

## ベンチマークにおける最近の話題

### - 熱中性子断面積と積分データ -

日本原子力研究所

高野 秀機

takano@cens.tokai.jaeri.go.jp

#### 1. はじめに

現在、JENDL-3.3の熱中性子及び高速炉に関する積分テストがおおよそ終了している。その結果は、JENDL-3.2において問題であった：1)中濃縮ウラン燃料熱中性子炉心(20%EU-JRR-3、10%EU-STACYなど)における $k$ -effの約0.8%の過大評価、2)U-233燃料小型高速炉炉心における $k$ -effの約1%の過大評価、3)大型高速炉模擬炉心ZPPR-9での約0.6%の過小評価、等をよく改善し、世界の3大ファイルであるENDF/B-VI.5やJEF-2.2よりも種々の核特性の予測精度がよいことが報告されている<sup>1)</sup>。しかし、このベンチマーク計算において、熱中性子炉系においては、以下に述べるようなこれまで見落とされていた核種の断面積評価が問題として注目されるようになった。

#### 2. 公開版JENDL-3.3によるベンチマーク計算結果

JENDL-3.3による $k$ -effのC/E(計算値/実験値)値に対する計算結果の比較をFig.1に示す。全体的に見て、JENDL-3.3の結果は、JEF-2.2やENDF/B-VI.5に比べてフラットで誤差は約 $\pm 0.5\%$ に入っている。

上記で述べたJENDL-3.2の最大の問題点であったSTACY、TRACY、JRR-4における $k$ -effの課題評価が極めてよく改善されている事がわかる。これは後で詳しく述べるが、U-235のthermal領域での核分裂断面積とSTACY、TRACYに関してはN-14の(n,p)断面積の改定による影響である。

U-233の小型炉心、JEZEBEL-23とFLATTOP-23に関してもJENDL-3.2の過大評価はよく改善されている。これは、U-233の高エネルギー領域の核分裂断面積が改善されたためである。

大型高速炉模擬体系ZPPR-9、ZPPR-13A、FCA-XVII-1ではJENDL-3.2と-3.3でほとんど差は見られないが、SSの反射体をもと常陽実験炉ではJENDL-3.3が0.2%ほど大きくなっている。これは、Fig.2及び3に示すようにFeの断面積の影響で、JENDL-3.3ではFeの全断面積が1keVから1MeVで全体的に10%ほど大きくなったためである。

Table 1には、ZPPR-9におけるドブラー反応度、Naボイド反応度、制御棒反応度

及び中心反応率比の C/E 値の比較を示す。ドブラー反応度については、FCA-XVII-1 についての結果も示す。この表から分かるように、JENDL-3.3 と-3.2 は、これらの炉心安全性上重要な反応度係数を、ENDF/B-VI.5 よりもよく予測していることがわかる。

