

WG 活動紹介(II)

核種生成量評価ワーキンググループ

日本原子力研究開発機構

奥村 啓介

okumura.keisuke@jaea.go.jp

1. はじめに

核種生成量評価 WG は、主として、使用済み燃料を取り扱う輸送容器や再処理施設等の安全かつ経済的な設計に資することを目的とし、1983年に創設された。この目的に向けて、これまで、燃焼計算コードの開発・整備、照射後試験 (PIE: Post Irradiation Examination) データの収集と解析、JENDLに基づく ORIGEN2 コード用の 1 群断面積ライブラリの作成といった作業を進めてきた。ここ数年は、特に FP 核種・MA 核種の生成量評価の予測精度向上を目指して、次期 JENDL へのフィードバック情報の取得を意図した PIE 解析などを実施している。以下では、その活動内容と成果、ならびに今後の計画について報告する。なお、H17 年度上半期の WG メンバー (オブザーバを含む) は以下の 14 名である。

松村哲夫 (電中研)、金子俊幸 (日本総研)、青山肇男 (日立)、松本英樹 (三菱重工)、安藤良平 (東芝)、山本宗也 (GNF-J)、小坂進矢 (TEPSYS)、大川内靖 (サイクル機構)、大木繁夫 (サイクル機構)、横山 賢治 (サイクル機構)、須山賢也 (原研)、後藤実 (原研)、片倉純一 (原研)、奥村啓介 (原研、WG リーダー)

2. 照射後試験解析

軽水炉燃料に対するものとしては、①高浜 3 号炉の UO_2 燃料、②電中研が取得した海外 PWR 及び BWR で照射された高燃焼 UO_2 及び MOX 燃料、③ARIANE プログラムにおける海外 BWR 炉における UO_2 及び MOX 燃料を採り上げ、PIE 解析を実施した。①は最近の核データ間の差異を検討する目的で行ったものであり、SRAC コードと 6 種類の核データライブラリによる解析結果を図 1 に示す。何れの核データも、「 $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{242}\text{Pu} \rightarrow ^{243}\text{Pu}$ (β 崩壊: $T_{1/2}=5\text{h}$) $\rightarrow ^{243}\text{Am} \rightarrow ^{244}\text{Cm} \rightarrow ^{245}\text{Cm} \rightarrow ^{246}\text{Cm}$ 」の燃焼チェーンに沿って、生成量の過小評価が顕著となっている。特に ^{244}Cm は、バックエンド分野での重要度が大きい核種であり、この過小評価に対して感度が大きい ^{241}Pu と ^{243}Am の捕獲反応断面積の再評価に期待するところが大きい。②の解析は、ORIGEN2 コードの内蔵ライブラリと JENDL-3.2 に基づいて作成した 1 群断面積ライブラリ ORLIBJ32 との性能比較を意図して行ったものであり、ORLIBJ32 は、全般的

に内蔵ライブラリに比べて良好な結果を与えることを確認した。しかしながら、ORLIBJ32は、内蔵ライブラリに比べて①の場合と同様に ^{244}Cm の生成量を過小評価する傾向があり、この点が改善されればJENDLベースのORIGENライブラリは大きな魅力を持つことになる。③は、 UO_2 燃料、Gd入り燃料、MOX燃料が隣接して混在するやや複雑なBWR集合体体系の解析であるが、 ^{241}Am 生成量の過大評価の傾向がMOX燃料でより顕著となる傾向が見られており、MOX燃料については、他のPIEデータを含めて更に詳しい検討を進める予定である。

