

核データ・炉物理特別会合(3)

GEN-IV や実用化戦略調査研究などに関連する 高速炉炉物理の最近の話題

核燃料サイクル開発機構大洗工学センター

中性子工学グループ

羽様 平

hazama@oec.jnc.go.jp

1. はじめに

サイクル機構では電気事業者などの参画を得て、1999年度からFBR（高速増殖炉）サイクルの実用化戦略調査研究（F/S）を実施している。2001年度より5ヶ年計画で実施しているフェーズIIでは課題や成立性について技術的に詳細検討し、実現可能性の高いFBRサイクルの概念を構築、その実用化計画を提示する予定となっている。一方、高速炉への関心は国際的にも高まっており、次世代原子力技術開発計画を推進するGen-IV（Generation IV）プロジェクトにおいても主要な候補となっている。

それらに関連してサイクル機構における高速炉核特性解析に係る最近の話題について紹介する。具体的な炉心設計に関しては2年前に報告しているため[1]、ここでは核データの利用に関連した基盤的なトピックスについて述べる。

2. F/Sにおける核データの利用

まず、F/Sにおける核データの利用について特徴を述べる。F/Sの核特性解析では高速炉用70群炉定数JFSの形式で核データを利用している。ただし、オリジナルの核データではそのものではなく、JUPITER臨界実験などの解析精度（積分データ）をフィードバックすることによって精度をさらに高めた統合炉定数として使用している。また、核データの誤差データ（共分散データ）も積極的に利用しており、統合炉定数作成の他、核設計の目標値や安全解析での誤差の設定に役立てている。共分散データはモックアップ実験の無い炉心の設計精度評価に不可欠なものであり、その重要性はPHYSOR2004に合わせて開催されたGen-IVワークショップにおいても認識されている。

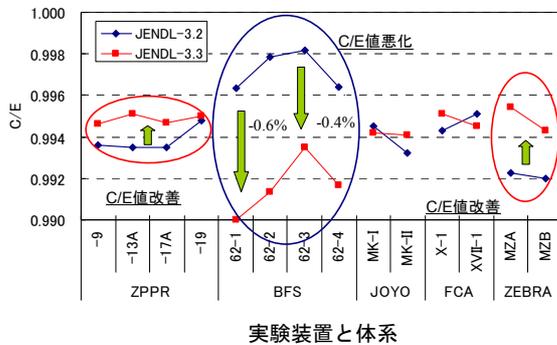
3. トピックス

3.1 JENDL-3.3の検証（BFS臨界実験解析の妥当性検証）

3.1.1 現状のまとめ

JENDL-3.3 を使用することにより、JUPITER 臨界実験解析など Pu を主燃料とする炉心では JENDL-3.2 の場合に比べて C/E 値の改善が図られている。一方、 ^{235}U の寄与が大きい炉心、とりわけ BFS 臨界実験では C/E 値の 1 からのずれが著しく増大するとともに、炉心間の C/E 値のばらつきも拡大している。(図 1、2)

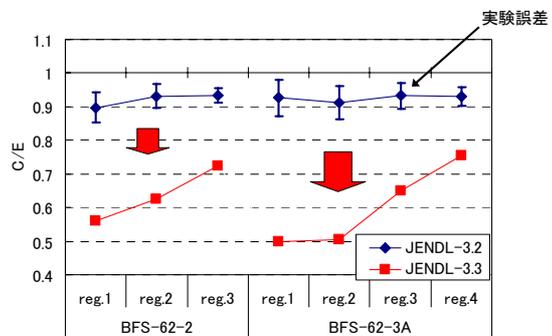
ずれの増大は ^{235}U 捕獲断面積の改訂に起因している。図 3 に ^{235}U 捕獲断面積の JENDL-3.2 からの差異を、図 4 には BFS-62-3A 炉心の感度係数を 18 群エネルギー構造で示すが、1keV 付近での 3 群の寄与により臨界性では-0.6%、ポイド反応度では-60%の変化が生じている。JENDL 以外の核データと比べると 100keV 付近に明確な差異があり、臨界性については 0.3%の差を生じる。



実験装置と体系

図 1 主要実験体系における臨界性の C/E 値

BFS-62-1 : BN-600 模擬体系
 BFS-62-2 : BFS-62-1 で径ブランケットの一部を反射体で置換
 BFS-62-3A : BFS-62-4 で径ブランケットの一部を反射体で置換
 BFS-62-4 : BFS-62-1 で周辺ウラン燃料を Pu で置換



