



高温ガス炉設計のための核種生成消滅評価法の研究

Study on Methodology to Estimate Isotope Generation and Depletion
for Core Design of HTGR

深谷 裕司 植田 祥平 後藤 実 島川 聡司

Yuji FUKAYA, Shohei UETA, Minoru GOTO and Satoshi SHIMAKAWA

原子力水素・熱利用研究センター

小型高温ガス炉研究開発ユニット

Small-sized HTGR Research & Development Division
Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center

December 2013

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2013

高温ガス炉設計のための核種生成消滅評価法の研究

日本原子力研究開発機構 原子力水素・熱利用研究センター
小型高温ガス炉研究開発ユニット

深谷 裕司、植田 祥平、後藤 実、島川 聡司

(2013年9月17日 受理)

高温ガス炉の設計をより確実なものとするために、核種生成消滅評価法に関する技術的な問題の整理を行った。核種生成消滅評価に関する技術的な問題は、大きく分けて燃焼方程式の解法、実効断面積作成法及び核データのライブラリ選択に分類される。特に、実効断面積作成法に関する検討は炉心燃焼解析と共通する部分を有し、将来の高温ガス炉用炉心設計コード開発への適用可能性について技術的検討を併せて行った。その結果、**SRAC107** 群構造を中性子束エネルギー**20MeV** まで拡張した **108** 群構造をもつ断面積セットを新たに整備し、決定論的計算コードである **SRAC** コードにより評価された中性子束を用いた群縮約を行う手法が妥当であることが分かった。なお、本手法は現行の炉心設計手法と整合性を取りつつも、多様なニーズに対応するための拡張がなされていること等から総合的に最適な手法である。本手法を用いて作成した **ORIGEN** 用 1 群ライブラリによる核種生成消滅計算を行い、被ばく評価及び燃料設計に重要な核種とさらなる高精度化が必要となる核種を高温ガス炉解析の観点から明確にした。

Study on Methodology to Estimate Isotope Generation and Depletion for Core Design of HTGR

Yuji FUKAYA, Shohei UETA, Minoru GOTO and Satoshi SHIMAKAWA

Small-sized HTGR Research & Development Division,
Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center,
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received September 17, 2013)

An investigation on methodology to estimate isotope generation and depletion had been performed in order to improve the accuracy for HTGR core design. The technical problem for isotope generation and depletion can be divided into major three parts, for solving the burn-up equations, generating effective cross section and employing nuclide data. Especially for the generating effective cross section, the core burn-up calculation has a technological problem in common with point burn-up calculation. Thus, the investigation had also been performed for the core burn-up calculation to develop new code system in the future. As a result, it was found that the cross section with the extended 108 energy groups structure from the SRAC 107 groups structure to 20 MeV and the cross section collapse using the flux obtained by the deterministic code SRAC is proper for the use. In addition, it becomes clear the needs for the nuclear data from an investigation on the preparation condition for nuclear data for a safety analysis and a fuel design.

Keywords: ORIGEN, Burn-up Calculation, Effective Cross Section, HTGR

目 次

1. 序論	1
2. 燃焼解析と ORIGEN による実装について	3
2.1 燃焼解析について	3
2.2 ORIGEN コードについて	8
2.3 断面積について	11
3. 高温ガス炉用 ORIGEN ライブラリに対する要求	16
4. 高温ガス炉用 ORIGEN ライブラリ	18
4.1 ライブラリ作成法の検討	18
4.2 ライブラリ作成法の妥当性の確認	22
4.3 ライブラリの作成	25
5. 高温ガス炉解析に重要な核種について	30
5.1 核燃料サイクル諸量評価に重要な核種	30
5.2 原子炉設計の被ばく評価に重要な核種	32
5.3 燃料材料設計に重要な核種	34
5.4 高温ガス炉解析のために整備されるべき核種	36
6. 結論	37
謝辞	39
参考文献	39
付録 A DAMOCLES コードシステムについて	41
付録 B モンテカルロ法中性子輸送計算による燃焼組成への誤差伝播	44
付録 C 実効核分裂エネルギーについて	46
付録 D ミクロ断面積の評価法について	50
付録 E 複数バッチ炉心における炉心平均燃焼度の評価法	54
付録 F DAMOCLES コードのエネルギー群構造	56
付録 G ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換	59
付録 H 本研究で整備した ORIGEN ライブラリ作成ツール	71

Contents

1. Introduction	1
2. Burn-up Analysis and Implementation of ORIGEN	3
2.1 Burn-up Analysis	3
2.2 ORIGEN Code	8
2.3 Cross Section	11
3. Requirement for ORIGEN Library for HTGR	16
4. ORIGEN Library for HTGR	18
4.1 Research for Generation Method of ORIGEN Library	18
4.2 Verification and Validation for Generation Method of ORIGEN Library	22
4.3 Generation Method of ORIGEN Library	25
5. Important Nuclides for HTGR Analysis	30
5.1 Important Nuclides for Mass Balance Calculation for Nuclear Fuel Cycle	30
5.2 Important Nuclides for Evaluation Exposure for Nuclear Design	32
5.3 Important Nuclides for Nuclear Fuel Design	34
5.4 Nuclides to be Prepared for HTGR Analysis	36
6. Concluding Remarks	37
Acknowledgements	39
References	39
Appendix A DAMOCLES Code System	41
Appendix B Error Propagation to Fuel Composition for Monte Carlo Neutron Transport Calculation	44
Appendix C Effective Fission Energy	46
Appendix D Generation Method for Microscopic Cross Section	50
Appendix E Estimation of Average Core Burn-up for Multi Batch Core	54
Appendix F Energy Group Structure of DAMOCLES Code	56
Appendix G Replacement of Nuclides in ORIGEN Library by Evaluated Nuclear Data	59
Appendix H Tools to Generate ORIGEN Library	71

表リスト

Table 2.1 Variable Actinide Cross Section の対応核種	-----	10
Table 4.1 ORIGEN ライブラリに対する置換核種の数	-----	19
Table 4.2 照射後試験(SF97-4)を対象とした解析値(g/tIHM)の比較	-----	23
Table 4.3 照射後試験の分析結果(SF97-4)との比較	-----	24
Table 4.4 HTR50S と HTTR の主な仕様の比較	-----	25
Table 4.5 HTR50S 及び HTTR の燃料要素仕様	-----	27
Table 4.6 HTR50S 及び HTTR の被覆燃料粒子仕様	-----	27
Table 4.7 高温ガス炉ライブラリー一覧	-----	28
Table 4.8 HTR50S 前期炉心における燃焼組成の比較	-----	29
Table 4.9 HTR50S 後期炉心における燃焼組成の比較	-----	29
Table 5.1 炉心設計に用いられるアクチノイド核種	-----	30
Table 5.2 潜在的な有害度に重要なアクチノイド核種	-----	31
Table 5.3 潜在的な有害度に重要な FP 核種	-----	31
Table 5.4 一次系に沈着する金属 FP 核種	-----	33
Table 5.5 通常運転時の公衆被ばく評価に重要な核種	-----	33
Table 5.6 HRB-15B 照射後燃料の炉外加熱試験による FP 核種の放出率	-----	34
Table 5.7 被覆燃料粒子からの放出率の顕著な FP 核種	-----	34
Table 5.8 ORIGEN で扱われる Pd 同位体	-----	35
Table 5.9 高温ガス炉解析のために整備されるべき核種	-----	36
Table C.1 核分裂により放出されるエネルギーの内訳	-----	47
Table F.1 DAMOCLES 108 群構造	-----	56
Table F.2 DAMOCLES 216 群構造	-----	57
Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換	-----	59

図リスト

Fig.2.1 U-235 核分裂時の中性子の入射エネルギーの違いによる核分裂収率の違い	10
Fig.2.2 エネルギー自己遮蔽効果の模式図	11
Fig.2.3 軽水炉設計手法と高速炉設計手法の比較	13
Fig.2.4 U-238 の高エネルギー領域における断面積	14
Fig.4.1 NJOY コードの入力例	21
Fig.4.2 HTR50S の炉心概略図	26
Fig.4.3 ピンセルモデル	27
Fig.A.1 Inventory クラスの模式図	41
Fig.A.2 Nuclide クラスの模式図	42
Fig.C.1 実効核分裂エネルギーの比較	49
Fig.D.1 高温ガス炉燃料の模式図	52

1. 序論

燃焼解析コードである ORIGEN¹⁾は、その利用のし易さ、1000 核種程度と多く核種を扱えることなどから、サイクル諸量評価解析、バックエンドにおける毒性評価等、各分野で多様な利用がなされている。しかし、ORIGEN ライブラリはエネルギー群 1 群縮約断面積を用いていることなどから、その使用目的に対し適切なライブラリが整備されていることが前提となっている。また、ライブラリ作成にあたっては、その対応核種の多さから、全ての核種に対し適切な核データを準備することが難しく、完全な形でのライブラリ作成の更新は実質的に不可能である。多くの場合は、ベースとなるライブラリを選定し、必要な部分のみを想定している炉型に適したものに置換する作業を行う。

一方で、現在、日本原子力研究開発機構では実証炉または商用炉の初号基として、熱出力 50MWt の小型高温ガス炉システムである HTR50S²⁾の設計が行われており、今後の設計評価には ORIGEN による解析が期待されている。現状において、軽水炉や高速炉に対しては ORLIBJ40³⁾など利用可能な公開ライブラリが存在するが、高温ガス炉用の公開ライブラリは存在しない。また、軽水炉用 ORIGEN ライブラリ作成ツールとして用いることができる SWAT⁴⁾コードをライブラリ作成に用いることも試みられたが、本報告書執筆時においては現実的ではないと考えられた。これは、高温ガス炉では被覆粒子燃料を用いることから、二重非均質問題と呼ばれる炉物理上の問題が存在し、SWAT コードがこの二重非均質問題に対応していないためである。さらに、上記のように、ORIGEN の利用目的は多様であり、それに応じた柔軟な対応が必要である。もし、既存のコードを利用した際に十分に目的を達成することが出来なければ、既存のコードを拡張しなければならない。特に、SWAT コードの二重非均質問題への対応に関しては、単に二重非均質問題特有の入力に対応出来ないのみではなく、衝突確率法固定源問題の後、固有値問題によりスペクトルを評価する際に、二重非均質問題特有の物質番号の取り扱いによる不規則性が発生すること、高温ガス炉燃料で中空の燃料コンパクトが用いられるが、中実燃料を想定したハードコーディングがなされていることなどの問題などがあり、フレームワークの変更のみならず、同様の変更を各所において行う作業が必要であることが分かった。このことは、FORTRAN により作成されたコードでは一般的ではあるものの、最近主流となりつつある、オブジェクト指向言語によるプログラムの特徴であり、コードの拡張性に重要な可読性・独立性・再利用性等と比較すると、決して高いものとはいえず、開発者の意図と整合性の取れない拡張を行う恐れがある。また、作業の量・性質から考えてもスクラッチ*からのツールの作成が適していると考えられた。この意味で、本研究においては、ORIGEN における燃焼解析の実装や関連する核設計コード、核データ等に関する調査・検討を行い、高温ガス炉の設計に適した ORIGEN ライブラリの作成方法を提案する。

*スクラッチとはプログラミング用語で空のファイルを意味する。スクラッチからの作成とは、ゼロからの作成を意味する。

また、ORIGEN ライブラリの作成ツールに関しては、現在、著者が開発中である核燃料サイクル概念設計用の諸量評価コードシステムである DAMOCLES コードシステム（付録 A を参照）を利用して開発を行った。DAMOCLES コードシステムはオブジェクト指向言語 C++を用い、デザインパターンを意識した再利用性、可読性の高いコードシステムである。それぞれの機能は独立化され階層構造で管理されているため、新規ソルバー開発時は既存の部品を組み合わせることで最低限の開発が行える。また、DAMOCLES コードシステムは炉心設計もその対象としているため、本研究で必要な断面積処理等のシステムの整備に関しても既に個々の処理に必要なルーチンに関しては整備されている状況にあり、それらの再構築により ORIGEN ライブラリ作成ツールを作成した。本研究ではこの DAMOCLES コードシステムを拡張して開発を行ったが、本報告書は ORIGEN ライブラリの作成法の検討自体が目的であるため、具体的な実装に関する記述は割愛する。

ORIGEN ライブラリ作成に関する技術的な問題は大きく分けて、実効断面積の作成法と核データの採用に関する2つの問題に分けられる。前者の実効断面積の作成法に関しては、原子炉核設計に直接関連する問題であり、ORIGEN に限ったことではない。ここでは、将来の炉心設計コードの拡張も考え、炉心設計に必要な実効断面積作成に関する問題等も整理し、それを踏まえて ORIGEN ライブラリの作成法の提案を行うものとする。また、本研究で対象とする ORIGEN コードは ORIGEN2.2upj⁵⁾とする。

また、本報告書では主に高温ガス炉設計に用いるための ORIGEN ライブラリの作成に関する技術課題の整理と ORIGEN ライブラリ作成法の提案を目的とするが、実効断面積の作成法等、炉心設計そのものに密接に関連することから、核種生成消滅評価法の一部としての考察を行うものとする。

2. 燃焼解析と ORIGIN による実装について

2.1 燃焼解析について

燃焼解析は以下の様な燃焼方程式を解くことによって行われる。

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j + \bar{\phi} \sum_{k=1}^N f_{ik} \bar{\sigma}_k X_k - (\lambda_i + \bar{\phi} \bar{\sigma}_i) X_i \quad (i = 1, \dots, N) \quad (2-1)$$

ここで、

X_i : 核種 i の個数密度、

λ_i : 核種 i の崩壊定数、

σ_i : 核種 i のエネルギー縮約された中性子吸収断面積、

l_{ij} : 核種 i の崩壊により核種 j に変わる割合、

f_{ik} : 核種 i の中性子吸収反応により核種 k に変わる割合、
を示す。

吸収反応は捕獲反応と核分裂反応の和であり、この記述は核分裂による FP 核種への変換にも対応している。更に捕獲反応には $(n, \gamma), (n, p)$ 反応等、全ての中性子捕獲反応が含まれる。

また、燃焼方程式で用いられる断面積は 1 群にエネルギー縮約した断面積であり、中性子束に関しても全エネルギー領域で積分したエネルギー分布をもたない中性子束である。エネルギー縮約断面積は、詳細エネルギー群断面積及び中性子束の反応率を保存する形で定義される。

$$\bar{\sigma} = \frac{\int \sigma(E) \phi(E) dE}{\bar{\phi}} \quad (2-2)$$

$$\bar{\phi} = \int \phi(E) dE \quad (2-3)$$

この過程において一切の近似は含まれない。そのため、1 群計算であることにより計算精度が劣るというわけではない。しかし、エネルギー縮約に用いる中性子束のエネルギー分布(スペクトル)は想定している炉心のスペクトルと一致している必要がある。一般的な炉心燃焼計算もしくはセル燃焼計算においては、適切な対応関係のある燃焼期間、燃焼領域におけるスペクトルを用いて縮約しているため、縮約スペクトルの不整合による計算誤差の発生は存在しない。一方で、ORIGIN コードのように、はじめから 1 群縮約断面積をライブラリとして用いる計算コードでは、縮約に用いられたスペクトルが評価対象の炉型と合致している必要がある。そのため、ORIGIN ライブラリは炉型毎に整備されるのが一般的であり、燃焼度依存性の考慮が必要な核種・反応に対しては、断面積が燃焼度のテーブルとして与えられる。

燃焼方程式は以下の様な行列式の記述に帰結させることができる。

$$\dot{\vec{X}} = A\vec{X} \quad (2-4)$$

この行列 A は一般的に遷移行列と呼ばれる。一般的に燃焼方程式は同次系の連立一階微分方程式として解かれ^{*}、その解法はほぼ確立されている。連立一階微分方程式に帰結できる問題としては、炉物理分野における一点炉動特性方程式があげられるが、遅発中性子先行核の群数 6 群程度が一般的であり、即発中性子と合わせて 7×7 の小さな行列式であるにも関わらず、陽解法、陰解法など原始的な時間積分法の適用に関する研究が盛んになされてきた経緯がある。一方で燃焼解析では、原始的な低次の近似の適用が皆無ではないものの、ORIGEN コードや SRAC⁶⁾, MVP⁷⁾ コード内に含まれる燃焼解析コード DCHAIN⁸⁾ 等では指数関数を基調とした解析手法を用いるのが基本になっているようである。このような解法の違いに関しては、Stiffness problem もしくは、Initial value problem と呼ばれる問題が、燃焼解析にとっては重要であるためではないかと推測する。この Stiffness に関する問題は、連立させる方程式間のタイムスパンの不整合により発生する問題である。燃焼方程式の中で、緩やかに崩壊する核種もしくは中性子反応による変化が僅かな核種と急速に崩壊する核種もしくは中性子反応が頻繁に起こる核種が同居するとする。これらの燃焼反応が独立して行われる場合には、数値解法におけるタイムステップを前者の緩やかな反応に関しては長く、後者の急速な反応に関しては短くとればよい。しかし、これらの反応が密に関係し強連成で解かなければならない場合は、タイムステップを後者に合わせて短くとらなければ数値解法による誤差が大きく発生する原因となる。指数関数を基調とした解析方法では、これらの問題が発生しない解法が多い。

ここで、一般的な指数関数を基調とした連立一階微分方程式の解法として行列指数関数法を紹介する。

(2-4)式の厳密解は行列指数関数を用いることにより以下のようにあらわすことができるものとする。

$$\vec{X}(t_{n+1}) = \exp(\Delta t A) \vec{X}(t_n) \quad (2-5)$$

ここで、行列指数関数を以下のように定義する。

$$\exp(\Delta t A) = \sum_{k=0}^{\infty} \frac{1}{k!} (\Delta t A)^k \quad (2-6)$$

^{*}文献 9)には ORIGEN コードの特徴として非同次系の燃焼方程式を解くことができるため、再処理、地層処分のような核移動を伴う解析が可能であると主張されている。しかし、このような用いられ方は一般的ではないため記述を割愛した。更に、このような弱連成による核種移行の解析に関しては、核種移行に対する流動条件に対し適用できる半減期をもつ核種は限られると推測される。

この行列指数関数の解析解については特定の条件下で求めることができる。その中の一つである行列の対角化を利用した方法について紹介する。行列指数関数の指数関数の中の行列が対角行列の場合に関しては、以下のような指数関数を対角成分に持つ行列への変換が可能である。

$$\exp\left(\begin{bmatrix} a_{11} & \cdots & 0 \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ 0 & \cdots & a_{nn} \end{bmatrix}\right) = \begin{bmatrix} \exp(a_{11}) & \cdots & 0 \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ 0 & \cdots & \exp(a_{nn}) \end{bmatrix} \quad (2-7)$$

この性質を用いれば、

$$\exp(\Delta t A) = P P^{-1} \exp(\Delta t A) P P^{-1} = P \Delta t \Gamma P^{-1} \quad (2-8)$$

とすることができる。ここで Γ は対角行列を表す。結果として

$$\vec{X}(t_{n+1}) = P \Delta t \Gamma P^{-1} \vec{X}(t_n) \quad (2-9)$$

のように解ける。ここで、行列 P は行列 A の固有ベクトルをすべて求め行列に合成したものである。対角行列 Γ の対角成分には行列 A の固有値が並ぶ。ただし、必ずしも行列 A の対角化が可能であるとは限らないことと、対角化を行うために固有値問題を解く必要があることなどから、実用的な手法とは言えず他の数値解法が必要となる。

他の数値解法としては、(2-6) 式に示したテーラー展開の式を解くことになるが、有限次数で打ち切ることになる。また、次数を固定した際にはタイムステップを大きくすると大きな誤差が発生することは自明であるが、指数関数の特性を利用すれば以下のように書き換えることができる。

$$\exp(\Delta t A) = \left(\exp\left(\frac{\Delta t}{m} A\right) \right)^m \quad (2-10)$$

このような式変形により実効的なタイムステップが短くなり、精度向上へつながる。この手法は **scaling and squaring** 法と呼ばれる。

また、行列指数関数の異なる表現法に **Pade** 近似というものがある。**Pade** 近似では指数関数を次のように近似する。

$$\exp(x) \cong \frac{N_{pq}(x)}{D_{pq}(x)} \quad (2-11)$$

ここで、

$$N_{pq}(x) = \sum_{k=0}^p \frac{(p+q-k)! p!}{(p+q)! k! (p-k)!} x^k \quad (2-12)$$

$$D_{pq}(x) = \sum_{k=0}^q \frac{(p+q-k)! p!}{(p+q)! k! (p-k)!} (-x)^k \quad (2-13)$$

とする。q=0 の場合はテーラー展開となり、テーラー展開を包括する汎用的な表現法であるといえる。一般的な科学ライブラリにはこの Pade 近似と **scaling and squaring** 法を合わせた手法が用いられる。この場合 p=q とされることが多い。なお、p=1、q=0 とすると陽解法、p=0、q=1 とすると陰解法、p=1、q=1 とするとクランクニコルソン法(θ 法の $\theta=0.5$)と一致する。Pade 近似は主要な時間積分法を包括する手法であると言える。また、陰解法としての性質も兼ね備えているためテーラー展開を利用した手法よりも数値安定性が高いことは自明である。なお、一般的な科学ライブラリにより提供される行列指数関数法ルーチンでは行列のノルムに合わせて、自動的に最適化された **scaling and squaring** 法による誤差の低減が行われ、有効桁数内で解析解と一致する結果が得られることが多い。しかし、燃焼解析では対象とする核種が多いことと、短半減期核種を扱う場合に **scaling and squaring** 法による計算時間の増大が考えられることから、解析時間の短縮に対する対応がとられることがある。

解析時間の短縮法に関しては、クリロフ部分空間法¹⁰⁾が有名である。(2-6)式のテーラー展開の式を有限次数で打ち切ると、

$$\vec{X}(t_{n+1}) = \exp(\Delta t A) \vec{X}(t_n) = \sum_{k=0}^{m-1} C_k (\Delta t A)^k \vec{X}(t_n) \quad (2-14)$$

ただし、係数 C_k は

$$C_k = \frac{1}{k!} \quad (2-15)$$

である。m 次のクリロフ部分空間は

$$K_m(\Delta t A, \vec{X}(t)) = \text{Span}\{\vec{X}(t), \Delta t A \vec{X}(t), (\Delta t A)^2 \vec{X}(t), \dots, (\Delta t A)^{m-1} \vec{X}(t)\} \quad (2-16)$$

Span は各要素を基底とする空間を示すそのため、(2-16) 式は(2-14) 式と同じ形をしている。クリロフ部分空間法では、行列指数関数法のテーラー展開で展開係数を(2-15)式のように固定するのではなく、残差を低減するように決定する手法であり、有限次数においても十分な精度がえられ、計算負荷の低減につながる。この手法を燃焼解析に適用し、**Stiffness problem** にも十分に対応出来ている¹¹⁾との報告がなされている。一方で、本手法は上記の行列指数関数法においてなされるような自動的な精度保証が未だ整備されていない。そのため、ユーザーがクリロフ部分空間の適用次数を解析結果の精度を確認しながらユーザー自身で決定する必要がある。

なお、現在、新規ソルバーによる燃焼解析コードを開発する際には、行列指数関数法ルーチ

ンを利用できる環境にあれば、開発者は遷移行列の生成と燃焼組成の管理に関連するルーチンの実装を行えば比較的簡単に燃焼解析コードの作成は可能となる。

上記のように指数行列関数法の直接的な利用に関しては加速法が必要になるなど、計算コストの面で問題になることが多い。特に、ORIGEN コードのように、扱う核種の数膨大であり、燃焼チェーン内に短半減期核種を多く含み、解析に用いられる時間オーダーが長い用途に用いられる場合は特殊な取り扱いが必要になる。

