

話題・解説(I)

もう一つの重要なピース

キラソフトとしての国産一点炉燃焼計算コード

日本原子力研究開発機構

須山賢也

suyama.kenya@jaea.go.jp

横山賢治

yokoyama.kenji09@jaea.go.jp

1. 緒言

2013年から開始した我が国独自の核データ処理コードFRENDYの開発は順調に進展し、MCNP用ライブラリの作成までが可能となった[1]。核データの評価から核計算を行う一連の流れの“純国産化”が達成された事になる。半世紀以上前から原子力の開発に着手して以来、核データの評価や計算コードの開発は基幹技術として取り組まれてきたが、国産の核データ処理コードはいつのまにか廃れてしまっていた。不思議と見つからない、ちょっと前までそこに有ったはずなのに無くしてしまったパズルのピースの様であった。まさにFRENDYは、核データ評価から核計算に至る複雑な“パズル”を埋めるための重要かつ不可欠な“ピース”であって、今年度以降行われる多群断面積ファイル作成機能の実装が進めば、その重要性をさらに高めるであろう。どの国にも頼らず、必要な解析を自己完結的に行えるようになったことは、本当に大切なことであると思う。

FRENDY開発の現場を近くで見ていると、やはり自分達で書いたコードが手元にあることは、従来ブラックボックスとして使っていたものの問題点等を洗いざらい知ることとなり、それがさらなる研究開発のテーマにも繋がっていると感じる。FRENDYの開発を行う前、原子力機構ではこのような戦略的なコード開発は出来ないのではないか、研究論文にならないのではないかという点を心配する声があったが、今般のFRENDY無事完成と関係者及びその周辺の活発な研究開発の様子を見れば、それらは単なる杞憂であったと断言出来る。国産核データ処理コードは、ユーザーからの強いニーズ、現場の能力や熱意、そしてマネジメントサイドの理解(戦略)のコンビネーションで解決で

きるものであった。

2. 我が国のコードの向かう先

FRENDY の経験は、核データを利用するアプリケーションを考えたときに、我が国にとって何か重要なピースが抜けていないかをもう一度考える、良いチャンスを与えてくれた。その観点に立ち、我が国が開発すべきコードを確認する事を意識して近年の日本原子力学会の年会・大会における発表でのコードの開発及び利用状況を見ると、かつて原研が開発し産業界から大学を含めて国内機関で広く使われていた決定論コードを統合的に扱うためのシステム SRAC[2]が使われている例はなく、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく MVP[3]や PHITS[4]だけが使われている事と、産業界においてはコード開発が活発かつ継続的に続けられている事に気付く。

計算機やネットワーク資源が大容量・安価となり、必要な開発環境を容易に整えることが出来る時代である。かつて、大型計算機（メインフレーム）やスーパーコンピュータを制限無く使えることは非常に大きな優位性と考えられた。しかし、安価な CPU を組み合わせることで容易に実現できる並列計算環境の出現によって計算コストが大きく下がった今、それは優位性とは言えない時代となった。これは、研究成果が如何に役立っているかが厳しく問われる現代においては、計算機のアーキテクチャやパワーのみに依存しない、ユーザーが必要とする機能を具備したコード開発を行う事に重点が置かれるべきである事を、意味しているように思える。

我が国が国策として自主エネルギーの獲得のために原子力開発を進めるのなら、現時点で産業界が自力でコード開発が出来るという事は慶賀すべき事であったとしても、決してそれに満足してはいけないと思う。原子力開発にはコストも時間もかかる。一度失った技術を再び得ることは容易い事ではない。コード開発に関する技術やノウハウを、いかに国レベルで維持発展していくかを考えなければならないはずである。技術的にも戦略的にも様々な観点から見て価値のある、そして全ての関係者にとって有益かつ核心的な永続性のあるコード開発が今後も求められるだろう。

この時代に、我が国のコード開発は具体的には何を指すのであろうか？例えば、国の研究機関としての原子力機構が開発すべきコードには何があるのだろうか？連続エネルギーモンテカルロコードが全盛の時代であり、成熟したコードとしての MVP や PHITS が使用され、国産核データ JENDL と核データ処理コード FRENDY の完成によって、核計算の完全国産化に目処が立った今、我々が注力すべきは何なのだろうか？ FRENDY の例を見れば分かるように、やはりユーザーのニーズに応じた開発を行わなければ、それ