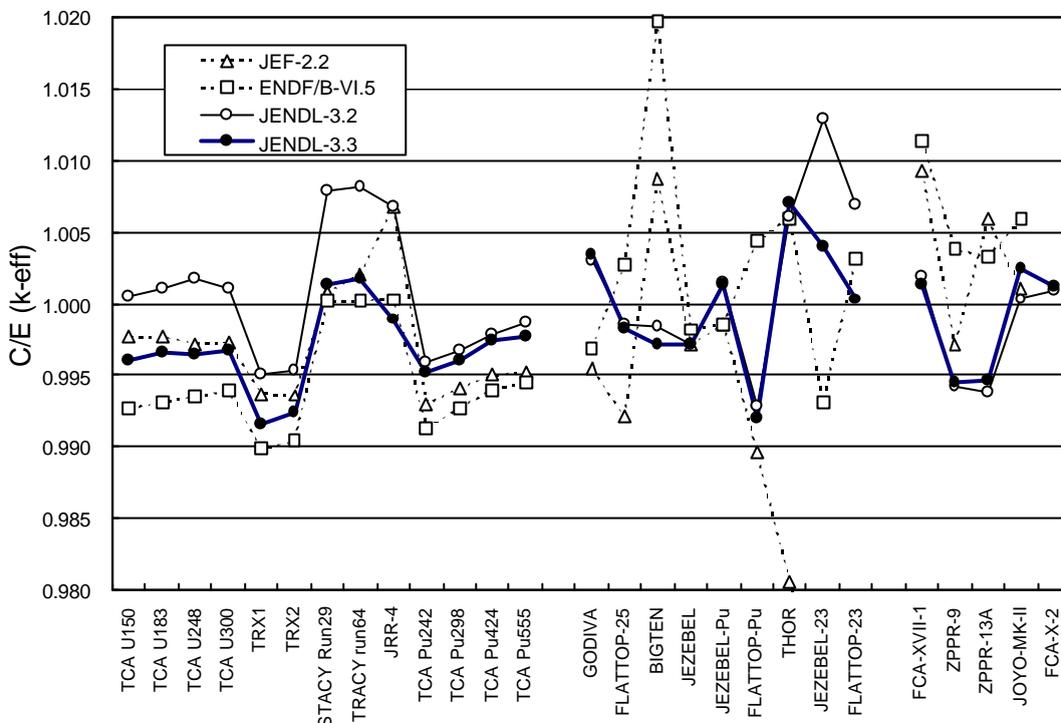


Fig. 1 Comparison of the C/E - values in k-eff for thermal and fast cores calculated with JENDL-3.3, JENDL-3.2, JEF-2.2 and ENDF/B-VI.5

