

## JENDL-3.2 の熱中性子炉系積分テスト

シグマ委員会炉定数専門部会  
リアクター積分テスト WG  
高野秀機

## はじめに

ここでは、熱中性子炉の主要な核特性に関する JENDL-3.2 の積分検証結果<sup>1,2)</sup>について概説する。また、ENDF/B-VI.5 や JEF-2.2 の核データファイルとの比較も示す。なお、詳細については公開された論文、報告書等を参照いただきたい。

## ベンチマーク炉心の選定およびその特徴

- (1) ウラン低濃縮燃料炉心: 濃縮度(2.6%) $\text{UO}_2$  格子の TCA-150U, TCA-183U, TCA-248U, TCA-300U<sup>4)</sup>および金属ウラン燃料格子(1.3%)の TRX-1、TRX-2<sup>3)</sup>を選定した。TRX は、これまで  $k_{\text{eff}}$  を過小評価する炉心として問題があるが、米国では常にベンチマーク炉心として選定されている。
- (2) ウラン中濃縮燃料炉心: 濃縮度 20%EU の研究炉 JRR-4<sup>5)</sup>およびウラン溶液臨界実験<sup>6)</sup>の STACY (10%EU)と TRACY(20%EU)を選定した。
- (3) プルトニウム Pu 燃料炉心: Pu 富化度 3%の  $\text{PuO}_2$  格子実験炉の TCA-242Pu, TCA-298Pu, TCA-424Pu, TCA-555Pu を選定した。

## ベンチマーク計算

連続エネルギーモンテカルロコード MVP<sup>7)</sup>を基本仕様コードとした。その理由は、多群断面面積計算などの核データ処理及び計算体系のモデル化による不確かさを極小化、計算時間の最小化である。

MVP の計算条件は以下のとおりである。

$K_{\text{eff}}$  の統計誤差: 0.02%、ワンバッチのヒストリー数は、20,000、初期バッチ数は、400,000 である。また、計算のエネルギー上限は、20 MeV、下限は、 $10^{-5}$  eV、Thermal cut energy は、4.5 eV で  $S(\alpha,\beta)$  は ENDF/B-III のデータを使用した。非分離共鳴領域は、Probability table method を用いて共鳴効果を計算した。

## 計算結果の比較検討

U 燃料炉心では、中濃縮燃料の JRR-4, STACY, TRACY で  $k_{\text{eff}}$  を約 0.8% 過大評価している。低濃縮燃料 TCA 炉心では、少し過小評価となっているが、実験値との差は 0.5% より小さい。しかし、TRX については、他核データライブラリーも含めてかなり過小評価である。

Pu 燃料炉心では、TCA の結果を Table 2 に示す。JENDL-3.2 は、実験値をよく再現している。ENDF/B-VI.5 は過小評価の傾向にある。

Table 1 Comparison of the C/E(keff)-values for U-fuel thermal cores

Core	JENDL-3.2	ENDF/B-VI.5	JEF-2.2
TCA150U	1.0005	0.9927	0.9977
TCA183U	1.0011	0.9931	0.9977
TCA248U	1.0017	0.9935	0.9972
TCA300U	1.0011	0.9939	0.9973
TRX-1	0.9951	0.9899	0.9937
TRX-2	0.9954	0.9904	0.9936
STACY	1.0079	1.0002	1.0008
TRACY	1.0082	1.0002	1.0021
JRR-4	1.0068	1.0003	1.0068

Table 2 Comparison of the C/E-values (keff) for Pu-fuel thermal cores

Core	JENDL-3.2	ENDF/B-VI.5	JEF-2.2
TCA242Pu	0.9959	0.9913	0.9930
TCA298Pu	0.9968	0.9927	0.9941
TCA424Pu	0.9978	0.9940	0.9950
TCA555Pu	0.9987	0.9945	0.9952

## まとめ

- (1) JENDL-3.2 は、低濃縮 U 炉心 TCA での keff をよく再現するが、中濃縮 U 炉心(STACY, TRACY, JRR-4)で keff を約 0.8% 過大評価している。一方、ENDF/B-VI は、低濃縮炉心の keff をかなり過小評価するが、中濃縮炉心での一致は良い。
- (2) JENDL-3.2 は、MOX 燃料炉心の keff について、ENDF/B-VI.5 及び JEF-2.2 よりも良い予測精度を示している。
- (3) 中濃縮ウラン炉心に対する過大評価は、JENDL-3.2 の課題である。

## 参考文献

- 1) H. Takano et al.: "Benchmark Test of JENDL-3.2 for Thermal and Fast Reactors," *Proc. of Nuclear Data for Science and Technology*, Trieste, May 19-24, 1997, p.112 (1997).
- 2) H. Takano et al.: "Benchmark Test of JENDL-3.2 for Thermal and Fast Reactors," *Proc. of Physics of Nuclear Science and Technology*, Long Island, Oct. 5-8, 1998, Vol.1, p.58 (1998).
- 3) "Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specifications," BNL-19302 (ENDF-202), Brookhaven National Laboratory (1974).
- 4) H. Tsuruta, et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO<sub>2</sub> and PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Lattices," *JAERI-1254* (1978).
- 5) Y. Nakano: "Neutronic Analysis of JRR-4 with Low Enriched Uranium Silicon Dispersion

- Type Fuel of 3.8g/cm<sup>3</sup> Uranium density,” *JAERI-Tech* 95-002 (1995).
- 6) Y. Miyoshi, T. Yamamoto and T. Nakamura:” Benchmark Calculation for Water Reflected STACY Cores Containing Low Enriched Uranyl Nitrate Solution,” *Proc. of The Specialists’ Meeting on Reactor Group Constants*, Feb. 22-23, 2001, *JAERI-Conf*2001-009, p.13 (2001).
  - 7) T. Mori et al.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, **29**, 325 (1992).