

平成 27 年度 JENDL 委員会リアクタ積分テスト WG 会合議事録

文責 千葉 豪

日時：平成 28 年 2 月 24 日（水）13:15-17:30

場所：日本原子力研究開発機構・東京事務所第 5 会議室

出席者：石川眞、岩本修（JAEA）、横山賢治、中山梓介（同、オブザーバ）、多田健一（同、講演者）、渡嘉敷幹郎（NFI 東海）、北田孝典（阪大）、吉井貴（TEPSYS）、三木陽介（同、オブザーバ）、田渕将人（NEL）、杉村直紀（同、オブザーバ）、東條匡志（GNF-J）、小林謙輔（同、講演者）、桐村一生（MHI）、松宮浩志（東芝、吉岡委員代理）、山本徹、岩橋大希（S/NRA/R、オブザーバ）、小玉泰寛（NFI 熊取、オブザーバ）、大矢賢太郎（四電エンジニアリング、オブザーバ）、千葉豪（北大）

部分出席者：遠藤知弘（名大）

議事録

1. 核データライブラリの積分テスト

1-1. WPEC/SG-34 最終報告書の要約（北大・千葉委員、資料 RIT6-1-1）

共鳴領域における Pu-239 断面積の再評価を行うために OECD/NEA の WPEC で組織された SG-34 の最終報告書（2014 年発刊）の概要を紹介した。この SG で新たに評価された Pu-239 の共鳴パラメータは JEFF-3.2 に採用されており次期 JENDL にも採用される可能性が高いことから、それに対する積分データを用いた検証が必要である。報告では、主に熱中性子断面積及び Nu-bar の改訂により特に中性子エネルギースペクトルが軟らかい体系で実効増倍率が小さ目に評価され、従来の核データファイルで見られていたプルトニウム溶液系の実効増倍率の過大評価が改善することが示された。

1-2. 三大ライブラリによる軽水減速ウラン燃料・MOX 代表炉心の臨界性ベンチマーク比較（JAEA・石川委員、資料 RIT6-1-2）

これまでに整備してきた軽水減速ウラン燃料・MOX 燃料炉心の臨界性ベンチマーク問題から代表的な炉心を選び、それらに対して JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2 を用いた計算を行い、臨界性に対する比較検討を行った結果が報告された。JENDL-4.0 を基準としたライブラリ間の計算 keff 差異 ( $\Delta k$ ) の H/U (H/Pu) 原子個数比への依存性を観察したところ、ウラン炉心、MOX 炉心ともに明確な傾向 (ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2 とも原子個数比の増加に対して  $\Delta k$  が負の勾配を示すが、JEFF-3.2 の方がその程度が大きいが) が観察されており、今後の感度解析による分析が強く望まれる。ウラン炉心の C/E 値については、今回のデータは全て実験誤差の範囲内にあり各ライブラリの優劣の議論はできないが、MOX 炉心では JEFF-3.2 が明らかに臨界性の C/E 値を過少評価するデータがあり、これについても感度解析等による検討が必要である。ベンチマーク計算結果の整理の際に、H/U