K-eff of FCA-17 and ZPPR-9

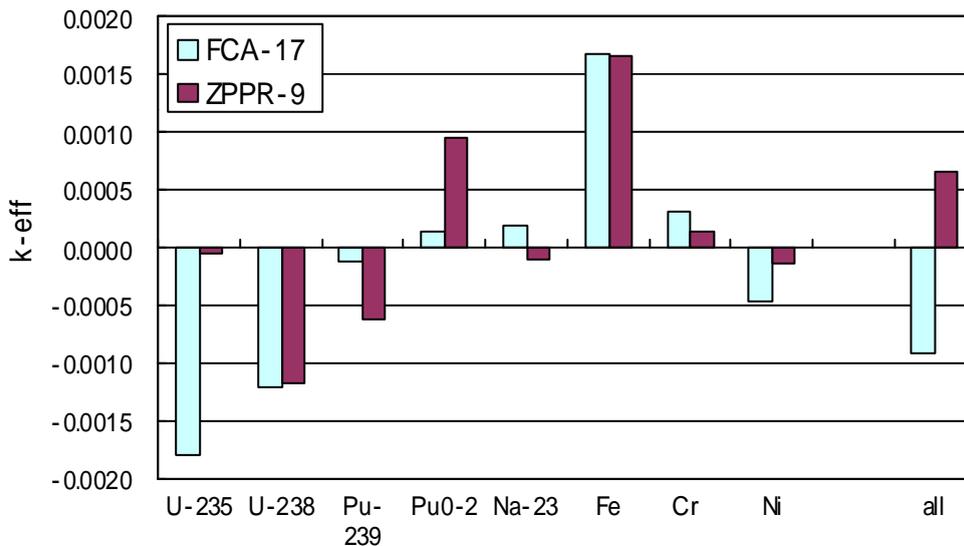


Fig. 2 ZPPR-9 及び FCA-XVII-1 における JENDL-3.3 核種の影響

K-eff of JOYO-MK-II and ZPPR-13A

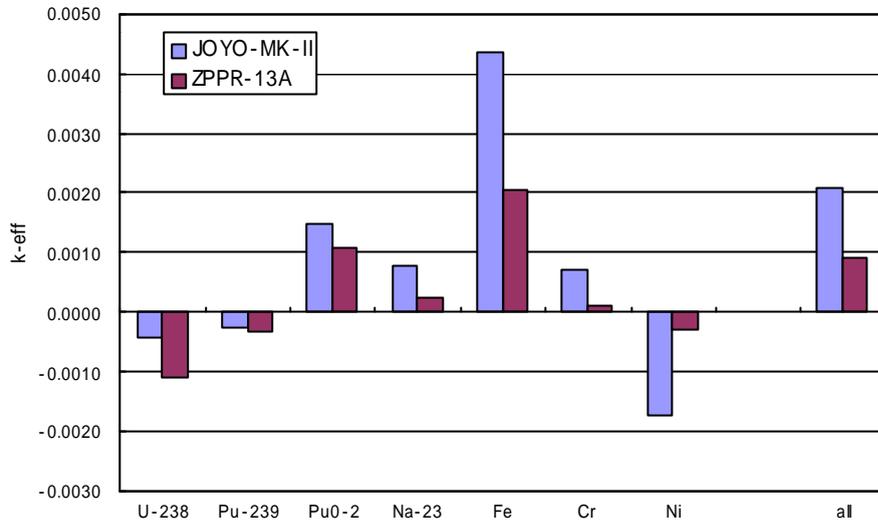


Fig. 3 JOYO 及び ZPPR-13A における JENDL-3.3 核種の影響

Table 1 Comparison of the C/E-values of keff and various reactivities in ZPPR-9 calculated with JFS-3-J3.3of 70-group library generated from JENDL-3.3, JENDL-3.2 and ENDF/B-VI.5

Reactivity and reaction rate ratio	JENDL-3.3	JENDL-3.2	ENDF/B-VI.5
k-eff	0.9968	0.9956	1.0085
Doppler of UO <sub>2</sub> sample			
ZPPR-9 (298 - 1087 )	0.90	0.930	0.86
FCA-XVII-1 (20 - 800 )	1.03	1.08	
Na-void			
Voided region:			
97 drawers, 8 inch height	1.07	1.07	1.12
97 drawers, 20 inch height	1.06	1.08	1.18
Control rod worth:			
positions CRP(1)	1.009	0.998	0.997
CRP(A,B)	0.998	0.987	0.986
CRP(13, 19)	1.015	1.012	0.997
Reaction rate ratio:			
F25/F49	1.02	1.02	1.02
C28/F49	1.04	1.03	1.03

### 3. 熱中性子断面積の影響

#### 3.1 U-235

Fig.4 に JENDL-3.3 と-3.2 における U-235 断面積の相違が熱中性子炉の k-eff に及ぼす影響を示す。JENDL-3.3 では、共鳴領域の捕獲断面積が一部で大きくなったけれども熱中性子炉への影響は小さく、Fig.4 に示す影響は、熱領域で核分裂が少し小さくなったためである。