ORIGEN コードによる燃焼計算では基本的に行列指数関数法による時間積分を行う。しかし、上記のように行列指数関数法では行列内に短半減期の核種がある場合、その核種に合わせて行列全体の scaling、squaring を行う必要があり計算時間の増大を招く。これを回避するために、ORIGEN では短半減期の核種が存在する場合には、行列指数関数法による燃焼チェーンから外し、個別の計算により評価する。その一つの手法としては定常解による解法である。放射平衡核種等では、短半減期の娘核種の変化は急峻であり一瞬のうちに定常状態へ漸近する。このような場合は、対象とする娘核種の時間微分項は無視することができる。しかし、これは、娘核種がタイムステップ間で一定であることを意味するのではない。親核種の変化に合わせて娘核種も変化する。具体的には式(2-1)の時間微分項を 0 として式を整理すると、

$$X_i = \frac{\sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j + \bar{\phi} \sum_{k=1}^N f_{ik} \bar{\sigma}_k X_k}{\lambda_i + \bar{\phi} \bar{\sigma}_i} \quad (2-17)$$

となる。放射平衡の扱いが不適切な核種については以下に示すようなベータマン方程式により解かれる。

$$X_i(t_{n+1}) = X_i(t_n) \exp(-a_{i,i} \Delta t) + \sum_{k=1}^{i-1} X_k(t_n) \left[\sum_{j=k}^{i-1} \frac{\exp(-a_{j,j} \Delta t) - \exp(-a_{i,i} \Delta t)}{a_{i,i} - a_{j,j}} a_{j+1,j} \prod_{\substack{m=k \\ m \neq j}}^{i-1} \frac{a_{m+1,m}}{a_{m,m} - a_{j,j}} \right] \quad (2-18)$$

ベータマン方程式は燃焼方程式の解析解ではある。しかし、高次のアクチノイド核種に見られるような、(n, γ) 反応による高次化と α 崩壊による低次化の組み合わせで構成されるような循環チェーンを直接扱うことが出来ない。このような循環チェーンを扱うためには、燃焼チェーンの直線化を行い循環回数の異なる同一核種を別核種のように扱うことで対応させる。さらに、崩壊定数が同一である場合には分母が 0 となり発散する恐れがあるが、適切な対応により回避できる。これらの具体的な取り扱いに関しては、各コードの報告書に譲る。なお、SRAC 及び MVP コードの燃焼ソルバーとして実装されている DCHAIN コードでは全ての核種に対しベータマン方程式が適用される。ベータマン方程式は循環に関する取り扱いが適切に行われていれば精度保証付き評価法とみなすことができる。しかも、短半減期核種の存在もしくは燃焼ステップの増大に関しても計算時間は不変である。

上記のように、燃焼方程式の解法に関し説明してきたが、scaling and squaring 法併用の

Pade 近似に関しては、精度保証があり理想的な手法である。しかし、大型かつ短半減期核種を含むようなチェーンを解く際にはクリロフ部分空間法を併用する必要がありクリロフ部分空間法を適用すれば精度保証から外れてしまう。ベータマン方程式に関しても依然として用いられ続けられると思われる。

2.2 ORIGEN コードについて

2.1 節では一般的な燃焼解析の手法と共に、ORIGEN コードの解法についても述べたが、本節では、その他の ORIGEN コードに関する概要を記載する。本研究で対象とする ORIGEN は ORIGEN2.2upj であるが、これは、オークリッジ国立研究所で開発された ORIGEN2.2 を日本原子力研究開発機構で改良したものである。ORIGEN2.2 自体は単体で配布される ORIGEN コードの最終版であり開発は打ち切られている。ただし、SCALE¹²⁾コードシステムの一部としては、今後も更新がなされていく予定である。この ORIGEN2.2 には深刻なバグが含まれている。核分裂収率評価に関するルーチンにおいて単純なプログラムミス (goto 文のジャンプ先の指定の間違い) があり、FP 核種の発生量に大きな誤差が発生する。ウラン燃料体系では妥当な結果を示すが、プルトニウム燃料体系においては、FP の発生量が倍程度に増加する不具合である。現在でも ORIGEN2.2 は入手可能であるため、ORIGEN2.2 使用の際にはオリジナルのものか、バグが修正された ORIGEN2.2upj であるかの確認は重要である。

ORIGEN の燃焼計算での入力項目としては大きく分けて以下の 3 つである。

- ・ 燃料組成(g/t)
- ・ 運転期間(day)
- ・ 比出力(MW/t)

である。

燃料組成については、アクチノイド核種の合計が 1t になる様にグラム数で入力するのが通例となっている。この初期重金属重量(IHM)1t を基準に計算がなされるため、ユーザーは初期組成を規格化する必要がある。式(2-1)に示されるように、燃焼方程式は重量ではなく個数密度が扱われる。そのため、密度情報が必要であるかに思われる。しかし、実際は ORIGEN コードの内部では組成重量(g)を原子重量で割った gram-atom(mol 数の様な単位)で扱われる。結局のところ密度情報については用いられていないが、燃焼方程式は線形であるため数式としては等価である。

次に、燃焼方程式を解く際には中性子束強度を評価する必要がある。中性子束強度は ORIGEN コードでは以下のように評価される。

$$\Phi = \frac{6.242 \times 10^{18} P}{\sum_i X_i \sigma_i^{\text{fission}} R_i} \quad (2-19)$$

$$R_i = 1.29927 \times 10^{-3} (Z^2 A^{0.5}) + 33.12 \quad (2-20)$$

ここで、

Φ : 中性子束強度($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$),

P : 比出力(MW/t)、

X_i : 燃料の原子個数量(g-atom/t)、

$\sigma_i^{\text{fission}}$: ミクロ核分裂断面積、

R_i : 実効核分裂エネルギー、

Z : 原子番号、

A : 質量数、

である。ORIGEN コードではこのように評価された中性子束強度により燃焼解析を行う。

ここで、実効核分裂エネルギーに関しては、核分裂による発生エネルギーのみではなく、中性子捕獲反応による発熱、核種崩壊による発熱等も含む(付録 C)。一方で、ORIGEN 自身の解析でも崩壊熱等の発熱は評価がなされているが、その値は中性子束規格化には反映されていない。この中性子束規格化には高度化の余地がある。

ORIGEN 計算に必要な残りの項目としては、核種に関するデータのみである。ORIGEN コードは多様な利用が可能のため、燃料方程式の解法以外にも多くのデータを必要とするが、ここでは、燃焼方程式の解法に必要な崩壊ライブラリと断面積ライブラリについて説明する。

崩壊ライブラリには、半減期の他に、 β 崩壊(娘核種は励起状態)、陽電子放出もしくは電子捕獲による崩壊(β^+ 崩壊)、 β^+ 崩壊により娘核種が励起状態になる場合、 α 崩壊、励起状態への遷移、自発核分裂反応、 β 崩壊及び中性子放出(遅発中性子の放出)などの各状態へ遷移する割合、崩壊時の発生エネルギー等が含まれている。本研究では、最新の情報が反映されている ORLIBJ40 のものを使用するものとする。

次に、断面積ライブラリについては、放射化物(Activation Product)、アクチノイド核種(Actinide)、核分裂生成物(Fission Product ; FP)の3種類に分けられる。分類毎に収録しているデータが異なる。放射化物はデータ収録順に(n, γ)、(n, 2n)、(n, α)、(n, p)、(n, γ)_e、(n, 2n)_eとなる。ここで下付きの e は反応後、励起状態となる反応を示す。アクチノイド核種については(n, γ)、(n, 2n)、(n, 3n)、(n, fission)、(n, γ)_e、(n, 2n)_eの順に収録されている。FP については、(n, γ)、(n, 2n)、(n, α)、(n, p)、(n, γ)_e、(n, 2n)_eの順に収録されている。FP に関しては、核分裂収率データが%単位で記述されており、その親核種は順に、Th-232、U-233、U-235、U-238、Pu-239、Pu-241、Cm-245、Cf-252の順に収録されている。断面積データに関しては、アクチノイド核種について(n, α)、(n, p)反応が考慮できない等、今後の改良の課題が確認できる。

また、燃焼度依存性に関しては Variable Actinide Cross Section(VAXS)と呼ばれるものが利用できる。VAXS に関しては、Fortran のサブルーチンとして ORIGEN のソースコードに直接記載する。対応核種・反応は最大で 20 核種まで使用でき、その核種は自由に選べるが一般的な利用としては、Table 2.1 に示した核種・反応が用いられる。燃焼度点は最大で 32 点与えることができるが、実際に使用できるのは 30 点のみであるとの報告がなされている。なお、燃焼度の単位としては、MW/gram-atom となる。この VAXS に関しても、対応核種・反応数の増加、燃焼度点設定法、ライブラリの外部ファイルからの供給など改善の余地がある。

ORIGEN ライブラリの作成の際には、これらのデータを対応する核種に対して与える必要がある。しかし、標準的な ORIGEN ライブラリでも 1200 核種程度の情報を含む一方で、標準的な評価済み核データは約 400 核種程度しか対応しておらず、既存の ORIGEN ライブラリをベ

ースとして必要な部分のみを更新するのが一般的な ORIGEN ライブラリの作成法である。本研究では、ORLIBJ40 の BS340J40.LIB(BWR Step-III 燃料のボイド率 40%のライブラリ)をベースに用いるものとする。ベースライブラリの選定としては、ベースライブラリの想定する炉内スペクトルが対象とする炉型に近いことが求められる。これは、一群に断面積を縮約する際のスペクトルが近いことと、核分裂収率が炉内スペクトルに依存する（スペクトルが硬ければ収率の谷が浅くなる。Fig. 2.1 参照）ことなどからである。一方で、アクチノイド組成に関しては、核分裂収率の親核種として 8 核種のデータが与えられるため、特に問題とはならない。これらの観点から、現在、対象として考えている高温ガス炉が熱中性子炉に限られていることから、BWR のライブラリをベースライブラリとして選定している。

Table 2.1 Variable Actinide Cross Section 対応核種

Nuclides for Variable Actinide Cross Section				
U234(n, γ)	U235(n, γ)	U235(n,f)	U236(n, γ)	U238(n, γ)
Np237(n, γ)	Pu238(n, γ)	Pu238(n,f)	Pu239(n, γ)	Pu239(n,f)
Pu240(n, γ)	Pu241(n, γ)	Pu241(n,f)	Pu242(n, γ)	Am241(n, γ)
Am241(n, γ) _e	Am243(n, γ)	Am243(n, γ) _e	Cm242(n, γ)	Cm244(n, γ)

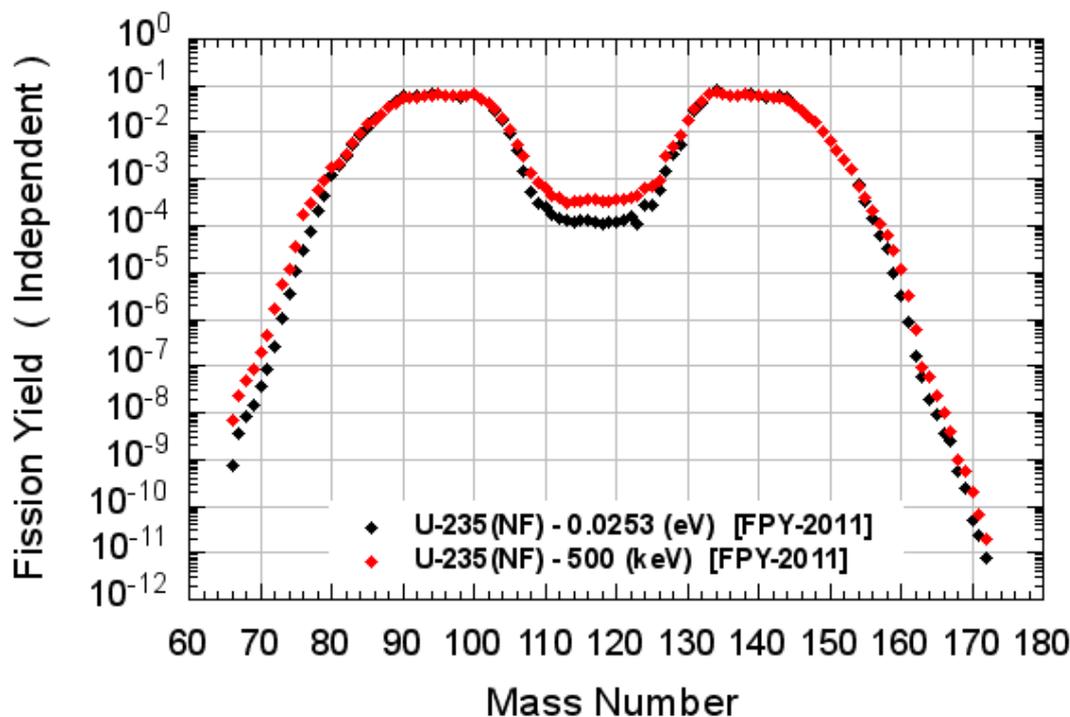


Fig. 2.1 U-235 核分裂時の中性子の入射エネルギーの違いによる核分裂収率の違い¹³⁾

2.3 断面積について

断面積には共鳴ピークの扱い方によって無限希釈断面積、実効断面積、完全遮蔽断面積に分類される。これらの分類は、エネルギー自己遮蔽効果の寄与の違いによるものである。エネルギー自己遮蔽効果としては、燃料温度上昇による負の反応度効果として有名なドップラー効果がある。ドップラー効果とは温度変化に対するエネルギー自己遮蔽効果の変化を示す用語である。エネルギー自己遮蔽効果について Fig. 2.2 に示した模式図と共に説明する。ドップラー効果では、対象核種の熱運動により、中性子の運動エネルギーが相対的に変化する。その影響によって共鳴ピークも相対的に幅が広がる。このこと自体は断面積の総量を増加させることには至らない。一方で、共鳴ピークが緩やかになった影響により、共鳴吸収による中性子束の歪みも小さくなる。この効果により吸収反応率自体は増加し、負の反応度が発生する^{*}。また、背景断面積はある断面積の共鳴ピークに注目した場合、その他の核種により与えられる影響の指標として定義されるものであるが、均質体系における定義は以下のようになる。

$$\sigma_{0,n} = \frac{1}{N_n} \sum_{m \neq n} N_m \sigma_{t,m} \quad (2-21)$$

均質体系における背景断面積は対象核種 1 核種当たりの他の核種の全断面積の合計値として定義される。また、非均質体系における背景断面積は対象とする燃料塊からの中性子の漏えいを考慮するための表面項と呼ばれるものが追加される。背景断面積とは、対象とする共鳴ピークからの中性子の脱出確率を決定するための主要なパラメーターと考えられる。背景断面積が大きい場合、つまり、対象核種以外の核種の影響が優勢の場合には、対象とする共鳴ピークの影響が相対的に小さく中性子束の歪み具合に余り影響を与えない。もし、背景断面積を無限大まで外挿出来れば、対象としている共鳴ピークの自己遮蔽効果は完全になくなる。このような断面積を無限希釈断面積と呼ぶ。これは、文字通り、他の核種による無限希釈を意味している。一方で、背景断面積が 0 の場合は自己遮蔽効果が最大となる。これを完全遮蔽断面積と呼ぶ。

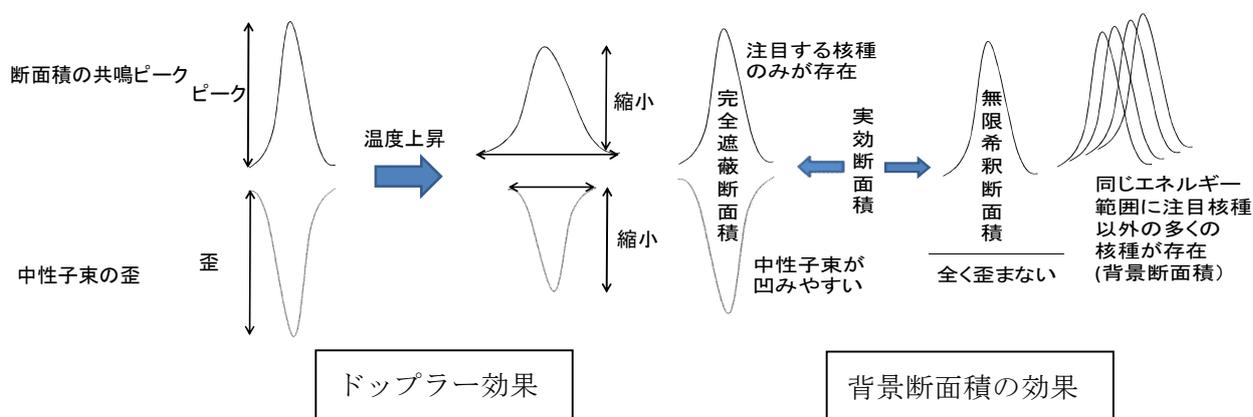


Fig. 2.2 エネルギー自己遮蔽効果の模式図

^{*}厳密に言えば、共鳴捕獲反応核種が多い場合である。共鳴をもつ核分裂性核種が多い場合は逆に正の反応度が発生する。

上記のように自己遮蔽効果は共鳴エネルギー領域における局所的な中性子束の歪みの効果であるが、中性子束ではなく断面積にその効果を加味させている。SRAC コードでは詳細群構造が 107 群であるが、このエネルギー群数をもっても中性子束の局所的な歪みは表現できない。SRAC コードでは、PEACO¹⁴⁾モジュールにより超詳細群減速計算を行うことで、局所的な中性子束の歪みを直接評価し、その結果を用いて詳細群構造の断面積にその結果を反映させている。その際のエネルギー群数は約 1 万 6 千群程度 (961.12eV から 130.07eV までレサジー幅 0.00025、130.07eV からサーマルカットオフエネルギーまでがレサジー幅 0.0005eV) となる。自己遮蔽効果はこのような膨大なエネルギー群数により初めて直接的な表現ができるため、100 群程度のエネルギー群構造で断面積を表現するためには、中性子束の歪みの効果である自己遮蔽効果は、そのエネルギー区間において平均化された断面積として考慮するしかない。

このようにエネルギー自己遮蔽効果を断面積に補正を掛ける形で表現されたものが実効断面積と呼ばれるが、一般的に実効断面積は無限希釈断面積を自己遮蔽因子で補正する形で表す。

$$\sigma_{\text{eff}} = \sigma_{\infty} f(\sigma_0, T) \quad (2-22)$$

自己遮蔽因子 f は、背景断面積 σ_0 及び温度 T の関数として与えられる^{*}。このような自己遮蔽因子をボンダレンコ型自己遮蔽因子と呼ぶ。

一般的な ORIGEN ライブラリ作成法においては、炉心設計コードを元に実効断面積を求め、それらの実効断面積を用いて ORIGEN ライブラリを作成する。その評価法に関しては、炉心設計手法に準拠し炉型によって異なる。例として、軽水炉炉心設計手法および高速炉炉心設計手法による実効断面積の評価法を Fig.2.3 に示した模式図を用いて説明する。

軽水炉設計手法においては、セル計算による燃焼解析を行い、燃焼度毎の組成及びマクロ断面積を算出する。さらに、炉心燃焼計算を行い、各領域毎の燃焼度を算出する。炉心燃焼計算では各燃焼領域の燃焼度に応じたセル計算の燃焼度点のマクロ断面積を割り当て臨界計算を行い、その発熱密度を燃焼ステップに応じ時間積分し燃焼度の増分を評価する。この評価法において求められる燃焼組成は炉心計算を行っているといえども、結局はセル計算による燃焼組成を引用しているに過ぎない。つまり、炉心計算におけるスペクトルの違いはセル燃焼計算には反映されない。これは、軽水炉では中性子の飛程が短く炉心の各領域が独立した無限体系で近似できるとしているためである。なお、BWR の軸方向に連続的に変化するボイド率等、急激かつ連続的に変化する断面積を全てセル計算で評価することは計算時間の観点からも現実的ではない。この対応としては、代表的な減速材密度のみをセル計算により評価しその間に関しては内挿して評価されるのが一般的である。また、同一燃焼度でも大きな比出力で短時間燃焼させたものと、小さな比出力で長時間燃焼させたものは組成が異なる。しかし、一般的な手法では、このような燃焼の違いは直接的には考慮せず、Xe-135 等、一部の反応度価値の大きな核種に対してのみ再評価を行う程度である。

^{*}高速炉解析では、さらに、共鳴干渉を考慮するための R 因子¹⁵⁾というものが導入されている。共鳴干渉を考慮する核種と対象核種の個数比で与えられる。しかし、現在は超詳細群計算が主流であるため、R 因子の必要性は少ない。

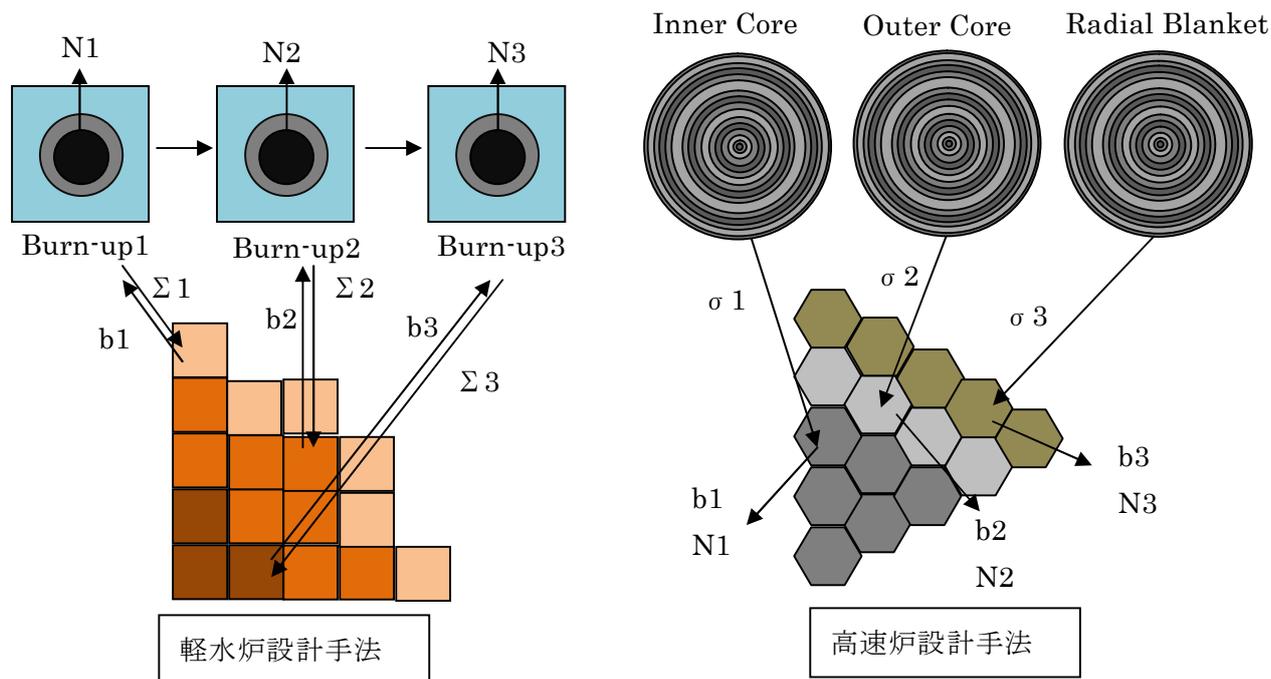


Fig. 2.3 軽水炉設計手法と高速炉設計手法の比較

一方で、高速炉解析手法では、セル計算ではマイクロ断面積のみを評価し燃焼計算も行わない。そのマイクロ断面積を炉心の各領域に割り当てられた個数密度によりマクロ断面積を合成し、臨界計算を行う。その中性子束と炉心の各領域に割り当てられた、マイクロ断面積と個数密度を用い炉心燃焼計算を行う。高速炉解析で炉心計算において組成を決定するための燃焼計算を行うのは、中性子飛程が長いことや、ブランケットの燃焼評価に炉心部からの漏えいスペクトルの影響を考慮できない無限体系の解析は不適切であることなどが考えられる。一方で、高速炉設計においてはマイクロ断面積の燃焼度依存性の考慮は必須ではない*。

このような、炉心設計手法を反映して、ORIGEN ライブラリの作成法に関しても、軽水炉手法ではセル燃焼計算による断面積の評価を行い、断面積の燃焼度依存性も考慮している。一方で、高速炉用 ORIGEN ライブラリの作成法では、炉心体系を構成し、炉心のスペクトルによる断面積の縮約を行うものの、断面積の燃焼度依存性は考慮していない。