は決して成功しないと思う。

3. 一点炉燃焼計算コードの必要性

そして今、筆者が所属する原子力機構が開発してきたコードのリストを見ると、SCALE[5]のような統合安全解析コードや核熱カップリング解析コードは無く、さらに核データニュース読者に馴染み深い分野では、ORIGEN2[6]に代表される使用済燃料の特性を把握するための一点炉燃焼計算コードに該当するものが欠落している事に気付く。「これさえ有れば」と長年多くの方が望んでいた FRENDY と同じ、「最後のピース」の状態のままである。

一点炉燃焼計算コードとは、中性子スペクトルや中性子束（出力）の空間分布等を計算実施時に評価考慮するのではなく、原子炉を代表するある一点に対してあらかじめそういう効果を考慮したデータを用意しておき、燃焼計算を行うコードを指す。そのようなコードがこれまで開発されなかったわけではない。FPGS90[7]や COMRAD[8]など、かつては ORIGEN2 に置き換わることが期待された燃焼計算コードの開発が行われたことも何度かあった。しかし結局 ORIGEN2 の代替とはなり得なかった。それらは性能が劣っていたのではなく、既存の ORIGEN2 ユーザーが乗り換えを考えるほどの魅力度が備わっておらず、また開発側もそれをアピールする仕掛けを準備しなかったためであろう。

この分野では 1990 年代にシグマ委員会核種生成量評価 WG が JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ“ORLIBJ32” [9]の作成を行い、ユーザーに広く受け入れられた例がある。この成功は、FRENDY の場合と同じように、ユーザーの強いニーズ、それを実施する能力、そして開発とアピール戦略が合致した成果であったと思う。当時から我が国では広く ORIGEN2 が使用されていたが、産業界を含めた多くの関係者が、①ライブラリ作成の根拠データが明確で、②高精度な計算結果を与える、ORIGEN2 用ライブラリを強く求めていた。そして当時、筆者の開発していた統合化燃焼計算コード SWAT[10]が進展し、ORIGEN2 用ライブラリ開発のための能力も整っていた。また、コード開発には Validation のための実機データが求められる。筆者（須山）が 1995 年から 2000 年にかけて ORLIBJ32 を作っていたとき、原研では照射後試験(PIE)を行っていたが、そこで取得された使用済燃料同位体組成データは、ORLIBJ32 の Validation に直接的に利用可能なものであった。無論、その PIE は ORLIBJ32 の Validation のために開始されたものではないが、それら二つの研究開発のマリアージュを進めたのは、シグマ委員会核種生成量評価 WG のサポートをうけつつ ORLIBJ32 の開発を行っていた原研であった。そして、この開発を強力にバックアップされた当時の核データセンター長であった菊池康之氏は、「このライブラリは同様のものを ENDF 陣営が出す前に作る必要がある」ということを常に仰っ

ておられ、JENDL の普及戦略上、ユーザー層が広い ORIGEN2 のようなアプリケーション用のライブラリ作成が必要であることの視点に立ち、組織的なバックアップを整えていた。つまり、ユーザーのニーズ、開発実施能力、戦略的サポートの三つが揃っていたと言える。ユーザーのニーズをうまくキャッチする仕掛けとそれに合わせた戦略があれば、簡便なライブラリやコードであっても JENDL のユーザーを獲得できる例であった。すなわち、JENDL のユーザーを獲得するために必要なのは、ユーザーのニーズに合わせ、望まれる形式で、使いやすいシステムとして完結した製品を提示することである。

一点炉燃焼計算コードのような簡便なコードに、ニーズはあるのだろうか？答えは Yes である。なぜなら、使用済燃料の取扱は、国の原子力政策に直結しており、何時の時代も最大の課題であるからである。原子力利用の将来がどうなるろうとも、多くの使用済燃料と真正面から向き合わなければならないことは変わりなく、今後増大する廃炉への対応でも、ORIGEN2 のような使用済燃料の特性を評価するコードに対するニーズは、長期間に渡って明らかに存在する。