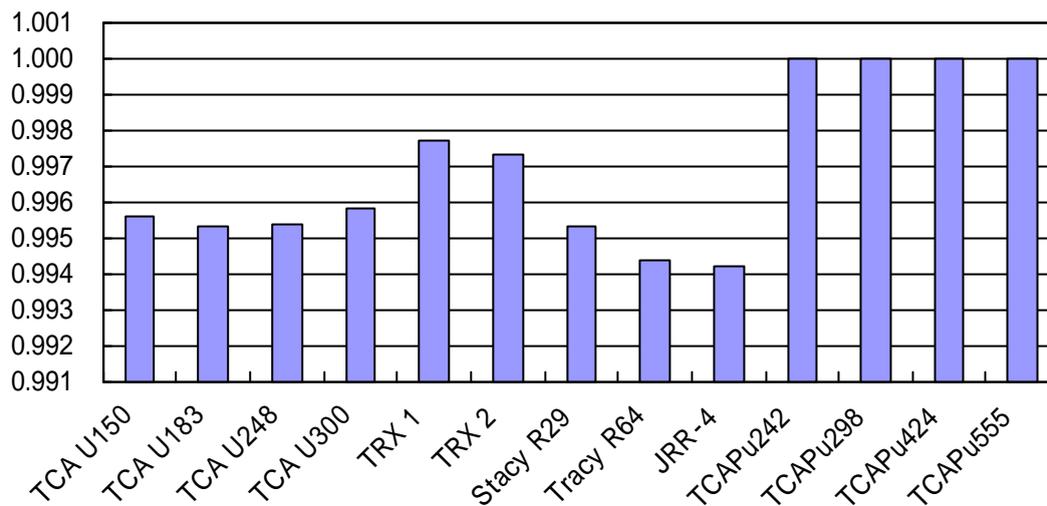


Fig. 4 JENDL-3.3 と-3.2 の U-235 断面積の差が k-eff へ及ぼす影響

#### 3.2 N-14 の吸収断面積: (n,p)+(n,g)

STACYやTRACYのような水溶液燃料は、多量の窒素を含有する。JENDL-3.2では、1.78 bが2200m/s値に用いられていた。これについてJENDL-3.3では、Mughabghabの推奨値(実験値)1.83 bとなるように評価し直した。その結果、STACY等では、k-effが0.2%小さくなり実験値と良い一致を示す。以下のTable 2に示すように2200m/s値の測定値は少ない。

#### 3.3 Am-241

新しい評価共鳴パラメータを JENDL-3.3 で採用した結果、JENDL-3.2 より熱中性子領域の捕獲断面積が数パーセント大きくなった。これは、Am-241 を多く含む MOX 炉心の k-eff に約 0.3%影響する。特に、Pu-241 を多く含む時の k-eff の経年変化に大きな影響を及ぼす。Fig. 6 にその Am-241 の k-eff への経年変化の影響を示す。JENDL-3.3 は JENDL-3.2 で見られる経年変化依存性をよく改善していることが分かる。しかし、Table 3 に示すように、2200m/s 値の実験値はバラツキが大きく、影響が大きいことから早急な測定が必要である事がわかる。

Table 2 Thermal cross sections of N-14

N-14(n,p)	単位 : barns	
JENDL-3.2	1.78	
JENDL-3.3	1.83	
Mughabghab et al.	1.83±0.03	Neutron Cross Sections(1981)
Coon et al.	1.76±0.05	Phys. Rev., 75, 1358 (1949)
Cuer et al.	1.77±0.09	Phys. Rev., 12, 6 (1951)
Hanna et al.	1.83±0.03	Canadian J. Phys, 39, 1784 (1961)
Wagemans et al.	1.90±0.04	97Trieste, 2, 1568 (1997)
N-14 (n,γ)	単位 : barn	
JENDL-3.2	0.075	
JENDL-3.3	0.075	
Mughabghab et al.	0.0750±0.0075	Neutron Cross Sections(1981)