高温ガス炉設計では、現状は、SRAC-COREBN による軽水炉設計手法を踏襲した設計法が用いられている。そのため、整合性を取る意味でも軽水炉と同様のセル燃焼計算による断面積の作成法がとられるべきである。

しかし、今後の高温ガス炉設計の高度化のためにも理想的な炉心設計手法を検討する。高温ガス炉設計では軽水炉よりも中性子の平均自由行程が長く減速能も小さいため、全寿命における中性子の飛程が長くなる。

*高速炉用 ORIGEN ライブラリ¹⁶⁾にも燃焼度依存断面積 VAXS が表向きは整備されているが、その中身は燃焼度分布に対し固定された一定の断面積が入力されており実質的に機能していない。

そのため、以下の点が問題となる。

- ・セル計算で評価される実効マイクロ断面積の妥当性
- ・セル燃焼計算により得られる燃焼組成の妥当性

前者に関しては、スーパーセルによる実効断面積の評価法が考えられる。これは、特に反射体領域が多く炉心に面している環状炉心において重要である。一方で、セル燃焼計算により得られる燃焼組成に関しては、濃縮度、燃焼度等の燃料組成の異なる燃料が隣接する際に、それぞれを無限体系として考慮することの妥当性が問題となる。このことを考えると、高速炉手法のようにマイクロ断面積を炉心計算に用いた炉心燃焼計算により燃焼組成を評価するのが妥当であると考えられる。さらに、マイクロ断面積の燃焼度依存性も重要であることから、セル燃焼計算で評価された燃焼度依存マイクロ断面積を炉心の燃焼度に対して内挿・合成し割り当てる設計システムの整備が必須となる。このようなシステムは SRAC-COREBN の拡張からは難しく新規の炉心設計システムの開発が必須となる。また、このマイクロ断面積ベースの炉心計算は核データ誤差伝播のための感度解析を行う上でも必須であり、今後開発を行っていく予定である。

加えて、SRAC コードそのものにも解決すべき問題がある。それは、SRAC-PIJ で扱える中性子エネルギーの上限が 10MeV であることである。Fig. 2.4 には高エネルギー領域における断面積を示している。いくつかの核種・反応では、ある一定以上のエネルギー領域において大きな反応を示す閾値反応を特徴とするものがあるが、(n,2n)、(n,3n)反応がその典型である。特に、(n,3n)反応などは 10MeV 以下の領域では、ほとんどその断面積を観測することが出来ない。軽水炉 ORIGEN ライブラリ作成コードである SWAT コードでは、この領域を SRAC で計算された 10MeV までのスペクトルに核分裂スペクトルをつなぎ合わせ 20MeV までの反応率の評価を可能としている。高速炉の ORIGEN ライブラリも同様の措置がなされているが、最近では高速炉用セル計算コード SLAROM¹⁷⁾のライブラリが 20MeV まで拡張され、直接 20MeV までの反応率を考慮できるようになっている。

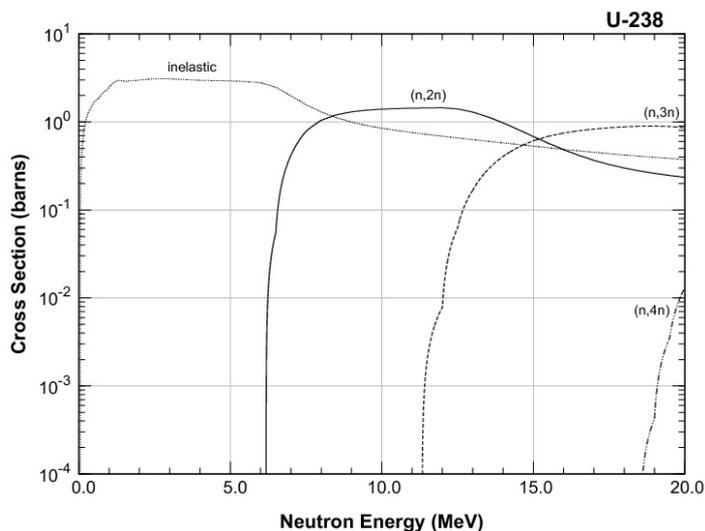


Fig. 2.4 U-238 の高エネルギー領域における断面積¹³⁾

また、炉心燃焼解析に用いられる簡易燃焼チェーンでは、主要な FP 核種以外を縮約したランプ化 FP を用いて代表させている。燃焼時の臨界性に対するランプ化 FP の寄与は大きいですが、現在の SRAC-LIBRARY ではその出典が明らかになっておらず、トレーサビリティの観点からも、燃焼チェーンの設計法と共にランプ化 FP 断面積の算出法は明確にされるべきである。

3. 高温ガス炉用 ORIGEN ライブラリに対する要求

高温ガス炉用 ORIGEN ライブラリに対する要求として、ここでは、核燃料サイクル諸量評価、原子炉設計の被ばく評価、燃料設計に必要なものとする。基本的な要求としては以下の様な項目が考えられる。

- ・ 炉心核設計を行った核設計コードと整合性が取れているもの
- ・ 手法誤差・使用したデータの誤差が予測できるもの
- ・ 対象とする現象の評価に必要なデータが信頼できること

一つ目は、手法の整合性に関するものである。例えば、新しい炉物理現象を考慮した高精度な手法が導入できる状況であっても、炉心設計に用いた手法とは変えるべきではない。これは、炉心核設計に用いた手法が技術的に不十分であるとの認識を生む可能性があるためである。具体的には、後ほど実効断面積の作成法に関する検討で述べる。炉心核設計で評価した情報でこれらの評価に不足していると思われるものとして線源評価に重要な FP 核種が挙げられる。炉心核設計では臨界性に重要な FP 核種については評価されているが、線源評価に重要な FP 核種は完全に網羅されていない。理想的には、炉心核設計で評価された核種のインベントリーを一切変えずに、不足している FP 核種のインベントリーを評価できるライブラリが求められる。

二つ目は、評価結果の精度に対する信頼性の問題である。手法誤差が発生しても、その誤差が明確に分かっているのであれば、それを考慮した安全側の評価が可能である。手法誤差としては、ORIGEN による燃焼解析の誤差が考えられるが、一般的に、ソルバーによる手法誤差は考えられていない。連立一階微分方程式の解法自体は信頼するのが前提となっている。また、考慮する核種については考える全てのものを考えているため、燃焼方程式の立て方も十分である。

結論として、ORIGEN による燃焼解析の誤差は、適切な使用がなされているとの前提においては、ORIGEN ライブラリにさえ誤差が含まれなければ一切発生しないものとみなせる。ORIGEN ライブラリ、つまり、断面積に含まれる誤差としては核データ誤差が考えられる。しかし、現状では核データ誤差を考慮した燃焼解析は一般的ではない。将来的には燃焼感度解析を導入し核データ誤差の燃焼組成に対する伝播も考慮していくべきである。これらの評価を設計に取り入れる場合には工学的安全係数という形で取り入れることになるが、現状では取り入れられていない¹⁸⁾。このことは、実質的に炉心設計等に関して核データ誤差を考慮しなくてもよいとされていることを意味している。

一方で、MVP コードの様なモンテカルロ法中性子輸送計算コードによる反応率は統計誤差を含む。瞬時の反応率に対する統計誤差が分かっていたとしても、現状では、燃焼解析による燃焼組成への統計誤差の伝播の評価手法が簡便に利用できる状況にはない(付録 B を参照)。また、モンテカルロ法中性子輸送コードの燃焼解析の誤差は定性的に燃焼に伴い蓄積していく性質がある。これらを考慮すると、モンテカルロ法中性子輸送コードの燃焼解析の結果が安全評価に用いられることは現状においては難しく、モンテカルロ法コードへの燃焼組成誤差評価法

の実装は課題である。

三つ目は、一例として核データの利用に関する問題があげられる。ORIGEN コードは 1000 核種程度と多くの核種を扱うため、全ての核種に対して信頼できるデータを割り当てることは難しい。一般的に ORIGEN ライブラリを作成する際には、ベースとなる既存の断面積の一部を用途に合わせて変更することが一般的である。日本原子力研究開発機構で公開している評価済み核データの JENDL-4.0 で収録されている核種は 406 核種であり、ORIGEN により扱われる核種の半分にも満たない。また、これらの核データの多くは臨界性を意識して整備されている。軽水炉用 ORIGEN ライブラリ作成コードの SWAT 自体は臨界性（燃焼度クレジット）を主眼において整備されている。一方で、ORIGEN コードは内部被ばく、外部被ばく、燃料設計等、多くの目的で使用される。これらの用途に必要な核種は必ずしも臨界性の観点から重要であるとは限らず、別途整備される必要がある。

4. 高温ガス炉用 ORIGEN ライブラリ

4.1 ライブラリ作成法の検討

本研究で ORIGEN ライブラリの作成法に関し以下の様な手法を検討する。

○SRAC コードベースの ORIGEN ライブラリ

- ・ ORLIBJ40 BWR 用ライブラリである BS340J40.LIB をベースライブラリとして採用
- ・ SRAC-PIJ コードの実効断面積((n, γ))、 (n, f) 反応、燃焼チェーン u4cm6fp104bp12T の核種)の利用
- ・ VAXS の利用

○MVP コードベースの ORIGEN ライブラリ

- ・ ORLIBJ40 BWR 用ライブラリである BS340J40.LIB をベースライブラリとして採用
- ・ MVP コードの実効断面積((n, γ))、 (n, f) 、 $(n, 2n)$ 反応、燃焼チェーン u4cm6fp104bp12T の核種)の利用
- ・ VAXS の利用

SRAC コードベースと MVP コードベースの2つのタイプのライブラリを作成する。3章で述べた核設計コードとの整合性という意味では SRAC コードベースの ORIGEN ライブラリが適しているが、高温ガス炉設計自体への軽水炉設計手法の適用性を考えた際には MVP コードベースの ORIGEN ライブラリの利用も選択肢に入れておくべきである。ただし、利用の際には3章で述べたように統計誤差の組成への伝播を評価できる枠組みが必要となる。

ライブラリの作成法に関しては、両ライブラリともに同様の手法を用いる。ベースライブラリとして ORLIBJ40 の断面積ライブラリを用いる。断面積自体は置換されるが、 (n, γ) 、 $(n, 2n)$ 反応に対する娘核種の分岐比（核異性体比）、核分裂収率等は最新の知見が反映される。

実効断面積として考慮する核種は燃焼チェーン u4cm6fp104bp12T に含まれるアクチノイド及び FP 核種の 118 核種とし、その他は無限希釈断面積とする。ORIGEN の燃焼解析に用いられる断面積ライブラリは、燃焼度依存断面積である VAXS 対象核種以外は固定の断面積ライブラリであり、燃焼期間全体を代表できる燃焼度点における断面積を用いるべきである。この代表点として本研究では Middle Of Cycle(MOC)(付録 E)を選択する。実効断面積に関しては 118 核種に対し、MOC により評価された断面積を用いる。無限希釈断面積は MOC 相当のスペクトルにより縮約するものとする。MVP コードベースの断面積は SAND-II コード²⁰⁾に用いられる 640 群のエネルギー群構造を採用しており、エネルギーの上限は 20MeV である。一方、SRAC コードベースのライブラリについては、SRAC の 107 群エネルギー群構造に 10-20MeV の 1 群を付け加えた 108 群構造 (DAMOCLES 108 群構造)を整備した。追加した 1 群については無限希釈断面積とし、中性子束の外挿は核データ処理コード NJOY により処理を行った際の中性子束（核分裂スペクトル）を用いて行った。また、本研究では用いないものの将来の拡張を考え高精度計算用エネルギー群構造 DAMOCLES 216 群構造も合わせて整備した（付録 F を参

照)。これらの u4cm6fp104bp12T に含まれる 118 核種以外は無限希釈断面積を用いている。

しかし、3章で述べたように ORIGEN ライブラリ収録核種は多い。ORLIBJ40 でも JENDL-4.0 だけでは不足であり、JEFF-3.1/A (JEFF の放射化物用核データ) により補完している。本研究においても同様の補完を行うものとした。採用する核データの優先順位と共に概要を示す。

- ・ JENDL-4.0 : 日本の評価済み核データ
- ・ JEFF-3.1.2 : ヨーロッパを中心とした NEA Data Bank に参加する諸国により作成された評価済み核データ
- ・ JENDL-A : JENDL の放射化物に特化した断面積データ
- ・ JEFF-3.1/A : JEFF の放射化物に特化した断面積データ
- ・ TENDL-2011 : NRG 及び CEA により開発された核模型計算コード Talys コードによる計算値である。モデルパラメータのチューニングが十分になされていないため各国の評価済み核データに比べ精度は劣るが、不安定核を含む膨大な原子核に対するデータであり、完備性を備えた核データである。

ORIGEN(ORLIBJ40 の BS340J40.LIB)ライブラリに含まれる核種 1432 核種の内これらのライブラリにより置換された核種は Table 4.1 に示す。

Table 4.1 ORIGEN ライブラリに対する置換核種の数

Library	Number of Nuclide
JENDL-4	381
JEFF-3.1.2	19
JENDL-A	9
JEFF-3.1/A	146
TENDL-2011	467
Base Library	410
Total	1432

表中の Base Library は今回採用した評価済み核データ群を用いても置換できなかった核種を示す。JEFF-3.1.2 には TENDL-2011 からデータを流用した核種が 91 核種存在し、現状において各国のライブラリは完備性を求めるようになってきていると同時に、TENDL の信頼性も高いものとなってきている。置換されなかった 410 核種に関しても今後は TENDL の拡張により補完されることが望ましい。

また、本研究においては、C-12 の断面積を JENDL-4.0 の天然組成の C の断面積で置換している。これは、JENDL-3.3 から JENDL-4.0 の改訂の際に C の捕獲断面積(MF=3, MT=102)の大幅な改訂がなされ、HTTR 体系の臨界性に対し 0.5% $\Delta k/k$ 程度の精度の向上がなされた経緯¹⁹⁾があり、黒鉛減速炉評価においては重要であると判断したためである。この置換を含めた、全核種の置換の結果を付録 G に示す。

なお、これらのデータに関しては、一般権限においてインターネットより入手が可能である。核データ処理に関しても NJOY²¹⁾コードよりは機能面で劣るものの、核データ処理コードである PREPRO コードが IAEA よりインターネット経由で入手可能である。

これらの核種に対し NJOY コードにより処理を行うが使用するモジュール名及び主な手順は以下のとおりである。

RECONR モジュール：核データから連続エネルギー(Pointwise)断面積を作成する。

BROADR モジュール：Pointwise 断面積に対しドップラー効果の補正 (Doppler broadening) を行う。

UNRESR モジュール：非分離共鳴断面積を計算する。

GROUPE モジュール：Groupwise 断面積の作成。

具体的な入力例を Fig. 4.1 に示す。

これらの処理によって作成された Groupwise 断面積は GENDF(Groupwise ENDF)形式で出力される。およそ、1000 核種に対する Groupwise 断面積の算出及び GENDF 形式データの読み込みと出力は既存の DAMOCLES コードシステムのルーチンを利用しシステムを作成し自動処理を行った。(今回整備した DAMOCLES コードシステムのアプリケーションを付録 H に紹介する。)

```

moder
  31  -21
reconr
  -21  -23
' 0.1% pendf for U-235  JENDL-4 ' /
  9228  0  0
    0.0010  0.0000 /
0 /
broadr
  -21  -23  -24
  9228  3  0  1  0.0000
    0.00100  1.00000E+06 /
    300.0000  600.0000  1200.0000
0 /
unresr
  -21  -24  -25
  9228  3  1  1
    300.0000  600.0000  1200.0000
  1.00000E+10
0 /
groupr
  -21  -25  0  -26
  9228  15  0  6  5  3  1  1
' U-235  JENDL-4 ' /
    300.0000  600.0000  1200.0000
  1.00000E+10
  3 /
  0 /
  3 /
  0 /
  3 /
  0 /
0 /
moder
  -26  27
stop

```

Fig. 4.1 NJOY コードの入力例

4.2 ライブラリ作成法の妥当性の確認

評価手法の妥当性を確認するため、関西電力高浜原子力発電所3号炉(PWR)による使用済燃料の照射後試験における分析結果²²⁾との比較を行った。比較する試料としてはSF97-4(U濃縮度4.1wt%,燃焼度47GWd/t)とした。比較対象は取出し組成とし、47GWd/t燃焼した後の冷却無しの組成である。ただし、Smに関しては3.96年冷却後の組成である。比較対象は本研究で整備したSRACベースのORIGENライブラリによる評価とし、同等の手法で整備されたORLIBJ40のPWR41J40.LIBとも比較した。なお、PWR体系を対象とした作成条件については文献16)に従うものとした。比較結果をTable 4.2からTable 4.3に示す。Table 4.2は照射後試験体系をORLIBJ40と本研究で作成したライブラリ(DAMOCLESと呼称)を用いて解析した値の比較を行っている。

一般的に検証作業はVerification and Validation(V&V)と呼ばれるが、この検証は手順の妥当性を確認するVerificationに該当する。基本的に本研究で提案したORIGENライブラリの作成法はORLIBJ40の作成法と同等であるため、その解析値が合致していれば、作成手順に間違いが無いことが確認できる。比較した結果、高次のアクチノイド核種に関しては、やや大きな差異が見られるものの、全ての核種に対し10%以下の差異によるよい一致が確認できる。本研究で提案したORIGENライブラリの作成方法は妥当であると言える。

次に、照射後試験による分析結果との比較をTable 4.3に示す。これは、解析結果が物理的に妥当であるかを確認するValidationに該当する。ORLIBJ40、DAMOCLESの他にSRACの結果が示されているが、SRACは本研究でライブラリを作成する際に、実効断面積とスペクトルを供給するために計算した結果を用いている。示された組成は47GWd/t燃焼した後の冷却無しの組成である。ただし、Smに関しては3.96年冷却後の組成である。

DAMOCLESとORLIBJ40の誤差はTable 4.2でも示されたように全核種に対し概ね一致している。Cmなどの高次の核種については誤差が蓄積していく傾向がある。実験値との比較では、U-235では12.8%と若干大きめの誤差が見られるが、Pu-239は-3.5%と良い一致を示している。文献3)では同様の評価がなされておりORLIBJ40において、Cm-246を除いた全ての核種に対し10%以内の一致を確認しているとしている。燃焼解析条件の設定などに違いが見られると推測されるが、本研究で作成されたORIGENライブラリも同等の精度を持つと思われる。

一方で、SRACの結果はアクチノイド核種については良い一致が見られるものの、FP核種については精度が良いとは言えない。これは、SRACの燃焼チェーン自体がアクチノイド核種以外のFP核種に対し臨界性に関わる核種を簡易的に扱っているためであると推測される。

これらのことから、作成されたORIGENライブラリの妥当性を確認するためには、アクチノイド核種の再現性をSRACやMVPなどの実効断面積供給のための計算コードとの比較を行えばよいと言える。

Table 4.2 照射後試験(SF97-4)を対象とした解析値(g/tIHM)の比較

Nuclide	ORLIBJ40	DAMOCLES	Difference (%)	Nuclide	ORLIBJ40	DAMOCLES	Difference (%)
U-234	2.1647E+02	2.1817E+02	0.78	Nd-143	1.0185E+03	1.0129E+03	-0.55
U-235	9.5169E+03	9.2265E+03	-3.05	Nd-144	1.3673E+03	1.3778E+03	0.76
U-236	5.2851E+03	5.2873E+03	0.04	Nd-145	8.7036E+02	8.7220E+02	0.21
U-238	9.2800E+05	9.2869E+05	0.07	Nd-146	9.2686E+02	9.2698E+02	0.01
Np-237	5.7937E+02	5.8396E+02	0.79	Nd-148	4.8261E+02	4.8187E+02	-0.15
Pu-238	2.5844E+02	2.5862E+02	0.07	Nd-150	2.3261E+02	2.3191E+02	-0.30
Pu-239	6.1102E+03	5.8249E+03	-4.67	Cs-137	1.5850E+03	1.5851E+03	0.01
Pu-240	2.5193E+03	2.5071E+03	-0.48	Cs-134	1.8533E+02	1.8365E+02	-0.91
Pu-241	1.6500E+03	1.5307E+03	-7.23	Eu-154	3.4601E+01	3.3344E+01	-3.63
Pu-242	6.8821E+02	6.9618E+02	1.16	Ce-144	3.7582E+02	3.7715E+02	0.35
Am-241	5.3469E+01	5.0132E+01	-6.24	Sb-125	9.3232E+00	9.2650E+00	-0.62
Am-242m	1.1111E+00	1.0280E+00	-7.47	Ru-106	1.8727E+02	1.8532E+02	-1.04
Am-243	1.4394E+02	1.3975E+02	-2.91	Sm-147	2.5022E+02	2.5180E+02	0.63
Cm-242	2.1876E+01	2.1198E+01	-3.10	Sm-148	1.9294E+02	1.9120E+02	-0.90
Cm-243	6.5899E-01	6.4670E-01	-1.86	Sm-149	3.9563E+00	3.8603E+00	-2.43
Cm-244	5.8574E+01	5.6031E+01	-4.34	Sm-150	4.1077E+02	4.1185E+02	0.26
Cm-245	3.9715E+00	3.6996E+00	-6.85	Sm-151	1.4272E+01	1.3849E+01	-2.96
Cm-246	3.5009E-01	3.3612E-01	-3.99	Sm-152	1.2602E+02	1.2723E+02	0.96
Cm-247	4.3527E-03	4.1300E-03	-5.12	Sm-154	4.6080E+01	4.5767E+01	-0.68

Table 4.3 照射後試験の分析結果(SF97-4)との比較

Nuclide	Composition (g/tHM)	Error of ORLIBJ40 (%)	Error of DAMOCLES (%)	Error of SRAC (%)
U-234	1.872E+02	15.6	16.5	-97.9
U-235	8.179E+03	16.4	12.8	- 3.7
U-236	5.528E+03	- 4.4	- 4.4	- 2.6
U-238	9.246E+05	0.4	0.4	- 0.2
Np-237	6.604E+02	-12.3	-11.6	- 8.4
Pu-238	3.199E+02	-19.2	-19.2	-10.4
Pu-239	6.037E+03	1.2	- 3.5	- 3.9
Pu-240	2.668E+03	- 5.6	- 6.0	- 1.6
Pu-241	1.770E+03	- 6.8	-13.5	- 8.5
Pu-242	8.246E+02	-16.5	-15.6	- 3.4
Am-241	5.311E+01	0.7	- 5.6	-10.6
Am-242m	1.233E+00	- 9.9	-16.6	-28.9
Am-243	1.924E+02	-25.2	-27.4	-13.7
Cm-242	2.044E+01	7.0	3.7	5.6
Cm-243	8.721E-01	-24.4	-25.8	118.2
Cm-244	8.810E+01	-33.5	-36.4	119.4
Cm-245	6.042E+00	-34.3	-38.8	107.0
Cm-246	7.440E-01	-52.9	-54.8	94.9
Cm-247	1.098E-02	-60.4	-62.4	-
Nd-143	1.048E+03	- 2.8	- 3.4	58.7
Nd-144	1.567E+03	-12.7	-12.1	52.9
Nd-145	9.118E+02	- 4.5	- 4.3	60.2
Nd-146	1.008E+03	- 8.0	- 8.0	61.2
Nd-148	5.204E+02	- 7.3	- 7.4	60.0
Nd-150	2.516E+02	- 7.5	- 7.8	59.4
Cs-137	1.749E+03	- 9.4	- 9.4	68.8
Cs-134	2.139E+02	-13.4	-14.1	70.8
Eu-154	3.739E+01	- 7.5	-10.8	54.2
Ce-144	3.756E+02	0.1	0.4	88.2
Sb-125	6.090E+00	53.1	52.1	206.1
Ru-106	1.936E+02	- 3.3	- 4.3	154.8
Sm-147	2.468E+02	1.4	2.0	62.6
Sm-148	2.338E+02	-17.5	-18.2	43.3
Sm-149	3.943E+00	0.3	- 2.1	53.8
Sm-150	4.074E+02	0.8	1.1	59.4
Sm-151	1.491E+01	- 4.3	- 7.1	40.8
Sm-152	1.298E+02	- 2.9	- 2.0	60.0
Sm-154	5.252E+01	-12.3	-12.9	-

