

2010 年春の大会・核データ部会企画セッション

(3) 核分裂炉に対する JENDL-4 の積分テスト

日本原子力研究開発機構

炉物理研究グループ

千葉 豪 chiba.go@jaea.go.jp

奥村 啓介 okumura.keisuke@jaea.go.jp

杉野 和輝 sugino.kazuteru@jaea.go.jp

1. はじめに

JENDL-4.0 の核分裂炉に対する性能を評価するため、一連のベンチマークテストを実施した。その結果の詳細は現在論文としてまとめている最中であり、2010 年度中には然るべきジャーナルに掲載されることと思う。ここでは、結果の一部を「速報」という位置付けで紹介したい。

また、JENDL-4.0 の核分裂炉に対するベンチマークテストは、シグマ委員会・リアクター積分テスト WG、核種生成量評価 WG 等のメンバーや諸関係機関の方々の助けを得ながら、JAEA・炉物理研究 Gr が中心となって進めてきた。折角の機会なので、炉物理研究 Gr で JENDL-4.0 のベンチマーク作業を担当した著者三名が、JENDL-4.0 の開発に炉物理サイドから関わって感じたことを、本稿の最後に紹介したい。

2. ベンチマークテストの概要

言うまでもないが、核データファイルのベンチマーク計算では幅広い積分実験データを利用することが肝要である。核データの検証に利用できる積分実験データとしては、「臨界安全のためのベンチマーク実験データ集 (ICSBEP ハンドブック)」が有名である。このハンドブックには、燃料組成 (高濃縮ウラン、低濃縮ウラン、プルトニウム等)、燃料形態 (金属、酸化物、溶液等)、中性子エネルギースペクトルの観点で分類された 3,000 を超える臨界データ (実効増倍率のデータ) が収納されている。JAEA・炉物理研究 Gr では JENDL の開発に資するため、これら実験データの計算用入力データ (連続エネルギーモンテカルロコード MVP 用) を、旧日本原子力研究所の時代から継続して整備してきた。今回の JENDL-4.0 のベンチマーク計算では、これらの入力データ群が大きな役割を果たした。

また、ICSBEP ハンドブックとは別に、「炉物理実験データ集 (IRPhEP ハンドブック)」にも積分実験データが収納されている。IRPhEP ハンドブックは、収納データ数では ICSBEP ハンドブックに劣るものの、実効増倍率以外にも制御棒価値やナトリウムボイド反応度

等の種々の炉物理パラメータに対する実験データが与えられている点がある。今回のベンチマークでは IRPhEP ハンドブック収録のデータも利用した。

これらのハンドブック記載のデータ以外に、海外で実施され、協定等により利用することができる積分実験データ群も積極的に利用した。例として、フランスの臨界実験装置 EOLE において実施された MISTRAL、BASALA、FUBILA といった炉物理試験で取得されたデータや、ロシアの臨界実験装置 BFS-2 で取得された種々のデータが挙げられる。また、我が国の臨界実験装置 TCA・FCA で取得されたデータ、ベンチマーク試験装置として整備した米国 SEFOR の全炉心ドップラー反応度データ、オランダの SEG 実験での FP サンプル反応度データ、高速増殖原型炉「もんじゅ」の初装荷炉心データ等も利用した。

以上のデータに加えて、PWR の高浜 3 号炉、高速実験炉常陽、英国の高速原型炉 PFR で照射された燃料に対する照射後試験 (PIE) データも利用した。

ベンチマーク計算は主に連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて行った。MVP による上記臨界データに対する一連の計算手続きはシステム化されており、JAEA の大型計算機、もしくは炉物理研究 Gr で構築した PC クラスタを利用して効率的に実施した。計算結果は効率的に Excel シート上で編集され整理される。臨界データに加えて、反応度が大きい制御棒価値や、決定論的手法では計算誤差 (体系のモデル化誤差、近似手法の誤差) が懸念されるナトリウムボイド反応度も MVP により計算した。

