

核データ・炉物理特別会合(2)

JENDL-3.3 の積分テスト

1) 臨界炉心積分テスト

日本原子力研究所

高野 秀機

シグマ委員会積分テスト WG

takano@cens.tokai.jaeri.go.jp

1. はじめに

JENDL-3.3 はほぼ完成し、今年 2001 年中頃までに公開する予定になっている。そのためには、これまでの JENDL3.2 等と同様に色々な炉型に対して、積分テストを行い、核特性の予測精度を検証することが必要である。特に、JENDL-3.2 で問題のあった中濃縮ウラン熱中生子炉(STACY, TRACY, JRR-4)での keff の過大評価および大型高速炉模擬炉心 ZPPR-9 での keff の過小評価の改善が望まれる。さらには、世界的にも最新版核データファイルであることから、ENDF/B-VI.5 や JEF-2.2 等よりも核特性の予測精度がよいことが望まれる。

2. ベンチマーク炉心の選定およびその特徴

(1) 熱中性子炉

ウラン燃料炉心としては、Low-enriched (2.6%)UO₂ lattice の TCA-150U, -183U, -248U, -300U, および U-metal hexagonal lattice(1.3%)の TRX-1, 2 を選定した。TRX は、これまで keff 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。一方、JENDL-3.2 で過大評価されていた中濃縮燃料炉心として、Enriched Research reactor with 20%EU の JRR-4、および Uranyl solution experiment の STACY (10%EU)and TRACY(20%EU)を選定した。

Pu 燃料炉心としては、PuO₂ lattice with low Pu content(3%)の TCA-242Pu, -298Pu, -424Pu, -555Pu を選定した。

(2) 高速中性子炉

核実験級高濃縮の小型炉心と大型高速炉模擬臨界実験集合体を選定した。その形状を Table 1 に示す。

U-235 cores

GODIVA: a bare sphere of highly enriched U

FLATTOP-25: a bare sphere of highly enriched U with U-reflector

BIGTEN: a cylinder of 10%EU with U-reflector

U-233 cores

JEZEBEL-23: a bare sphere of 98% enriched U-233 fuel

FLATTOP-23: a bare sphere of U-233 fuel with U-reflector

Pu cores

JEZEBEL: a bare sphere of Pu fuel

JEZEBEL-Pu: a bare sphere of Pu fuel with 20%Pu240

FLATTOP-Pu: a bare sphere of Pu fuel with U-reflector

THOR: a bare sphere of Pu fuel with Th-reflector

Table 1 Sizes of small fast reactors

Core	sphere radius(cm)	reflector thickness(cm)
GODIVA	8.741	
FLATTOP-25	6.116	24.13
JEZEBEL	6.385	
JEZEBEL-Pu	6.660	
FLATTOP-Pu	4.533	24.13
JEZEBEL-23	5.983	
FLATTOP-23	4.317	24.13
THOR	sphere r=5.310	cylinder radius 26.65 Height 53.30
BIG10	cylinder radius	41.91 Height 96.428

U enrichment and Pu content in thermal cores

Large size LMFBR cores

ZPPR-9: reference core of MOX FBR in JUPITER program

ZPPR-13A: Radial heterogeneous core

FCA-XVII-1: MOX FBR mockup core with HEU driver

FCA-X-2 and JOYO-MK-II: Cores with SUS-reflector

3. ベンチマーク計算

Continuous energy Monte Carlo code MVP を基本仕様コードとした。その理由は以下のようである。

- 1) Monte Carlo コードなので、core geometry のモデル化と多群定数作成による不確定さを少なくできる。
- 2) 計算時間が最も短い。

上記のベンチマーク炉心全てに対して、JENDL-3.3 用データから作成した MVP ライブ

ラリーを用いた計算を行った。ただし、ZPPR-9 の Na-void、Doppler、制御棒反応度等については、70 群構造の JFS-3-J33 を作成して計算した。MVP の計算条件は以下のとおりである。

