

平成 23 年度 JENDL 委員会リアクタ積分テスト WG 第二回会合議事録

文責 千葉 豪

日時：平成 24 年 2 月 28 日（火）13:15-17:20

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：秋江拓志（JAEA）、安部晋司（MHI）、山路和也（同、オブザーバ）、石川眞、岩本修（JAEA）、大泉昭人（同、オブザーバ）、伊藤卓也（NFI 東海）、遠藤知弘（名大）、北田孝典（阪大）、土屋暁之（日立 GE、木村委員代理）、儀宝明德（四電エンジニアリング）、平野雅美（同、オブザーバ）、三木陽介（TEPSYS、小坂委員代理）、杉村直紀（NEL）、東條匡志（GNF-J）、山本徹（JNES）、酒井友宏、鈴木求（同、オブザーバ）、吉岡研一（東芝）、巽雅洋、大岡靖典（NFI 熊取、オブザーバ）、千葉豪（北大）

議事録

1. JENDL-4 ベンチマーク

1-1. PWR 燃料集合体解析（NFI・大岡氏、資料 RIT2-1-1）

ENDF/B-VII.0 と JENDL-4.0 の、PWR 燃料集合体（UO₂、Gd 入り UO₂、MOX）の燃焼特性（無限増倍率）における差異を、燃料集合体計算コード AEGIS を用いて評価した結果、及び、核種毎の影響を評価した結果が報告された。無限増倍率におけるライブラリの差異は最大で 300pcm であり、Pu-239、Am-241、Gd-155、-157 における差異が比較的大きな影響を与える。「どちらのライブラリが望ましい結果を与えるか」という質問に対しては、「この差は臨界ホウ素濃度で数 ppm 程度であるが、明確に答えることは出来ない」、という回答があった。

1-2. 三菱新核設計コードによる JENDL-4.0 ベンチマーク（MHI・山路氏、資料 RIT2-1-2）

ENDF/B-VII.0 と JENDL-4.0 の、臨界試験（TCA、VIP）、PWR 燃料集合体（UO₂、Gd 入り UO₂、MOX）の諸特性における差異を、核定数計算コード GALAXY を用いて評価した結果が報告された。JENDL-4.0 は ENDF/B-VII.0 と比較して Gd-UO₂ ピンの出力分布を 1.3%程度大きく評価するが、設計へのインパクトは無視できる程度である。Gd 入り集合体燃焼挙動が議事 1-1 での NFI・大岡氏発表の結果と異なったが、これは Gd 濃度の差異（10 wt%と 6 wt%）によるものである。また、MHI では ENDF/B-VII.0 を標準ライブラリとするとのことである。

1-3. FUBILA 炉物理試験の中性子断面積感度解析（JNES・酒井氏、資料 RIT2-1-3）

FUBILA 炉物理試験データの解析における JENDL-3.3 と 4.0 の差異を感度解析で分析した結果が報告された。実効増倍率における差異は小さいが、核種毎の差異における寄与が相殺した結果である。Pu-239 の捕獲断面積、 ν 値、Am-241 の捕獲断面積に加えて、Pu-238

の捕獲断面積の差異の影響が大きい。Thermal capture が大きく変更された Gd-157 の影響は大きくなかったが、これは体系に含まれる Gd 燃料棒 (2.5wt%) の本数が少ないことに起因していると考えられる。

1-4. ウラン燃料核種組成解析による JENDL-4.0 の評価 (156Eu 断面積など) (JNES・鈴木氏、資料 RIT2-1-4)

福島第二原発で照射された燃料の PIE データを、JENDL-3.3、-4.0 で解析した結果が報告された。JENDL-4.0 で変更された Eu-156 データの影響により、チェーン下流に位置する Gd-156、-157、-158 の結果に大きな差異が見られた。Gd-156、-158 については JENDL-3.3 が望ましい結果を与えるが (JENDL-4.0 は Gd-158 について 90-200% の過大評価)、Gd-157 については JENDL-3.3 は 60% 程度の過小評価となった (JENDL-4.0 は良好)。また、UO₂-Gd₂O₃ ピンでは、初期装荷の Gd 量が多いためライブラリ間の差異は観察されず C/E 値は比較的良好であった (ただし Gd-157 は 20-30% の過小評価)。JAEA・岩本信之氏が作成した Eu-156 のテストファイルの結果も示され、着目すべきエネルギー・断面積領域について議論があった。Gd 同位体の生成メカニズムについて、JAEA が燃焼感度解析コードを用いて分析することとなった。

2. ENDF/B-VII.1 ベンチマーク

2-1. 微分的観点からの概要紹介 (JAEA・岩本委員、資料 RIT2-2-1)

ENDF/B-VII.0 の欠点と、-VII.1 における主な改訂点が報告された。熱中性子断面積の系統性の観点から、JENDL-4.0 の Eu-156、-157 の熱中性子捕獲断面積が過大傾向 (10000b 程度) であるため、100b 程度へ改訂される予定とのことである。原子炉核特性に大きく影響するであろう核分裂放出エネルギーの改訂について追加の調査を行うこととなった。また、改訂点として He、Li、Be など軽核同位体の R 行列解析が挙げられたが、これら核種は軽水炉特性には関係しないとのコメントがあった。