あるいは、ORIGEN2 の簡便さと ORLIBJ シリーズの出来の良さに満足しているユーザーは、ORIGEN2 に変わる一点炉燃焼計算コードのニーズが出てくるのかと、疑問を持たれるかも知れない。ORIGEN2 が使える今、どうして一点炉燃焼計算コードの国産化を打ち出すのかと。それに対する答えはいくつかある。その理由は以下の4つになると考えている。

i) ORIGEN2 の開発自体はすでに終了している

ORIGEN2 の開発が終了していることは、すでに ORNL からアナウンスされている。そのためか、筆者（須山）が ORIGEN2 に於ける核分裂収率取扱の問題を見つけ[11]ORNL に連絡しても、それへの回答は 10 年以上経った今でも全く無い。FRENDY 開発前に NJOY のバグを見つけ開発側に報告しても何も変わらなかった状況があったが、今の ORIGEN2 はそれと同じ状態にある。

さらに米国 RSICC の web page に登録された ORLIBJ32 (ORIGEN-JENDL32 という名前に変更させられている) の紹介文を見ると、”新しい ORIGEN ユーザーは SCALE6 を入手し、それに含まれる ORIGEN-ARP[12]を使う事を推奨します” という但し書きまで付けられており、我が国における ORIGEN2 コードの隆盛とは別に、開発ご本家は他のコードを推奨していることにも注意しなければならない。すなわち、ORNL の開発資源は SCALE に含まれる ORIGEN-S[13]とその系統を汲む ORIGEN-ARP に向けられている。

仮に今後 ORIGEN2 に問題が見つかったとしても、開発元は面倒を見てはくれず、自らその解決をはかることが要求されることになる。SCALE は巨大なコードであるため、日本語で近くにいる開発者とのコミュニケーションが取れない事は、特に恒常的な SCALE ユーザーではない、とりあえず（でも信頼度の高い）参考値がほしいユーザーにとっては、大きな負担となるであろう。

ii) ORIGEN2 では機能が不足している

ORLIBJ32 やそれを含む ORIGEN22-UPJ[14]の管理者としてユーザーのニーズを見てみると、多くのユーザーが使用済燃料やそれを原料とした物質の放射線源データの作成に苦しんでいることに気付く。ORIGEN2 は 18 群で固定された γ 線スペクトルデータを出力するが、これとは異なったエネルギービンで計算をしたいというニーズは多い。かつて原研が ORIGEN の機能を強化してリリースした ORIGEN-JR[15]にはその機能があった。すでにそのコードの開発者は退職しメンテナンスはされていないが、自由にエネルギービンを設定できる機能があると言う理由（だけ）でそれを使っているというユーザーもいる。この分野の解析を行っているユーザーにとって解決が望まれている問題である。

iii) ORIGEN2 は解析上の制限をかかえている

ORIGEN2 で扱える核反応は軽水炉の燃焼解析でメインとなる反応に限られている。これは、廃止措置で必要な放射化解析などへの対応を困難にする。上述したバグの見つかった核分裂収率の取扱の問題についても、問題の根源は、ORIGEN2 では独立核分裂収率データを与える事が可能な核種が限定されていることにあった。さらに、軽水炉燃料の燃焼計算で考慮する事が必須となる実効一群断面積の燃焼度依存性を取り入れることが出来るのは、アクチノイド核種の 20 反応に限られている。

最近 JENDL では核分裂収率や放射性崩壊に関するデータの充実化がすすんでおり、3,000 を越える同位体の崩壊データが準備されている。既存の ORIGEN2 を使う場合には泣く泣く丸めていたこれらの核データをそのまま使った解析を行うことは、連続エネルギーモンテカルロ法の出現で近似のない核計算を可能にしたことと同様の、あらゆる近似を無くした燃焼計算が行える事と同じ意味を持つ。

vi) 他コードで使用される燃焼計算ソルバーもアップデートが必須である

連続エネルギーモンテカルロコードと燃焼計算を組み合わせたシステムは、現在もつ

とも詳細な核計算を行うシステムと言える。我が国で開発した MVP-BURN[16]は、連続エネルギーモンテカルロコード MVP と Bateman 方程式に基づく燃焼コード DCHAIN[17] (あるいは DCHAIN2[18]) をベースとしたルーチンを組み合わせたものである。また近年、誘導放射能計算後に放射線輸送計算を組み合わせるために、PHITS と DCHAIN-SP[19] (あるいはそのアップデート版となる DCHAIN-SP2001[20]) を組み合わせる作業が行われている。これら DCHAIN-SP や DCHAIN-SP 2001 も DCHAIN2 をベースとしている。