高速炉の積分データについては、一部の炉心の臨界性やドップラー反応度、反応率空間分布等は、旧核燃料サイクル開発機構時代から整備を継続して行ってきた決定論に基づく手法により計算を行った。

PIE データの解析は、高浜 3 号炉については MVP-BURN を、常陽及び PFR については決定論的手法をそれぞれ用いた。それらの詳細はここでは割愛する。

3. ベンチマークテストの結果：熱中性子系

UO₂ 燃料・軽水減速・格子系の実験データに対する結果を図 1 に示す。JENDL-4.0 と JENDL-3.3 の結果と比べると、C/E 値の U-235 濃縮度依存性はいずれにおいても観察されるが、全体的に JENDL-4.0 の C/E 値は大きく、JENDL-4.0 は 0.5%dk/kk' 以内で実験値を再現することが分かる。

次に、MOX 燃料・軽水減速・格子系の実験データに対する結果を図 2 に示す。JENDL-4.0 は UO₂ 燃料に対する結果と同様に、概ね 0.5%dk/kk' 以内で実験値を再現していることが分かる。なお、青点で示したものは Am-241 に感度を有する積分データであるが、ENDF/B-VII.0 を用いた場合はこれらの C/E 値は顕著な過大評価を示すことが分かっている。これは Am-241 の捕獲断面積の差異に起因する。

