

## WG 活動紹介

# リアクター積分テストワーキンググループ

日本原子力研究所

秋江 拓志

akie@mike.tokai.jaeri.go.jp

## 1. はじめに

核データ利用の最も重要な分野の1つに、原子炉(核分裂炉)の核計算がある。リアクター積分テストワーキンググループ(WG)では、各種臨界実験等で測定された実効増倍率等の"積分"パラメータを、JENDL等の核データによる計算値と比較することにより、核データの原子炉核計算への適用性を検討してきた。また、新しい実験データに基づくベンチマーク問題の整備も進めている。

ところで、リアクター積分テストWGの誕生は比較的新しく1994年である。当然ながらそれ以前から、JENDL核データライブラリの原子炉体系に対する適用性の検証は重要な課題であり、その作業は高速炉積分テストWGと熱中性子炉積分テストWGが担っていた。リアクター積分テストWGはこの両者をまとめて誕生したという経緯がある。現在でもWGの活動内容は、高速炉のベンチマークテストと熱中性子炉ベンチマークテストに大別することができる。

同じ原子炉のベンチマークテストでありながらこのような分け方をされたのは、ベンチマークの計算手法が異なっていた事と、計算法の違いに対応し、用いる群定数も同じ核データに基づきながらJAERI Fast SetとSRAC libraryのように別々の群定数セットを用意する必要があったためであろう。しかし計算手法の方も、計算機の進歩と連続エネルギーモンテカルロ法の発展により、現在では高速炉体系、熱中性子炉体系ともにモンテカルロコードが主な計算手法となりつつある。

## 2. ワーキンググループメンバー

グループリーダー：高野秀機(原研)

メンバー(五十音順)：秋江拓志(原研)、飯島進(原研)、池田一三(三菱)、石川眞(サイクル機構)、岩崎智彦(東北大)、宇根崎博信(京大)、大井川宏之(原研)、金子邦男(総合技術情報機構)、亀井孝信(サイクル機構)、佐治悦郎(総理府)、三田敏男(日立)、杉野和輝(サイクル機構)、瑞慶覧篤(日立)、竹田敏一(阪大)、田原義壽(三菱)、中島健(原研)、中野佳洋(原

研)、長家康展(原研)、長谷川明(原研)、山本宗也(日本ニュークリア・フュエル)

### 3. リアクター積分テスト WG 活動内容

WG が誕生して以来の活動期間は、ちょうど JENDL-3.2 が利用されてきた期間と一致する。WG 発足はちょうど JENDL-3.2 公開の直後であり、今夏には JENDL-3.3 の公開が予定されている。この間の WG 活動について簡単に振り返ってみたい。

1994 年：公開版 JENDL-3.2 のベンチマークが主要テーマであった。新しい実験結果である原研 STACY のベンチマーク結果において、JENDL-3.2 による増倍率の過大評価が報告された。また、JENDL-3.2 に基づく各種コード用ライブラリ(JFS、SRAC、MVP、VIM 等)の整備が進められた。

1995 年：ENDF/B-VI.2 と JENDL-3.2 との比較検討が進められ、U-238 非弾性散乱断面積や U-233 核分裂断面積、U-235 の  $\nu$  値等の差異が及ぼす影響が指摘された。

1996 年：JENDL-3.2 と ENDF/B-VI.2 の比較を継続。MVP による ZPPR 全炉心連続エネルギーモンテカルロ計算を実施した(現実的な計算時間で実施できるようになった)。また、JENDL-3.2 に基づく WIMS-D 用ライブラリを整備した。

1997 年～1999 年：ZPPR-9 及び FCA、TCA、STACY 実験等の、公開可能なベンチマーク問題の仕様をまとめ、レポート、雑誌投稿等の形で公表した。また、燃焼、マイナーアクチニド断面積、プルトニウム軽水炉等の新しいベンチマーク問題となり得る実験の可能性を検討した。さらに、

1999 年：ENDF/B-VI.5 データとの比較等を通して JENDL-3.2 の特に U-235 核データの検討を実施し、U-235 共鳴パラメータと核分裂スペクトルが両核データの違いの重要なファクターであることを確認した。

そして 2000 年度は、JENDL-3.3 の評価作業に合わせて、そのベンチマークテストが主要な活動となった。これについては次節にまとめてご紹介する。

### 4. リアクター積分テストワーキンググループ 2000 年度活動

— JENDL-3.3 のベンチマークテスト —

2000 年度は、連続エネルギーモンテカルロコード MVP による、高速炉体系と熱中性子炉体系の実効増倍率を中心とするベンチマーク計算を実施した。Fig.1 に、各体系の実効増倍率の計算値/実験値(C/E)比を示す。