実験炉心とポイド領域

図 2 BFS-臨界実験におけるポイド反応度の C/E 値

(反応度は炉心中心から径方向外側に向けて段階的にポイド領域を広げて評価した領域積分値)

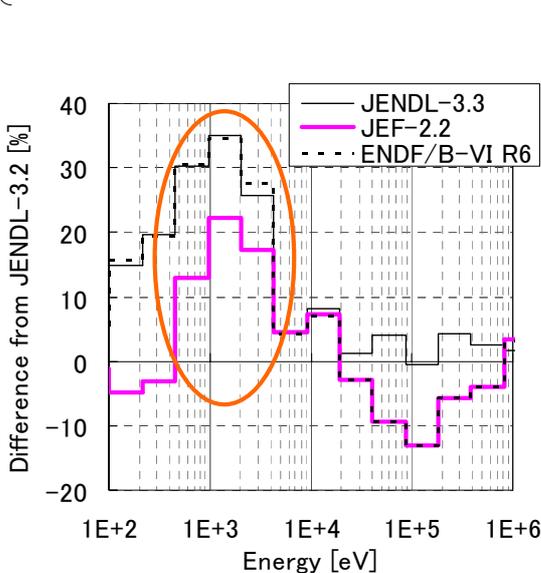


図 3 U-235 捕獲断面積の核データ間の比較 (JENDL-3.2 との無限希釈断面積の差異)

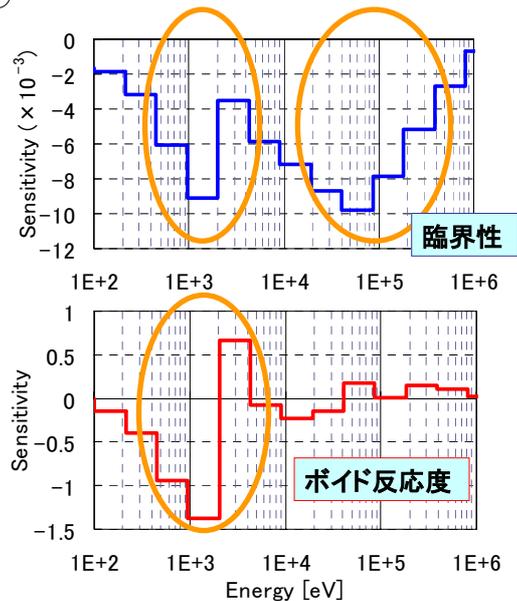


図 4 U-235 捕獲断面積に対する感度係数 (BFS-62-3A 炉心、ポイド領域は Reg.1)

^{235}U 捕獲断面積は F/S で想定している高速炉ではそれほど重要ではないが、現在稼働中の高速実験炉「常陽」や核兵器解体 Pu 処分協力でサイクル機構と関連の深いロシアの高速発電炉 BN-600 では濃縮ウランが使用されており、 ^{235}U 捕獲断面積の JENDL-3.3 への改訂により臨界性では-0.4~-0.7%dk の変化を生じる。

また、次の統合炉定数作成においては BFS 臨界実験解析データを JUPITER 臨界実験に次ぐ規模の積分実験データとして反映する予定である。その信頼性を損なわないためにも断面積誤差（JENDL-3.2 では約 10%）では説明できない C/E 値のずれの原因を解明する必要がある。

そこで解析面での問題の有無を把握するため、BFS 臨界実験解析で近似の度合いが最も大きいと考えられるセル計算時のモデル化の影響を全炉心モンテカルロ計算により調査した。

3.1.2 セル計算モデル化の概要

BFS 臨界実験解析では 1 次元セル計算により領域ごとのセル平均実効断面積を算出している。実際のセル構造は図 5 左のようにチューブ内にペレットを重ねたものであり、BFS 炉心はそのチューブを六角格子状に配列することによって構成されている。チューブの周りにはステンレス製スティックが挿入されている。

1 次元モデル化には JUPITER 臨界実験で確立されたプレートストレッチ（PS）モデルを採用している。PS モデルは中性子の漏れと重核の自己遮へいを 1 つのモデルで考慮するために考案されたものであり、BFS 臨界実験解析では以下の手順で 1 次元セルモデルを作成した。