Am-241 の捕獲断面積に大きい感度を有する積分データとして TCA の Pu 経時変化の臨

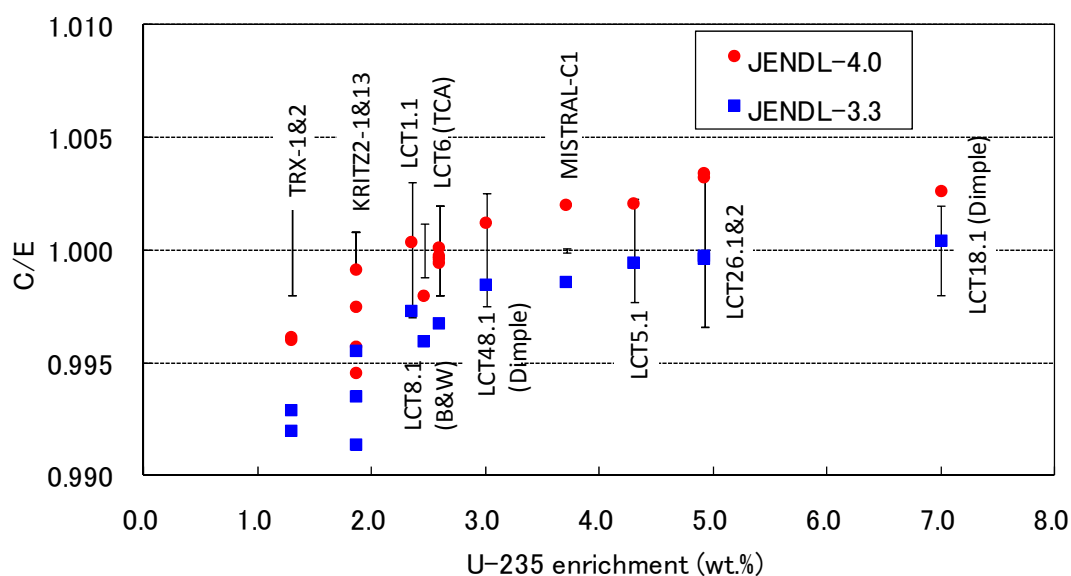


図1 UO₂燃料・軽水減速・格子系の臨界性に対する C/E 値

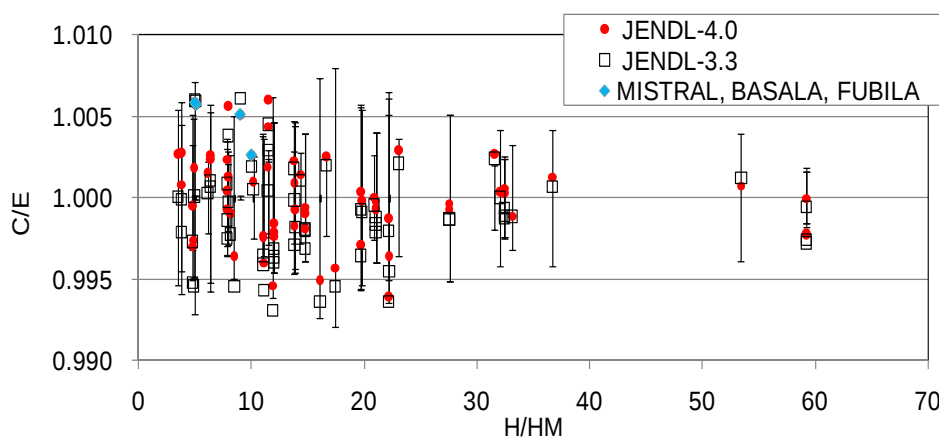


図2 MOX燃料・軽水減速・格子系の臨界性に対する C/E 値

界データがある。これは一度臨界データを取得した後、約7年後に再度同じPu燃料を用いて臨界データを取得したものである。燃料中のPu-241がAm-241に半減期14.4年で β 崩壊するため、これらの核種の組成と臨界水位がふたつの臨界データで異なる。図3にこのデータに対する結果を示すが、JENDL-4.0ではふたつのデータのC/E値のばらつきが小さくなっていることが分かる。

溶液系については、U燃料では低濃縮系、高濃縮系のデータ群に対して、JENDL-4.0を用いた場合のC/E値の平均値と標準偏差がそれぞれ、 0.9990 ± 0.0032 、 1.0002 ± 0.0038 が得られており、良好な結果となっている。