

核種生成量評価 WG 活動報告

日本原子力研究所

須山賢也

kenya@cyclone.tokai.jaeri.go.jp

1 始めに

シグマ委員会核種生成量評価 WG においては、現在軽水炉 (PWR と BWR) ならびに FBR 用 ORIGEN2 ライブラリを作成する作業を行っている。この作業は、ORIGEN2 が広く利用されていることから、「JENDL-3.2 の普及のために重要である」との考えによって、進められてきた。本稿においては、まず、ORIGEN2 用ライブラリの現状を述べ、本 WG におけるその作業の方法と進捗状況について述べる。

2 ORIGEN2 ライブラリの現状

ORIGEN2[1, 2] は、使用済燃料の核種組成、放出放射能、熱、そして毒性を算出する燃焼計算コードである。コード自身は、ORNL で開発され、RSICC から CCC-371 として配布されている。ORIGEN2 は、国内はもとより、国外においても広く使用されている。よって、この文書を読まれている方は、名前はお聞きになったことがあるのではないだろうか。このコードが広く使用されている理由をまとめると、以下になるであろう。

1. 炉型にあわせた 1 群断面積セットと、FP および Actinide を包括した崩壊データライブラリを有している。また、燃焼度の関数として与えられる Variable Actinide Cross Section と呼ばれるサブルーチンが炉型毎に用意しており、とりあえずは燃焼毎に変化する断面積の効果を取り入れる事が可能である。
2. 入力データを作成が簡単である。
3. 広く使用されているので、使用する側に安心感がある。

3 番目は、「不謹慎だ」と言う声が聞こえてきそうではあるが、これが最も大きな理由かもしれない。なぜなら、ORIGEN2 の利用者の多くは、「使用済み燃料の性質」という、かなり包括的な性質を概算したいと思っているのであり、正確に計算を行いたいと言う目的とは、若干スタンスが異っているものと考えられるからである。よって、「他の人が使用している」とか「世界中にユーザーがいる」と言うのは、この種のコードの利用者にとっては、最も重要なのである。

さて、ORIGEN2 の問題点として古くから言われてきたのが、「内蔵 1 群断面積の古さ」である。ORIGEN2 が開発されたのは 1970 年代から 1980 年代であり、当時使用されていた核データは、ENDF/B-IV や ENDF/B-V で、同位体によっては、LENDL を使用している場合もある。そして、ORIGEN2 のライブラリは、目的とする炉型と燃焼度に対して与えられているので、ライブラリを作成した対象は、当然ではあるが、当時使用されていた燃料である。よって、現在の燃料に比較をすると、想定初期濃縮度が低く、

取り出し燃焼度も低い。このことから、現在の使用済燃料の計算を行う場合には、計算の精度に不安が残る。

ORIGEN2 のライブラリは大きくわけて 4 つからなる。それを Tab. 2.1 に示す。一つは、Activation Products、Actinide、Fission Products それぞれに用意されている断面積ライブラリである。そは、NLB と言われる番号によって区別されており、テキストファイルに保存されている。対象となる反応は、 (n,γ) および $(n,2n)$ 反応断面積が Activation Products、FP、そして Actinide に対して与えられ、さらに、Activation Products と FP については、 (n,p) および (n,α) が、そして Actinide に対しては、 $(n,3n)$ 、 $(n,fission)$ 断面積が与えられる。もう一つは、ORIGEN2 のソースプログラムに記述してある Actinide 用の燃焼度依存断面積セットで、ブロックデータによって燃焼度毎の断面積が与えられている。3 つ目は、それぞれの同位体の崩壊データであり、崩壊時の branching ratio 等はこれらに含まれる。4 つ目は、Photon Library であって、エネルギー群数 18 群の形式で photon の spectrum が用意されている。

Table 2.1: ORIGEN2 で使用するライブラリ

Library	今回の作業で更新
Cross Section	○
Variable Actinide Cross Section	○
Decay	○
Photon	×

