

WG 活動紹介(2)

核種生成量評価ワーキンググループ

(株) ナイス

内藤 俣孝

ynaito@nais.ne.jp

1. はじめに

原子力発電が我が国で開始されて 30 年近くなり、電力の 30%以上を賄うようになっている。使用済み燃料は蓄積され、その輸送も頻繁に行われるようになっている。大型再処理施設の建設が進んでいる。そこで分離されるウラン・プルトニウムの利用、放射性廃棄物の処理・処分が重要な問題となっている。この核燃料サイクルを安全で経済的に管理するためには、そこに含まれる核種の存在量を精度良く把握することが必要である。例えば、回収ウランの取り扱いにおいては ^{232}U の量が、燃焼度を考慮した使用済み燃料の臨界管理のためには Pu の同位体組成が、使用済み燃料の輸送・貯蔵における中性子遮蔽性能の評価においては ^{238}Pu の生成量が、再処理施設から出る高レベル廃棄物の中性子遮蔽のためにはガラス固化体中の (α, n) 断面積が必要である。このため、世界の使用済み燃料中の核種組成の測定値を収集し、燃焼計算結果の評価に利用できるようデータベース SFCOMPO を作成した[1]。また、 (α, n) 断面積に関連するデータを収集・編集した[2]。さらに、燃焼計算のための 1 群定数を整備し使用済み燃料中の核種組成の計算精度を確認するための作業を当 WG は長年続けてきた。これら作業を通して JENDL や JNDC FP Decay Data Library に対する要望を提出することと、これらライブラリーの利用の普及に努めることが当 WG の目標とするところである。なお、WG の現在のメンバーは以下の通りである。

青山卓史 (JNC)、青山肇男 (日立)、安藤良平 (東芝)、大川内靖 (JNC)、大木繁夫 (JNC)、奥村啓介 (原研)、金子俊幸 (日本総研)、桜井淳 (原研)、佐治悦郎 (内閣府)、内藤俣孝 (ナイス)、松村哲夫 (電中研)、松本英樹 (三菱重工)、山本宗也 (GNFJ)

2. 近年の活動概要

燃料サイクルで取扱われる放射性核種は大部分原子炉の中で作成される。従って、燃料の燃焼計算が核種推定の基本である。最もしばしば燃焼計算に用いられるのは ORIGEN コードである。この計算には 1 群定数ライブラリーが必要であり JENDL-3.2 を用いて作成した。この新規作成ライブラリーを用いて算出された核種組成と(1)米国で ORIGEN 用に用意されたライブラリーを用いて算出されたもの、(2)詳細燃焼計算コードで計算されたもの及

び(3)実測されたものとの比較を行い新規ライブラリーの適用性について検討した[3]、[4]、[5]。米国で用意された 1 群定数は炉心平均の中性子スペクトルを重みにして求められており、炉心平均の核種生成量の算出を念頭に置いている。当 WG が作成した 1 群定数は炉内のある状態（例えば減速材ボイド体積率 40%）の燃料集合体平均中性子スペクトルを重みにして求めている。即ち、或るボイド状態で照射された燃料集合体の平均核種組成の算出を念頭に置いている。実測値は或る燃料ペレットの核種組成であることが多い。このように、比較は困難であるが、或る範囲では一致するものと考えられる。新規 1 群ライブラリーを用いて ORIGEN コードで計算した結果と実測値を比較した結果を図 1 及び 2 に示す。アクチニドについては、U 及び Pu の一致は良好であるが、Am 及び Cm については誤差が大きい。FP 核種については、 ^{152}Sm 以外は比較的的良好である[6]。

軽水炉での照射データのみでなく FBR 常陽での照射データの解析も行っている。さらに、使用済み燃料からの中性子放出量についても、実測値と 1 群定数を用いた計算結果との比較を行っている[7]。