一方、Pu燃料のデータ群については、JENDL-4.0によるC/E値の平均値は1.0028となった。JENDL-3.3では1.0049であったので、系統的な過大評価が緩和したと言える。一方、標準偏差は0.0063とC/E値のばらつきは大きい。

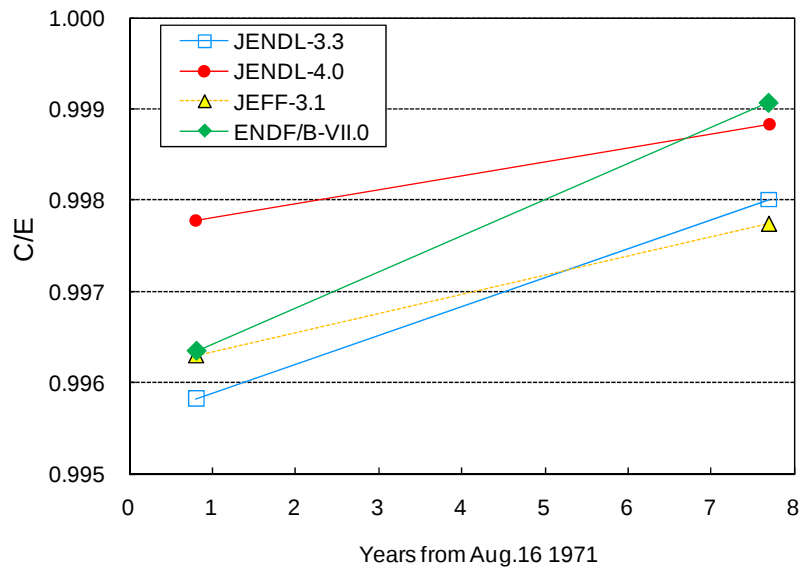


図3 TCA の測定日の異なる臨界データに対する C/E 値

なお、Pu 溶液系データの C/E 値がばらつくのは JEFF-3.1 や ENDF/B-VII.0 でも同様であり、JENDL 特有の問題ではない。

また、JENDL-4.0 では Gd-157 の熱・熱外エネルギー領域の捕獲断面積、炭素の熱中性子捕獲断面積の再評価が行われ、それらは、Gd を燃料もしくは水に混合させた体系や、炭素を減速材として用いた体系の臨界性に大きく影響する。ICSBEP ハンドブック記載の実験データに対して JENDL-4.0 を用いて解析を行い、より実験値の再現性が高くなることを確認している。