本 WG の活動である「ORIGEN2 用断面積ライブラリの作成」は、Photon 以外の 3 ライブラリを、JENDL-3.2 に基づいて作成しようと言うものである。

尚、上に示した断面積や崩壊データの外に、中性子放出量を計算する際に使用されるパラメータ等の補助的なデータもあるが、「ORIGEN2 にあまり手を加えたくない」と言う意見があったようで、それらは、作業範囲外になっている。

3 軽水炉用ライブラリの作成

軽水炉用ライブラリの作成は、SRAC[3](SRAC95[4]) と ORIGEN2 を組み合わせた SWAT[5, 6] を使用して行っている。このコードは、その処理の途中で ORIGEN2 フォーマットの一群断面積ライブラリを作成しており、非常に都合が良い¹。SWAT 独自の断面積セットとして、JENDL-3.2 を RESENDD[7] (または RECENT[8])、SIGMA1[9]、そして CRECTJ5[10] によって処理した 147 群の無限希釈断面積 (247 核種内蔵) が作成されている。このライブラリの群構造は、1 群から、40 群が、20 MeV から 10 MeV、それ以下の群は SRAC public library と同じ群構造の 107 群となっている。さらに、JNDC-FPV2 ライブラリを処理して作成した FP 1227 核種の崩壊ならびに核分裂収率データライブラリが使用可能である [11, 6]。

SWAT においては、

1. その内部で起動した SRAC(SRAC95) によって実効断面積と中性子スペクトルを計算して、実効一群断面積を作成する。

¹そのために開発をしたわけではない。もともと、消滅処理や照射後試験の解析を行なうために開発をされていた。

2. さらに、SRAC(SRAC95) では取り扱われない核や反応については、上記の無限希釈断面積を、計算された中性子スペクトルと U-235 の χ を接続したスペクトルで縮約して、無限希釈一群断面積を作成する。
3. そして、その両者を組み合わせて、ORIGEN2 Format の断面積ファイルを作成する。
4. その断面積セットを使用して入力データで指示された燃焼計算を内部で起動した ORIGEN2 によって計算する。
5. その結果から次の燃焼ステップの SRAC および、ORIGEN2 の入力データを作成する。

と言う事を SWAT の入力で指示されたステップを満すまでくりかえすのである。よって、本作業において求めたい一群断面積は「by-product」として、得られる事になる。ただし、Variable Actinide Cross Section の subroutine までは SWAT で作成をしないので、専用のプログラムパッケージ swat2ori2 を利用して、SWAT の出力した断面積データを ORIGEN2 で使用可能なサブルーチンの形に変更するようにしている。この一連の流れを、Figure 3.1 に示す。

本作業の計算では、PWR については、 17×17 燃料集合体を、BWR については、 8×8 の STEP-II 燃料集合体を模擬した単一ピンセル体系を使用する事を基本としている。これに関しては、集合体計算との比較を行なう事によって、その妥当性を検証しようとしている。現在は、PWR ならびに、BWR のライブラリ共に一応作成され、検証を行う段階である。

本作業においては、上にも書いたが、「出来るだけ original な ORIGEN2 には手を加えない」と言う考えを基にしている。よって、JNDC FP Library の 1227 核種をそのまま利用した FP 用崩壊データを使用するのではなく²、ORIGEN2 の FP 用崩壊データと同じ 879 核種の同位体を扱うようにしたライブラリ [12] を使用する事としている。また、最近では、中性子スペクトルの違いによる、核分裂収率の変化を考慮する試みもなされている。