とは異なるパラメータ（スペクトルインデックスなど）に対する依存性も見てみるとよいのではないかというコメントがあった。

#### 1-3. 軽水減速体系における Pu を含む燃料及び臨界試験による核データライブラリの比較（GNF-J・小林氏、資料 RIT6-1-3）

NCA 臨界試験における UO<sub>2</sub> 燃料集合体無限格子モデル、BASALA 臨界実験における MOX 燃料集合体無限格子モデルの無限増倍率及び REBUS 臨界試験の実効増倍率の 3 炉心に対して、ENDF/B-VII.0、-VII.1、JENDL-4.0、JEFF-3.2 を用いた計算結果の比較に関する報告があった。また、増倍率の差を中性子バランス変化量から核種毎に要因分解した結果も紹介された。UO<sub>2</sub> 集合体については、ENDF 系列とその他の間の Zr-90、-91 の核データの差異が影響すること、MOX では JEFF-3.2 とその他の間との Pu-239、-240、Am-241 の核データの差異が影響することが示された。Pu-239 については熱群の差異の影響が支配的であり、議題 1-1 の内容と整合するものであった。Am-241 については、JEFF-3.2 の捕獲断面積は JENDL-4.0 と比べてさらに大きな値となっており、その影響が見られることが示された。なお、NCA では通常、被覆管材質としてアルミニウムを用いているため、なぜ Zr の影響が現れたのか、という質問があった（後日、この検討では、NCA 臨界試験解析を実施しているのではなく、NCA 臨界試験体系をモデル化した無限格子を用いており、被覆管をジルコニウムとしているため、との回答があった）。REBUS 試験については、ドライバである UO<sub>2</sub> 燃料の影響が大きく、Pu や Am の影響は比較的小さいが、テスト領域に MOX 燃料を配置した炉心におけるライブラリ間の差の傾向が微妙に他の炉心（テスト領域に UO<sub>2</sub> 燃料を配置した炉心）と異なっており、その詳細な検討が望まれる。なお、REBUS 試験の燃焼燃料の組成については JNES 報告書のものを引用したとのことである。

#### 1-4. 燃焼後軽水炉燃料の核種組成測定値解析からの Pu-238 の中性子捕獲断面積への反映（規制庁・山本氏、資料 RIT6-1-4）

PIE データにおける燃焼後の Pu-238 インベントリ及び FUBILA 臨界実験の臨界性に対する、Pu-238 と Am-241 の核データファイル間の差異が与える影響について報告があった。燃焼後 Pu-238 インベントリについては、JENDL-3.3 を用いた場合は過少評価傾向、JENDL-4.0 を用いた場合は過大評価傾向となることから、この差異の主要因である Pu-238 の捕獲断面積については、両ライブラリの中間の値が積分データからは望ましいことが示唆された。また FUBILA 臨界性については、Am-241 の寄与が大きくなるにつれて、JENDL-4.0 では過大評価の傾向に、JEFF-3.2 では過少評価の傾向になることから、これについても両ライブラリの中間の値が望ましいことが示唆された。原子炉設計の観点からは、長期運転停止した MOX 炉心を再稼働させる際に、Pu-241 からの崩壊で生成した Am-241 の寄与が大きくなることから、Am-241 の核データが比較的重要な可能性がある一方、Pu-238 の重要度はそれほど大きくない。サイクル側で重要となると考えられる個々

の核種のインベントリの予測精度については、核種生成量及び崩壊熱評価 WG で扱うべき案件となる。

#### 1-5. CIELO における U-235 改訂の LCT への影響（北大・千葉委員、資料 RIT6-1-5）

国際核データ評価協力プロジェクトである CIELO で評価されたテストファイルについて、低濃縮ウラン・熱中性子体系に対する感度解析を行った結果が紹介された。この体系のいくつかにおいて、CIELO のテストファイルが実効増倍率の過大評価傾向を大きく改善する例が 2015 年の CSEWG の場で報告されていたが、感度解析の結果、稠密格子配列でかつピンピッチが小さい体系で、そのような例が見られることが分かった。特に Nu-bar の 0.1 から 100eV における差異が大きく影響していることが示されるとともに、この Nu-bar の評価はまだ検証段階にあることが紹介された。CIELO の評価データが JENDL に取り込まれているのか、という質問があったが、岩本委員から、「米国が主導しているプロジェクトなので ENDF はそうするであろうが、JENDL のスタンスはまだ決まっていない」との回答があった。

また、石川委員から MVP を用いた CIELO テストファイルのベンチマーク計算結果が紹介された（資料 RIT6-1-6）。CIELO テストファイルは LCT5 の臨界性の過大評価を改善する一方、LCT7-1 の臨界性を 0.6%程度過少評価することから、その妥当性については議論が必要であるとのことであった。