4. ベンチマークテストの結果：高速中性子系

はじめに、中型・大型高速炉の臨界性に対する結果を紹介する。図 4 に、ここで紹介

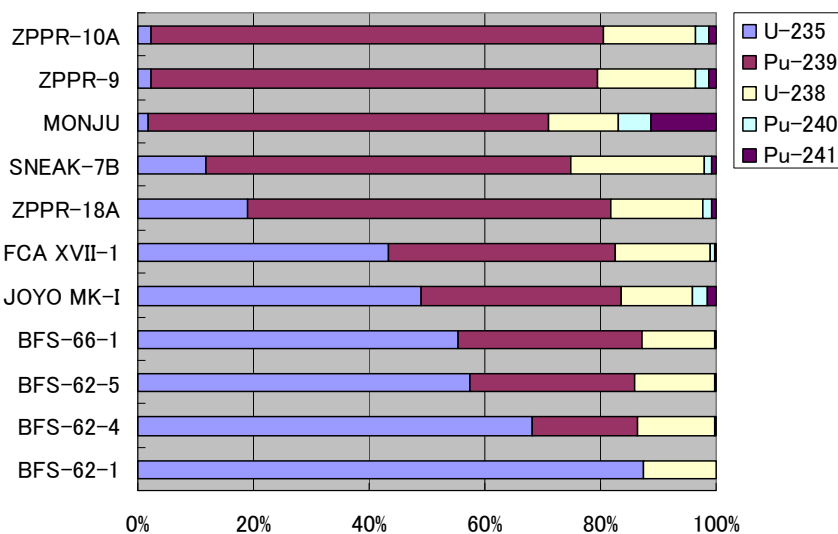


図4 中型・大型高速炉の実験データにおける核分裂源に対する核種別寄与

する積分データにおける、核分裂源に対する核種別の割合を示すが、幅の広い燃料組成を網羅していることが分かる。

次に、これらの実験データに対する計算結果を図 5 に示す。JENDL-3.3 では系統的に臨界性が過少評価傾向であり、U 系と Pu 系とで C/E 値に系統的な差異が見られていたが、こういった問題が JENDL-4.0 では緩和されていることが分かる。JENDL-4.0 はこれらのデータの実験値を 0.5%dk/kk'以内で再現している。

次に超小型高速炉の臨界性に対する結果を図 6 に示す。JENDL-3.3 では、裸炉心と反射体付き炉心の C/E 値に有意な差異が見られ、また Th-232 や U-233 についても予測精度が悪い。それに対し、JENDL-4.0 ではこれらの問題がほぼ解消している。