4.3 ライブラリの作成

現在、日本原子力研究開発機構では実証炉または商用炉の初号基として、熱出力 50MWt の小型高温ガス炉システムである HTR50S²⁾の設計が行われており、設計評価に ORIGEN による解析が期待されている。HTR50S は 2030 年代の開発途上国等への導入を目指したブロック型高温ガス炉で、炉心設計は前期炉心と後期炉心で異なる。HTR50S 前期炉心の設計は、建設コストの抑制と比較的近い将来の導入を可能とするために、実証試験を必要とする新たな技術はできるだけ用いず、実証された HTTR の設計技術を改良して行う。一方、HTR50S 後期炉心の設計は、前期炉心をベースにしつつも、炉心の高燃焼度化のために、高燃焼度燃料及び軸方向の燃料シャッフリングを用いる。ここでは、HTR50S に対し 1 バッチ炉心である前期炉心と、2 バッチ炉心である後期炉心の両炉心を扱うものとする。

HTR50S の主な仕様及び炉心の概略図を、Table 4.4 及び Fig. 4.2 にそれぞれ示す。炉心は 3 種類の六角柱ブロック（燃料ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック）を積み上げて構成され、それらは固定反射体で囲まれている。燃料領域は、30 の燃料カラム（燃料ブロックを 6 段積み上げたもの）、すなわち 180 体の燃料ブロックで構成される。六角柱ブロックは高純度の黒鉛（IG-110）製で、面間距離 36 cm 及び高さ 58 cm は、3 種類のブロックで同じである。HTR50S の炉心の構造は、径方向については、HTTR の照射ブロック及び R3 制御棒案内ブロックを可動反射体ブロックにした以外、HTTR と同じである。軸方向については、HTTR の燃料領域が 5 段で構成されるのに対し、HTR50S は 6 段で構成され 1 段多い。これは、熱出力が HTTR の約 1.7 倍大きい HTR50S の平均出力密度を、燃料の除熱の観点から HTTR の 1.4 倍程度（3.5 MW/m³程度）に抑える必要があること、及び軸方向の燃料シャッフリングを実施する場合、段数を偶数にする必要があるためである。

Table 4.4 HTR50S と HTTR の主な仕様の比較

	HTR50S		HTTR
	前期炉心	後期炉心	
出力	50 MWt	50 MWt	30 MWt
出力密度	3.5 MW/m ³	3.5 MW/m ³	2.5 MW/m ³
燃料体	180 (30カラム×6段)	180 (30カラム×6段)	150 (30カラム×5段)
濃縮度の種類数	6以下	6以下	12
燃料	HTTR燃料	高燃焼度燃料	HTTR燃料
燃焼期間	2年	4年	660日
平均燃焼度	33 GWd/t	86 GWd/t	22 GWd/t
燃料シャッフリング	なし	あり(2バッチ)	なし

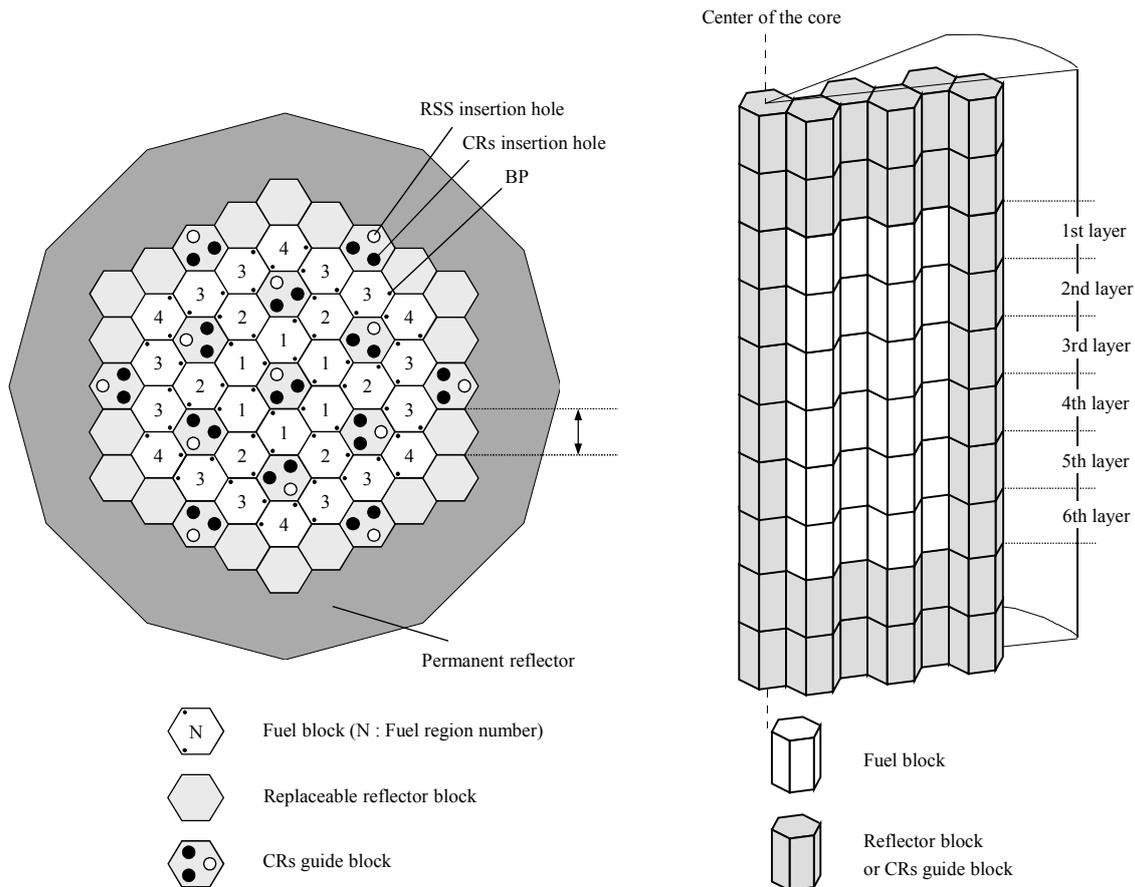


Fig.4.2 HTR50S の炉心概略図

ORIGEN ライブラリ作成には、SRAC コード、MVP コードを用いるための HTR50S 前期炉心、および HTR50S 後期炉心を対象としたピンセルモデルを作成した。HTR50S 前期炉心の燃料仕様は HTTR と同じであるが、HTR50S 後期炉心は高燃焼度を可能とするように被覆燃料粒子仕様等が HTTR とは異なる (Table 4.5 及び Table 4.6)。両ピンセルモデルとも燃料棒を構成する燃料コンパクトおよび黒鉛スリーブの実寸法を用いて作成し、セル形状は六角セルとした (Fig. 4.3)。六角セルの面間距離は減速材燃料体積比が燃料ブロックの値と同じになるように 6.3 cm に設定した。HTR50S 前期炉心のピンセルモデルの燃料濃縮度は平均濃縮度 6.1 wt%、HTR50S 後期炉心は平衡期の新燃料の平均濃縮度 10.6 wt%とし、被覆燃料粒子に起因する二重非均質効果は SRAC/PIJ の計算オプションを用いて考慮した。同様に、MVP の単ピンセルモデルも作成し、二重非均質効果の考慮には確率的幾何形状モデルを使用している。

燃焼度については、最高燃焼度に対応できるように、HTR50S 前期炉心は 50GWd/t、HTR50S 後期炉心は 100GWd/t まで燃焼させるものとする。

Table 4.5 HTR50S 及び HTTR の燃料要素仕様

	HTR50S		HTTR
	前期炉心	後期炉心	
燃料コンパクト構造	中空円柱	中空円柱	中空円柱
粒子充填率	30 vol%	33 vol%	30 vol%
燃料コンパクト外径	26 mm	28 mm	26 mm
燃料コンパクト内径	10 mm	10 mm	10 mm
燃料コンパクト高さ	39 mm/個	39 mm/個	39 mm/個
黒鉛スリーブ構造	円筒	円筒	円筒
黒鉛スリーブ外径	34 mm	34 mm	34 mm
黒鉛スリーブ厚さ	4 mm	3 mm	4 mm
黒鉛スリーブ高さ	580 mm	580 mm	580 mm

Table 4.6 HTR50S 及び HTTR の被覆燃料粒子仕様

	HTR50S		HTTR
	前期炉心	後期炉心	
カーネル直径	600 μm	500 μm	600 μm
第1層(PyC buffer)厚さ	60 μm	95 μm	60 μm
第2層(Inner PyC)厚さ	30 μm	40 μm	30 μm
第3層(SiC)厚さ	25 μm	35 μm	25 μm
第4層(Outer PyC)厚さ	45 μm	40 μm	45 μm
被覆燃料粒子直径	920 μm	920 μm	920 μm

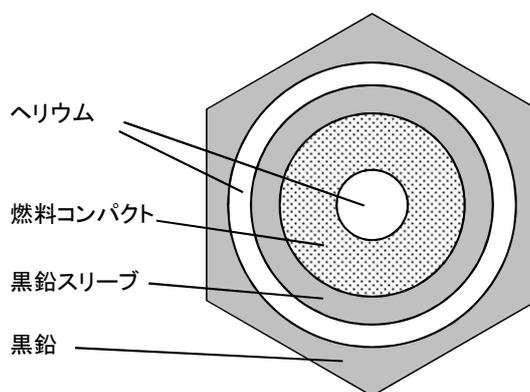


Fig. 4.3 ピンセルモデル

今回は比較検証を目的として ORIGEN ライブラリは SRAC ベースのものと MVP ベースのもの2種類を作成したが、最終的に採用する ORIGEN ライブラリとしては、統計誤差を含まない SRAC ベースのライブラリとし、その仕様を Table 4.7 に示す。

Table 4.7 高温ガス炉ライブラリー一覧

Library	Fuel Specification	NLB			
		AP	Actinide	FP	NLB(12)
HTR50S_FORMER.LIB	HTGR U=6.1wt% UO ₂ < 50GWd/t	800	801	802	127
HTR50S_LATTER.LIB	HTGR U=10.6wt% UO ₂ < 100GWd/t	803	804	805	128

ライブラリの検証は 4.1 章で述べたように、断面積供給に用いたコードのアクチノイド核種組成との比較により行った。なお、検証は参考のために、MVP と MVP ベースの ORIGEN ライブラリも比較対象とした。

燃焼組成は HTR50S 前期炉心では 50GWd/t、HTR50S 後期炉心では 100GWd/t とした。ここで、MVP との比較を加えているのは、高温ガス炉のセル燃焼では二重非均質問題の取り扱いが重要であり、SRAC ベースのライブラリにおいてマイクロ断面積の間違った引用がなされるのではないかという懸念を払拭するためである。なお、SRAC の実効マイクロ断面積の扱いは付録 D に示した通りである。

比較結果を Table 4.8 及び Table 4.9 に示す。HTR50S 前期における解析結果では燃焼度が 50GWd/t 程度であり、軽水炉と同等であり、燃焼組成には大きな差異は発生しない。しかし、MVP と SRAC との比較では、若干、SRAC と SRAC ベースの ORIGEN ライブラリによる解析の結果の差が大きい傾向にある。一方で、HTR50S 後期炉心における燃焼組成の比較では、燃焼度が 100GWd/t と軽水炉の 2~3 倍程度と大きいため、差異が蓄積しやすい。SRAC ベースの ORIGEN ライブラリでは U-235 で 7.1%、Pu-239 で 15.3% と大きな差異がみられる。しかし、これらの差異の多くは MVP の燃焼組成へ近づく形で発生しているため、本提案による SRAC により評価された断面積の変更による真値への近接と考えられる。

ここで、SRAC ベースの ORIGEN ライブラリでは、MVP との ORIGEN ライブラリの作成方法が 10MeV 以上の領域で異なることに注目する。MVP ベースの ORIGEN ライブラリでは、MVP の解析が元々 20MeV まで対応しており、その実効断面積を用いて ORIGEN ライブラリを作成する。一方で、SRAC ベースの ORIGEN ライブラリでは、SRAC 自体は 10MeV までしか対応していないが、本研究の取り扱いによって、10-20MeV の領域までの対応が拡張されている。この対応によって、(n,2n),(n,3n)反応、fertile 核種の閾値核分裂反応などが増強されている。その結果として、SRAC ベースの ORIGEN ライブラリでは SRAC の燃焼組成から差異が発生していると考えられる。差異が発生する方向としては、元々 20MeV まで考慮できる MVP による評価値に向かっていると考えられる。SRAC ベースの ORIGEN ライブラリの解析結果の SRAC との差異は、モデル改良による解析精度の向上によるものと判断出来る。これらの比較によって、本研究で作成された ORIGEN ライブラリの妥当性が確認された。

Table 4.8 HTR50S 前期炉心における燃焼組成の比較

	SRAC	ORIGEN	Difference (%)		MVP	ORIGEN	Difference (%)
U234	6.5005E-01	7.0886E-01	9.0	U234	1.3220E+00	1.3519E+00	2.3
U235	2.0224E+04	2.0152E+04	-0.4	U235	2.0537E+04	2.0517E+04	-0.1
U236	7.3729E+03	7.3872E+03	0.2	U236	6.8620E+03	6.8707E+03	0.1
U237	1.6703E+00	1.6236E+00	-2.8	U237	8.8953E+00	8.6104E+00	-3.2
U238	9.0802E+05	9.0786E+05	0.0	U238	9.0803E+05	9.0775E+05	0.0
NP237	8.9617E+01	9.1815E+01	2.5	NP237	4.5484E+02	4.5861E+02	0.8
NP239	9.8860E+01	9.4508E+01	-4.4	NP239	9.9557E+01	9.5351E+01	-4.2
PU238	5.2643E+01	5.3789E+01	2.2	PU238	1.6123E+02	1.6308E+02	1.1
PU239	6.4013E+03	6.3749E+03	-0.4	PU239	6.0778E+03	6.0856E+03	0.1
PU240	2.9543E+03	2.9581E+03	0.1	PU240	3.0255E+03	3.0400E+03	0.5
PU241	2.3036E+03	2.3285E+03	1.1	PU241	2.2214E+03	2.2599E+03	1.7
PU242	1.0218E+03	1.0315E+03	1.0	PU242	9.6049E+02	9.7150E+02	1.1
AM241	7.1486E+01	7.2859E+01	1.9	AM241	6.6076E+01	6.7925E+01	2.8
AM242	1.9191E-01	1.8587E-01	-3.1	AM242	1.9192E-01	1.8729E-01	-2.4
AM242M	1.5532E+00	1.6601E+00	6.9	AM242M	1.5785E+00	1.6469E+00	4.3
AM243	2.2165E+01	2.2482E+01	1.4	AM243	1.2107E+02	1.2287E+02	1.5
CM242	2.6681E+01	2.6534E+01	-0.5	CM242	2.6945E+01	2.6925E+01	-0.1
CM243	2.2179E-01	2.2380E-01	0.9	CM243	5.0577E-01	5.0896E-01	0.6
CM244	4.4082E+00	4.4915E+00	1.9	CM244	2.7755E+01	2.8253E+01	1.8
CM245	2.9837E-02	3.0892E-02	3.5	CM245	1.1214E+00	1.1448E+00	2.1
CM246	1.4761E-03	1.5074E-03	2.1	CM246	5.8390E-02	6.0438E-02	3.5

Table 4.9 HTR50S 後期炉心における燃焼組成の比較

	SRAC	ORIGEN	Difference (%)		MVP	ORIGEN	Difference (%)
U234	2.1193E+00	2.2576E+00	6.5	U234	6.4132E+00	6.6109E+00	3.1
U235	1.5206E+04	1.6283E+04	7.1	U235	2.3216E+04	2.3646E+04	1.9
U236	1.6025E+04	1.5866E+04	-1.0	U236	1.3724E+04	1.3658E+04	-0.5
U237	4.3980E+00	3.3466E+00	-23.9	U237	1.8942E+01	1.7467E+01	-7.8
U238	8.5491E+05	8.5495E+05	0.0	U238	8.4164E+05	8.4134E+05	0.0
NP237	2.2595E+02	2.2630E+02	0.2	NP237	1.2338E+03	1.2568E+03	1.9
NP239	1.0528E+02	8.5282E+01	-19.0	NP239	1.2206E+02	1.0903E+02	-10.7
PU238	1.7402E+02	1.7345E+02	-0.3	PU238	6.4356E+02	6.4591E+02	0.4
PU239	3.5504E+03	4.0938E+03	15.3	PU239	6.7850E+03	7.1111E+03	4.8
PU240	2.4535E+03	2.3363E+03	-4.8	PU240	3.8004E+03	3.6627E+03	-3.6
PU241	1.8225E+03	2.0296E+03	11.4	PU241	3.1525E+03	3.3058E+03	4.9
PU242	2.3598E+03	2.2782E+03	-3.5	PU242	2.2340E+03	2.2152E+03	-0.8
AM241	4.9071E+01	6.2208E+01	26.8	AM241	1.0751E+02	1.1876E+02	10.5
AM242	2.4501E-01	2.1843E-01	-10.8	AM242	3.5331E-01	3.3003E-01	-6.6
AM242M	1.0926E+00	1.6855E+00	54.3	AM242M	2.7419E+00	3.5440E+00	29.3
AM243	7.5254E+01	7.0763E+01	-6.0	AM243	4.0670E+02	4.1330E+02	1.6
CM242	4.4114E+01	4.0393E+01	-8.4	CM242	5.9622E+01	5.7333E+01	-3.8
CM243	6.7659E-01	6.4269E-01	-5.0	CM243	1.6558E+00	1.6641E+00	0.5
CM244	2.5386E+01	2.4791E+01	-2.3	CM244	1.4684E+02	1.4945E+02	1.8
CM245	2.0128E-01	2.1087E-01	4.8	CM245	8.1112E+00	8.6858E+00	7.1
CM246	2.3867E-02	1.9185E-02	-19.6	CM246	6.9455E-01	6.5089E-01	-6.3

5. 高温ガス炉解析に重要な核種について

高温ガス炉解析に関し、核燃料サイクル諸量評価、原子炉設計に必要な被ばく評価、燃料材料設計の観点からの重要な核種について本研究で採用した核データライブラリ（付録 G を参照）の適用状況を確認する。

5.1 核燃料サイクル諸量評価に重要な核種

核燃料サイクル諸量評価は、多様な核燃料サイクル概念を導入した際の導入効果を評価するために行われるものであり、主な導入効果としては、経済性、持続性(資源論)、環境負荷（廃棄物発生量）等である。直接的に燃焼解析と関係する項目としては、持続性と環境負荷があげられる。

持続性の評価に関しては、一般的な炉心設計コードで扱われるような重核のみに対応していればよい。Table 5.1 に SRAC の燃焼チェーン(u4cm6fp104bp16T)に用いられるアクチノイド核種 21 核種を示す。これらの核種については、SRAC コード(MVP も同様)により直接的に求められる。そのため、信頼性の高い JENDL-4.0 のデータを用いる上で、実効断面積を用いたライブラリが整備される。持続性の評価には十分に対応しているものと言える。

Table 5.1 炉心設計に用いられるアクチノイド核種

Nuclides				
U-234	U-235	U-236	U-237	U-238
Np-237	Np-239	Pu-238	Pu-239	Pu-240
Pu-241	Pu-242	Am-241	Am-242	Am-242m
Am-243	Cm-242	Cm-243	Cm-244	Cm-245
Cm-246				

環境負荷に関しては、ここでは、地層処分時等の長期間にわたる毒性を対象にする。この観点に対する指標には大きく分けて潜在的な有害度及び、公衆被ばくがあげられる。潜在的な有害度に関しては文献 23)に毒性に寄与する主要な核種がまとめられている。アクチノイド核種に関しては、Table 5.2 に示す。なお、これらの核種に関しては全て JENDL-4.0 で網羅されている。Table 5.1 に示した炉心設計コードで扱われている核種と比較すると、Cm-247,Cm-248 等の高次の核種が炉心計算コードでは不足していることが分かる。これは、炉心設計に必要な臨界性の観点からは不要であるものの、潜在的な毒性の評価には重要な核種であることを示している。これらの核種に対しては、本研究で作成したシステムでは無限希釈断面積として扱われるが、これらの核種の存在量自体が微量であることから、実際に無限希釈断面積に近い実効断面積をもつと考えられ、本システムの取り扱いは妥当であると思われる。

一方で、U-234 より低次の核種に関しては、主要な生成パスは中性子との核反応ではなく崩壊によるものであり、断面積は重要ではないが、JENDL-4.0 の無限希釈断面積を用いた評価がなされている。

Table 5.2 潜在的な有害度に重要なアクチノイド核種

Nuclides				
Th-229	Th-230	Th-232	Pa-231	U-233
U-234	U-235	U-236	U-238	Np-237
Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Pu-244	Am-241	Am-242m	Am-243	Cm-243
Cm-244	Cm-245	Cm-246	Cm-247	Cm-248

次に、FP核種についてTable 5.3に示す。SRAC Libraryと記されているものは、SRACの燃焼チェーン(u4cm6fp104bp16T)で考慮されている核種を示す。燃焼チェーンで考慮されている核種は臨界性の他に発熱の主要な核種も考慮されている。SRAC燃焼チェーンで網羅できなかった幾つかの核種についても、信頼できる核データライブラリによって置換されている。

Table 5.3 潜在的な有害度に重要なFP核種

Nuclides	Libraries	Nuclides	Libraries	Nuclides	Libraries
Se-79	JENDL-4	Ag-110m	JENDL-4	Pm-146	JEFF-3.1/A
Rb-87	JENDL-4	Cd-113m	TENDL-2011	Sm-146	JEFF-3.1/A
Sr-90	SRAC Library	Sb-125	SRAC Library	Pm-147	SRAC Library
Zr-93	SRAC Library	Sn-126	SRAC Library	Sm-147	SRAC Library
Nb-94	JENDL-4	Te-127m	SRAC Library	Sm-151	SRAC Library
Tc-98	JEFF-3.1/A	I-129	SRAC Library	Eu-152	SRAC Library
Tc-99	SRAC Library	Cs-134	SRAC Library	Eu-154	SRAC Library
Rh-102	JEFF-3.1/A	Cs-135	SRAC Library	Eu-155	SRAC Library
Ru-106	SRAC Library	Cs-137	SRAC Library	Ho-166m	TENDL-2011
Pd-107	SRAC Library	Ce-144	SRAC Library		

放射化物に関しても文献 23)にまとめられているが、文献 23)では軽水炉使用済燃料を想定しているため、被覆管材料由来の放射化物が多く、高温ガス炉における適用が難しい。一方で、文献 24)には高温ガス炉に多く用いられている黒鉛材料の放射化物に関してまとめられている。黒鉛材料の放射化物としては、軽水炉と同様C-14であり、N-14の(n,p)反応が大きく寄与する。ただし、窒素含有量の測定、混入量の低減等は今後の課題である。また、黒鉛材料においては、C-13(存在比で1.11%程度)からの高次化も無視できない。

N-14の断面積については、JENDL-4.0の核データが適用されており、炭素に関しては、C-13にJENDL-A,C-14にJEFF-3.1/Aの核データが適用されている。

公衆被ばくに関しては、高レベル廃棄物(ガラス固化体)に関してはアクチノイド核種で4N+1系列のTh-229,Np-237,Am-241等、FP核種でCs-135、TRU廃棄物でI-129,C-14が主要な核種であり、重複するため割愛する。