- 燃料（ブランケットを含む）ミート部のペレット直径（約 4.7cm）をセル等価径（約 5.4cm）に拡張する。
- その他の部分（燃料ミート部の被覆、燃料以外のペレット）についても、同様に拡張する。
- ペレット周りのチューブ及びスティックについては、その他の部分に均等に加える。

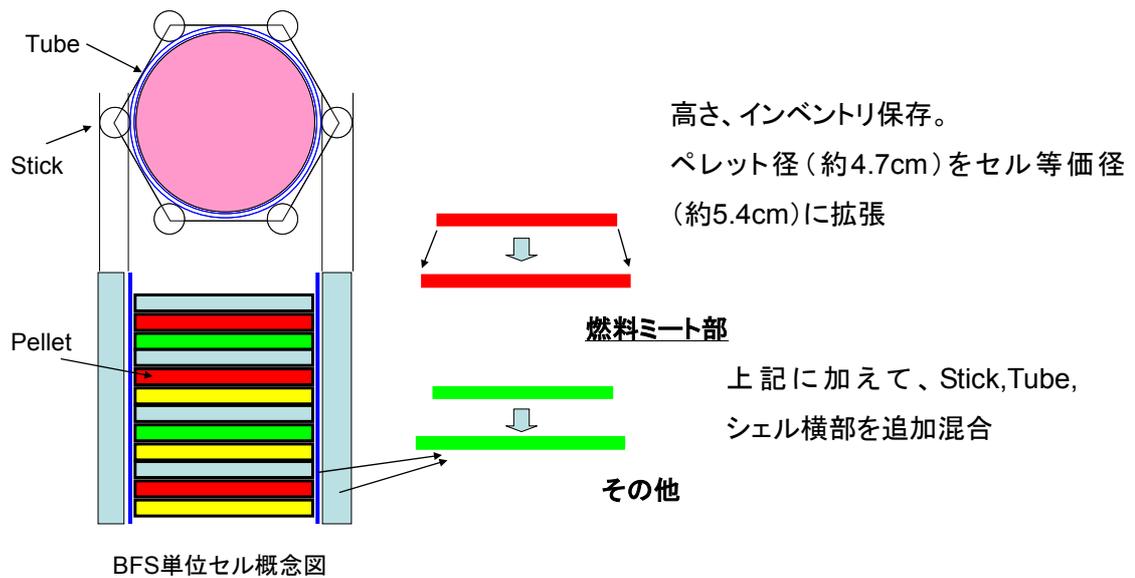


図5 プレートストレッチモデルの概念

BFSセルに対するPSモデルの妥当性はこれまでモンテカルロ計算による単一セル(反射境界条件)によって評価しており、無限増倍率およびセル平均実効断面積に有意な差異がないことを確認している。しかしながら無限セル体系では、中性子の漏洩に対するPSモデルの妥当性評価は十分とは言えない。そこで、モンテカルロコードによる全炉心計算によってas-builtモデルと比較し、PSモデル適用の妥当性を検証した。

3.1.3 モンテカルロ計算の解析条件

解析炉心：BFS-62-2(臨界性とボイド反応度の測定対象炉心)

解析核特性：臨界性、Naボイド反応度(ボイド領域はreg.1)

Naボイド反応度はNa除去前後の k_{eff} より算出。

解析コード、核データ：MCNP-4C2、JENDL-3.3

解析モデル：Exactモデル……as-builtモデル相当

PSモデル……Exactモデルでセル構造にPSモデルを適用したもの

初期線源：中心付近での点源

総中性子発生数：12,250万(計算時間 3.2GHzCPUで12日) k_{eff} の誤差 $1\sigma = 0.00005$

中性子発生数/バッチ：5000、バッチ(cycle)数：24500(捨てバッチ500)

k_{eff} 評価方法：Combined k_{eff} of collision, absorption, and track length estimators

3.1.4 解析結果

臨界性、ボイド反応度それぞれに対して、モンテカルロ計算結果(Exactモデル、PS

モデル)、決定論計算結果 (JENDL-3.3, JENDL-3.2)、及び実験値を図 6、7 に示す。

PS モデルの結果は Exact モデルとほぼ一致しており、決定論的手法との差異も核データ間の差異に比べて有意なものではない。解析手法の面では問題がないものと判断できる。