4 FBR 用ライブラリの作成

FBR 用ライブラリも、作成作業が進んでいる。その流れは Figure 4.1 に示したものであって、以下に説明を行なう。

1. 初めに JENDL-3.2 に内蔵されている 340 核種のデータに関して、RESENDD で pointwise データを作成した。そして、JFS3-J3.2 作成するときに使用したスペクトルと Pu-239 の χ を接続したスペクトルで縮約を行って、73 群断面積セットを作成した。この pointwise 断面積から、73 断面積への縮約は、CRECT-J5 を使用した。
2. JFS3-J3.2 を使用して、代表的高速炉を対象にして、70 群の炉心解析を行った。そして、求めた炉心ならびにブランケットのスペクトルに、Pu-239 の χ を接続して 73 群スペクトルを作成し、実効一群断面積セットを作成しておく。
3. 初めに作成した、73 群無限希釈断面積を、上記の炉心計算による、炉心とブランケット領域の中性子スペクトルで縮約することで、無限希釈一群断面積を作成する。
4. そして、その無限希釈一群断面積セットについて、一部の核については、共鳴自己遮蔽の効果を取り入れるために、 (n,γ) と $(n,fission)$ 反応について炉心計算の結果求めた (各媒質の密度ならびに温度によって決る) 実効一群断面積で置き換えを行う。

²この場合には、ORIGEN2 の配列を大きくする必要がある

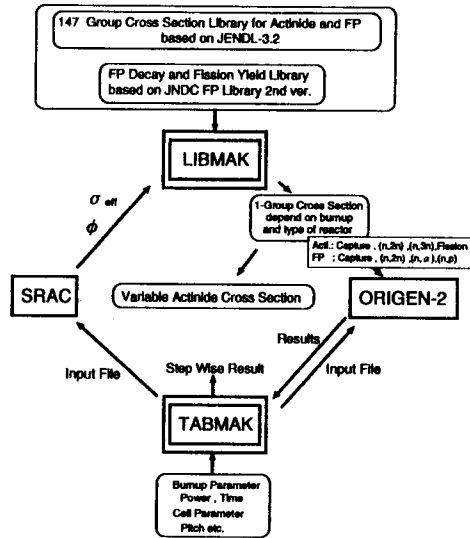


Figure 3.1: Flow of SWAT

5. これによって、炉心ならびに、ブランケット領域の ORIGEN2 用一群断面積ライブラリが作成される。

高速炉用のライブラリも、動作が確認されて、あとは、検証を行う段階にある。

5 問題点

現在、軽水炉ならびに FBR 用のライブラリは一応作成され、動作も確認されている。よって、今後は、これらのライブラリの検証が作業の中心となる事が予想されるが、以下の点が問題になっている。

5.1 分岐比はどうする？

核反応が起った際に、生成核が基底状態になるのか、それとも励起状態になるのが問題になる場合がある。ORIGEN2 では、中性子捕獲および (n,2n) 反応について、基底状態となる断面積と励起状態になる断面積を与えるようになっている。

このためのデータ、すなわち「分岐比」は、残念ながらデータソースに乏しい。例えば、JENDL-3.2 においては、Np-237 の (n,2n) 反応に関しては分岐比は評価されているが、非常に有名な Am-241 の分岐比データは無い。よって、現在は、ORIGEN2 に内蔵されている断面積データから分岐比を求めて、それをファイルに内蔵させておいて使用すると言う手法を採用している。データの一貫性と言う観点からすると、あまり好ましくないが、現状では仕方なくこのような処理にしている。これは、JENDL-3.2 の今後の課題と言うことであろうか。