5.2 原子炉設計の被ばく評価に重要な核種

原子炉プラント設計の上では、適切な遮へい設計が要求される。高温ガス炉では、主に被覆層が破損した被覆燃料粒子から FP が放出され、1次冷却材とともに1次冷却系に移行する。一方、高温ガス炉には1次冷却材にヘリウムガスが用いられており、冷却材自身の放射化、腐食生成物の発生がほとんどない。そのため、一次冷却材中に含まれる気体状 FP からの γ 線が遮へい設計上考慮すべき主要な線源となる。

原子力研究開発機構で運転中の HTTR の遮へい設計における線源は、

- ① FP により生じる γ 線及び中性子（これによる機器の放射化を含む）
- ② 燃料体から放出された FP からの γ 線

の2つに大別される。

前者は、原子炉廻りの遮へいに対して影響し、後者は1次冷却材とともに系統内を移行するため、多くの場所の遮へいに対して影響を与える。FP 評価対象としては、ガス状核種の希ガス、よう素、比較的揮発性の高い金属 FP の評価が必要となる。HTTR の遮へい設計においては、約 190 核種について評価されており、1次系内機器に沈着する金属 FP としては Cs-137、I-131、Ag-110m、Sb-125 等が遮へい上重要とされている²⁵⁾。

通常運転時の一般公衆に対する線量評価において、環境に放出される放射性物質に起因する線量評価が必要となる。評価対象とする核種は、原子炉ごとの特性を考慮して選定される。HTTR の一般公衆被ばく評価においては、気体廃棄物の発生源としては、希ガス (Kr-83m、Kr-85m、Kr-85、Kr-87、Kr-88、Kr-89、Kr-90、Xe-131m、Xe-133m、Xe-133、Xe-135m、Xe-135、Xe-137、Xe-138、Xe-139)、よう素 (I-131、I-132、I-133、I-134、I-135) およびトリチウムが対象とされている。

原子炉の安全設計評価としての「事故」、立地評価としての「重大事故」及び「仮想事故」について線量評価する場合の評価対象核種は、原子炉ごとの特性や事故時プラント挙動を考慮して選定する必要がある。

HTTR の事故時における線量評価において、大気中へ放出される FP の対象核種は、通常運転時の気体廃棄物での発生源で評価のものと同様である。また、事故後に原子炉格納容器内を浮遊する FP による線量評価の核種の選定にあたっては、放出された FP のうち、十分高いエネルギーをもつものに注目することとされている。この原子炉格納容器内を浮遊する FP による線量評価の結果、核種ごとの影響の大きさは、評価条件とする線量積算期間にもよるが、保守的に無限期間とした場合では長半減期核種の寄与が大きくなり、Cs-137 が大きな割合を占めている²⁶⁾。

上述のとおり、遮へい設計や安全評価の線量評価の対象とされるプラント内 FP 線源を、目的ごとに適切な計算手法で評価する必要がある。これらの基本となる原子炉運転中の炉心における生成量を精度よく評価し、比較検証を可能とすることは、高温ガス炉設計における被ばく

評価の精度向上において有益である。

これらの核種に対し、本ライブラリでの更新する対象核種を比較した。はじめに、炉心廻りの被ばく評価に重要な一次系に沈着する金属 FP 核種について Table 5.4 に示す。全ての核種について信頼できる値を用いられていることを確認した。

Table 5.4 一次系に沈着する金属 FP 核種

Nuclides	Libraries
Cs-137	SRAC Library
I-131	SRAC Library
Ag-110m	JENDL-4
Sb-125	SRAC Library

次に、通常運転時の公衆被ばく評価に重要な核種を Table 5.5 に示す。被ばくに関する核種については、TENDL ライブラリで置き換えられているものが多い。3章で述べたように、核データ自身が臨界性の評価を主な目的として整備されてきた経緯があり、被ばく考慮のための核種については十分とは言えないのが現状である。HTTR の被ばく評価では、旧原子力安全委員会の「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」に示された累積核分裂収率により評価された値を用いるため、これらの核種の断面積を直接用いることは無いが、将来的には Best Estimate な評価がなされることも想定され、適切な値が整備されることが望ましい。

Table 5.5 通常運転時の公衆被ばく評価に重要な核種

Nuclides	Libraries	Nuclides	Libraries	Nuclides	Libraries
Kr-83m	TENDL-2011	Xe-131m	TENDL-2011	Xe-139	TENDL-2011
Kr-85m	TENDL-2011	Xe-133m	TENDL-2011	I-131	SRAC Library
Kr-85	JENDL-4	Xe-133	SRAC Library	I-132	TENDL-2011
Kr-87	TENDL-2011	Xe-135m	TENDL-2011	I-133	JEFF-3.1/A
Kr-88	TENDL-2011	Xe-135	SRAC Library	I-134	TENDL-2011
Kr-89	TENDL-2011	Xe-137	TENDL-2011	I-135	SRAC Library
Kr-90	TENDL-2011	Xe-138	TENDL-2011	H-3	JEFF-3.1.2

なお、事故時に重要な核種は Table 5.4 に示した一次系に沈着する金属核種の Cs-137 であり、重複するため割愛する。

5.3 燃料材料設計に重要な核種

燃料材料設計に重要な核種としては、燃料性能として求められる FP の閉じ込め機能を評価する上で重要な核種や、燃料健全性そのものに関連する核種が考えられる。特に金属 FP 核種は、被覆燃料粒子の FP 閉じ込め機能を評価する上で、5.2 節で述べた炉心廻りの被ばく評価に重要な気体状 FP 核種とも深く関連する。高温ガス炉燃料においては、TRISO 燃料の SiC 被覆層内の拡散透過による放出を考慮すべき核種である Ag-110m が特徴的であり、被ばくに対する寄与も大きい。Ag-110m 以外の重要核種としては、前述した Cs-137 の他、Eu-154、Cs-134、Ce-144 などが挙げられる。これらの核種の被覆燃料粒子からの放出挙動については、国内外において研究が進められてきている²⁷⁾²⁸⁾。特に、ZrC 被覆燃料に関しては、米国オークリッジ国立研究所における HRB-15B 照射試験において、温度 1500°C、時間 10,000h での炉外加熱試験による金属放出想定が行われており²⁹⁾、Table 5.6 に引用する。このうち、ZrC をバッファ層に加えたもの(Particle batch No. 6152-02-010)や燃料核をコーティングしたもの(同 6153-03-010)については、これらの核種の放出が抑えられていることが分かる。このような燃料は「Star 燃料」と呼ばれ、遊離酸素を捕獲しバッファ層への移行を防ぎ、被覆燃料の主な破損モードである、内圧破損や燃料核移動による破損を防ぐ効果が報告されている²⁹⁾。

Table 5.6 HRB-15B 照射後燃料の炉外加熱試験による FP 核種の放出率²⁹⁾

TRISO particle type	Particle batch number	Irradiation conditions in HRB-15 at 900°C			Postirradiation fission-product release			
		Tray no.	Neutron fluence (10 ²⁵ n/m ² , E>29 fJ)	Burnup (%FIMA)	Eu-154	Ag-110m	Cs-134	Ce-144
UC ₂	6151-21-010	172	3.6	21.8	49%	70%	10%	44%
					46%	82%	12%	45%
UO ₂	6152-01-010	174	3.5	21.5	14%	80%	20%	0%
					16%	100%	23%	0%
80% UO ₂ - 20% UC ₂	6157-09-010	22	4.5	21.7	38%	4%	0%	2%
					37%	3%	0%	1%
UO ₂ with ZrC in buffer	6152-02-010	136	5.5	25.4	11%	26%	0%	0.05%
UO ₂ with ZrC overcoat	6152-03-010	176	3.4	21.2	9%	27%	0%	0%
					0%	0%	0%	0%

これらの核種に対する本ライブラリの適用範囲について Table 5.7 に示すとおり、全ての核種に対し、信頼できるデータが整備されていることを確認した。

Table 5.7 被覆粒子燃料からの放出率の顕著な FP 核種

Nuclides	Libraries
Eu-154	JENDL-4
Ag-110m	JENDL-4
Cs-134	JENDL-4
Ce-144	JENDL-4

一方で、燃料健全性に直接的に影響する核種のひとつとして、SiC 層を腐食する Pd があ

る³⁰⁾。ORIGENで取り扱うPd同位体をTable 5.8に示す。熱中性子によるU-235からのPdの核分裂収率には、本研究でベースライブラリとして使用したORLIBJ40のBWRウラン炉心のもの(BS340J40.LIB)が参照されている。このうち、SRACの燃焼チェーンに考慮されるPd同位体はPd-104からPd-108であるが、これらの核分裂収率は極めて小さい。一方で、10⁻³%オーダー以上の有意な核分裂収率で生成するPd-113からPd-118に対しては、TENDLのみが対応している状況である。これら以外のPd同位体については、有意な断面積を持たないものも多く、臨界性の観点からは考慮不要との判断によりライブラリに整備されなかったものと推察される。しかしながら、高温ガス炉の被ばく評価ならびに燃料設計の高精度化に向けては、これらの核種に対しても信頼できるライブラリが整備されるべきである。

Table 5.8 ORIGENで扱われるPd同位体*

Nuclides	Libraries	Yield(%)	Nuclides	Libraries	Yield(%)
Pd-102	JENDL-4	0	Pd-116	TENDL-2011	6.81E-03
Pd-103	JEFF-3.1/A	0	Pd-117	TENDL-2011	8.76E-03
Pd-104	SRAC Library	0	Pd-118	TENDL-2011	3.17E-03
Pd-105	SRAC Library	0	Pd-119	Base Library	4.34E-04
Pd-106	SRAC Library	0	Pd-120	Base Library	2.71E-03
Pd-107	SRAC Library	0	Pd-121	Base Library	4.72E-05
Pd-107m	TENDL-2011	0	Pd-122	Base Library	4.76E-06
Pd-108	SRAC Library	0	Pd-123	Base Library	3.98E-07
Pd-109	JEFF-3.1/A	2.91E-10	Pd-124	Base Library	2.73E-07
Pd-109m	TENDL-2011	0	Pd-125	Base Library	0
Pd-110	JENDL-4	2.15E-07	Pd-126	Base Library	0
Pd-111	TENDL-2011	2.52E-06	Pd-127	Base Library	0
Pd-111m	TENDL-2011	4.73E-06	Pd-128	Base Library	0
Pd-112	JEFF-3.1/A	1.28E-04	Pd-129	Base Library	0
Pd-113	TENDL-2011	1.16E-03	Pd-130	Base Library	6.78E-11
Pd-114	TENDL-2011	4.15E-03	Pd-131	Base Library	0
Pd-115	TENDL-2011	7.12E-03			

*JENDL-4.0ではPd-104からPd-107について核分裂収率が完全にゼロとなっているが、JENDL-3.3では有意な値が示されていた。

5.4 高温ガス炉解析のために整備されるべき核種

5.1 節から 5.2 節に高温ガス炉解析を行う上で重要な核種について言及した。ここでは、それを受けて整備されるべき核種を Table 5.9 に再提示する。ここでは、JENDL-4.0 (SRAC-LIBRARY も含む) で対応出来ていない核種を示している。

Table 5.9 高温ガス炉解析のために整備されるべき核種

Nuclides	Libraries	Usage
Tc-98	JEFF-3.1/A	Radiotoxicity of Waste
Rh-102	JEFF-3.1/A	Radiotoxicity of Waste
Cd-133m	TENDL-2011	Radiotoxicity of Waste
Pm-146	JEFF-3.1/A	Radiotoxicity of Waste
Sm-146	JEFF-3.1/A	Radiotoxicity of Waste
Ho-166	TENDL-2011	Radiotoxicity of Waste
C-13	JENDL-A	Radiotoxicity of Waste (Activation Product)
C-14	JEFF-3.1/A	Radiotoxicity of Waste (Activation Product)
Kr-83m	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Kr-85m	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Kr-87	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Kr-88	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Kr-89	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Kr-90	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Xe-131m	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Xe-133m	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Xe-135m	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Xe-137	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Xe-138	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
Xe-139	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
I-132	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
I-133	JEFF-3.1/A	Public Exposure from Operating Reactors
I-134	TENDL-2011	Public Exposure from Operating Reactors
H-3	JEFF-3.1.2	Public Exposure from Operating Reactors
Pd-113	TENDL-2011	HTGR Design
Pd-114	TENDL-2011	HTGR Design
Pd-115	TENDL-2011	HTGR Design
Pd-116	TENDL-2011	HTGR Design
Pd-117	TENDL-2011	HTGR Design
Pd-118	TENDL-2011	HTGR Design

特に、炭素の放射化物に関しては、高温ガス炉を含む黒鉛減速材特有のものであると同時に、JENDL-4 で唯一天然組成元素として断面積が与えられ、同位体毎の断面積が存在しない核種である。今後、高温ガス炉の核燃料サイクルを議論していく上では重要な核種であり、JENDL に C-12, C-13, C-14 が整備されるべきである。

6. 結論

高温ガス炉の設計をより確実なものとするために、核種生成消滅評価法に関する技術的な問題の整理と提案を行った。主な結論を以下に示す。

○燃焼方程式の解法について

- ・行列指数関数法が精度保証のある時間積分法であり決定的ではあるが、短半減期核種を含む場合や遷移行列が大きな場合には計算時間がかかり実用性に欠ける。
- ・加速法としてはクリロフ部分空間法があるが、精度保証から外れ計算精度はユーザーが確認すべきである。
- ・ベータマン方程式は循環の線形化が必要となるが、循環を考慮する回数が適切であれば精度保証付き解法とみなすことが出来る。

○ORIGEN の実装について

- ・ORIGEN では崩壊熱等が評価されるが、その値は直接中性子束の規格化に用いられず、実効核分裂エネルギーの関数を用いた簡易的な中性子束の規格化が行われており、崩壊熱を正確に考慮出来ていない恐れがあり、改善の余地がある。
- ・ライブラリの構造上、アクチノイド核種の (n, α) 、 (n, p) 反応などが考慮されておらず、アクチノイド核種の燃焼組成にこれらの効果が反映されておらず、改善の余地がある。
- ・燃焼度依存断面積は燃焼度点や対象とする核種・反応数が制限されており、ユーザーの選択によっては燃焼度変化の不十分な考慮や重要核種の欠落の恐れがあり、改善の余地がある。

○炉心燃焼計算について

- ・軽水炉手法ではセル燃焼計算により燃焼度依存のマクロ断面積を作成する。炉心計算ではマクロ断面積ベースの反応率で燃焼度を算出し、その燃焼度を用いてセル計算の燃焼結果を参照する。
- ・高速炉解析手法ではセル計算によりミクロ断面積を評価し、炉心燃焼計算もミクロ断面積ベースで行う。
- ・高温ガス炉設計では、現状、軽水炉手法が用いられるが、黒鉛減速における減速能が軽水よりも小さく、中性子の移動距離が大きいため高速炉に近い特性も持つ。炉心燃焼計算により燃焼組成を求めつつ、燃焼度依存ミクロ断面積はセル燃焼計算による結果を参照するような、軽水炉手法と高速炉手法を融合したような手法の開発が行われるべきである。
- ・現在、SRAC コードは中性子エネルギーの上限が 10MeV であるが、 $(n, 3n)$ 反応等を扱うためには 20MeV へ拡張されるべきである。
- ・SRAC コードにおける燃焼計算では疑似 FP を作成する際の想定された燃焼組成が不明であるため、燃焼時の臨界性を評価する上では、想定した組成の公開は必須である。
- ・モンテカルロ法の燃焼解析における統計誤差伝播の評価手法は確立されている。MVP コードへの実装がされるべきである。

○ORIGEN ライブラリの作成について

- ・核計算コードで評価される実効断面積は出来るだけ用られるべきであり、その他の核種については、無限希釈断面積を用いる。
- ・実効断面積及び縮約用スペクトルの代表燃焼度は MOC 相当とすべきである。
- ・燃焼度依存断面積は主要な核種・反応に対し用いるべきである。
- ・SRAC ベースの断面積を求める際は 10-20MeV の領域を拡張すべきである。拡張は核分裂スペクトルで行い、拡張領域の断面積も別途用意する必要がある。
- ・ORIGEN ライブラリの作成はベースライブラリの置換により行われるのが一般的である。縮約スペクトルが異なるため出来るだけ多くの核種を置換することが望ましい。本研究では信頼出来るライブラリの順番に JENDL-4.0、JEFF-3.1.2、JENDL-A、JEFF-3.1/A、TENDL-2011 の順に置換した。

○ORIGEN ライブラリのための核データについて

- ・必要な核データは、日本原子力研究開発機構で公開されている JENDL が用いられるべきであり、解析ベースの TENDL については重要な核種を扱うには妥当ではない。核データが臨界性を中心に整備されている経緯があり、被ばくや燃料材料設計などの観点からは、今後評価が望まれる核種があり、Table 5.9 に示されている核種である。特に、炭素に関しては JENDL で唯一天然組成元素として扱われているため、同位体毎の扱いがなされるべきである。

謝 辞

本研究を行う上で、(株) ナイスのリン氏には NJOY コード使用及び核データに関する知見について貴重なご意見を頂きました。原子炉設計グループの田澤 勇次郎氏には、炉心廻りの被ばく評価に関して貴重なご意見を頂きました。ご協力いただいた皆様方にはこの場を借りて御礼申し上げます。

参考文献

- 1) A. G. Croff: “ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating The Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Material”, Nucl. Technol., 62, pp.335-352,(1983).
- 2) 後藤 実、関 靖圭、稲葉良知他：“小型高温ガス炉システムの概念設計(II)-核設計-”, JAEA-Technology 2012-017, (2012).
- 3) H. Harada, K. Yokoyama, N. Iwamoto et al. : “Proceedings of the 2011 Symposium on Nuclear Data November 16-17, 2011, Ricotti, Tokai, Japan” , JAEA-Conf 2012-011, (2012), pp.89-94.
- 4) 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, (2000).
- 5) K. Suyama: “ORIGEN2.2-UPJ: A Complete Package of ORIGEN2 libraries based on JENDL-3.2 and JENDL-3.3” , NEA-1642, OECD NEA Data Bank.
- 6) K.Okumura, T.Kugo, K. Kaneko et al.: “SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System” , JAEA-Data/Code 2007-004, (2007).
- 7) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori et al.: “MVP/GMVP2: General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods” ,JAERI 1348, (2005).
- 8) 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, (1977).
- 9) M.J.Bell: “ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code” , ORNL-4628 Oak Ridge National Laboratory (1973).
- 10) R. B. Sidje : “EXPOKIT: Software package for computing matrix exponentials” , ACM Trans, Math. Software, 24[130], (1998).
- 11) A. Yamamoto, M. Tatum, N. Sugimura: “Numerical Solutions of Stiff Burnup Equation with Short Half Lived Nuclides by the Krylov Subspace Method” , J. Nucl. Sci. Technol.,4[2],pp.147-154,(2012).
- 12) S.M. Bowman: “SCALE6: Comprehensive Nuclear Safety Analysis Code System” , Nucl. Technol. 174[2], pp.126-148, (2011).
- 13) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa et al.: “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering” , J. Nucl. Sci. Technol. 48[1],pp.1-30 (2011).

- 14) Y. Ishiguro and H. Takano: “PEACO: A Code for Calculation of Group Constant of Resonance Energy Region in Heterogeneous Systems” , JAERI 1219, (1971).
- 15) H.Takano, Y. Ishiguro and Y. Matsui: “TIMS-1: A Processing Code for Production of Group Constants of Heavy Resonant Nuclei” , JAERI 1267, (1980).
- 16) 片倉純一、片岡理治、須山賢也 他 : “JENDL-3.3に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ33” 、 JAERI-Data/Code 2004-015, (2004).
- 17) T. Hazama, G. Chiba, W. Sato, et al. : “SLAROM-UF: Ultra Fine Group Cell Calculation Code for Fast Reactor -Version 20090113-” , JAEA-Review 2009-003, (2009).
- 18) 丸山創、山下清信、藤本望 他: “高温工学試験研究炉炉心燃料最高温度計算用工学的安全係数の評価” 、 JAERI-M 88-250, (1988).
- 19) M. Goto, S. Shimakawa, Y. Nakao : “Impact of revised thermal neutron capture cross section of carbon stored in JENDL-4.0 on HTTR criticality calculation” ,J. Nucl. Sci. Technol., 48[7],pp.965-969(2011).
- 20) P. J. Griffine et al. : “Status of Neutron Dosimetry Cross Sections, Reactor Dosimetry ASTM STP 1228. Harry Farrar IV, E. Parvin Lippincott, John G. Williams, and David W. Vehar, Eds.,” American Society for Testing and Materials, Philadelphia, (1994).
- 21) R. E. MacFarlane and A. C. Kahler, “Method for Processing ENDF/B-VII with NJOY” , Nucl. Data Sheets, vol. 111 pp.2739-2890, (2010).
- 22) 中原嘉則、須山賢也、須崎武則: “軽水炉使用済燃料の燃焼度クレジットに関する技術開発” 、 JAERI-Tech 2000-071, (2000).
- 22) 西原健司: “使用済燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース”、JAEA-Data/Code 2010-012 (2010).
- 23) 角田淳弥、植田祥平、国富一彦 他 : “高温ガス炉燃料の再処理技術” 、日本原子力学会和文論文誌、2[4], pp.546-554,(2003).
- 24) 沢和弘、村田勲、新藤隆一、塩沢周策 : “高温工学試験研究炉の遮蔽設計における核分裂生成物線源評価”、JAERI-M 91-198、(1991) .
- 25) 沢和弘 他、私信 (1990) .
- 26) 福田幸朔 他 : “高温ガス炉用燃料に関する試験研究” , JAERI-M 89-007 (1989)
- 27) International Atomic Energy Agency: “Fuel Performance and Fission Product Behavior in Gas Cooled Reactors”, IAEA-TECDOC-978 (1997).
- 28) R.E. Bullock and J. L. Kaae, “Performance of Coated UO₂ Particles Gettered with ZrC”,J. Nucl. Mater. 115,pp.69-83, (1983).
- 29) K.Minato, T. Ogawa, K. Fukuda et al., “Electron Probe Micro-Analysis of Irradiated Triso-coated UO₂ particles (II)”, JAERI-M 84-002, (1984).