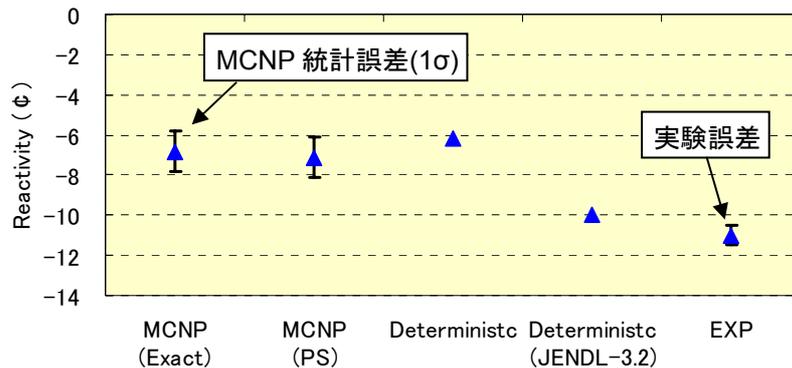


図 6 臨界性に対する評価結果

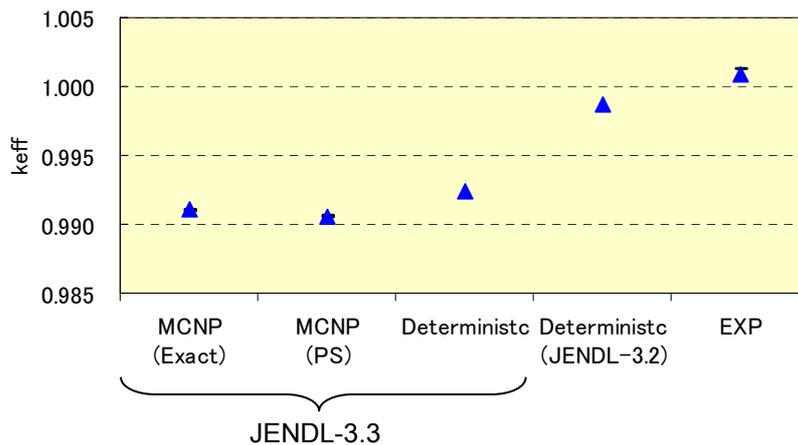


図 7 ボイド反応度に対する評価結果
(計算値は $\beta_{\text{eff}} = 0.00716$ で換算)

3.2 中性子散乱の非等方性の取扱い[2]

3.2.1 散乱非等方性の影響

中性子散乱の非等方性は高速炉解析では熱中性子炉ほど重要ではないが、鉄やウランでは 100keV 以上において P1 成分の寄与が P0 成分に対して 10%程度存在するため、スペクトルの硬い小型炉や散乱の寄与が大きい反射体領域では解析上詳細に扱う必要がある。また、断面積が共鳴構造を有するため、実効断面積作成時に非等方性を考慮することが重要となる。

臨界実験解析等で使用している現手法では散乱の非等方性を拡張輸送近似によって考慮している。これは Sn 輸送計算で使用される輸送方程式 ((1)式) において、近似的に P1 成分の項をゼロになるように(2)式のように Σ_g を設定し、P0 計算をする方法である。この Σ_g はいわゆる輸送断面積である。多群断面積作成には中性子束の P1 成分(カレント)を使用している。ただし、標準的に使用している JFS 炉定数に含まれる高次散乱に関する

るデータは全断面積に対するカレント重みの自己遮へい因子と平均散乱角余弦($\overline{\mu_g}$)のみであるため、EXPANDA 方式と称される(3)式でマイクロ輸送断面積を算出している。

$$\mu \frac{d\psi_g(x, \mu)}{dx} + \Sigma_g(x) \psi_g(x, \mu) = \sum_{\ell=0}^{\infty} \frac{2\ell+1}{4\pi} P_{\ell}(\mu) \sum_{g'=1}^G \left[\Sigma_{s, \ell, g' \rightarrow g}^{\ell}(x) + (\Sigma_g(x) - \Sigma_{t, g}^{\ell}(x)) \delta_{gg'} \right] \phi_{\ell, g'}(x) + Q_g(x, \mu) \quad (1)$$

重み中性子束の次数

$$\Sigma_g = \Sigma_{t, g}^1 - \Sigma_{s, P1, g}^1 \quad (\text{輸送断面積}) \quad (2)$$

$$\sigma_g = \sigma_{t, g}^1 - \overline{\mu_g} (\sigma_{el, g}^0 - \sigma_{t, g}^0 + \sigma_{t, g}^1) \quad (\text{EXPANDA 方式によるマイクロ輸送断面積}) \quad (3)$$