1) Statistical error of keff: 0.02%とする。

このため、TCA:10 時間、SFR:1~6 時間、LFR:18 時間の計算時間が必要

2) History No. per one batch: 20,000、Initial batch no. : 400,000

3) Highest energy: 20 MeV、Lowest energy: 10^{-5} eV

4) Thermal cut energy: 4.5 eV

S(α,β)としては、ENDF/B-III のデータを使用

5) Unresolved resonance region: Probability table method

4. 計算結果の比較検討

(1) 熱中性子炉体系

U 燃料炉心では、STACY, TRACY での JENDL-3.2 による 0.8%の過大評価は改善されている(Table 2)。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。TRX については、他の核データライブラリーも含めて過小評価である。

Pu 燃料炉心では、TCA の結果を Table 3 に示す。JENDL-3.2 と同様実験値をよく再現している。ENDF/B-IV.5 は過小評価の傾向にある。

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

Core	JENDL-3.3	JENDL-3.2	ENDF/B-VI.5	JEF-2.2
TCA150U	0.9960	1.0005	0.9921	1.0005*
TCA183U	0.9960	1.0011	0.9925	1.0014*
TCA248U	0.9967	1.0017	0.9935	1.0004*
TCA300U	0.9966	1.0011	0.9940	0.9983*
TRX-1	0.9920	0.9951	0.9902	0.9958*
TRX-2	0.9922	0.9954	0.9905	0.9937*
STACY	1.0036	1.0079	1.0002	
TRACY	1.0034	1.0082		

*without U234: 0.15%

Table 3 Comparison of the C/E-values (keff) for Pu-fuel thermal cores

Core	JENDL-3.3	JENDL-3.2	ENDF/B-VI.5	JEF-2.2
TCA242Pu	0.9966	0.9959	0.9946	0.9952
TCA298Pu	0.9975	0.9968	0.9948	0.9977
TCA424Pu	0.9985	0.9978	0.9954	
TCA555Pu	0.9988	0.9987	0.9967	

(2) 高速中性子炉体系

小型炉心の結果は、Table 4 に示す。大型の Pu 燃料計炉心の結果は、Table 5 に示す。

小型炉心では、U-235 と Pu 炉心とも JENDL-3.3 と-3.2 の相違はほとんど無く、実験値との一致はよい。一方、U-233 炉心では、JENDL-3.2 の積分テストによって U-233 高エネルギー領域の核分裂断面積の過大評価問題を指摘し、その改善により k_{eff} は実験値と良い一致を示すようになっていく。

大型炉心では、ZPPR-9 の JENDL-3.2 による過小評価が改善されていることがわかる。この原因を調べるために、核種毎の感度解析を行った結果を、Fig.1 に示す。この図は、JENDL-3.2 から-3.3 に各核種の核データが変わったときに k_{eff} にどれだけ影響するかを示したものである。この図から、正の反応度には、Fe の断面積がもっとも大きな影響を及ぼし、Cr と合わせると構造材断面積の影響は非常に大きい。これは、Fe と Cr の全断面積が、再評価により keV から MeV 領域で JENDL-3.3 が大きくなったためと考えられる。Fe について、その差を Fig.2 に示す。この影響は、Table 6 に示すように SUS 反射体をもった炉心では顕著であり、1%以上である。

Table 4 Comparison of the C/E(k_{eff})-values calculated for small cores

Cores	JENDL-3.3	JENDL-3.2	ENDF/B-VI.5	JEF-2.2
U-235 fuel				
GODIVA	1.0032	1.0030	0.9965	0.9953
FLATTOP-25	0.9983	0.9986	1.0037	0.9917
BIGTEN	0.9976	0.9984	1.0149	1.0044
Pu fuel				
JEZEBEL	0.9972	0.9972	0.9972	0.9970
JEZEBEL-Pu	1.0020	1.0015	0.9987	0.9990
FLATTOP-Pu	0.9923	0.9928	1.0041	0.9889
THOR	1.0068	1.0061	1.0059	0.9800
U-233 fuel				
JEZEBEL-23	1.0039	1.0129	0.9933	0.9641
FLATTOP-23	1.0003	1.0069	1.0028	0.9710

Table 5 Comparison of the k_{eff} and C/E-values for the ZPPR-9 and FCA-XVII-1 cores. The experimental k_{eff} -values are 1.00106 for ZPPR-9 and 0.9992 for FCA-XVII-1, respectively.