1 群定数を用いての計算精度の確認は厳密には困難であるが、精度の範囲を押さえておくことは、利用者にとって重要である。また逆に、利用者としてどの程度の精度を要求するかが明らかになれば、燃焼計算の方法の検討にも役立つ。このため、精度要求の調査を現在進めている。現在までの調査結果では、臨界性について 3% ΔK 以下、線源強度について 3~10%（中性子）、1~5%（ γ 線）、発熱量について 10%位が目安と考えられるが、もう少しきめの細かい要求制度をまとめることが望まれる。

3. 今後の展望

- (1) JENDL-3.2 から作成された 1 群定数を用いての計算精度の確認については、軽水炉 MOX 燃料の照射データ及び FBR の照射データの解析を進め、精度範囲を押さえる。また、この検討を通して、JENDL-3.3 を用いた 1 群定数を作成し、JENDL-3.2 との差異を検討する。
- (2) 要求精度の調査結果をさらにつめて、現状の計算精度で特に問題になる項目はなにかを明らかにする。
- (3) 実測値との比較は、詳細燃焼コードで行い、1 群定数を用いた簡易計算の結果は詳細燃焼コードとの比較で行うのが合理的である。詳細燃焼計算コードによる照射データの解析を進め、JENDL-3.3 のデータに対する問題点を摘出する。

参考文献

- [1] M. Kurosawa, Y. Naito, H. Sakamoto, T. Kaneko; “The Isotopic Compositions Database System on Spent Fuels in Light Water Reactors (SFCOMPO),” JAERI-Data/Code 96-036 (1997).
- [2] 松延廣幸、奥岳史、飯島俊吾、内藤俣孝、増川史洋、中嶋龍三; 「 (α, n) 反応と自発核分

裂による中性子収率を計算するためのデータブック」, JAERI 1324 (1991).

- [3] K. Suyama, J. Katakura, Y. Ohkawachi, M. Ishikawa; “Libraries Based on JENDL-3.2 for ORIGEN-2 Code: ORLIBJ32,” JAERI-Data/Code 2000-036 (1999).
- [4] K. Suyama, M. Onoue, H. Matsumoto, A. Sasahara, J. Katakura; “ORIGEN2-Libraries Based on JENDL-3.2 for LWR-MOX Fuels,” JAERI Data/Code 2000-036 (2000).
- [5] Y. Naito; “Development of One Group Constant Library for the Computer Code ORIGEN-2 Using JENDL-3.2”, Int. Conf. on Nuclear Data for Sci. and Technol. (ND2001), Ysukuba, 7-12 Oct., 2001, Vol.2, p.994 (2002).
- [6] Y. Ando; “Requests on Nuclear Data in the Backend Field through PIE Analysis”, Proc. 2002 Symposium on Nuclear Data (2002).
- [7] 笹原昭博、村松哲夫、G. Nicolaou; 「高燃焼度 UO_2 燃料と MOX 燃料の照射後試験と解析コードの評価性能の検討」, 電力中央研究所報告 T95012 (1996).