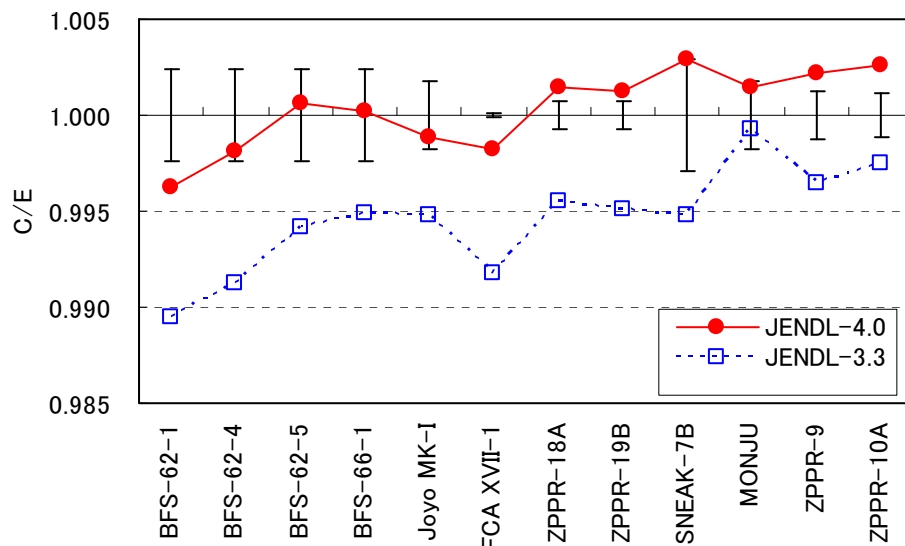


図 5 高速炉の臨界性に対する C/E 値

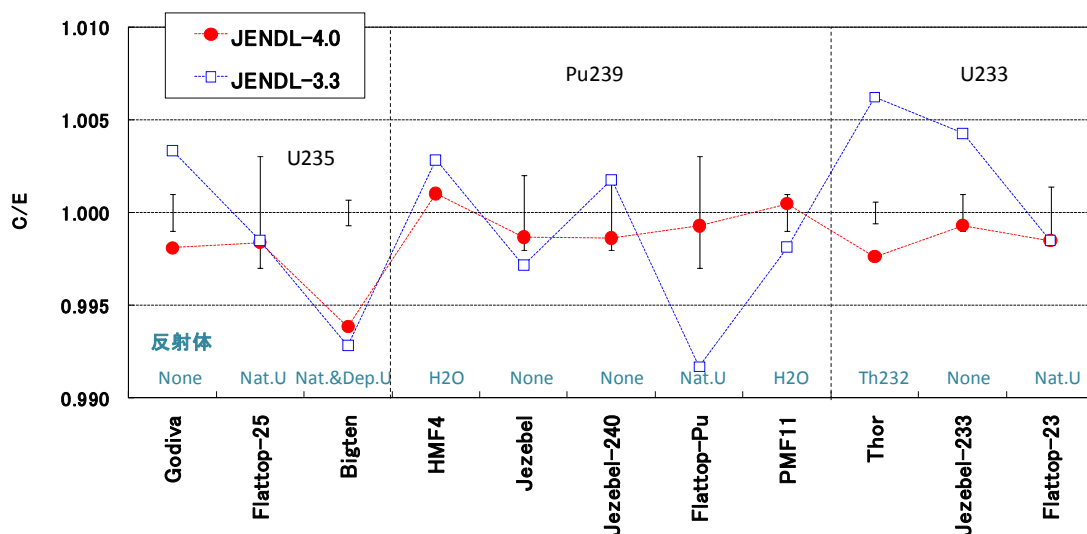


図 6 超小型高速炉臨界性の C/E 値

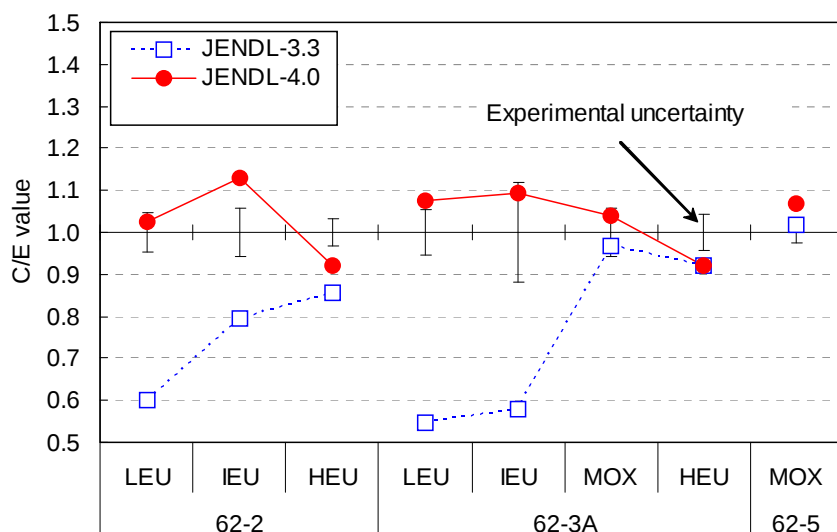


図7 BFS-2 のナトリウムボイド反応度の C/E 値

JENDL-4.0 では U-235 捕獲断面積の再評価が実施された。これは、U 燃料を用いた高速炉のナトリウムボイド反応度に対して JENDL-3.3 の予測精度が悪く、共鳴領域の U-235 捕獲断面積に何らかの問題があることが示唆されたためである。図 7 に U 燃料高速炉である BFS-2 のナトリウムボイド反応度の結果を示すが、JENDL-4.0 の実験値の再現性が格段に向上したことが分かる。

