized Dancoff Factor in Complex Lattice Arrangement", J.Nucl.Sci.Technol., 22, 853 (1985).
- 24) TASAKA, K., IHARA, H., AKIYAMA, M., YOSHIDA, T., MATSUMOTO, Z. and NAKASIMA, R.: "JNDC Nuclear Data Library of Fission Products", JAERI 1287 (NEANDC(J)91/U, INDC(JAP)78/L) (1983).