つまり現在最先端の MVP や PHITS に組み込まれた燃焼計算モジュールの源流は、1970 年代にまでその源流は遡れるわけである。DCHAIN や DCHAIN2 は 1970 年代後半に原子炉安全分野で必要となる原子炉内での FP の生成崩壊計算を精度良く行う目的で開発されたものである。それは、通常の Bateman 方程式では扱えない娘核が自らの親核の生成にも寄与するような循環系列を近似的ではあるが扱える特徴がある。

しかし一方で近年、炉心解析分野では、チェビシェフ有理関数近似法 (CRAM: Chebyshev Rational Approximation Method) [21]と呼ばれる、数千核種の生成・崩壊チェーンを精度良くとりあつかえる計算手法が使われ始め、困難であった JENDL の最新の崩壊データをそのまま用いた崩壊計算も可能になってきている。このような技術の進展にあわせ、我が国においても最新の知見に基づく燃焼計算ソルバーの開発が望まれる。

燃焼計算用ソルバーは、MVP-BURN のような連続エネルギーモンテカルロコードと一点炉燃焼計算コードを組み合わせたシステムの開発において重要な意味を持つ。そのようなシステムは世界各国で開発されつつあるが、現在 MVP-BURN と同様の連続エネルギーモンテカルロコードと組み合わされる燃焼ソルバーは、MVP-BURN のように選択した核種生成消滅チェーンだけをあつかうものではなく、すべての生成崩壊を扱うコードが主流である。そのようなコードは詳細な核計算の結果に基づいた使用済燃料の特性評価に利用されている。国内においては、原子力機構安全研究センターで開発した、ORIGEN2 と MVP、MCNP[22]、SRAC2006 を組み合わせた燃焼計算を実行できる SWAT4.0[23]が知られているが、上に書いた問題を抱える ORIGEN2 に燃焼計算を依存しているということは弱点であり、我が国の最先端の中性子輸送計算ソルバーと組み合わせるに相応しい新しい燃焼計算モジュールの開発が必須と言える。

CRAM に基づく一点炉燃焼計算コードが開発された場合には、JENDL に含まれるあらゆるデータを使った燃焼計算を可能とするシステムが実現されることとなり、今後我が国の核計算コードで使用される燃焼計算ソルバーとして広く利用される事が期待出来る。

4. 必要なシステムの要件

本稿に書いた ORIGEN2 や我が国の燃焼計算コードの問題点は、実は多くの JENDL に基づく ORIGEN2 用ライブラリのユーザーが解決したいと思っていることではないだろうか？そもそも一点炉燃焼計算コードは、核設計は行わない非炉物理分野のユーザーが使う事も多い売れ筋コードである。これは RIST からのコード配布の統計情報からもわかるし筆者（須山）が担当する原子力機構内へのコード配布のうち、多くは ORIGEN22-UPJ や ORLIBJ40[24]となっていることから明かである。

ORIGEN2 の簡便さと ORLIBJ32 以降の JENDL に基づくライブラリによってもたらされた格段に向上された精度を兼ね備え、既存の ORIGEN2 の抱える問題をすべて解決するコードを開発して提供することが出来れば、国産一点炉燃焼計算コードのユーザーは確実に JENDL を使うことになる。これは我が国の核データ及び核計算コードコミュニティにとって、FRENDY と同様にそれ以上の重要なピース、そして“キラソフト”と言える存在になるだろう。すなわち、国産核データをフルに使用できる国産の一点炉燃焼計算コードは、核データを含む核計算システムの普及の観点でも非常に重要な意味を持つ。

以下が筆者の考える新しい国産一点炉燃焼計算コードの具備すべき機能である。

- a) ユーザー独自の ORIGEN2 プリ・ポスト処理 システムにも対応できるだけの、ORIGEN2 との高い互換性の確保。例えば、
 - ① ORIGEN2 の入力データが使用可能であること、
 - ② ORIGEN2 と同一フォーマットの出力が得られること、そして
 - ③ ORIGEN2 オリジナルライブラリと ORLIBJ32,33,40 を含むこと。
- b) 既存の ORIGEN2 よりも良い解析精度を保証できる、新しい燃焼方程式のソルバーを導入し、データの取扱において既存の ORIGEN2 に存在するあらゆる制限を完全に取っ払ったシステムであること（我が国の核データを丸ごとつかった燃焼解析の実現）。
- c) 内挿テーブルを持ち、任意の濃縮度や燃料ピッチ等の基本的燃料設計パラメータを入力するだけで高精度な燃焼計算を可能とする適応能力を持つこと。
- d) GUI（Graphical User Interface）を有するプリ・ポスト処理システムとの連携、PHITS や MVP との連携が出来る出力を備えること。CUI（Character-based User Interface）だけではなく GUI から利用出来るようにすれば、新しいユーザーの獲得と一般ユーザーに対するサポートともつながる。