2-2. 積分的観点からの概要紹介 (北大・千葉委員、資料 RIT2-2-2)

ENDF/B-VII.1 における Gd-157、Cd、遅発中性子データの改訂について紹介があった。Cd の改訂により積分特性の予測精度が向上したとは言い難いが、Cd は PWR の制御棒に用いられるため、Cd データのライブラリ間の差異には留意する必要がある。また、遅発中性子データの改訂について、遅発中性子放出の時間依存性に関連する積分データに対して ENDF/B-VII.0 では再現性が悪かったという経緯と、JENDL-4.0 でも同様の問題が見られるという指摘があることが紹介され、そのあたりの議論を今後の WG において出来ないかという提案があった。

2-3. FUBILA 炉物理試験解析による ENDF/B-VII.1 の評価 (JNES・山本委員、資料

RIT2-2-3)

FULIBA 炉物理試験解析を ENDF/B-VII.1 で行った結果が報告された。連続エネルギーモンテカルロコード MVP-II で計算した結果、ENDF/B-VII.1 の計算値は JENDL-4.0 のものと 0.0006 以内で一致し、ENDF/B-VII.0 で見られていた過大評価は改善された。MOX 燃料における JENDL-4.0 と ENDF/B-VII.0 の固有値の差異に着目すると、FUBILA 炉物理試験解析では JENDL-4.0 が 300pcm 程度小さい値となったが、議題 1-1 の NFI・大岡氏の報告では、燃焼初期の MOX 燃料集合体について JENDL-4.0 が 300pcm 程度大きいという結果が、また、議題 1-2 の MHI・山路氏の報告では JENDL-4.0 が 50pcm 程度大きいという結果が得られている。これらの差異の関係は現時点では不明である。

2-4. 高速炉積分テスト (JAEA・石川委員、資料 RIT2-2-4)

高速炉の臨界性、反射体効果、実効遅発中性子割合、制御棒価値、Na ボイド反応度について、JENDL-4.0 と ENDF/B-VII.1 の差異を感度解析で分析した結果が報告された。特に、Stainless Steel 反射体の臨界性への効果において、Cr-52、Na-23 の弾性散乱断面積 P1 ルジャンドル係数における差異が影響していることが強調された。

3. その他

3-1. KUCA での Th 炉心実験解析の現状 (阪大・北田委員、資料 RIT2-3-1)

KUCA で構築された Th 炉心の臨界性、Th サンプルワースの実験解析結果が報告された。実験解析は JENDL-3.3、-4.0、ENDF/B-VI.8、-VII.0、JEFF-3.1 で行われた。実効遅発中性子割合において、JENDL および ENDF/B-VII.0 を用いた場合と、ENDF/B-VI.8、JEFF-3.1 を用いた場合とで 5% の差異が生じたが、それは U-235 核データに起因すること、解析結果より、JENDL-4.0、ENDF/B-VII.0 では Th-232 捕獲断面積が過少評価している可能性があることが示された。

3-2. NJOY-99 による S(a,b)ライブラリの試計算 (東芝・吉岡委員、資料 RIT2-3-2)

NJOY-99 の LEAPR モジュールを用いて水分子中の水素の $S(\alpha, \beta)$ を計算し、NCA モデルの臨界性の温度依存性を評価した結果が報告された。これは、MCNP の付属ライブラリでは $S(\alpha, \beta)$ の温度点が固定されており、夏と冬の温度差等、微小な温度の違いを考慮することが出来ないため、自力で任意温度の $S(\alpha, \beta)$ データを作成する必要があるために行った検討とのことである。今回の結果は MCNP のライブラリを使用した結果を良く再現しており、妥当な $S(\alpha, \beta)$ データが作成されたことが確認された。また、GNF-J では、GNF-A のパイプを通じて、LEAPR の使い方・ノウハウを LANL から得ているとのコメントがあった。

3-3. 中速領域の Pu-239 核データの問題点 (北大・千葉委員、資料 RIT2-3-3)

低減速スペクトル炉を模擬した FCA XXII-1 炉心の臨界性において、中性子スペクトルが軟化するのに伴い固有値が過大評価される傾向がある点について紹介があった。中速領域に感度がある ZPR-6/10 (PMI-002) でも大きな過大評価が観察されている。高速炉、軽水炉との感度係数の比較図が示され、仮に 10-100eV 領域の Pu-239 核データに問題点があった場合には軽水炉の MOX 燃料体系に対してもある程度の影響があることが指摘された。一方で、MOX 燃料装荷軽水炉核特性に対する現在のライブラリの予測精度は良好であるとのコメントがあった。

3-4. JENDL-4.0 による低減速軽水炉ベンチマーク (JAEA・秋江委員、資料 RIT2-3-4)

高転換炉を模擬した FCA XV 炉心において、100eV 以下の Pu-239 核分裂断面積の感度が体系のボイド率に強く依存すること、低減速軽水炉ベンチマーク問題において、JENDL-4.0 が 3.3 と比べて臨界性、増殖比を大きく評価し、それが Pu-239 核データの差異に起因することが示された。中速スペクトル領域に感度を有する積分データとして PROTEUS のものがあり、それらとの整合性の評価が今後必要であるとされた。

以上