上記で紹介したもの以外でも、Pu-242、W、Be、Fe、Cu、V、Ti、Pb 等に感度を有する高速中性子系の臨界データに対して、JENDL-4.0 では実験値の再現性が向上することを確認している。また、ドップラー反応度、制御棒価値、反応率空間分布等の予測精度に関しても良好であることを確認している。

5. ベンチマークテストの結果：PIE データ

高浜 3 号炉の PIE データに対する結果を、重核種について図 8 に、FP 核種について図

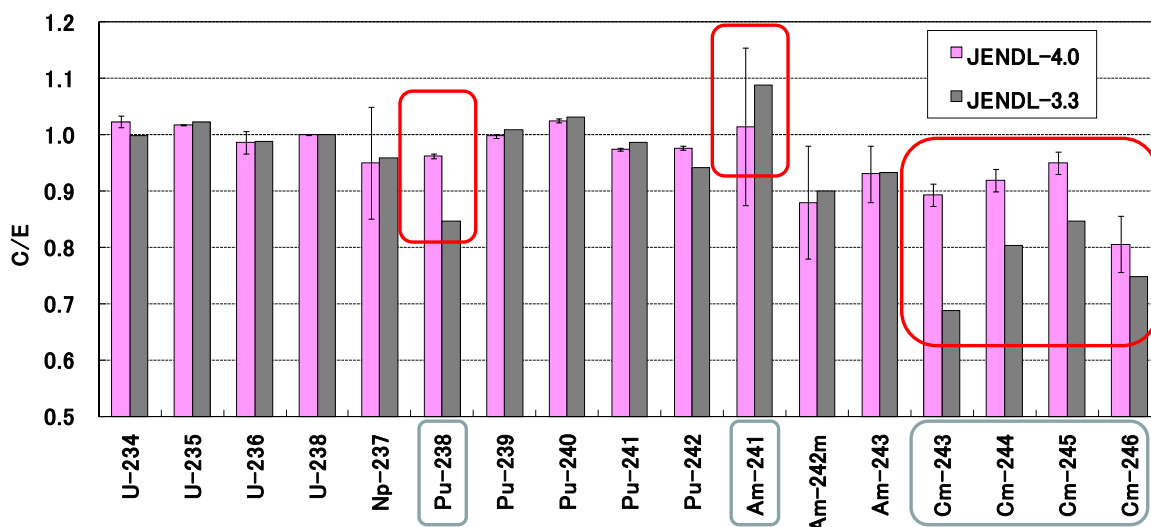


図8 高浜 3 号炉 PIE データの結果（重核）

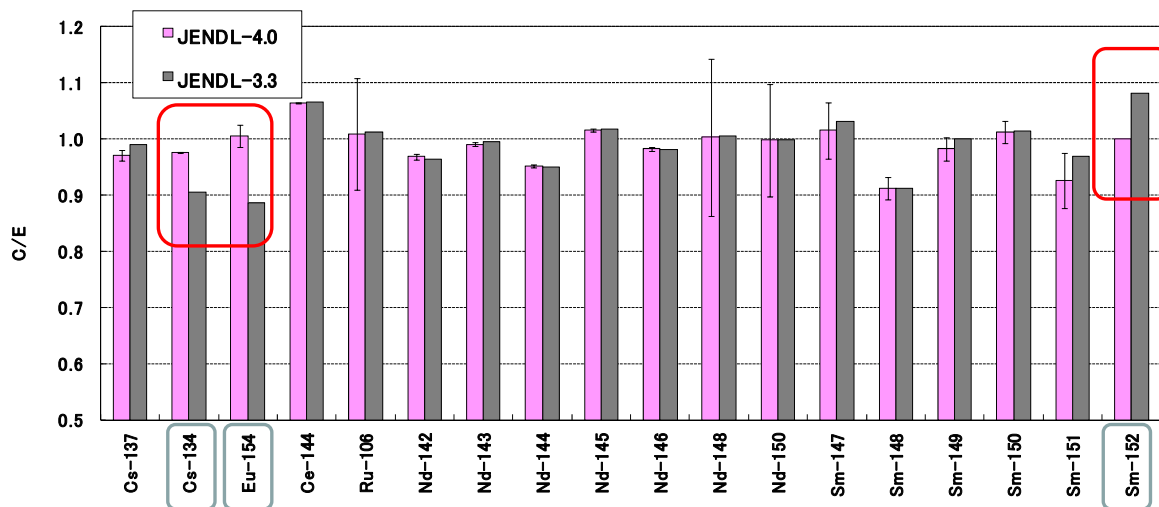


図9 高浜3号炉 PIE データの結果 (FP 核種)

9に示す。重核種については、JENDL-3.3で見られていた Pu-238、Cm 核種の生成量の過小評価、Am-241 生成量の過大評価が、JENDL-4.0 では改善している。Cm 核種の生成量に対する改善は主に Am-241、Am-243 の捕獲断面積の再評価による。また、FP 核種についても、Cs-134、Eu-154、Sm-152 といった核種生成量の予測精度が JENDL-4.0 で向上している。これは主に Cs-133、Eu-154、Sm-152 の捕獲断面積の再評価による。

次に、図 10 及び 11 に、常陽、PFR の PIE データに対する結果を示す。実験データは、照射後における親核種と娘核種の数密度の比として整理されており、親核種の捕獲断面