a)により、既存の ORIGEN2 ユーザーは新しい入力を一から覚える必要が無くなるため、乗り換えに必要な努力が最小化される。自らの持つプリポストシステムをそのまま利用

可能であることは、ORIGEN2 をつかったルーチン計算を行っているヘビーユーザーにとっては必須であろう。b) による ORIGEN2 を遥かに凌駕する詳細燃焼計算の実現は、古いコードとの差別化のために新規燃焼計算モジュールが具備すべき必須機能と言える。c)は既存の ORIGEN2 には無い機能となるが、任意の燃料を対象とした燃焼計算が可能になれば、ユーザーがライブラリ選択で悩む必要は無くなり、コードの適用範囲が大きく広がると思われる。そして、最新の核データと一体となったシステムとしての強みが発揮されるであろう。d)は開発した一点炉コードの他コードでの利用を容易にすることから、コード開発、メンテナンス、利用者支援に必要とされる資源の最小化と有効活用に資するだろう。GUI はパワーユーザーには必要ないのかもしれないが、時々使うというユーザーからは歓迎されるシステムであり、近代的なコードシステムには具備されるべき機能である。

現在我々は上にあげた機能のうち c)にあたる、汎用核計算コード MARBLE2[25]の上で CRAM に基づく一点炉燃焼計算コードの開発を進め、すでに日本原子力学会でも発表[26]をしている。燃焼計算のモジュールが出来た現在、今後は、燃焼度依存断面積を使用した ORIGEN2 と同様の燃焼計算機能の実装を行う予定であり、順次機能を拡張して行きたいと考えている。

5. 終わりに

本稿では、国産化が果たせなかった一点炉燃焼計算コードの開発が、FRENDY に引き続いて我が国の核計算コード開発でどうしても埋めることの出来なかった最後のピースであることを述べた。そのピースは FRENDY とは比べものにならない数のユーザーを獲得するポテンシャルを有しており、しかもそのユーザーは JENDL の断面積のみならず核分裂収率や崩壊データも全て使用する「JENDL のヘビーユーザー」となる。核データを含めた国産核計算技術の普及対象として、これほど魅力的な対象は無い。

FRENDY の成功の秘訣は、市場、すなわちユーザーの強いニーズ、現場の能力や熱意、そしてマネジメントサイドの理解（戦略）のコンビネーションにあった。国産一点炉燃焼計算コードの場合どうだろうか。ユーザーのニーズは確実に存在する。現場に能力と熱意もある。あとはそれらを支えるユーザーからの支持である。本稿を読んだ読者の皆さんはどう考えておられるであろうか？是非忌憚なきご意見をお聞かせいただければと思っている。それはまた、この分野のコードへの大きなニーズがあることの直接的な証明となる。本件に関し、JENDL に関係する全ての皆さんのご理解とご支援をお願いしたい。