付録 A DAMOCLES コードシステムについて

DAMOCLES(DynAmic Mass balance cOde for nuclear fuel CycLeS)コードは核燃料サイクル概念構築のためのサイクル諸量を目的としたプラットフォームシステムであり、現在開発中である。その目的としては、特定の核燃料サイクルに対する核燃料物質、放射性廃棄物等の物量の評価、毒性の評価、経済性の評価、及びそれらの評価に関連する原子炉設計、その他核燃料サイクルに必要なプラントの設計などが対象となる。コードシステム自体はオブジェクト指向言語 C++を用いデザインパターンを用いた可読性が高く再利用可能なコーディングがなされている。各ソルバーに利用されるクラスは汎用化され、共有が可能となっており、解析コードを作成するため、もしくは、作成したコードを連成するためのプラットフォームとしても位置付けられる。現在、多くの連成解析を必要とする分野に関しては、このようなプラットフォームを利用することが主流である。原子力においても例外ではなくフランスではフランス原子力庁 CEA、フランス電力公社 EDF が中心となり、SALOME と呼ばれるプラットフォームを作成している。利用される分野は原子炉物理、構造力学、熱流体力学、核燃料物理額、材料科学、放射性廃棄物シミュレーションなど多分野にわたる。一方で、DAMOCLES コードも多岐にわたる分野を念頭においているが、開発は主に概念設計に集中し核燃料サイクルシステム全体の特性を評価できる様、シンプルかつコンパクトなシステム設計を行っている。解析の実行も端末のみで完結するものが望ましい。なお、一部のプラットフォーム概念にはシステム自体をスクリプト言語で作成されているものがあるが、実行速度の遅さは否めない。この観点から、DAMOCLES コードではシステム部にはスクリプト言語は用いないものとする。なお、利便性の向上のためにはユーザーインターフェースとしてスクリプト言語を採用する可能性はある。

オブジェクト指向プログラミングの一例として、物量評価に用いられる基本的なコンテナクラスである Inventory クラスとそれに関連する Nuclide クラスに関し説明する。

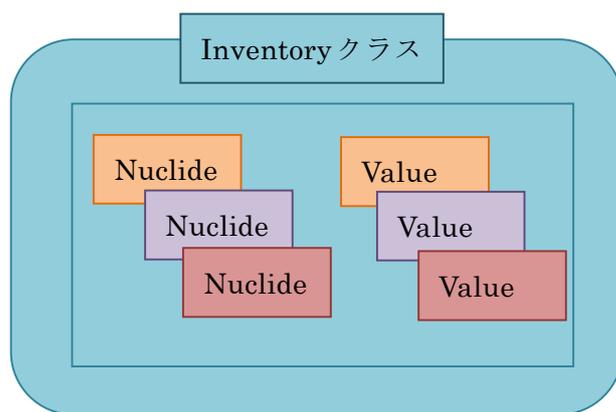


Fig. A.1 Inventory クラスの模式図

Inventory クラスは、核種毎の物量を格納するためのコンテナとして設計されている。模式図を Fig. A.1 に示す。それぞれ、核種を表す Nuclide クラスに対応させた値が格納されている。値は、Nuclide クラスオブジェクトを引数とする set メソッドで追加が出来、get メソッドで値を取

出すことができる。FORTRAN などの一般的な手続き型言語では配列に核種を区別するための ID と値を格納し、この 2 つの配列を比較することにより同等の機能が達成出来るが、C++(std::map コンテナを使用)では、クラスを直接引数とするコンテナを簡単に定義でき、模擬したい現象やシステムの関連性をそのままコーディングすることが簡単な仕様となっている。

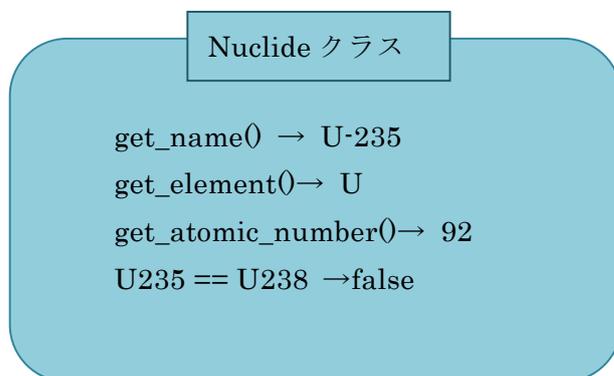


Fig. A.2 Nuclide クラスの模式図

一方で、引数となっている Nuclide クラスは Fig. A.2 の模式図に示されるように、核種の個体情報 (U-235 等) を持つだけではなく、原子番号、質量数の取出し、比較演算等の機能を持つ。また、核種の表現自体は解析コード間で多様な表現がなされるが、この Nuclide クラスの多様な機能により、これらの相違を吸収することが可能である。また、ReactionType クラスを通して、崩壊後の娘核種の決定や、それをさらに発展させた燃焼解析に必要な、遷移行列の生成などへの拡張も容易である。

このように、DAMOCLES コードシステムをソルバー開発のプラットフォームとも考えることができ、ソルバー開発自体が共通部分を DAMOCLES システムに反映させることにより、DAMOCLES コードシステムの強化にもつながる。DAMOCLES コードシステムでは階層的なプログラム管理がされており、以下の様な構造となっている。

damocles---capsule (既存のプログラムのカプセル化 (実行、入出力制御))

```

|--- corebn
|---endf
|---mvp
|---njoy
|---origen
|---srac
|---temdim
|--util
|---database (物性値等のデータベース)
|---htrr_data

```

```

|--thermal_property
|---model (現象・システムを模擬するためのモデル、基本的な部品)
|--burnup
|--geometry
|--graphic
|--mass_balance
|--material
|--graphic
|--mass_balance
|--material
|--quantity
|--reactor_core

|---sandbox (試作品)
|---solver(解析コード)
|--algebra
|--core_calculation
|--graphic_raytracer
|--mass_balance
|--point_calculation
|--point_kinetics
|--space_calculation
|--srac_cross_section
|--thermal_hydraulics
|---system (SQL データベース、GUI システム等)
|--database
|--gui
|--multimedia
|--process
|--xml
|--yaml)
|---util

```

付録B モンテカルロ法中性子輸送計算による燃焼組成への誤差伝播

モンテカルロ法中性子輸送計算による反応率の統計誤差の燃焼組成への伝播は単純化されたケースについて以下のように評価できる。ここでは、ある核種が中性子吸収反応により他の核種へ代わり個数密度が減少する現象を想定する。

$$N_i = N_{i-1} \exp(-RR_i \Delta t_i) \quad (B-1)$$

ここで、

N_i : 計算ステップ i における個数密度、

N_{i-1} : 前ステップの個数密度、

RR_i : 吸収反応率、

Δt_i : ステップ i における燃焼期間、

である。 i ステップ時の個数密度を初期の個数密度 N_0 で表すと、

$$\begin{aligned} N_i &= N_0 \prod_{j=1}^i \exp(-RR_j \Delta t_j) \\ &= N_0 \exp\left(\sum_{j=1}^i -RR_j \Delta t_j\right) \end{aligned} \quad (B-2)$$

ここで、反応率 RR_i に対し標準偏差 s_i の誤差を考慮すると、

$$N_i = N_{i-1} \exp((-RR_i \pm s_i) \Delta t_i) \quad (B-3)$$

誤差の伝播則を考慮して個数密度 N_0 を用いた関係式で表すと、

$$N_i' = N_0 \exp\left(\sum_{j=1}^i -RR_j \Delta t_j \pm \sqrt{\sum_{j=1}^i s_j^2 \Delta t_j^2}\right) \quad (B-4)$$

線形近似を用いるものの燃焼誤差は系統的に評価³¹⁾が出来ることが知られている。今後はこれらの手法が整備されて燃焼組成と同時に求められるようになることが望まれる。なお、(B-4)式からわかるように、基本的に、モンテカルロ法による燃焼計算の組成に対する誤差は燃焼ステップが進むにつれ蓄積していくことが分かる。

現在は幾何形状の表現が自由に出来るモンテカルロ法コードに対する需要が大きく、モンテカルロ法コードは事実上の参照解として発展しつつある。しかし、開発分野においては、不要な誤差は排除できる方がよい。決定論においてもモンテカルロ法で採用されている積分型輸送

方程式を解くことが出来、比較的自由的な形状表現が出来る手法が存在する。その中でもキャラクターリスティクス法^{B2)}は計算スイープが独立しており、大型計算機への適用もモンテカルロ法と同様に可能である。さらに、キャラクターリスティクス法に対する Combinatorial Geometry (CG) の適用などが試みられており、利便性においても現行のモンテカルロ法コードと遜色の無いものとなると思われる。今後のキャラクターリスティクス法に対する発展を期待する。

参考文献：

B1) T. Takeda, N. Hirokawa, T. Noda: “Estimation of Error Propagation in Monte-Carlo Burnup Calculation”, J. Nucl. Sci. Technol., 36[9], pp.738-745(1999)

B2)久語輝彦：“ベクトル計算機を用いた Characteristics 法の高速計算”,JAERI-Research 2001-051 (2001).

付録C 実効核分裂エネルギーについて

燃焼計算においては、発熱量の評価精度は直接的に中性子束強度の評価精度に関連するため、発熱量を正確に評価することは重要である。発生するエネルギー自体は直接的には核分裂によるものであるが、そのエネルギーは多様な形で放出される。一部、反ニュートリノの様な炉内において回収できないエネルギーの放出があるが、その他の形態に関しては正確に把握され集計される必要がある。核分裂により放出するエネルギーは一般的に⁽¹⁾以下のように分類される。

- QG: 全放出エネルギー (反ニュートリノも含む)
- ED: 放射性物質 (FP) の崩壊によるエネルギー (遅発核分裂片からのβ線、遅発ガンマ線、反ニュートリノの合計、ただし、遅発中性子は含まない。)
- EB: β崩壊によるエネルギー
- EGD: 遅発ガンマ崩壊によるエネルギー
- ENU: 反ニュートリノによるエネルギー
- ER: 実効放出エネルギー (ER = QG - ENU + EINC)
- EP: 全即発放出エネルギー、核分裂片及び核分裂時に放出した中性子の運動エネルギーと即発ガンマ線のエネルギーの合計から入射中性子の運動エネルギーを引いたもの。
- EFR: 核分裂片の運動エネルギー
- EGP: 即発ガンマ線のエネルギー
- ENP: 即発中性子の運動エネルギー
- EINC: 入射中性子の運動エネルギー
- END: 遅発中性子のエネルギー
- ET: 一般的に用いられる核分裂時の発生エネルギーであるQ値 ET = QG + EINC

これらの定義では、自明な以下の様な収支関係がある。

$$QG = EP + ED + END = ER + ENU - EINC \quad (C-1)$$

$$EP = EFR + EGP + ENP - EINC \quad (C-2)$$

$$ED = EB + EGD + ENU \quad (C-3)$$

核分裂時に発生したエネルギーの中には、核分裂を起こす際に入射した中性子の運動エネルギーも含まれる (一般的に用いられるQ値) が、純粋に核分裂により放出されたエネルギーを検討した際には、入射中性子の運動エネルギーを除外する必要があることに留意すべきである。

参考のため、代表的な核分裂性核種 U-235, Pu-239 に対しこれらの核種に対する Sher⁽²⁾ の評価値を Table C.1 に示す。U-235 について比較すると、核分裂により放出されるエネルギーは 202.53MeV の内 4.3% は反ニュートリノとして回収されずに炉外へ放出される。一方で、核分裂片の運動エネルギーは 83.5% であることから、残りの 12.2% は放射線による発熱となる。核分裂片の運動エネルギーに関しては、原子炉の燃料要素による発熱であるが、放射線による発熱は

燃料要素以外の発熱も十分に期待できる。高温ガス炉設計において燃料温度は非常に重要な項目であり、この 12.2%の発熱の一部が燃料要素以外で発生するという事実は非常に重要であり、正確に把握される必要がある。

Table C.1 核分裂により放出されるエネルギーの内訳

	U-235		Pu-239	
	Energy (MeV)	Ratio to QG(%)	Energy (MeV)	Ratio to QG(%)
QG	202.53	-	207.02	-
ED	21.6	10.7	17.62	8.5
EP	180.76	89.3	189.52	91.5
EB	6.5	3.2	5.31	2.6
EGD	6.33	3.1	5.17	2.5
ENU	8.75	4.3	7.14	3.4
EFR	169.12	83.5	175.78	84.9
EGP	6.97	3.4	7.76	3.7
ENP	4.79	2.4	5.9	2.8
EINC	thermal	0.0	thermal	0.0
END	0.0074	0.0	0.0028	0.0

しかし、実効的な核分裂エネルギーを求めるという意味では、中性子捕獲による発熱も無視できない。例えば、(n, γ) 反応を想定する際、もし、入射中性子のエネルギーが、そのまま、放出γ線のエネルギーとなる場合は、上記のエネルギー分類のみでエネルギー収支を考えることが出来るが、実際の反応は中性子捕獲により原子核のエネルギー準位が変化し、その変化分がγ線として放出されることとなる。SRAC や MVP コードの燃焼コードである DCHAIN の発熱の評価として用いられている方法は JNDC-V2⁽²⁾ の考え方によるものであるが、JNDC-V2 では以下の様な考慮がなされる。

$$Q_T = Q_{\text{eff}} + Q_c \quad (\text{C-4})$$

ここで、

Q_T : 実効核分裂エネルギー、

Q_{eff} : 核分裂時の放出エネルギー、

Q_c : 中性子捕獲反応による放出エネルギー

である。 Q_{eff} の定義としては、核分裂時に放出するエネルギーから入射中性子のエネルギーと反ニュートリノのエネルギーを引いたものであり、QG-ENU と等価である。 Q_c は以下の様に定義されている。

$$Q_c = (\nu - 1)Q_{\text{nc}} \quad (\text{C-5})$$

ここで、

ν : 核分裂時の発生中性子数、

Q_{nc} : 中性子捕獲時の放出エネルギー、
 である。核分裂の連鎖反応を維持するため、1個の中性子は核分裂に使われるが、 $(\nu-1)$ 個の中性子は漏えいを無視すれば、捕獲反応に消費されることとなる。 Q_{nc} に関しては以下のように評価が出来る。

$$Q_{nc} = \frac{\sum_i \kappa_{ci} \bar{N}_i \bar{\sigma}_{ci}}{\sum_i \bar{N}_i \bar{\sigma}_{ci}} \quad (C-6)$$

となる。 κ_{ci} は核種 i により中性子が捕獲された際の放出エネルギーである。核分裂の連鎖反応に寄与しない中性子は燃料物質のみならず、冷却材や構造材等にも捕獲されるため、その反応率の割合によって合成される。

一方で、ORIGEN コードでは、2章で述べたように(2-20)式のような、原子番号と質量数を関数とする相関式が与えられ、中性子の捕獲を考慮した実効核分裂エネルギーの評価がなされる。

余談であるが、高速炉ではこれらのものと異なる特殊な評価法が採用されており、参考までに紹介する。ここでは便宜的に JNC 法⁽³⁾と呼ぶ。核分裂により発生するエネルギーに対し中性子捕獲により放出されるエネルギーを加味する必要があるが、JNC 法では以下のような関係を考える。

$$\bar{\kappa}_f \sigma_f \phi = (\kappa_f \sigma_f + \kappa_c \sigma_c) \phi \quad (C-7)$$

これは、放出エネルギーを同一核種内で保存するような実効核分裂エネルギー $\bar{\kappa}_f$ を考えている。結果として、

$$\bar{\kappa}_f = \kappa_f + \kappa_c \frac{\sigma_c}{\sigma_f} \quad (C-8)$$

となる。この手法は、上記の JNDC-V2 の手法とは整合性が取れない。その原因として、JNC 法では、

- ・アクチノイド核種による中性子捕獲しか評価が出来ない。(核分裂断面積が無い核種では(C-8)式が発散してしまう。)
- ・中性子捕獲により発生したエネルギーを同一核種の核分裂に加算している。

JNDC-V2、ORIGEN、JNC 法(もんじゅ体系)について実効核分裂エネルギーを比較すると Fig. C.1 のようになる。JNDC-V2 と ORIGEN の評価値はよい一致を示している。一方で、JNC 法では fertile 核種に大きな差が見られる。これは、(C-8)式に示すように、捕獲断面積が核分裂断面積に比べ大きな fertile 核種では、実効核分裂エネルギーが大きな値として評価されてしまうためである。なお、高速炉解析においては、核分裂による発熱と中性子捕獲による発熱を個別に扱うなどの評価手法の高度化が図られつつあり、JNC 法の利用は少なくなりつつある。

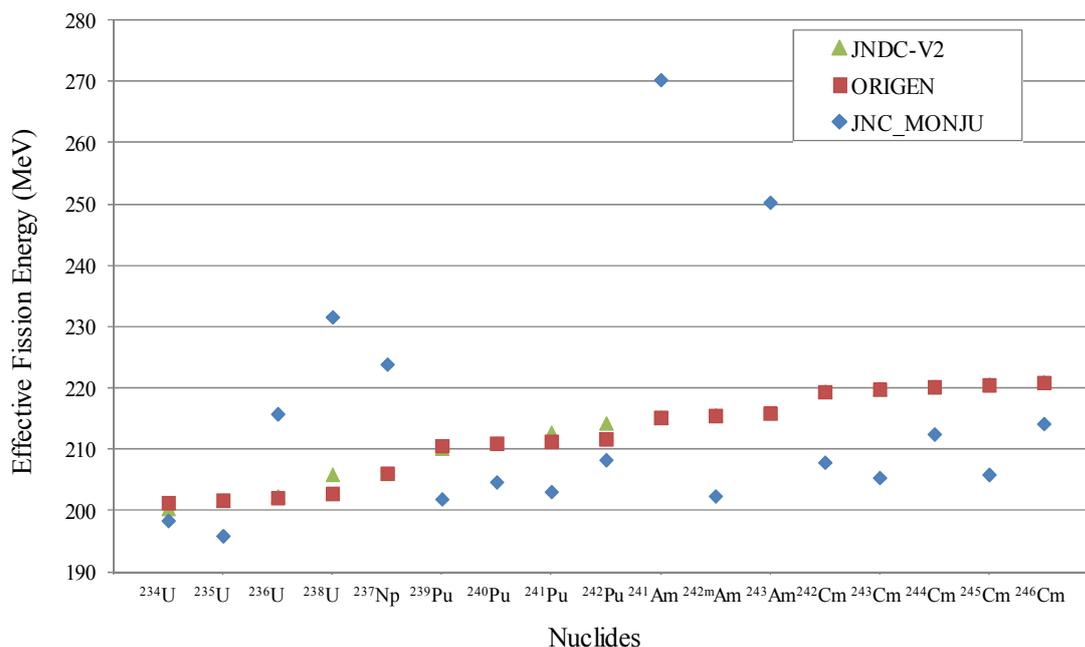


Fig. C.1 実効核分裂エネルギーの比較

参考文献：

- C1)R. Sher, C. Beck: “Fission-Energy Release for 16 Fissioning Nuclides”, EPRI-NP-1771 Stanford univ., (1981).
- C2)K. Tasaka, J. Katakura, H. Ihara et al.: “JNDC Nuclear Data Library of Fission Production – Second Version -”, JAERI 1320, (1990).
- C3)高下浩文、樋口真史、富樫信仁 他：“核設計手法報告書”、JNC TN8410 2000-011, (2000).

付録 D ミクロ断面積の評価法について

ORIGEN コードではミクロ断面積を用い燃焼解析が行われる。その実効断面積はセル計算コードにより評価される。処理内容に伴い同一の「断面積」という用語が異なる意味合いを持つため、本文と重複する内容も含めて改めて議論する。断面積は反応率を評価するために多くの定義が与えられるが、基本的に反応率保存式からこれらの定義が導かれる。燃焼計算においては、中性子束と断面積が用いられるが、正確には中性子束強度と一群ミクロ断面積となる。中性子束は、主に、そのエネルギー分布を指すスペクトルと、そのエネルギー積分値を表す中性子束強度に分けられる。中性子束強度は、

$$\bar{\phi} = \int \phi(E)dE \quad (D-1)$$

のように表される。一方で、この中性子束強度 $\bar{\phi}$ と一群ミクロ断面積 $\bar{\sigma}$ を用いて評価される反応率はエネルギー依存ミクロ断面積とエネルギー依存の中性子束による反応率と合致している必要がある。

$$\bar{\sigma}\bar{\phi} = \int \sigma(E)\phi(E)dE \quad (D-2)$$

整理すると、

$$\bar{\sigma} = \frac{\int \sigma(E)\phi(E)dE}{\bar{\phi}} \quad (D-3)$$

となり、反応率を保存する形の 1 群ミクロ断面積となる。また、(D-3)式は

$$\bar{\sigma} = \int \sigma(E) \frac{\phi(E)}{\bar{\phi}} dE \quad (D-4)$$

一群ミクロ断面積は中性子束強度で規格化されたスペクトルによる重みづけ積分により評価されることが分かる。そのため、スペクトルを比較する際には中性子束強度により規格化がなされる場合が多い。そもそも、臨界方程式そのものは線形であり、任意の中性子束強度に対し成立する。

$$L\phi = \frac{1}{k}P\phi \quad (D-5)$$

ここで、

L : 中性子欠損演算子、

P : 中性子生成演算子、

K : 増倍率、

である。中性子束の生成消滅の収支を考慮するための臨界方程式には中性子束強度は無関係である。そのため、中性子束の強度を決定するには熱出力という概念を持ち込む必要がある。熱出力は核分裂により発生すると考えると、

$$\text{Power} = \int \int \kappa \Sigma_f(E, r) \phi(E, r) dE dr^3 \quad (\text{D} - 6)$$

の関係があり、中性子束強度が初めて決定出来る。しかし、燃焼特性を決定する大きな要因はスペクトルの形状であり、中性子束強度とは区別される必要がある。燃焼方程式に用いる反応率は、

$$R = \bar{\sigma} \bar{\phi} \quad (\text{D} - 7)$$

となり、中性子束強度 $\bar{\phi}$ はエネルギー情報を持たないため、反応率の特性を決定するエネルギー情報は一群マイクロ断面積 $\bar{\sigma}$ が決定することとなる。一般的に燃焼が進むにつれ燃料の組成が変化し反応率が変化する。スペクトル変化による効果は一群マイクロ断面積の変化としてあらわれる。ORIGEN ではこの変化に VAXS と呼ばれる燃焼度依存断面積を用いることにより対応している。中性子束強度 $\bar{\phi}$ も燃焼が進むにつれて変化する。出力一定の定格出力を想定しても、核分裂性物質が消費されていく燃焼に対し、同一の出力（核分裂割合）を維持するためには、中性子束強度を増す必要がある。このように、一群マイクロ断面積及び中性子束強度は燃焼と共に変化していくが、これらを更新するタイミングは燃焼ステップの区切りにある。燃焼ステップの切り方は燃焼特性の変化に関係することに留意が必要である。

燃焼解析で用いるマイクロ断面積は一般的に核計算コードから出力されるものを利用する。しかし、核計算コードで評価されるマイクロ断面積には複数の定義が存在する。マイクロ断面積は各所個別に存在し、各所個別に評価する際は物性値に近い扱いが出来る。しかし、セル平均マイクロ断面積となると、その値が異なる。セル平均マイクロ断面積は特定の核種に対しセル全体の反応率を保存する形で決定される。

$$\tilde{N} \bar{\sigma} \int \phi(r) dr^3 = \int N(r) \sigma(r) \phi(r) dr^3 \quad (\text{D} - 8)$$

ここで、

\tilde{N} : セル平均個数密度、

$\bar{\sigma}$: セル平均マイクロ断面積、

である。ここで、波線は空間平均を示している。なお、この関係は一群縮約マイクロ断面積のみではなく、エネルギー依存マイクロ断面積に対しても成り立つ。

ここで、セル平均個数密度について先に定義しておく必要がある。セル平均個数密度に関しては、単純な体積平均が望ましい*。

$$\tilde{N} = \frac{\int N(\mathbf{r})d\mathbf{r}^3}{\int d\mathbf{r}^3} \tag{D-9}$$

結果としてセル平均マイクロ断面積の定義は以下のように導出される。

$$\tilde{\sigma} = \frac{\int d\mathbf{r}^3 \int N(\mathbf{r})\sigma(\mathbf{r})\phi(\mathbf{r})d\mathbf{r}^3}{\int N(\mathbf{r})d\mathbf{r}^3 \int \phi(\mathbf{r})d\mathbf{r}^3} \tag{D-10}$$

マイクロ断面積自体は各領域の個数密度と中性子束の積により重みづけされているものの、規格化自体は単純ではない。これは、先にセル平均個数密度を定義したことによる。このような処理により、セル平均マイクロ断面積は、領域毎のマイクロ断面積とは異なる値となる。

一般的に、ORIGEN ライブラリの作成においては、燃焼領域のマイクロ断面積と燃焼領域の中性子束を用い、一群断面積を評価する。しかし、計算コードの環境によってはそれが達成できない状況がある。現在、高温ガス炉設計においては、SRAC-EX とよばれる改良版 SRAC が用いられている。標準の SRAC では二重非均質効果を反映した燃焼解析が出来ない。この難点を克服したのが SRAC-EX である。SRAC-PIJ において

二重非均質問題は燃料コンパクト内の非均質性を取り扱う問題である。燃料コンパクト内には Fig. D.1 に示されるように被覆燃料粒子が含まれる。被覆燃料粒子は燃料核の他に被覆層から成る。SRAC-PIJ では、この燃料コンパクトを燃料核とそれ以外の領域に分類する。つまり、燃料核とそれ以外の領域に対し実効マイクロ断面積が求められ、それらのマイクロ断面積を燃料コンパクト領域に対し均質化することにより二重非均質

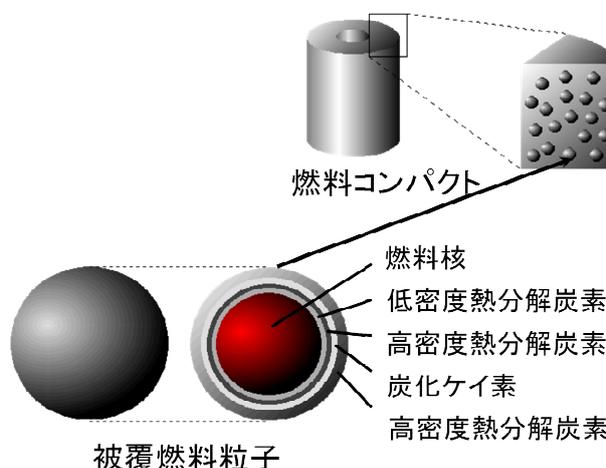


Fig. D.1 高温ガス炉燃料の模式図

効果を考慮する。SRAC-EX では、この均質化されたマイクロ断面積と均質化された燃料コンパ

*高速炉用セル計算コード SLAROM のマニュアル¹⁾では、セル平均マクロ断面積を定義し、セル平均個数密度を定義せずにセル平均マイクロ断面積を定義している。そのため、明示的には示されていないが、セル平均マクロ断面積とセル平均マイクロ断面積からセル平均個数密度を導出すると、中性子束と体積の積による重みづけとなってしまう。この定義ではセル平均個数密度はエネルギー依存の個数密度となり不適當である。

ト領域の中性子束を用いて燃焼解析を行う。この時の反応率について議論する。ここで、セル平均中性子束は中性子束の体積平均で求まるものとする。

$$\tilde{\phi} = \frac{\int \phi(r) dr^3}{\int dr^3} \quad (D-11)$$

均質化領域に対する特定核種の反応率は

$$R = \tilde{N} \tilde{\sigma} \tilde{\phi} \int dr^3 \quad (D-12)$$

(D-8)式と(D-11)式を(D-12)式に代入すると、

$$R = \int N(r) \sigma(r) \phi(r) dr^3 \quad (D-13)$$

という自明の関係が得られる。更に分かりやすくするために、核分裂反応を起こすウランに対する反応を考える。ウランは燃料核には存在するが、母材部（ここでは、被覆層も含む）には存在しない。これらを考慮すると、

$$\begin{aligned} R &= \int_{\text{matrix}} 0 \times \sigma(r) \phi(r) dr^3 + \int_{\text{kernel}} N(r) \sigma(r) \phi(r) dr^3 \\ &= \int_{\text{kernel}} N(r) \sigma(r) \phi(r) dr^3 \end{aligned} \quad (D-14)$$

となる。結局のところ、燃料コンパクトの均質化マイクロ断面積と平均中性子束を用いた反応率と燃料核のマイクロ断面積と燃料核の中性子束を用いた反応率は合致する。

これらのことを踏まえて考えると、セル平均マイクロ断面積及び、セル平均中性子束を用いた解析を行えば、反応率に違いは現れないと言える。このことから、一方で、燃料領域以外の放射化物の断面積の評価等についてはセル平均マイクロ断面積とセル平均中性子束を用いなければ厳密ではないと言えるが、燃焼度クレジット（臨界性）に主眼が置かれた SWAT コード等ではこのような対応はなされていなし。しかし、燃料領域の中性子束を用い放射化物（例えば、冷却材）の1群断面積を評価しても発生する誤差は少ないと思われる。

参考文献：

D1) M. Nakagawa and K. Tsuchihashi : "SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor", JAERI 1294, (1984).