輸送近似の適用性は JUPITER 臨界実験等により確認されている。一方、小型で反射体を有する「常陽」MK-III 炉心の場合は適用性に課題があると考えられるが、現手法でも MVP 計算値や実験値と比べて良好な結果が得られており、特に問題視されていなかった。そこで、より正確な CONSISTENT Pn 近似手法 (Σ_g に中性子束重みの全断面積を使用し、Pn の高次成分を陽に計算する方法) を用いた場合と比較し、高次散乱成分の影響の有無を定量的に分析した。

3.2.2 解析手法

CONSISTENT Pn 近似を使用した実効多群断面積の作成は格子計算コード SLAROM-UF を用いて実施した。SLAROM-UF にはライブラリに P5 までの高次散乱断面積が含まれている。P1 成分の自己遮へい因子は全断面積に対するカレント重みの自己遮へい因子を利用して算出し、P1 以上の自己遮へい因子は P1 成分に対する自己遮へい因子で代用した。

SLAROM-UF には 900 群までの炉定数と超微細群ライブラリが備わっているため、JFS と同等の 70 群セル計算による評価 (①~④) を含めた以下の 6 ケースを比較した。

- ① EXPANDA 方式
- ② 厳密な輸送断面積
- ③ Consistent P1 近似
- ④ Consistent P3 近似
- ⑤ ④で超微細群計算 (50keV 以下) を伴う 900 群セル計算を行い、70 群に縮約
- ⑥ ⑤で VITAMIN-J 175 群をより詳細化した 220 群構造に縮約し、炉心計算も 220 群で実施

炉心計算は、輸送計算コード TWODANT による S8 計算で実施した。また、MVP による計算値を参照解とした。

3.2.3 解析対象

解析対象には、着目している「常陽」MK-IIIに加えて現手法で問題がないと考えられる「もんじゅ」炉心を採り上げた。解析モデルには各炉心を2次元RZ均質セル体系に簡素化したものを使用した。図8に炉心モデルを示す。炉心サイズや反射体について相違点を確認できる。

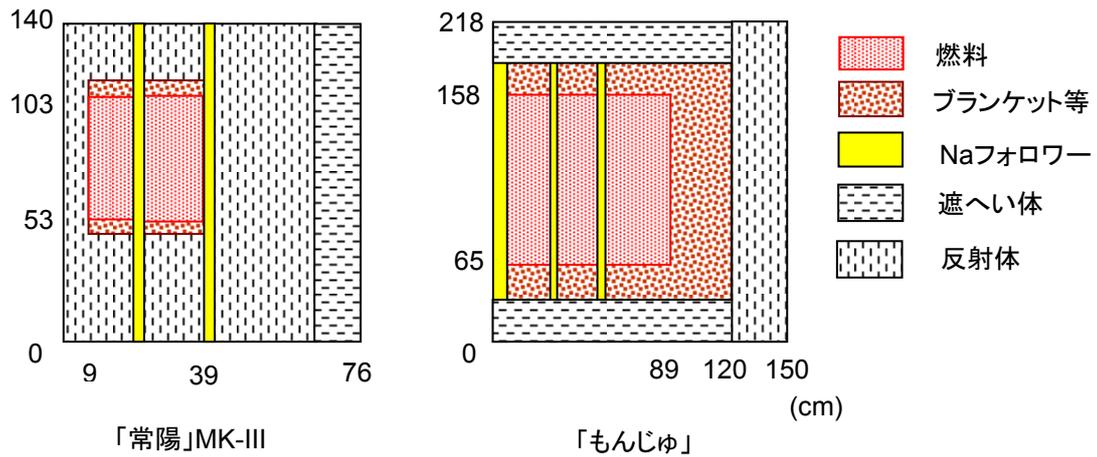


図8 解析に使用したRZ均質セル簡易モデル

3.2.4 解析結果

図9の上が「常陽」MK-III、下が「もんじゅ」である。図中で左から右に行くほど詳細度が高い手法が使用されている。

まず、「もんじゅ」の結果であるが、手法によらず MVP による参照解と 0.1%以内で一致しており、現行の手法で問題ないことが確認できる。

次に、「常陽」MK-III の結果であるが、70 群炉心計算レベルでは最も詳細な結果（右から2つ目）が-1.0%と最も参照解とずれる結果となった。本計算ではセル計算を領域ごとに実施しているため、反射体と炉心の境界付近の中性子束を適切に扱えていないことが差異の原因と考えられる。そのことは炉心計算の群数を詳細にすると差異が低減することからも確認できる。