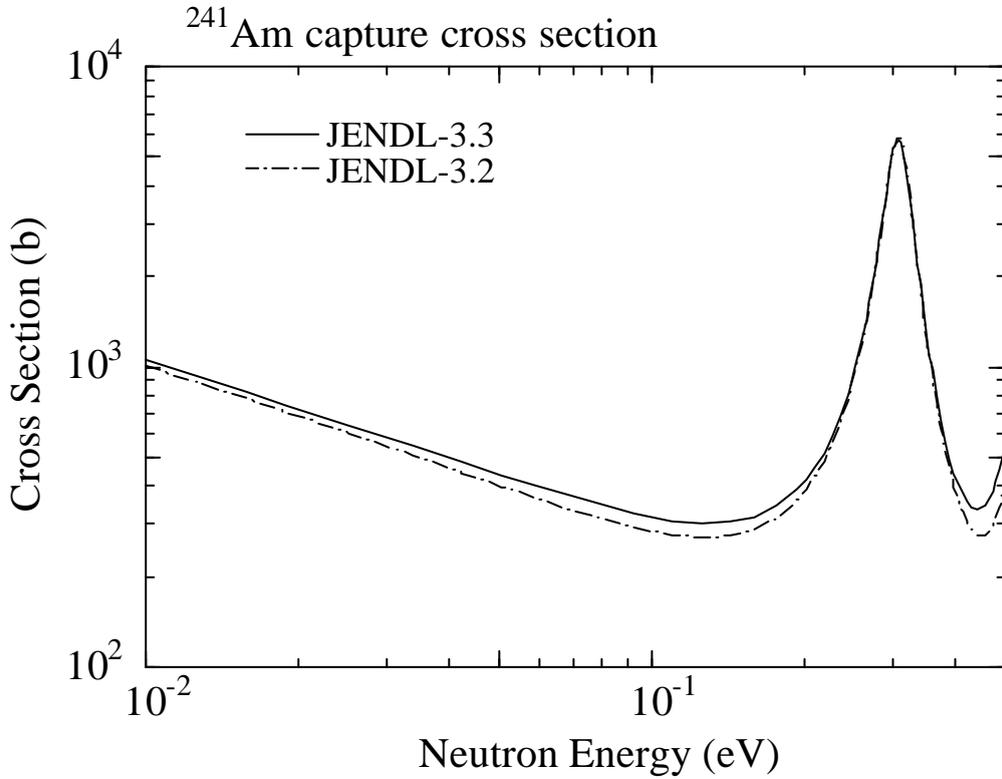


Fig. 5 Comparison of thermal capture cross sections of JENDL-3.2 and -3.3

Table 3 Am-241 thermal capture cross sections (barns)

Pomerance (55)	625 ± 35	Deal & Schuman (64)	770
Harbour et al. (73)	832 ± 21	Ganrirov et al. (77)	853 ± 52
Kalebin (76)	624 ± 20	Mughabghab (84)	587 ± 12
Belanova (94)	824 ± 20	Shinohara et al. (97)	854 ± 58
JENDL-3.2	600	ENDF/B-VI.3	619
Maslov et al (96)	585	JENDL-3.3	639.5