高速炉体系での、U-233 燃料炉心(JEZEBEL-23、FLATTOP-23)、熱中性子炉体系での濃縮度の高い U 燃料炉心(JRR-4、STACY、TRACY)において、JENDL-3.3 は JENDL-3.2 の増倍率過大評価を改善している事がわかる。U-233 や U-235 断面積の改訂

の効果が見られる。ENDF/B-VI.5 と比べると、BIGTEN、FLATTOP-Pu、FCA-XVII 等 U 反射体あるいはドライバーをもつ炉心で増倍率の差が大きい。U-238 非弾性散乱断面積が差異の主な原因と考えられる。全体的に見て、JENDL-3.3 は高速炉及び熱中性子炉の増倍率を、おおむね実験値±0.5%程度の範囲で精度よく予測していると言える。

現在 JENDL-3.3 ベンチマークでの検討課題は Fe 断面積である。常陽 MK-II 模擬実験のうち、ステンレス鋼反射体付き炉心である FCA X-2 炉心では、JENDL-3.2 が増倍率の実験値をほぼ再現したのに対し、JENDL-3.3 では 1.5%ほども過大評価した。Fe 断面積の影響が大きいことも確認されている。

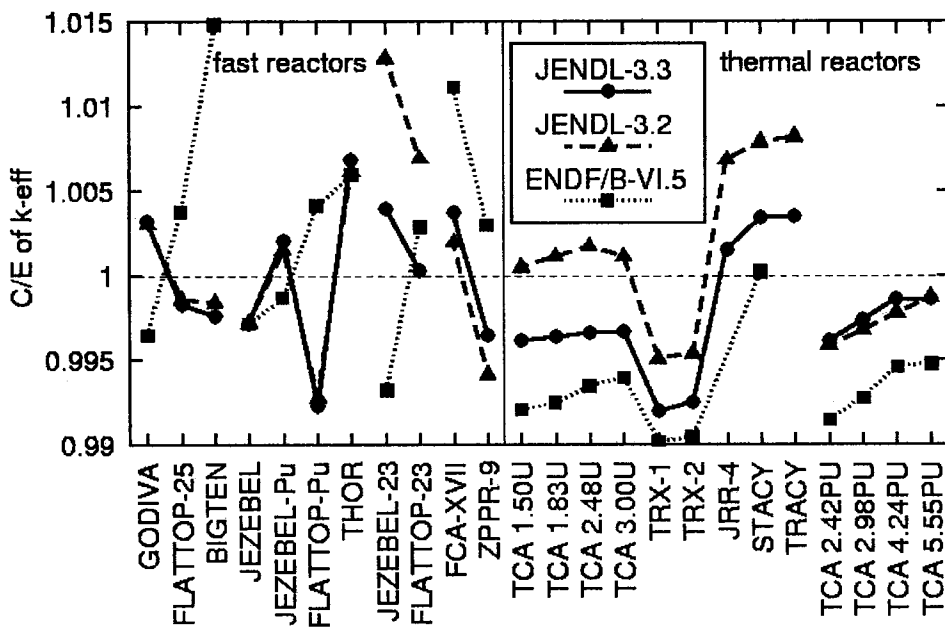


Fig.1 Calculation/Experiment (C/E) value of the effective multiplication factor of fast and thermal benchmark cores calculated with JENDL-3.3 in comparison with JENDL-3.2 and ENDF/B-VI.5

## 5. 今後の活動予定

当面は JENDL-3.3 公開に向け、あるいは公開後もそのベンチマークテストが中心となる。実効増倍率以外の、及び MVP コード以外によるベンチマークは当然実施しなければならない。その過程で、MVP ライブラリ以外の JFS や SRAC ライブラリ等の炉定数も整備する。Fe 断面積については至急検討を進める必要がある。そのため、常陽 MK-II 炉心の計算も行なう。

## 6. おわりに

核データ利用の最も重要な分野の1つに、原子炉の核計算がある。言い方を変えると、原子炉も "の1つ" に過ぎないほど核データの応用範囲は広がっている。今後、応用分野としての原子炉の立場は相対的にますます小さくなって行くであろう。

と言って、核データ側から見て原子炉がもう "終わった" 仕事かと言うとそうでもないようである。今回ご紹介したように、最も一般的な原子炉であるウラン燃料軽水炉においてすら、原子炉では最もあたりまえの核種である U-235 の断面積等に起因する大きな差異が、核データライブラリ間に現れたりする。原子炉を利用し続ける限り、リアクター積分テストも続けられるであろうし、特に将来型炉、例えばアメリカが中心になって2030年を目標に開発計画を策している第4世代炉等において重要となろう。JENDLを、より "使える" 核データとするために必要な仕事(の1つ)と考えている。