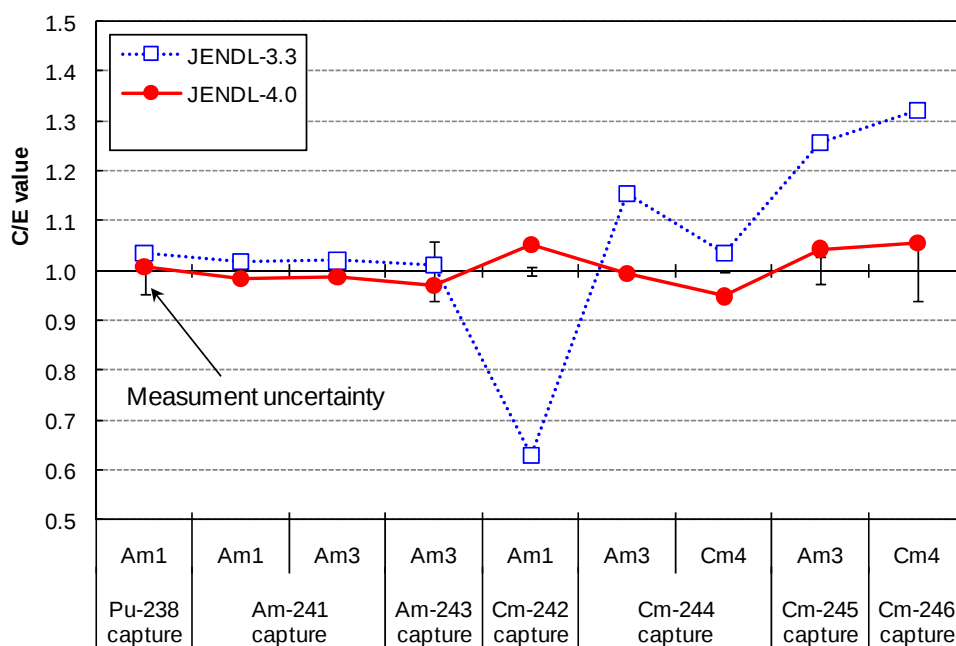


図 10 常陽の PIE データの結果

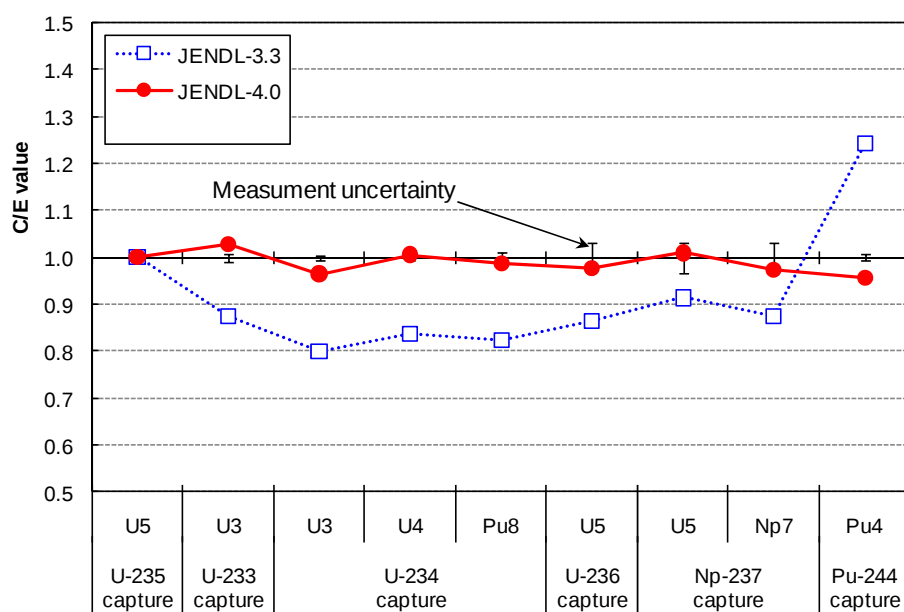


図 11 PFR の PIE データの結果

積に大きい感度を有するデータとなっている（例えば、 Cm-244 と Cm-245 の数密度比では Cm-244 の捕獲断面積の検証が可能となる）。横軸には、データが取得されたサンプルと、データに対して大きい感度を持つ核データを示している。いずれの実験でも、JENDL-4.0 で核種生成量の予測精度が向上していることが分かる。

6. 終わりに

幅広い積分実験データ群を用いて JENDL-4.0 のベンチマーク計算を行い、JENDL-4.0 の核分裂炉に対する性能の高さを示した。本稿は結果の概要を紹介したものであるため、後日公開される予定の研究論文を是非読んでいただきたいと思います。

以下、執筆者それぞれからの、今回の JENDL-4.0 の開発に炉物理サイドから関わった感想を紹介し、本稿を結びたいと思う。

（千葉）炉物理サイドからの要求に対して評価側の皆さんが真摯に対応してくれたことが、JENDL-4.0 の積分データに対する極めて高いパフォーマンスに結実したと思います。理論・測定を含む幅の広い分野である「核データ研究」の成果が最終的に集約されるのが核データファイルですが、その開発に関われたことは大変幸せなことだったのかなと思っています。

（奥村）全ての JENDL ユーザーに満足していただけるように、JENDL-3.3 が公開された 2002 年頃から積分データの収集やベンチマーク解析の準備をしてきました。その過程では、JAEA 以外の大学、研究機関及び産業界の方々から積極的にご協力を賜りました。ここに記して深く感謝いたします。

(杉野)核データニュースの本号が発行される頃には、「もんじゅ」が無事に再起動し、性能試験が順調に実施されていることと思います。その「もんじゅ」サイトから約 1 年前に異動してきました我が身ですが、「もんじゅ」再開のための安全審査では、国内の核データ（JENDL-2、JENDL-3.2 等）による解析が大いに役立ったことが印象に残っています。前回の「もんじゅ」安全審査では、過去の設計手法の検証にまでしか用いられませんでした。前回の「もんじゅ」を初めとした今後の安全審査では、炉心性能の向上のために JENDL-4 を用いた炉心設計が行われることを願い、ベンチマーク計算に協力しました次第です。