参考文献

- [1] Kenichi Tada, Yasunobu Nagaya, Satoshi Kunieda, Kenya Suyama and Tokio Fukahori, “Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY,” Journal of Nuclear Science and Technology, 54(7), pp.806-817 (2017).
- [2] Keisuke Okumura, Teruhiko Kugo, Kunio Kaneko And Keichiro Tsuchihashi, “SRAC2006 : A Comprehensive Neutronics Calculation Code System, ” JAEA-Data/Code 2007-004 (2007).
- [3] Yasunobu Nagaya, Keisuke Okumura, Takamasa Mori and Masayuki Nakagawa, “MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI-1348 (2005).
- [4] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta and L. Sihver, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, Journal of Nuclear Science and Technology, 50(9), pp.913-923 (2013).
- [5] SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.1, Oak Ridge National Laboratory(2016).(<https://rsicc.ornl.gov/codes/ccc/ccc8/ccc-834.html>)
- [6] Allen G. Croff, “ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials,” Nuclear Technology, 62(3), pp.335-352 (1983).
- [7] 井原 均, 片倉純一, 中川 庸雄, “放射性核種の生成・崩壊量、崩壊熱及び gamma 線スペクトル計算コード: FPGS90,” JAERI-Data/Code 95-014 (1995).
- [8] 内藤 淑孝; 原 俊治*; 井原 均; 片倉 純一, “核種崩壊データライブラリ JDDL 及び核種生成崩壊計算コード COMRAD の作成,” JAERI-M 86-121, 日本原子力研究所 (1986).
- [9] 須山賢也、片倉純一、大川内 靖、石川眞,” JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ; ORLIBJ32, JAERI-Data/Code,” 99-003 (1999).
- [10] 須山賢也、清住武秀、望月弘樹,” 統合化燃焼計算コードシステム SWAT 改訂版,” JAERI-Data/Code 2000-027, 日本原子力研究所(2000).
- [11] 須山賢也,” ORIGEN2.2 コードの核分裂収率を取り扱う ルーチンの問題,” 核データニュース, No.83 (2006) www.ndc.jaea.go.jp/JNDC/ND-news/pdf83/No83-15.pdf
- [12] S. M. Bowman and L. C. Leal,” ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Process for Spent Fuel Depletion, Decay, And Source Term Analysis,” NUREG/CR-0200 Revision 6, Volume 1, ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R6 (March 2000).
- [13] O.W. Hermann, R.M.Westfall, “ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation

source terms,” NUREG/CR-0200 Revision 6, Volume 2, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6 (March 2000).

- [14] <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1642/>
- [15] K. Koyama, N. Yamano, S. Miyasaka, "A computer code for calculating radiation sources and analyzing nuclide transmutations," JAERI-M 8229 (1979).
- [16] Keisuke Okumura, Takamasa Mori, Masayuki Nakakawa, Kunio Kaneko, "Validation of a continuous-energy Monte Carlo burn-up code MVP-BURN and its application to analysis of post irradiation experiment," Journal of Nuclear Science and Technology, 37(2), pp.128-138(2000).
- [17] 田坂 完二, "DCHAIN: 放射性ならびに安定核種の生成崩壊解析コード," JAERI-1250, 日本原子力研究所(1977).
- [18] Kanji Tasaka, "DCHAIN2: A Computer Code for Culculation of Transmutation of Nuclides," JAERI-M 8727, Japan Atomic Energy Research Institute (1980).
- [19] Hiroshi Takada, Kazukaki Kosako, "Development of the DCHAIN-SP code for analyzing decay and build-up characteristics of spallation products," JAERI-Data/Code 99-008," Japan Atomic Energy Research Institute (1999).
- [20] 甲斐 哲也, 前川 藤夫, 小迫 和明, 春日井 好己, 高田 弘, 池田 裕二郎, "DCHAIN-SP 2001: 高エネルギー粒子誘導放射能計算コード," JAERI-Data/Code 2001-016, 日本原子力研究所(2001).
- [21] M. Pusa and Jaakko Leppänen, "Computing the Matrix Exponential in Burnup Calculations," Nucl. Sci. Eng. Vol. 164, pp. 140-150 (2010).
- [22] Forrest Brown, Brian Kiedrowski, Jeffrey Bull, "MCNP5-1.60 Release Notes", LA-UR-10-06235, Los Alamos National Laboratory (2010). あるいは" Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0," Los Alamos National Laboratory, LA-UR-13-22934.
- [23] 鹿島陽夫、須山賢也、高田友幸, "連続エネルギーモンテカルロコード MVP、MCNP 及び核計算コード SRAC を使用する統合化燃焼計算コードシステム - SWAT4.0," JAEA-Data/Code 2014-028, 日本原子力研究開発機構(2015).
- [24] 奥村啓介, 杉野和輝, 小嶋 健介, 神 智之, 岡本 力, 片倉純一, "JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ40," JAEA-Data/Code 2012-032(2012).
- [25] 横山賢治, 神 智之, 平井康志, 羽様 平, "汎用炉心解析システム MARBLE2 の開発," JAEA-Data/Code 2015-009 (2015).
- [26] 横山賢治, 神 智之, "高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発,14; MARBLE の燃焼・崩壊熱計算機能の拡張," 日本原子力学会 2016 年秋の大会 (久留米市) (2016).