## 2. トピックス

### 2-1. J-PARC での Gd-157 熱中性子捕獲断面積測定の様況（JAEA・岩本委員、資料 RIT6-2-1）

昨年 10 月の WONDER2015 で報告された内容が紹介された。最新のデータ解析結果に基づく Gd-157 の熱中性子領域の捕獲断面積は、0.025eV 付近では JENDL-4.0 の評価値とほぼ一致するが、それより低い領域では小さ目に、高い領域では大き目になるとのことであった。従って、JENDL-4.0 で改善された Gd ピンの出力の過少評価が悪化する方向となるが、その程度については今後の検討で明らかとなる。今回のデータ解析結果については、実験側の立場からは非常に信頼性が高いものであると考えているとのことであった。今後、詳細な補正、共鳴解析を経て、ファイル化が予定されている。

### 2-2. 包括的かつ自動的核計算実行のための検証環境 VACANCE の開発（JAEA・多田氏、資料 RIT6-2-2）

JAEA で開発されている自動核計算実行システム VACANCE についての紹介があった。臨界実験の計算を自動的に行い、実効増倍率を一覧にするシステムが既に稼働しており、将来的には参照ケースとの比較、自動的な作図機能等の機能を実装する予定とのことである。また、次期 JENDL 開発での利用を目指し、VACANCE と開発中の核データ処理シス

テム FRENDDY を組み合わせることにより、核データ処理から臨界実験解析までを自動的に実行するシステムを開発する予定とのことである。このようなシステムが作成できれば、核データ評価コードと結合した Total Monte Carlo のような計算も可能となる。また、現状では MVP による臨界性解析のみが実装されているが、MVP-BURN 等を用いた燃焼解析や MARBLE 等を用いた決定論手法に基づくシステムによる解析機能の実装も可能である。ユーザからのフィードバックが重要となるため、ソースコードベースで早い段階で公開してはどうかという提案があった。

### 3. 軽水炉ベンチマーク問題の整備

#### 3-1. 軽水減速 MOX 格子系の臨界性に対する JENDL-4.0 ベンチマーク (JAEA・石川委員、資料 RIT6-3-1)

軽水減速低濃縮ウラン格子系に引き続いて実施している軽水減速 MOX 格子系のベンチマーク問題整備状況について報告があった。実験データの調査・吟味の結果、7 施設・11 実験シリーズの計 65 データが選定され、MVP の入力とともにベンチマーク問題として整備された。H/Pu 原子数比、Pu 富化度、ピンピッチ、Pu-240 割合等、複数のパラメータに対して幅広い値をとるデータ群となっている。また、JENDL-4.0 のベンチマーク計算結果が示され、概ね 0.4%dk 以内で実験値を再現できていることが示された。PuO<sub>2</sub> 粒子による非均質効果について、MVP を用いて直接計算した結果と ICSBEP ハンドブックで採用されているものとで有意な差異が存在することが示された。この非均質効果の取扱い方法について 3 通りが例示され、その得失について議論した。この点については、今後 ML で議論を継続し、来年度には方針を決定することとした。また、上記 MVP モデルでは PuO<sub>2</sub> 粒子が規則的に配列されていると仮定しているが、不規則として扱った場合には評価結果が異なる可能性がある。この点について、名大の遠藤委員に情報提供が依頼された。

#### 4. 平成 28 年度の活動方針と WG としての成果に関する議論 (資料 RIT6-4)

WG として、来年度末にまとめた成果を出し、H23 年度から継続している現在の体制の一区切りとすることが合意された。また、成果としては、①軽水炉のためのベンチマーク問題の整備を完了し、JAEA の公開報告書にまとめること、②次期 JENDL 開発に向けて、①で整備したベンチマーク問題及び WG メンバが保有する積分データを用いて、特定の核データに着目した積分テストを実施し、その結果を JAEA の公開報告書にまとめること、の 2 点について合意された。来年度は WG メンバの委嘱手続きが完了次第 (7 月頃) 会合を開催し、上記成果物の作成に向けた役割分担を実施することとした。

また、H29 年度以降の本 WG の役割を考えるため、この WG の存在意義について各メンバから ML を通して意見を収集することとした。

以上