付録 E 複数バッチ炉心における炉心平均燃焼度の評価法

炉心設計においては、燃焼度点を BOC(Beginning Of Cycle)、MOC(Middle Of Cycle)、EOC(End Of Cycle)と代表させる場合が多い。しかし、複数バッチ炉心においては、各バッチの燃料において、これらのサイクル点を経過するが、特定の燃料単体に注目すると BOL(Beginning Of Life)、EOL(End Of Life) まで経験することになる。また、炉心平均燃焼度についても評価する必要があり、これらの関係を改めて確認する。

取出し燃焼度 B_{BOL} 、バッチ数 n とするとサイクル燃焼度を b は以下の様な自明の関係から得られる。

$$b = \frac{B_{BOL}}{n} \quad (E-1)$$

BOC における炉心平均燃焼度 B_{BOC} 及び、EOC における炉心平均燃焼度 B_{EOC} は、各サイクルにおける燃焼の経緯を考えると以下のように求められる。

$$B_{BOC} = \frac{0 + b + \dots + (n-1)b}{n} = \frac{b(n-1)}{2} \quad (E-2)$$

$$B_{EOC} = \frac{b + 2b + \dots + nb}{n} = \frac{b(n+1)}{2} \quad (E-3)$$

MOC における炉心平均燃焼度 B_{MOC} は

$$B_{MOC} = \frac{B_{EOC} + B_{BOC}}{2} = \frac{bn}{2} = \frac{B_{BOL}}{2} \quad (E-4)$$

MOC における炉心平均燃焼度は取出し燃焼度の半分になることが分かる。また、炉心設計に度々用いられる関係としては、(E-1)式と(E-3)式から次の関係が得られる。

$$B_{BOL} = \frac{2nB_{EOC}}{(n+1)} \quad (E-5)$$

B_{EOC} は炉心全体の臨界性が最も低下する燃焼点である。これは、1バッチ炉心における B_{BOL} と等価である。1バッチ炉心における燃焼特性等は、軽水炉など無限体系の近似が適用出来る炉型においては、セル計算や1次元計算等から臨界性の担保出来る最大の燃焼度として評価が出来る。その燃料要素を用いて、複数バッチ炉心を構成する際の達成燃焼度の目安として(E-5)式の外挿が用いられることが多い。また、達成燃焼度はバッチ数が多くなればなるほど有利であるが、(E-5)式の無限外挿値である B_{EOC} の2倍が上限となる。ペブルベット炉心や熔融塩炉

など、連続的に燃焼できる炉心では、この効果の寄与は大きい。

ただし、これらの外挿は整数バッチ炉心にのみ適用出来ることに留意する必要がある。軽水炉の設計諸元等では、バッチ数が整数であらわされることが多いが、実際は最終サイクルにおける集合体数が他のバッチよりも少ないことが多い。この場合は正確にはバッチ数は非整数となる。この場合には、上記の式は適用できない。

ここでは、以下のように非整数バッチ数炉心用の算出を考案する。

$$n' = n + \Delta n \quad (0 < \Delta n < 1) \quad (\text{E} - 6)$$

このように、整数 n バッチに対して 1 以下のバッチ数 Δn を追加することにより非整数のバッチ数とする。以下の諸関係が得られる。

$$b = \frac{B_{\text{BOL}}}{n'} \quad (\text{E} - 7)$$

$$B_{\text{BOC}} = \frac{0 + b + \dots + (n - 1)b + nb\Delta n}{n'} = \frac{bn(n' - 1)}{2n'} \quad (\text{E} - 8)$$

$$B_{\text{EOC}} = \frac{b + 2b + \dots + nb + (n + 1)b\Delta n}{n'} = \frac{b(n + 1)(n' + \Delta n)}{2n'} \quad (\text{E} - 9)$$

$$B_{\text{MOC}} = \frac{B_{\text{BOC}} + B_{\text{EOC}}}{2} = \frac{2bnn' + bn\Delta n + 2b\Delta n}{4n'} \quad (\text{E} - 10)$$

$$B_{\text{BOL}} = \frac{2n'^2 B_{\text{EOC}}}{(n + 1)(n' + \Delta n)} \quad (\text{E} - 11)$$

付録 F DAMOCLES コードのエネルギー群構造

本解析では SRAC107 群のエネルギー上限の 10MeV に対し 20MeV まで拡張したエネルギー群構造を作成し使用している。SRAC107 群に対し 20-10MeV の 1 群が付け加えられた 108 群構造となる。SWAT では同様の拡張を行っており、等エネルギー間隔で 40 群の群構造を拡張しているが、一般的にエネルギー群構造は等レサジー間隔にすることと、拡張領域では核分裂スペクトルによる重みづけがなされることなどから、本研究では 1 群のみの付加で十分であると判断した。Table F.1 に 108 群構造を示す。

Table F.1 DAMOCLES 108 群構造

No.	Upper Energy Boundary (eV)	Lower Energy Boundary (eV)	Lethargy Width	No.	Upper Energy Boundary (eV)	Lower Energy Boundary (eV)	Lethargy Width
1	2.0000E+07	1.0000E+07	0.693	55	1.7604E+01	1.3710E+01	0.250
2	1.0000E+07	7.7880E+06	0.250	56	1.3710E+01	1.0677E+01	0.250
3	7.7880E+06	6.0653E+06	0.250	57	1.0677E+01	8.3153E+00	0.250
4	6.0653E+06	4.7237E+06	0.250	58	8.3153E+00	6.4759E+00	0.250
5	4.7237E+06	3.6788E+06	0.250	59	6.4759E+00	5.0435E+00	0.250
6	3.6788E+06	2.8651E+06	0.250	60	5.0435E+00	3.9279E+00	0.250
7	2.8651E+06	2.2313E+06	0.250	61	3.9279E+00	3.0590E+00	0.250
8	2.2313E+06	1.7377E+06	0.250	62	3.0590E+00	2.3824E+00	0.250
9	1.7377E+06	1.3534E+06	0.250	63	2.3824E+00	1.8554E+00	0.250
10	1.3534E+06	1.0540E+06	0.250	64	1.8554E+00	1.6374E+00	0.125
11	1.0540E+06	8.2085E+05	0.250	65	1.6374E+00	1.4450E+00	0.125
12	8.2085E+05	6.3928E+05	0.250	66	1.4450E+00	1.2752E+00	0.125
13	6.3928E+05	4.9787E+05	0.250	67	1.2752E+00	1.1254E+00	0.125
14	4.9787E+05	3.8774E+05	0.250	68	1.1254E+00	9.9312E-01	0.125
15	3.8774E+05	3.0197E+05	0.250	69	9.9312E-01	8.7643E-01	0.125
16	3.0197E+05	2.3518E+05	0.250	70	8.7643E-01	7.7344E-01	0.125
17	2.3518E+05	1.8316E+05	0.250	71	7.7344E-01	6.8256E-01	0.125
18	1.8316E+05	1.4264E+05	0.250	72	6.8256E-01	6.0236E-01	0.125
19	1.4264E+05	1.1109E+05	0.250	73	6.0236E-01	5.3158E-01	0.125
20	1.1109E+05	8.6517E+04	0.250	74	5.3158E-01	4.6912E-01	0.125
21	8.6517E+04	6.7380E+04	0.250	75	4.6912E-01	4.1399E-01	0.125
22	6.7380E+04	5.2475E+04	0.250	76	4.1399E-01	3.8926E-01	0.062
23	5.2475E+04	4.0868E+04	0.250	77	3.8926E-01	3.6528E-01	0.064
24	4.0868E+04	3.1828E+04	0.250	78	3.6528E-01	3.4206E-01	0.066
25	3.1828E+04	2.4788E+04	0.250	79	3.4206E-01	3.1961E-01	0.068
26	2.4788E+04	1.9305E+04	0.250	80	3.1961E-01	2.9792E-01	0.070
27	1.9305E+04	1.5034E+04	0.250	81	2.9792E-01	2.7699E-01	0.073
28	1.5034E+04	1.1709E+04	0.250	82	2.7699E-01	2.5683E-01	0.076
29	1.1709E+04	9.1188E+03	0.250	83	2.5683E-01	2.3742E-01	0.079
30	9.1188E+03	7.1017E+03	0.250	84	2.3742E-01	2.1878E-01	0.082
31	7.1017E+03	5.5308E+03	0.250	85	2.1878E-01	2.0090E-01	0.085
32	5.5308E+03	4.3074E+03	0.250	86	2.0090E-01	1.8378E-01	0.089
33	4.3074E+03	3.3546E+03	0.250	87	1.8378E-01	1.6743E-01	0.093
34	3.3546E+03	2.6126E+03	0.250	88	1.6743E-01	1.5183E-01	0.098
35	2.6126E+03	2.0347E+03	0.250	89	1.5183E-01	1.3700E-01	0.103
36	2.0347E+03	1.5846E+03	0.250	90	1.3700E-01	1.2293E-01	0.108
37	1.5846E+03	1.2341E+03	0.250	91	1.2293E-01	1.0963E-01	0.115
38	1.2341E+03	9.6112E+02	0.250	92	1.0963E-01	9.7080E-02	0.122
39	9.6112E+02	7.4852E+02	0.250	93	9.7080E-02	8.5297E-02	0.129
40	7.4852E+02	5.8295E+02	0.250	94	8.5297E-02	7.4276E-02	0.138
41	5.8295E+02	4.5400E+02	0.250	95	7.4276E-02	6.4017E-02	0.149
42	4.5400E+02	3.5358E+02	0.250	96	6.4017E-02	5.4520E-02	0.161
43	3.5358E+02	2.7536E+02	0.250	97	5.4520E-02	4.5785E-02	0.175
44	2.7536E+02	2.1445E+02	0.250	98	4.5785E-02	3.7813E-02	0.191
45	2.1445E+02	1.6702E+02	0.250	99	3.7813E-02	3.0602E-02	0.212
46	1.6702E+02	1.3007E+02	0.250	100	3.0602E-02	2.4154E-02	0.237
47	1.3007E+02	1.0130E+02	0.250	101	2.4154E-02	1.8467E-02	0.268
48	1.0130E+02	7.8893E+01	0.250	102	1.8467E-02	1.3543E-02	0.310
49	7.8893E+01	6.1442E+01	0.250	103	1.3543E-02	9.3805E-03	0.367
50	6.1442E+01	4.7851E+01	0.250	104	9.3805E-03	5.9804E-03	0.450
51	4.7851E+01	3.7266E+01	0.250	105	5.9804E-03	3.3423E-03	0.582
52	3.7266E+01	2.9023E+01	0.250	106	3.3423E-03	1.4663E-03	0.824
53	2.9023E+01	2.2603E+01	0.250	107	1.4663E-03	3.5238E-04	1.426
54	2.2603E+01	1.7604E+01	0.250	108	3.5238E-04	1.0000E-05	3.562

また、今回は用いないものの、将来高精度化を行う際のエネルギー群構造を決定しておく。
Table F.2 に 216 群構造を示すが、これは、108 群の各エネルギー群構造を等レサジーに分割したものである。

Table F.2 DAMOCLES 216 群構造 (1/2)

No.	Upper Energy Boundary (eV)	Lower Energy Boundary (eV)	Lethargy Width	No.	Upper Energy Boundary (eV)	Lower Energy Boundary (eV)	Lethargy Width
1	2.0000E+07	1.4142E+07	0.3466	55	1.5034E+04	1.3268E+04	0.1250
2	1.4142E+07	1.0000E+07	0.3466	56	1.3268E+04	1.1709E+04	0.1250
3	1.0000E+07	8.8250E+06	0.1250	57	1.1709E+04	1.0333E+04	0.1250
4	8.8250E+06	7.7880E+06	0.1250	58	1.0333E+04	9.1188E+03	0.1250
5	7.7880E+06	6.8729E+06	0.1250	59	9.1188E+03	8.0473E+03	0.1250
6	6.8729E+06	6.0653E+06	0.1250	60	8.0473E+03	7.1017E+03	0.1250
7	6.0653E+06	5.3526E+06	0.1250	61	7.1017E+03	6.2672E+03	0.1250
8	5.3526E+06	4.7237E+06	0.1250	62	6.2672E+03	5.5308E+03	0.1250
9	4.7237E+06	4.1686E+06	0.1250	63	5.5308E+03	4.8809E+03	0.1250
10	4.1686E+06	3.6788E+06	0.1250	64	4.8809E+03	4.3074E+03	0.1250
11	3.6788E+06	3.2466E+06	0.1250	65	4.3074E+03	3.8013E+03	0.1250
12	3.2466E+06	2.8651E+06	0.1250	66	3.8013E+03	3.3546E+03	0.1250
13	2.8651E+06	2.5284E+06	0.1250	67	3.3546E+03	2.9604E+03	0.1250
14	2.5284E+06	2.2313E+06	0.1250	68	2.9604E+03	2.6126E+03	0.1250
15	2.2313E+06	1.9691E+06	0.1250	69	2.6126E+03	2.3056E+03	0.1250
16	1.9691E+06	1.7377E+06	0.1250	70	2.3056E+03	2.0347E+03	0.1250
17	1.7377E+06	1.5336E+06	0.1250	71	2.0347E+03	1.7956E+03	0.1250
18	1.5336E+06	1.3534E+06	0.1250	72	1.7956E+03	1.5846E+03	0.1250
19	1.3534E+06	1.1944E+06	0.1250	73	1.5846E+03	1.3984E+03	0.1250
20	1.1944E+06	1.0540E+06	0.1250	74	1.3984E+03	1.2341E+03	0.1250
21	1.0540E+06	9.3015E+05	0.1250	75	1.2341E+03	1.0891E+03	0.1250
22	9.3015E+05	8.2085E+05	0.1250	76	1.0891E+03	9.6112E+02	0.1250
23	8.2085E+05	7.2440E+05	0.1250	77	9.6112E+02	8.4818E+02	0.1250
24	7.2440E+05	6.3928E+05	0.1250	78	8.4818E+02	7.4852E+02	0.1250
25	6.3928E+05	5.6416E+05	0.1250	79	7.4852E+02	6.6057E+02	0.1250
26	5.6416E+05	4.9787E+05	0.1250	80	6.6057E+02	5.8295E+02	0.1250
27	4.9787E+05	4.3937E+05	0.1250	81	5.8295E+02	5.1445E+02	0.1250
28	4.3937E+05	3.8774E+05	0.1250	82	5.1445E+02	4.5400E+02	0.1250
29	3.8774E+05	3.4218E+05	0.1250	83	4.5400E+02	4.0066E+02	0.1250
30	3.4218E+05	3.0197E+05	0.1250	84	4.0066E+02	3.5358E+02	0.1250
31	3.0197E+05	2.6649E+05	0.1250	85	3.5358E+02	3.1203E+02	0.1250
32	2.6649E+05	2.3518E+05	0.1250	86	3.1203E+02	2.7536E+02	0.1250
33	2.3518E+05	2.0755E+05	0.1250	87	2.7536E+02	2.4300E+02	0.1250
34	2.0755E+05	1.8316E+05	0.1250	88	2.4300E+02	2.1445E+02	0.1250
35	1.8316E+05	1.6164E+05	0.1250	89	2.1445E+02	1.8925E+02	0.1250
36	1.6164E+05	1.4264E+05	0.1250	90	1.8925E+02	1.6702E+02	0.1250
37	1.4264E+05	1.2588E+05	0.1250	91	1.6702E+02	1.4739E+02	0.1250
38	1.2588E+05	1.1109E+05	0.1250	92	1.4739E+02	1.3007E+02	0.1250
39	1.1109E+05	9.8037E+04	0.1250	93	1.3007E+02	1.1479E+02	0.1250
40	9.8037E+04	8.6517E+04	0.1250	94	1.1479E+02	1.0130E+02	0.1250
41	8.6517E+04	7.6351E+04	0.1250	95	1.0130E+02	8.9397E+01	0.1250
42	7.6351E+04	6.7380E+04	0.1250	96	8.9397E+01	7.8893E+01	0.1250
43	6.7380E+04	5.9462E+04	0.1250	97	7.8893E+01	6.9623E+01	0.1250
44	5.9462E+04	5.2475E+04	0.1250	98	6.9623E+01	6.1442E+01	0.1250
45	5.2475E+04	4.6309E+04	0.1250	99	6.1442E+01	5.4222E+01	0.1250
46	4.6309E+04	4.0868E+04	0.1250	100	5.4222E+01	4.7851E+01	0.1250
47	4.0868E+04	3.6066E+04	0.1250	101	4.7851E+01	4.2228E+01	0.1250
48	3.6066E+04	3.1828E+04	0.1250	102	4.2228E+01	3.7266E+01	0.1250
49	3.1828E+04	2.8088E+04	0.1250	103	3.7266E+01	3.2887E+01	0.1250
50	2.8088E+04	2.4788E+04	0.1250	104	3.2887E+01	2.9023E+01	0.1250
51	2.4788E+04	2.1875E+04	0.1250	105	2.9023E+01	2.5613E+01	0.1250
52	2.1875E+04	1.9305E+04	0.1250	106	2.5613E+01	2.2603E+01	0.1250
53	1.9305E+04	1.7036E+04	0.1250	107	2.2603E+01	1.9948E+01	0.1250
54	1.7036E+04	1.5034E+04	0.1250	108	1.9948E+01	1.7604E+01	0.1250

Table F.2 DAMOCLES 216 群構造 (2/2)

No.	Upper		Lethargy Width	No.	Upper		Lethargy Width
	Energy Boundary (eV)	Lower Energy Boundary (eV)			Energy Boundary (eV)	Lower Energy Boundary (eV)	
109	1.7604E+01	1.5535E+01	0.1250	163	2.7699E-01	2.6672E-01	0.0378
110	1.5535E+01	1.3710E+01	0.1250	164	2.6672E-01	2.5683E-01	0.0378
111	1.3710E+01	1.2099E+01	0.1250	165	2.5683E-01	2.4693E-01	0.0393
112	1.2099E+01	1.0677E+01	0.1250	166	2.4693E-01	2.3742E-01	0.0393
113	1.0677E+01	9.4224E+00	0.1250	167	2.3742E-01	2.2791E-01	0.0409
114	9.4224E+00	8.3153E+00	0.1250	168	2.2791E-01	2.1878E-01	0.0409
115	8.3153E+00	7.3382E+00	0.1250	169	2.1878E-01	2.0965E-01	0.0426
116	7.3382E+00	6.4759E+00	0.1250	170	2.0965E-01	2.0090E-01	0.0426
117	6.4759E+00	5.7150E+00	0.1250	171	2.0090E-01	1.9215E-01	0.0445
118	5.7150E+00	5.0435E+00	0.1250	172	1.9215E-01	1.8378E-01	0.0445
119	5.0435E+00	4.4509E+00	0.1250	173	1.8378E-01	1.7541E-01	0.0466
120	4.4509E+00	3.9279E+00	0.1250	174	1.7541E-01	1.6743E-01	0.0466
121	3.9279E+00	3.4663E+00	0.1250	175	1.6743E-01	1.5944E-01	0.0489
122	3.4663E+00	3.0590E+00	0.1250	176	1.5944E-01	1.5183E-01	0.0489
123	3.0590E+00	2.6996E+00	0.1250	177	1.5183E-01	1.4422E-01	0.0514
124	2.6996E+00	2.3824E+00	0.1250	178	1.4422E-01	1.3700E-01	0.0514
125	2.3824E+00	2.1025E+00	0.1250	179	1.3700E-01	1.2977E-01	0.0542
126	2.1025E+00	1.8554E+00	0.1250	180	1.2977E-01	1.2293E-01	0.0542
127	1.8554E+00	1.7430E+00	0.0625	181	1.2293E-01	1.1609E-01	0.0573
128	1.7430E+00	1.6374E+00	0.0625	182	1.1609E-01	1.0963E-01	0.0573
129	1.6374E+00	1.5382E+00	0.0625	183	1.0963E-01	1.0316E-01	0.0608
130	1.5382E+00	1.4450E+00	0.0625	184	1.0316E-01	9.7080E-02	0.0608
131	1.4450E+00	1.3574E+00	0.0625	185	9.7080E-02	9.0998E-02	0.0647
132	1.3574E+00	1.2752E+00	0.0625	186	9.0998E-02	8.5297E-02	0.0647
133	1.2752E+00	1.1980E+00	0.0625	187	8.5297E-02	7.9596E-02	0.0692
134	1.1980E+00	1.1254E+00	0.0625	188	7.9596E-02	7.4276E-02	0.0692
135	1.1254E+00	1.0572E+00	0.0625	189	7.4276E-02	6.8956E-02	0.0743
136	1.0572E+00	9.9312E-01	0.0625	190	6.8956E-02	6.4017E-02	0.0743
137	9.9312E-01	9.3295E-01	0.0625	191	6.4017E-02	5.9078E-02	0.0803
138	9.3295E-01	8.7643E-01	0.0625	192	5.9078E-02	5.4520E-02	0.0803
139	8.7643E-01	8.2333E-01	0.0625	193	5.4520E-02	4.9662E-02	0.0873
140	8.2333E-01	7.7344E-01	0.0625	194	4.9662E-02	4.5785E-02	0.0873
141	7.7344E-01	7.2658E-01	0.0625	195	4.5785E-02	4.1609E-02	0.0957
142	7.2658E-01	6.8256E-01	0.0625	196	4.1609E-02	3.7813E-02	0.0957
143	6.8256E-01	6.4121E-01	0.0625	197	3.7813E-02	3.4017E-02	0.1058
144	6.4121E-01	6.0236E-01	0.0625	198	3.4017E-02	3.0602E-02	0.1058
145	6.0236E-01	5.6586E-01	0.0625	199	3.0602E-02	2.7188E-02	0.1183
146	5.6586E-01	5.3158E-01	0.0625	200	2.7188E-02	2.4154E-02	0.1183
147	5.3158E-01	4.9937E-01	0.0625	201	2.4154E-02	2.1120E-02	0.1342
148	4.9937E-01	4.6912E-01	0.0625	202	2.1120E-02	1.8467E-02	0.1342
149	4.6912E-01	4.4069E-01	0.0625	203	1.8467E-02	1.5815E-02	0.1551
150	4.4069E-01	4.1399E-01	0.0625	204	1.5815E-02	1.3543E-02	0.1551
151	4.1399E-01	4.0143E-01	0.0308	205	1.3543E-02	1.1271E-02	0.1836
152	4.0143E-01	3.8926E-01	0.0308	206	1.1271E-02	9.3805E-03	0.1836
153	3.8926E-01	3.7708E-01	0.0318	207	9.3805E-03	7.4899E-03	0.2251
154	3.7708E-01	3.6528E-01	0.0318	208	7.4899E-03	5.9804E-03	0.2251
155	3.6528E-01	3.5348E-01	0.0328	209	5.9804E-03	4.4708E-03	0.2909
156	3.5348E-01	3.4206E-01	0.0328	210	4.4708E-03	3.3423E-03	0.2909
157	3.4206E-01	3.3064E-01	0.0339	211	3.3423E-03	2.2138E-03	0.4120
158	3.3064E-01	3.1961E-01	0.0339	212	2.2138E-03	1.4663E-03	0.4120
159	3.1961E-01	3.0857E-01	0.0351	213	1.4663E-03	7.1881E-04	0.7129
160	3.0857E-01	2.9792E-01	0.0351	214	7.1881E-04	3.5238E-04	0.7129
161	2.9792E-01	2.8726E-01	0.0364	215	3.5238E-04	5.9362E-05	1.7811
162	2.8726E-01	2.7699E-01	0.0364	216	5.9362E-05	1.0000E-05	1.7811