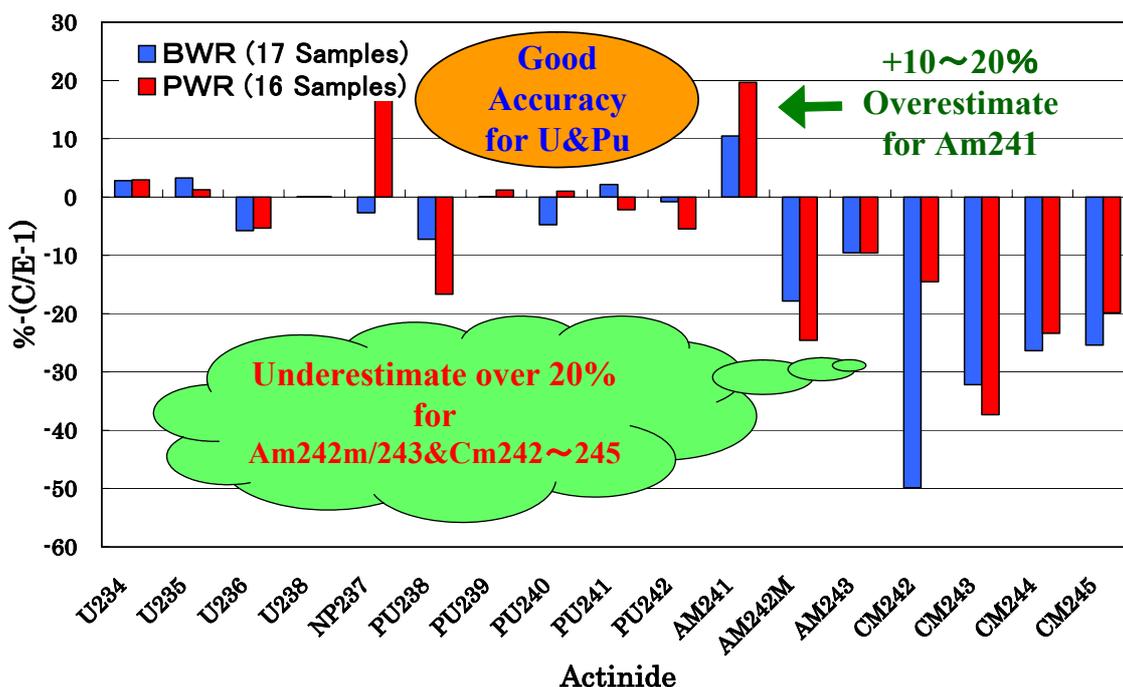


Fig.1 PIE analysis of actinide in LWR spent fuel

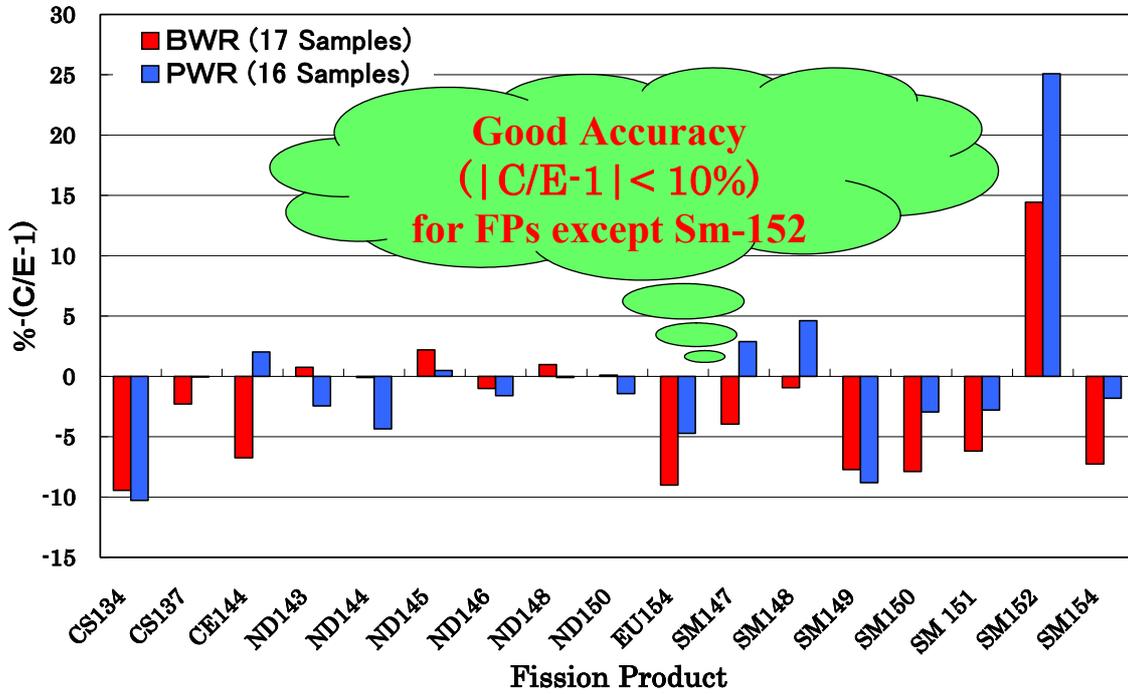


Fig.2 PIE analysis of fission products in LWR spent fuel