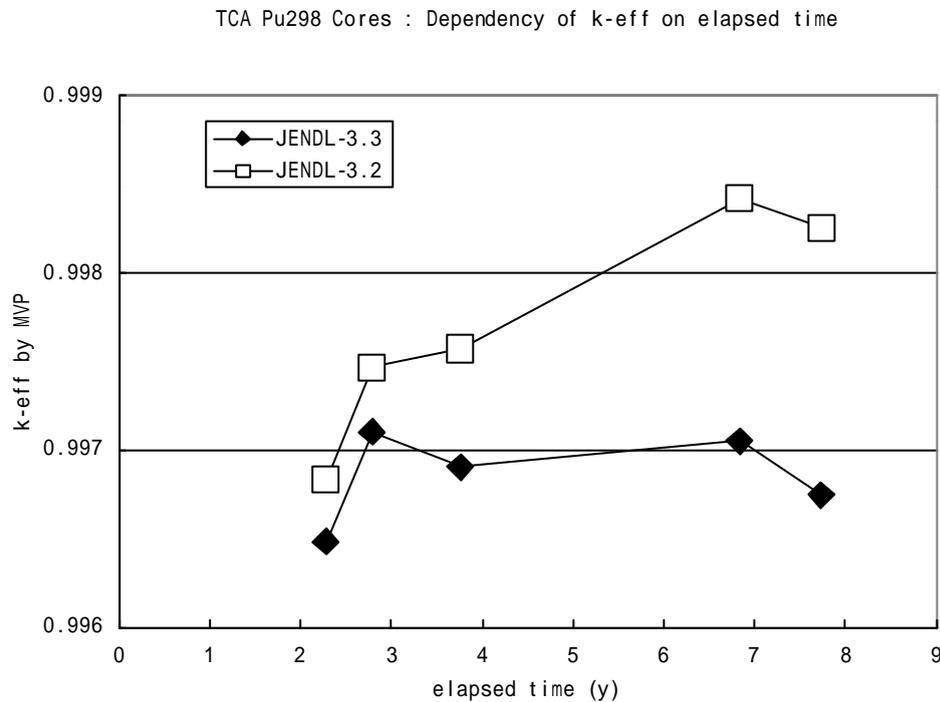


Fig. 6 TCA-Pu298 炉心の JENDL-3.3 と-3.2 による k-eff の経年変化比較

### 3.4 Pu-240

JENDL-3.3 では、当初 Bouland et al. (NSE, 127, 105(1997))の共鳴パラメータ解析結果を採用した。しかし、2200m/s 値が 285.7 b と Mughabghab の推奨値(実験値)289.5 b と異なっていたため、実験値をほぼ再現するように、2本の共鳴(-3.0eV と 1.056 eV)の捕獲幅 ( $\Gamma_\gamma$ ) を変更した<sup>2)</sup>。その結果としての JENDL-3.2 と JENDL-3.3 との相对比较を Fig. 7 に示す。一方、TCA や CRX の MOX 燃料模擬炉心でも Fig.8 に示すように水対燃料体積比の相違により熱中性子領域のスペクトルが大きく異なる。特に、Pu240 の 1eV 共鳴の上記の改良は、Pu240 が多くスペクトルの硬い炉心で過大評価を改善する<sup>3)</sup>。

Table 4 Pu-240 thermal cross sections (barns)

Lounsbury et al. (70)	290	Cabell (68)	274
Bloc (60)	288	Mughabghab (84)	$289.5 \pm 1.4$
JENDL-3.2	289.4	Bouland et al. (97)	285.7
JENDL-3.3	289.1		

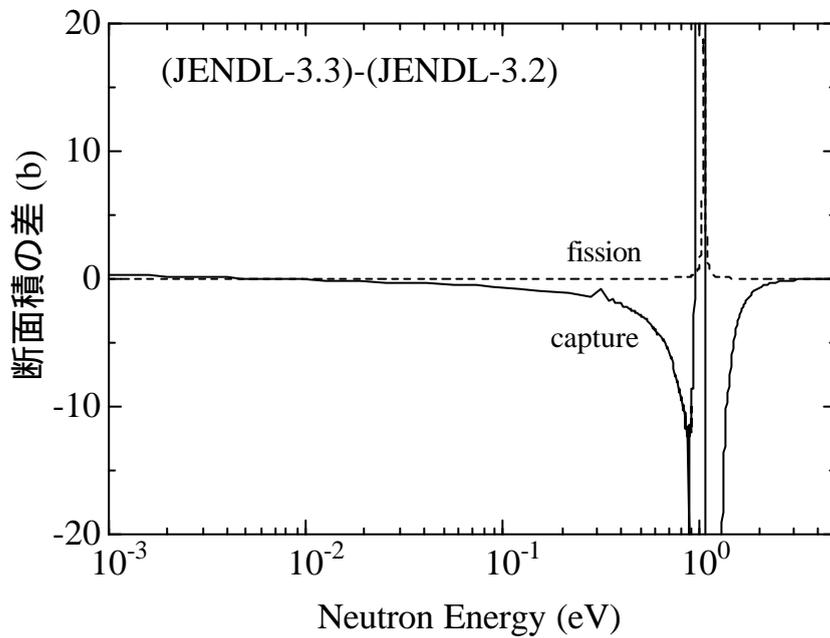


Fig. 7 Pu-240 の 1 eV 共鳴近傍捕獲断面積の JENDL-3.3 と-3.2 の差

### 3.5 U-238

TRX 炉心は、どの核データファイルを用いても 0.5 ~ 1.0%keff が過小評価である。従来共鳴積分値が問題とされていたが、最近、2200m/s 値が見直されている。