現行の手法では最も詳細なケース（炉心計算 220 群）と同等の結果が得られている。ただし、高次散乱成分の影響は手法によって大きく現れているので、種々の近似の影響が相殺しているだけであると考えられる。炉心構成や核特性によっては相殺しない可能性もあるので、反射体付き小型炉を解析する場合は高次散乱の影響を把握すべきであると言える。

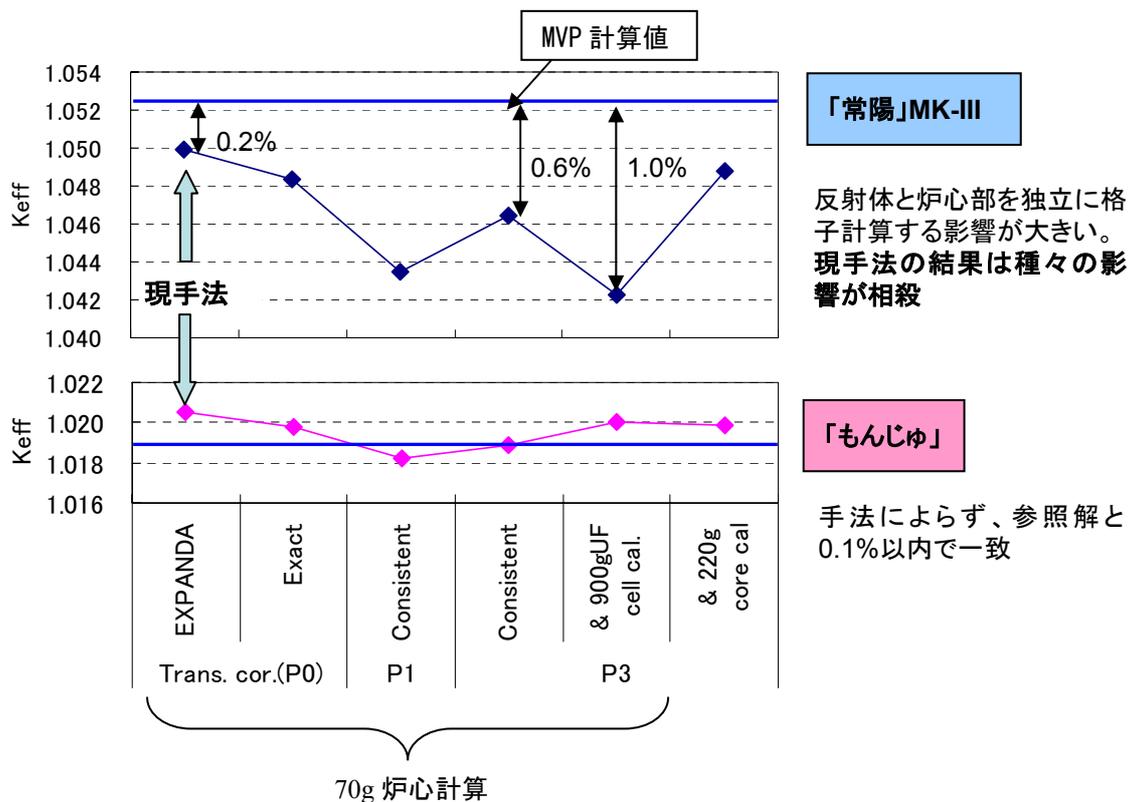


図9 高次散乱の扱いによる keff の変化

4. まとめ

JENDL-3.3 の検証で問題となっている BFS 臨界実験結果について全炉心モンテカルロ計算を実施した。その結果はこれまでの決定論的手法のものと一致しており、問題の原因は解析手法にはないことが分かった。

また、「常陽」MK-III の臨界性解析における高次散乱成分の影響を分析した。その結果、輸送断面積を用いた現行手法でも問題がないものの、種々の効果が相殺した結果であることが分かった。

今後とも積分データや解析手法を総合的に検討し、より信頼性の高い核データの利用方法を追求するとともに、核データの信頼性向上に貢献していきたい。

参考文献

- 1) K.Sugino et al.:2003 年春の年会 部会合同企画セッション 1
- 2) 千葉豪:日本原子力学会和文誌、4[1](2005)