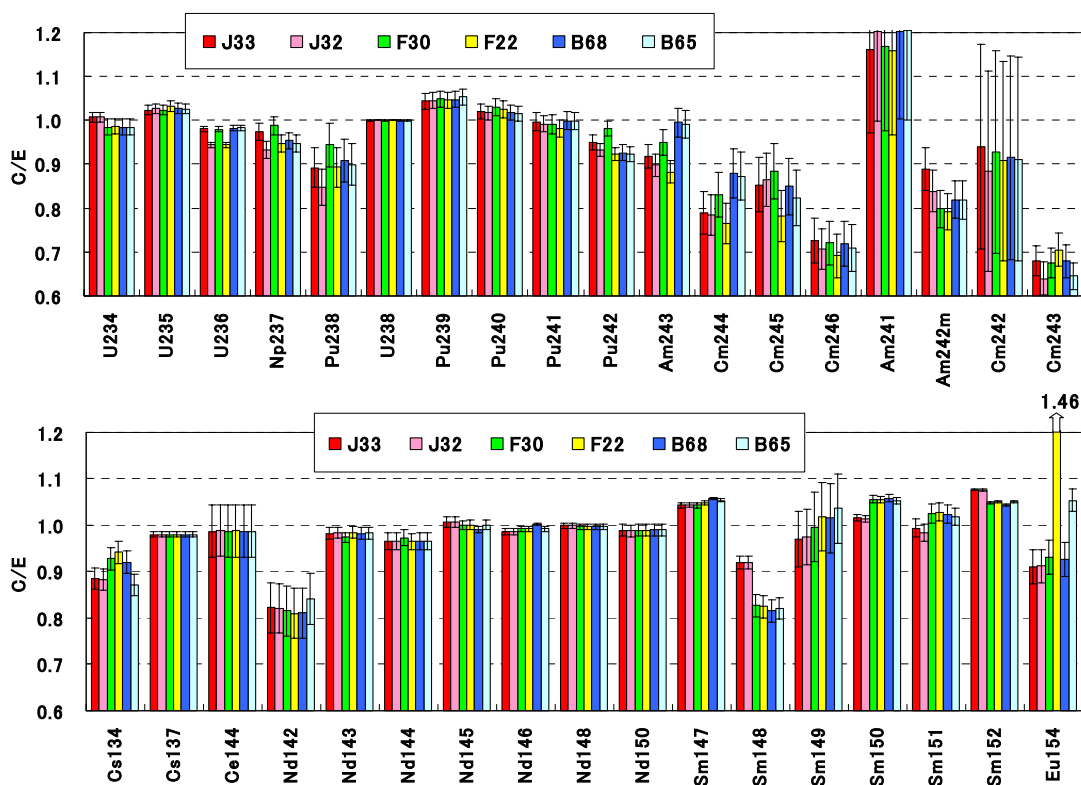


図1 高浜3号炉のPIE解析結果（使用済み燃料10サンプルからの平均C/E値）

(J33 : JENDL-3.3, J32 : JENDL-3.2, F30 : JEFF-3.0, F22 : JEF-2.2, B68 : ENDF/B-VI.8, B65 : ENDF/B-VI.5)

誤差棒は照射位置や燃焼度が異なる10サンプルに対するC/E値の標準偏差(1σ)

高速炉については、④「常陽」MK-I炉心燃料、⑤「常陽」MK-II炉心におけるマイナーアクチニド試料($^{243}\text{Am} + ^{241}\text{Am}$)、⑥英国PFRで照射された ^{230}Th から ^{248}Cm までの21同位体試料に対するPIE解析を、JENDL-3.2、JENDL-3.3等を使用して実施し、これらの結果から次期JENDLへの提言を行った。特に、⑤及び⑥の解析結果から、高速エネルギー領域の ^{241}Am 捕獲反応の核異性体比(g/g+m)は、JENDL-3.3に基づく約0.7と大きく異なり、0.85程度を示唆することが確認された。

3. JENDL-3.3に基づく ORIGEN ライブラリの作成

2002年に、JENDL-3.3が公開された後、これに基づくORIGEN2用ライブラリの作成作業に着手し、2004年11月に最終版ライブラリとその作業報告書（JAERI-Research 2004-015）を完成し、ORLIBJ33として高度情報科学技術研究機構（RIST）から公開した。

軽水炉用ライブラリでは、JENDL-3.2ベースのORLIBJ32と比べて、 ^{152}Sm の過大評価（10～20%）、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu 、 ^{154}Gd の5～10%の過小評価が改善される。これらは、核データ評価の改訂によるものではなく、ライブラリ作成時に ^{152}Sm と ^{238}U の共鳴干渉効果を取り入れたことによるものである。また、減損ウランベースのMOX燃料では、JENDL-3.3の $^{238}\text{U}(n,2n)$ 反応の改訂により、 ^{237}Np の過小評価の改善が期待できる。

高速炉用のORIGENライブラリの作成においては、 ^{241}Am 捕獲反応の核異性体比にJENDL-3.3の評価に基づく値を採用するか否かに関してWGでの議論の結果、「常陽」及びPFRにおけるAmサンプルのPIE解析結果、PHENIX炉を用いたPROFIL実験によるD'Angelo等の推奨値、河野等（LANL）による ^{241}Am 捕獲反応の核異性体比に対する最新評価の何れも約0.85を示唆するものであったことから、高速炉用のORLIBJ33にはこれを採用することとした。核異性体比が、従来の0.80（ENDF/B-VIベース）から0.85に変更したことにより、 $^{242\text{m}}\text{Am}$ の生成量は約20%減少する。

4. その他のWG活動と今後の活動方針

以上に述べた活動以外にも、1) SRAC、MVP-BURNの燃焼チェーンモデルの拡充、2) ORIGEN2計算へのスペクトル・インデックスによる断面積内挿機能の導入検討、3) 高速炉用ORIGEN2ライブラリ（ORLIBJ32）の改訂、ORIGEN計算要求精度のアンケート調査といった活動を行ってきた。これらの成果を含め、2001年度以降のWGの活動成果を報告書（JAERI-Research 2004-025）として纏めて公刊した。

最近の活動としては、崩壊熱評価WGからの協力要請により、アクチニド崩壊熱評価手法の標準化にむけた検討を進めている。この検討では、軽水炉の UO_2 及びMOX燃料を対象に、PIEデータを利用して、炉停止後最大 10^{10} 秒までの範囲でアクチニド崩壊熱に寄与が大きい核種生成量の標準的な評価手法の考え方を提示することを目標としている。

今後の活動方針としては、アクチニド崩壊熱評価手法の検討を継続するとともに、軽水炉に関しては、MOX燃料のPIEデータの拡充と詳細解析に注力し、高速炉に関しては、特にMA核種に関するPIEデータの拡充と詳細解析を行い、JENDL-4の開発に貢献したいと考えている。