BNL-325	2.70±0.02 b	
Mughabghab	2.680±0.019 b	
ENDF/B-VI.5	2.718 b	( R=1.0143, k-eff=0.99653)
JENDL-3.2	2.717 b	( R=1.0138, k-eff=0.99748)
CENDL-2	2.684 b	( R=1.0015, k-eff=0.99835)

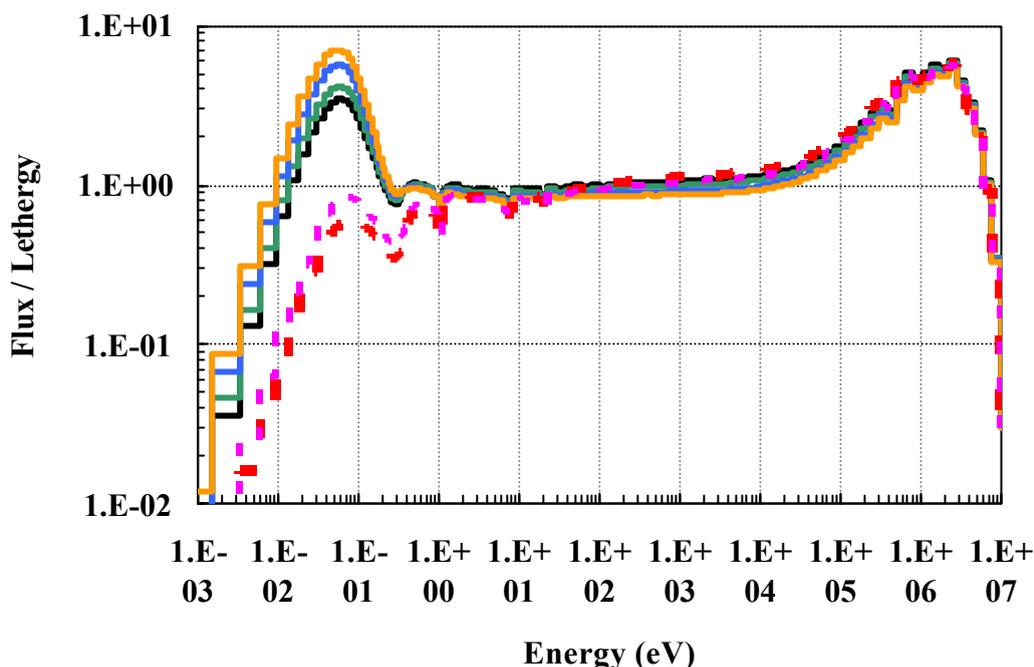


Fig. 8 TCA 及び CRX 炉心の中性子スペクトル比較

#### 4. まとめ

- (1) JENDL-3.3 の  $k$ -eff の予測精度は、熱中性子炉系(UO<sub>2</sub>,MOX,U 水溶液)、高速炉系(小型、大型、U235、U233、Pu239、MOX)に対して  $\pm 0.5\%$ の精度である。この値は、現在の核データの不確かさを考慮するとほぼ限界といえる。
- (2) MOX-LWR 実験(MISTRAL)の解析では、JENDL-3.2 による  $k$ -eff の過大評価(0.7%)が報告されているが、JENDL-3.3 は Am-241 熱中性子断面積の再評価により改善の可能性がある。( Am 濃度: TCA--80 - 334 ppm、CRX-- 70 ppm、MISTRAL--2600 ppm )
- (3) 軽水炉時代の長期化傾向においては、UOX、MOX 燃料高燃焼度化炉心の核特性予測精度の向上がコストの面からも重要である。それには、Am-241、Am-243、Pu-240、Pu-241、U-238 の熱中性子領域断面積測定の高精度化と感度解析が今後重要な課題となろう。

#### 参考文献

- 1) H.Takano, T. Nakagawa and K. Kaneko: Validation of JENDL-3.3 by Criticality Benchmark Testing, International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Tsukuba, 2001
- 2) 中川:私信
- 3) 奥村:私信