Nuclear data	Keff(error%)		C/E-value	
	ZPPR-9	FCA-XVII-1	ZPPR-9	FCA-XVII-1
JENDL-3.3	0.9976	1.0029	0.9965	1.0037
JENDL-3.2	0.9953	1.0011	0.9942	1.0019
ENDF/B-VI.5	1.0040	1.0104	1.0029	1.0112
JEF-2.2	0.9964	1.0073	0.9953	1.0081

Table 6 Fe 反射体を持つ高速炉炉心の解析

	JENDL-3.2	JENDL-3.3	J3.3/J3.2 (%)
FCA-X-2 (MR-II 模擬実験)	0.9987	1.0139	1.52
常陽 MK-II (最小臨界炉心)	1.0009	1.0116 1.0056* 1.0087**	1.07 0.5 0.8

*Fe の核データは JENDL-3.2 を使用、** Fe の核データは ENDF/B-VI を使用
FCA 計算: 飯島、長家 (原研)、常陽計算: 石川、沼田 (JNC)

5. 高速炉における各種反応度効果の解析

JENDL-3.2 は、高速炉の安全設計上重要な冷却材ボイド反応度や制御棒価値についての子測精度が良いことが大きな特徴であった。JENDL-3.3 は上で示したように SUS 反射体炉心を除いて keff をよく予測することがわかった。しかし、この重要な反応度係数の予測精度が大きな課題であった。このため、70 群ライブラリーを作成し ZPPR-9 の二次元ベンチマーク計算を実施した。結果は、Table 7 に示すように領域依存性も無く、JENDL-3.2 や ENDF/B-VI.5 よりも良い傾向を新している。

Table 7 70 群高速炉用炉定数 JFS-3-J3.3 による ZPPR-9 解析

2D-RZ ベンチマーク計算: 輸送、3次元、非対称セル、共鳴干渉等補正
()は、JFS-3-J3.2 作成において文殊炉心スペクトルを重み計算に誤り

核特性	JENDL-3.2	JENDL-3.3	ENDF/B-6R5
Keff	0.9956 (0.9972)	0.9984	1.0085
Doppler(298 -1087C)	0.93 (0.87)	0.90	0.86
Na ボイド 8"	1.07 (1.09)	1.03	1.12
20"	1.08 (1.10)	1.01	1.18
CR worth CRP 1	0.998 (0.996)	1.003	0.997
CRP A, B	0.987 (0.989)	0.993	0.986
CRP 13, 19	1.012 (1.007)	1.012	0.997
反応率比 F25/F49	1.02 (1.01)	1.02	2.02
C28/F49	1.03 (1.03)	1.04	1.03

6. まとめ

- (1) Fig.3 に示すように、JENDL-3.3 では、中濃縮 U 炉心(STACY, TRACY,JRR-4)での JENDL-3.2 による k_{eff} の過大評価は改善された。また、U-233 の高速炉炉心でも JENDL-3.2 の過大評価は大幅に改善された。これにより、2,3 のものを除いて、全体的に実験値との相違は 0.5%以内におさまっており、各データの誤差等を考えればきわめて良い予測精度を示している。
- (2) JENDL-3.3 は、Fig.4 に示すように、ENDF/B-VI.5 よりも良い結果を示している。
- (3) 高速炉系で重要な、冷却材反応度、Doppler 反応度、制御棒反応度値等についても JENDL-3.2 同様実験値との一致は良い。

これからの課題は、構造材の反射体をもつ FCA-X-2 および JOYO-MR-II 等における k_{eff} の過大評価である。これには、Fe および Cr の全断面積の見直しが必要であろう。