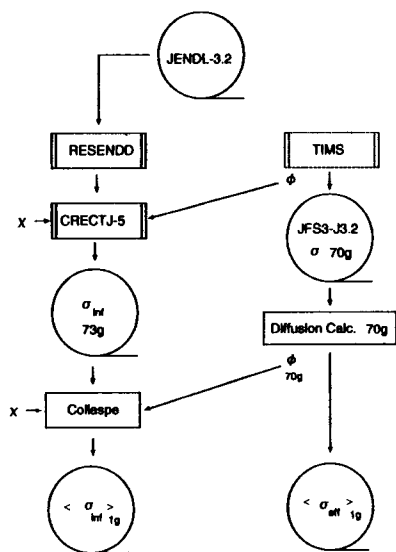


Figure 4.1: Flow of Constructing One Group Cross Section for FBR

5.2 炉心平均のデータか？

もともと、ORIGEN2による計算は、炉心平均あるいは集合体平均の核種組成をターゲットとしているはずである。そして、実際の使用目的もそうである。しかしながら、軽水炉用のライブラリ作成作業においては、単一ピンセル体系を使用して断面積を求めているので、厳密には炉心平均の値を求めているとは言えない。PWR燃料の場合には、単一ピンセルの条件で十分炉心平均(集合体平均)と言えると思われ、問題は少ない。しかし、BWR燃料の場合には、燃料の設計条件が複雑であって、集合体内で濃縮度分布まで付けてある。また、軸方向にはボイド率分布があつて、それを考慮する事も求められる。よつて、現在は、「0、40、70%それぞれのボイド率に対してライブラリを作成しよう」となつているが、「ほんとうにそれだけで良いのか。炉心平均のライブラリを作成すべきでは」と言うような意見もあり、今一つ結論がはっきりしないのが現状である。

6 終わりに

本WGにおける作業はかなり進んでおり、ライブラリは利用可能な段階にまで達している。しかし、検証を含めた、いくつかの問題が残っている。上に述べた分枝比の問題は、今後の評価待ちになってしまうが、それ以外の、技術的な解決出来る問題は解決し、出来るだけ早く利用されるように努力したいと考えている。

References

- [1] Croff, A. G.: "ORIGEN2 - A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code", *ORNL-5621* (1980).

- [2] Croff, A. G.: "ORIGEN2 – A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials", *Nucl. Technol.*, Vol. 62, pp. 335–352 (1983).
- [3] 土橋敬一郎, 石黒幸雄, 金子邦男, 井戸勝: "SRAC コードシステム 改訂版", *JAERI-1302* (1986).
- [4] 奥村啓介, 金子邦男, 土橋敬一郎: "SRAC95; 汎用核計算コードシステム", *JAERI-Data/Code 96-015* (1996).
- [5] Suyama, K., Iwasaki, T. and Hirakawa, N.: "Analysis of Post Irradiation Experiments in PWR Using New Nuclear Data Libraries", *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 31, No. 6, pp. 596–608 (1994).
- [6] Suyama, K., Iwasaki, T. and Hirakawa, N.: "Improvement of Burnup Code System SWAT for Use in Burnup Credit Problem", in *Proceedings of PHYSOR96*, Vol. 4, pp. L-53–L-62, Mito, Ibaraki, Japan (1996), Japan Atomic Energy Research Institute, Japan Atomic Energy Research Institute.
- [7] Nakagawa, T.: "PROGRAM RESEND(VERSION 84-07): A Program for Reconstruction of Resonance Cross Sections From Evaluated Nuclear Data in the ENDF/B Format(Modified Version of RESEND)", *JAERI-M 84-192* (1984).
- [8] Cullen, D. E.: "Program RECENT(Version 79-1)", *UCRL-50400*, Vol. 17(PART C), (1979).
- [9] Cullen, D. E.: "Program SIGMA1(Version 79-1)", *UCRL-50400*, Vol. 17(PART B), (1979).
- [10] Nakagawa, T.: "CRECTJ5(VERSION 84-08): A Computer Program for Compilation of Evaluated Nuclear Data in the ENDF/B Format", *Private Communication* (1984).
- [11] 須山賢也, 岩崎智彦, 平川直弘: "JENDL-3 および JNDC FP Library を使用した照射後試験解析", 日本原子力学会秋の大会 (北海道大学) (1994).
- [12] 片倉純一: "日本原子力学会崩壊熱推奨値を ORIGEN2 コードで再現するための崩壊および核分裂収率データライブラリの作成", 日本原子力学会誌, Vol. 38, No. 7, pp. 609–615 (1996).