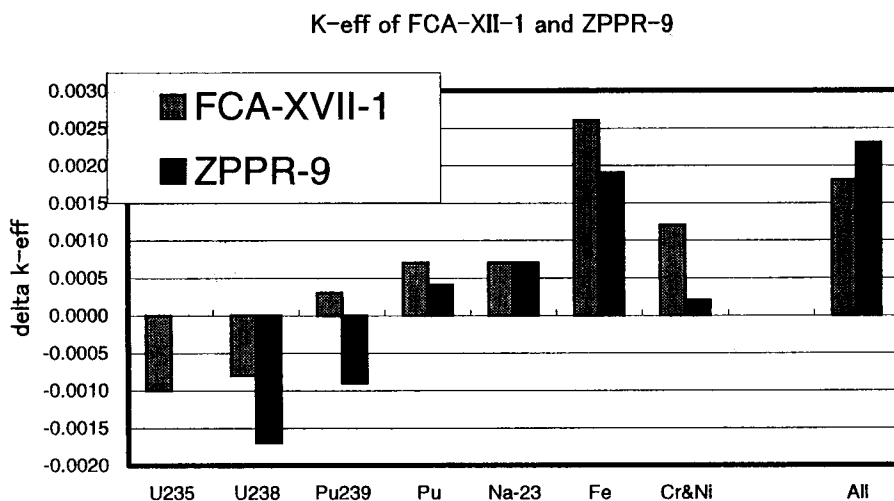


Fig. 1

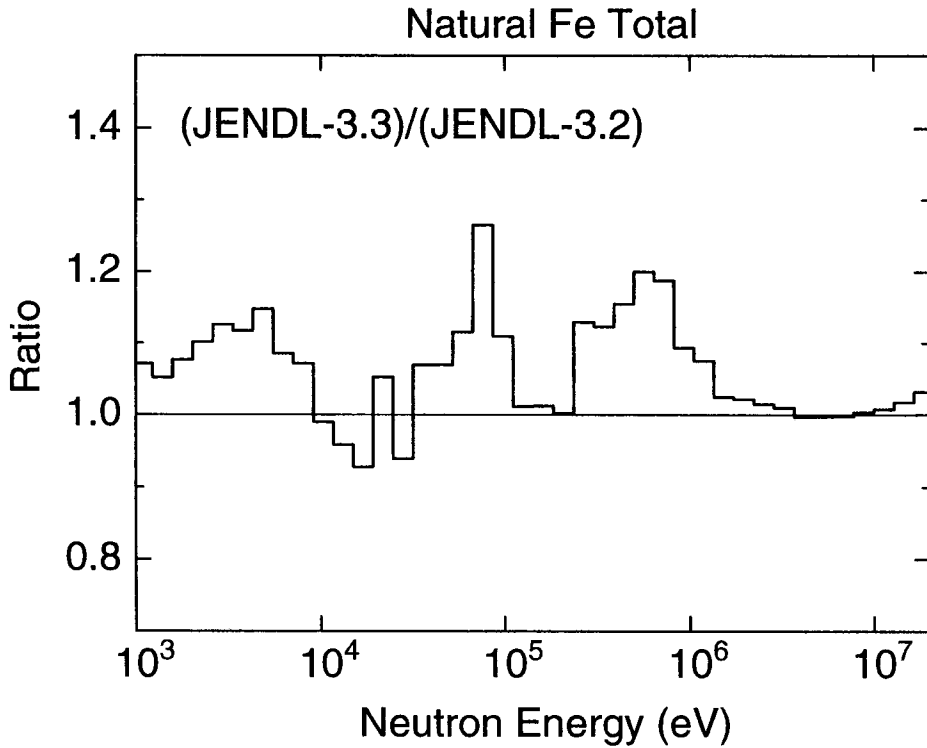


Fig. 2 Total cross section of natural Fe (Ratio of JENDL3.3 to JENDL-3.2)

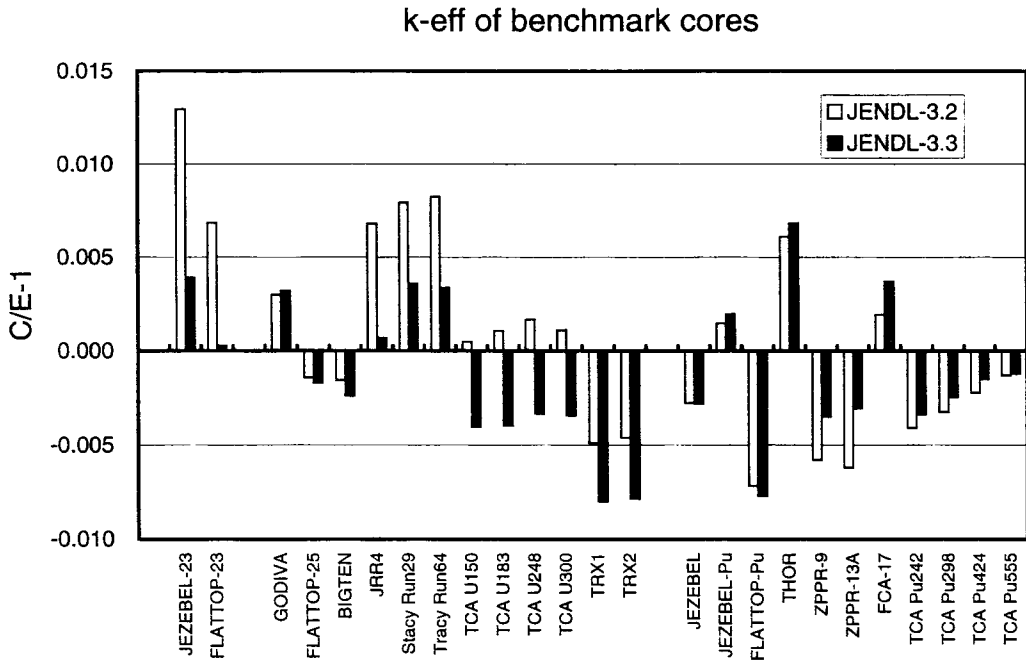


Fig 3 K-eff values of benchmark cores

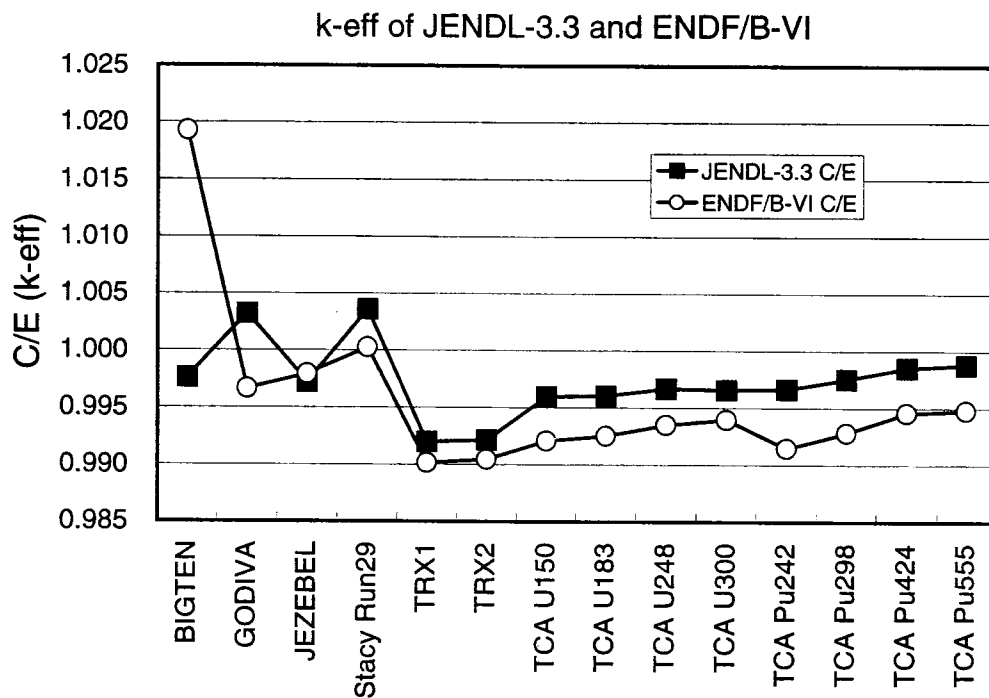


Fig.4 Comparison of k-eff values of JENDL-3.3 with ENDF/B-VI.5