付録 G ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換

本研究において ORIGEN ライブラリに含まれる核種は以下に示す Table G.1 のように置換された。

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (1/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
H-1	JENDL-4	S-34	JENDL-4	Mn-66	Base Library
H-2	JENDL-4	S-36	JENDL-4	Mn-67	Base Library
H-3	JEFF-3.1.2	Cl-35	JENDL-4	Mn-68	Base Library
He-3	JENDL-4	Cl-36	JEFF-3.1/A	Mn-69	Base Library
He-4	JENDL-4	Cl-37	JENDL-4	Mn-70	Base Library
He-6	Base Library	Ar-36	JEFF-3.1.2	Mn-71	Base Library
He-8	Base Library	Ar-38	JEFF-3.1.2	Mn-72	Base Library
Li-6	JENDL-4	Ar-39	JEFF-3.1/A	Mn-73	Base Library
Li-7	JENDL-4	Ar-40	JENDL-4	Fe-54	JENDL-4
Li-9	Base Library	Ar-41	JEFF-3.1/A	Fe-56	JENDL-4
Be-9	JENDL-4	K-39	JENDL-4	Fe-57	JENDL-4
Be-10	JEFF-3.1/A	K-40	JENDL-4	Fe-58	JENDL-4
B-10	JENDL-4	K-41	JENDL-4	Fe-66	Base Library
B-11	JENDL-4	Ca-40	JENDL-4	Fe-67	Base Library
C-12	JENDL-4	Ca-42	JENDL-4	Fe-68	Base Library
C-13	JENDL-A	Ca-43	JENDL-4	Fe-69	Base Library
C-14	JEFF-3.1/A	Ca-44	JENDL-4	Fe-70	Base Library
N-14	JENDL-4	Ca-46	JENDL-4	Fe-71	Base Library
N-15	JENDL-4	Ca-48	JENDL-4	Fe-72	Base Library
O-16	JENDL-4	Sc-45	JENDL-4	Fe-73	Base Library
O-17	JEFF-3.1.2	Sc-46	JEFF-3.1/A	Fe-74	Base Library
O-18	JENDL-A	Ti-46	JENDL-4	Fe-75	Base Library
F-19	JENDL-4	Ti-47	JENDL-4	Co-58	JEFF-3.1.2
Ne-20	JEFF-3.1/A	Ti-48	JENDL-4	Co-58m	JEFF-3.1.2
Ne-21	JEFF-3.1/A	Ti-49	JENDL-4	Co-59	JENDL-4
Ne-22	JENDL-A	Ti-50	JENDL-4	Co-60	JEFF-3.1/A
Na-22	JEFF-3.1.2	V-50	JENDL-4	Co-60m	TENDL-2011
Na-23	JENDL-4	V-51	JENDL-4	Co-66	Base Library
Mg-24	JENDL-4	V-66	Base Library	Co-67	Base Library
Mg-25	JENDL-4	Cr-50	JENDL-4	Co-68	Base Library
Mg-26	JENDL-4	Cr-51	JEFF-3.1/A	Co-69	Base Library
Mg-27	TENDL-2011	Cr-52	JENDL-4	Co-70	Base Library
Al-27	JENDL-4	Cr-53	JENDL-4	Co-71	Base Library
Si-28	JENDL-4	Cr-54	JENDL-4	Co-72	Base Library
Si-29	JENDL-4	Cr-66	Base Library	Co-73	Base Library
Si-30	JENDL-4	Cr-67	Base Library	Co-74	Base Library
Si-31	JENDL-A	Cr-68	Base Library	Co-75	Base Library
P-31	JENDL-4	Cr-69	Base Library	Co-76	Base Library
S-32	JENDL-4	Mn-54	JEFF-3.1/A	Co-77	Base Library
S-33	JENDL-4	Mn-55	JENDL-4	Co-78	Base Library

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (2/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Ni-58	JENDL-4	Cu-78	Base Library	Ga-75	TENDL-2011
Ni-59	JENDL-4	Cu-79	Base Library	Ga-76	TENDL-2011
Ni-60	JENDL-4	Cu-80	Base Library	Ga-77	TENDL-2011
Ni-61	JENDL-4	Cu-81	Base Library	Ga-78	TENDL-2011
Ni-62	JENDL-4	Cu-82	Base Library	Ga-79	TENDL-2011
Ni-63	JENDL-A	Cu-83	Base Library	Ga-80	TENDL-2011
Ni-64	JENDL-4	Cu-84	Base Library	Ga-81	TENDL-2011
Ni-65	TENDL-2011	Zn-64	JENDL-4	Ga-82	Base Library
Ni-66	JEFF-3.1/A	Zn-66	JENDL-4	Ga-83	Base Library
Ni-67	TENDL-2011	Zn-67	JENDL-4	Ga-84	Base Library
Ni-68	TENDL-2011	Zn-68	JENDL-4	Ga-85	Base Library
Ni-69	TENDL-2011	Zn-69	JEFF-3.1/A	Ga-86	Base Library
Ni-70	TENDL-2011	Zn-69m	TENDL-2011	Ga-87	Base Library
Ni-71	TENDL-2011	Zn-70	JENDL-4	Ga-88	Base Library
Ni-72	Base Library	Zn-71	TENDL-2011	Ga-89	Base Library
Ni-73	Base Library	Zn-71m	TENDL-2011	Ge-69	JEFF-3.1/A
Ni-74	Base Library	Zn-72	JEFF-3.1/A	Ge-70	JENDL-4
Ni-75	Base Library	Zn-73	TENDL-2011	Ge-71	JEFF-3.1/A
Ni-76	Base Library	Zn-74	TENDL-2011	Ge-72	JENDL-4
Ni-77	Base Library	Zn-75	TENDL-2011	Ge-73	JENDL-4
Ni-78	Base Library	Zn-76	TENDL-2011	Ge-73m	Base Library
Ni-79	Base Library	Zn-77	TENDL-2011	Ge-74	JENDL-4
Ni-80	Base Library	Zn-78	TENDL-2011	Ge-75	TENDL-2011
Ni-81	Base Library	Zn-79	Base Library	Ge-75m	TENDL-2011
Cu-63	JENDL-4	Zn-80	Base Library	Ge-76	JENDL-4
Cu-65	JENDL-4	Zn-81	Base Library	Ge-77	JEFF-3.1/A
Cu-66	TENDL-2011	Zn-82	Base Library	Ge-77m	TENDL-2011
Cu-67	JEFF-3.1/A	Zn-83	Base Library	Ge-78	TENDL-2011
Cu-68	TENDL-2011	Zn-84	Base Library	Ge-79	TENDL-2011
Cu-68m	TENDL-2011	Zn-85	Base Library	Ge-79m	TENDL-2011
Cu-69	TENDL-2011	Zn-86	Base Library	Ge-80	TENDL-2011
Cu-70	TENDL-2011	Ga-67	JEFF-3.1/A	Ge-81	TENDL-2011
Cu-70m	TENDL-2011	Ga-68	TENDL-2011	Ge-81m	TENDL-2011
Cu-71	TENDL-2011	Ga-69	JENDL-4	Ge-82	TENDL-2011
Cu-72	TENDL-2011	Ga-70	TENDL-2011	Ge-83	TENDL-2011
Cu-73	TENDL-2011	Ga-71	JENDL-4	Ge-84	Base Library
Cu-74	TENDL-2011	Ga-72	JEFF-3.1/A	Ge-85	Base Library
Cu-75	TENDL-2011	Ga-73	TENDL-2011	Ge-86	Base Library
Cu-76	Base Library	Ga-74	TENDL-2011	Ge-87	Base Library
Cu-77	Base Library	Ga-74m	TENDL-2011	Ge-88	Base Library

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (3/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Ge-89	Base Library	Se-83	TENDL-2011	Br-97	Base Library
Ge-90	Base Library	Se-83m	TENDL-2011	Br-98	Base Library
Ge-91	Base Library	Se-84	TENDL-2011	Br-99	Base Library
As-72	JEFF-3.1/A	Se-85	TENDL-2011	Br-100	Base Library
As-73	JEFF-3.1/A	Se-86	TENDL-2011	Kr-78	JENDL-4
As-74	JEFF-3.1/A	Se-87	TENDL-2011	Kr-79	JEFF-3.1/A
As-75	JENDL-4	Se-88	TENDL-2011	Kr-79m	TENDL-2011
As-76	JEFF-3.1/A	Se-89	Base Library	Kr-80	JENDL-4
As-77	JEFF-3.1/A	Se-90	Base Library	Kr-81	JEFF-3.1/A
As-78	TENDL-2011	Se-91	Base Library	Kr-81m	TENDL-2011
As-79	TENDL-2011	Se-92	Base Library	Kr-82	JENDL-4
As-80	TENDL-2011	Se-93	Base Library	Kr-83	JENDL-4
As-81	TENDL-2011	Se-94	Base Library	Kr-83m	TENDL-2011
As-82	TENDL-2011	Se-95	Base Library	Kr-84	JENDL-4
As-82m	Base Library	Se-96	Base Library	Kr-85	JENDL-4
As-83	TENDL-2011	Br-77	JEFF-3.1/A	Kr-85m	TENDL-2011
As-84	TENDL-2011	Br-77m	TENDL-2011	Kr-86	JENDL-4
As-84m	Base Library	Br-78	TENDL-2011	Kr-87	TENDL-2011
As-85	TENDL-2011	Br-79	JENDL-4	Kr-88	TENDL-2011
As-86	Base Library	Br-79m	TENDL-2011	Kr-89	TENDL-2011
As-87	Base Library	Br-80	TENDL-2011	Kr-90	TENDL-2011
As-88	Base Library	Br-80m	TENDL-2011	Kr-91	TENDL-2011
As-89	Base Library	Br-81	JENDL-4	Kr-92	TENDL-2011
As-90	Base Library	Br-82	JEFF-3.1/A	Kr-93	TENDL-2011
As-91	Base Library	Br-82m	TENDL-2011	Kr-94	Base Library
As-92	Base Library	Br-83	TENDL-2011	Kr-95	Base Library
As-93	Base Library	Br-84	TENDL-2011	Kr-96	Base Library
As-94	Base Library	Br-84m	TENDL-2011	Kr-97	Base Library
Se-74	JENDL-4	Br-85	TENDL-2011	Kr-98	Base Library
Se-75	JEFF-3.1/A	Br-86	TENDL-2011	Kr-99	Base Library
Se-76	JENDL-4	Br-87	TENDL-2011	Kr-100	Base Library
Se-77	JENDL-4	Br-88	TENDL-2011	Kr-101	Base Library
Se-77m	TENDL-2011	Br-89	TENDL-2011	Kr-102	Base Library
Se-78	JENDL-4	Br-90	TENDL-2011	Rb-81	TENDL-2011
Se-79	JENDL-4	Br-91	Base Library	Rb-81m	TENDL-2011
Se-79m	TENDL-2011	Br-92	Base Library	Rb-82	TENDL-2011
Se-80	JENDL-4	Br-93	Base Library	Rb-82m	TENDL-2011
Se-81	TENDL-2011	Br-94	Base Library	Rb-83	JEFF-3.1/A
Se-81m	TENDL-2011	Br-95	Base Library	Rb-84	JEFF-3.1/A
Se-82	JENDL-4	Br-96	Base Library	Rb-84m	TENDL-2011

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (4/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Rb-85	JENDL-4	Sr-98	Base Library	Y-106	Base Library
Rb-86	JENDL-4	Sr-99	Base Library	Y-107	Base Library
Rb-86m	TENDL-2011	Sr-100	Base Library	Y-108	Base Library
Rb-87	JENDL-4	Sr-101	Base Library	Y-109	Base Library
Rb-88	TENDL-2011	Sr-102	Base Library	Zr-88	JEFF-3.1/A
Rb-89	TENDL-2011	Sr-103	Base Library	Zr-89	JEFF-3.1/A
Rb-90	TENDL-2011	Sr-104	Base Library	Zr-89m	TENDL-2011
Rb-90m	TENDL-2011	Sr-105	Base Library	Zr-90	JENDL-4
Rb-91	TENDL-2011	Sr-106	Base Library	Zr-90m	Base Library
Rb-92	TENDL-2011	Sr-107	Base Library	Zr-91	JENDL-4
Rb-93	TENDL-2011	Y-86	JEFF-3.1/A	Zr-92	JENDL-4
Rb-94	TENDL-2011	Y-86m	TENDL-2011	Zr-93	JENDL-4
Rb-95	Base Library	Y-87	JEFF-3.1/A	Zr-94	JENDL-4
Rb-96	Base Library	Y-87m	TENDL-2011	Zr-95	JENDL-4
Rb-97	Base Library	Y-88	JEFF-3.1/A	Zr-96	JENDL-4
Rb-98	Base Library	Y-89	JENDL-4	Zr-97	JEFF-3.1/A
Rb-99	Base Library	Y-89m	TENDL-2011	Zr-98	TENDL-2011
Rb-100	Base Library	Y-90	JENDL-4	Zr-99	TENDL-2011
Rb-101	Base Library	Y-90m	TENDL-2011	Zr-100	TENDL-2011
Rb-102	Base Library	Y-91	JENDL-4	Zr-101	TENDL-2011
Rb-103	Base Library	Y-91m	TENDL-2011	Zr-102	TENDL-2011
Rb-104	Base Library	Y-92	TENDL-2011	Zr-103	TENDL-2011
Rb-105	Base Library	Y-93	TENDL-2011	Zr-104	TENDL-2011
Sr-83	JEFF-3.1/A	Y-93m	Base Library	Zr-105	Base Library
Sr-84	JENDL-4	Y-94	TENDL-2011	Zr-106	Base Library
Sr-85	JEFF-3.1/A	Y-95	TENDL-2011	Zr-107	Base Library
Sr-85m	TENDL-2011	Y-96	TENDL-2011	Zr-108	Base Library
Sr-86	JENDL-4	Y-96m	Base Library	Zr-109	Base Library
Sr-87	JENDL-4	Y-97	TENDL-2011	Zr-110	Base Library
Sr-87m	TENDL-2011	Y-97m	TENDL-2011	Zr-111	Base Library
Sr-88	JENDL-4	Y-98	Base Library	Zr-112	Base Library
Sr-89	JENDL-4	Y-98m	TENDL-2011	Nb-90	JEFF-3.1/A
Sr-90	JENDL-4	Y-99	TENDL-2011	Nb-91	JEFF-3.1/A
Sr-91	TENDL-2011	Y-100	Base Library	Nb-92	JEFF-3.1/A
Sr-92	TENDL-2011	Y-100m	Base Library	Nb-92m	TENDL-2011
Sr-93	TENDL-2011	Y-101	Base Library	Nb-93	JENDL-4
Sr-94	TENDL-2011	Y-102	Base Library	Nb-93m	TENDL-2011
Sr-95	TENDL-2011	Y-103	Base Library	Nb-94	JENDL-4
Sr-96	TENDL-2011	Y-104	Base Library	Nb-94m	TENDL-2011
Sr-97	Base Library	Y-105	Base Library	Nb-95	JENDL-4

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (5/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Nb-95m	TENDL-2011	Mo-104	TENDL-2011	Tc-118	Base Library
Nb-96	JEFF-3.1/A	Mo-105	TENDL-2011	Tc-119	Base Library
Nb-97	TENDL-2011	Mo-106	TENDL-2011	Tc-120	Base Library
Nb-97m	TENDL-2011	Mo-107	TENDL-2011	Ru-96	JENDL-4
Nb-98	TENDL-2011	Mo-108	TENDL-2011	Ru-98	JENDL-4
Nb-98m	TENDL-2011	Mo-109	Base Library	Ru-99	JENDL-4
Nb-99	TENDL-2011	Mo-110	Base Library	Ru-100	JENDL-4
Nb-99m	TENDL-2011	Mo-111	Base Library	Ru-101	JENDL-4
Nb-100	TENDL-2011	Mo-112	Base Library	Ru-102	JENDL-4
Nb-100m	TENDL-2011	Mo-113	Base Library	Ru-103	JENDL-4
Nb-101	TENDL-2011	Mo-114	Base Library	Ru-104	JENDL-4
Nb-102	TENDL-2011	Mo-115	Base Library	Ru-105	JENDL-4
Nb-102m	Base Library	Mo-116	Base Library	Ru-106	JENDL-4
Nb-103	TENDL-2011	Mo-117	Base Library	Ru-107	TENDL-2011
Nb-104	TENDL-2011	Tc-95	JEFF-3.1/A	Ru-108	TENDL-2011
Nb-104m	Base Library	Tc-95m	TENDL-2011	Ru-109	TENDL-2011
Nb-105	TENDL-2011	Tc-97	JEFF-3.1/A	Ru-109m	Base Library
Nb-106	TENDL-2011	Tc-97m	TENDL-2011	Ru-110	TENDL-2011
Nb-107	Base Library	Tc-98	JEFF-3.1/A	Ru-111	TENDL-2011
Nb-108	Base Library	Tc-99	JENDL-4	Ru-112	TENDL-2011
Nb-109	Base Library	Tc-99m	TENDL-2011	Ru-113	Base Library
Nb-110	Base Library	Tc-100	TENDL-2011	Ru-114	Base Library
Nb-111	Base Library	Tc-101	TENDL-2011	Ru-115	Base Library
Nb-112	Base Library	Tc-102	TENDL-2011	Ru-116	Base Library
Nb-113	Base Library	Tc-102m	Base Library	Ru-117	Base Library
Nb-114	Base Library	Tc-103	TENDL-2011	Ru-118	Base Library
Nb-115	Base Library	Tc-104	TENDL-2011	Ru-119	Base Library
Mo-92	JENDL-4	Tc-105	TENDL-2011	Ru-120	Base Library
Mo-93	JEFF-3.1/A	Tc-106	TENDL-2011	Ru-121	Base Library
Mo-93m	TENDL-2011	Tc-107	TENDL-2011	Ru-122	Base Library
Mo-94	JENDL-4	Tc-108	TENDL-2011	Ru-123	Base Library
Mo-95	JENDL-4	Tc-109	Base Library	Rh-101	JEFF-3.1/A
Mo-96	JENDL-4	Tc-110	Base Library	Rh-101m	TENDL-2011
Mo-97	JENDL-4	Tc-111	Base Library	Rh-102	JEFF-3.1/A
Mo-98	JENDL-4	Tc-112	Base Library	Rh-102m	TENDL-2011
Mo-99	JENDL-4	Tc-113	Base Library	Rh-103	JENDL-4
Mo-100	JENDL-4	Tc-114	Base Library	Rh-103m	TENDL-2011
Mo-101	TENDL-2011	Tc-115	Base Library	Rh-104	TENDL-2011
Mo-102	TENDL-2011	Tc-116	Base Library	Rh-104m	TENDL-2011
Mo-103	TENDL-2011	Tc-117	Base Library	Rh-105	JENDL-4

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (6/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Rh-105m	TENDL-2011	Pd-115	TENDL-2011	Ag-117m	TENDL-2011
Rh-106	TENDL-2011	Pd-116	TENDL-2011	Ag-118	TENDL-2011
Rh-106m	TENDL-2011	Pd-117	TENDL-2011	Ag-118m	TENDL-2011
Rh-107	TENDL-2011	Pd-118	TENDL-2011	Ag-119	TENDL-2011
Rh-108	TENDL-2011	Pd-119	Base Library	Ag-120	TENDL-2011
Rh-108m	Base Library	Pd-120	Base Library	Ag-120m	Base Library
Rh-109	TENDL-2011	Pd-121	Base Library	Ag-121	Base Library
Rh-110	TENDL-2011	Pd-122	Base Library	Ag-122	Base Library
Rh-110m	Base Library	Pd-123	Base Library	Ag-123	Base Library
Rh-111	TENDL-2011	Pd-124	Base Library	Ag-124	Base Library
Rh-112	TENDL-2011	Pd-125	Base Library	Ag-125	Base Library
Rh-113	TENDL-2011	Pd-126	Base Library	Ag-126	Base Library
Rh-114	TENDL-2011	Pd-127	Base Library	Ag-127	Base Library
Rh-115	Base Library	Pd-128	Base Library	Ag-128	Base Library
Rh-116	Base Library	Pd-129	Base Library	Ag-129	Base Library
Rh-117	Base Library	Pd-130	Base Library	Ag-130	Base Library
Rh-118	Base Library	Pd-131	Base Library	Ag-131	Base Library
Rh-119	Base Library	Ag-105	JEFF-3.1/A	Ag-132	Base Library
Rh-120	Base Library	Ag-105m	TENDL-2011	Ag-133	Base Library
Rh-121	Base Library	Ag-106	JEFF-3.1/A	Cd-106	JENDL-4
Rh-122	Base Library	Ag-106m	TENDL-2011	Cd-108	JENDL-4
Rh-123	Base Library	Ag-107	JENDL-4	Cd-109	JEFF-3.1/A
Rh-124	Base Library	Ag-107m	TENDL-2011	Cd-110	JENDL-4
Rh-125	Base Library	Ag-108	JEFF-3.1/A	Cd-111	JENDL-4
Pd-102	JENDL-4	Ag-108m	TENDL-2011	Cd-111m	TENDL-2011
Pd-103	JEFF-3.1/A	Ag-109	JENDL-4	Cd-112	JENDL-4
Pd-104	JENDL-4	Ag-109m	TENDL-2011	Cd-113	JENDL-4
Pd-105	JENDL-4	Ag-110	JEFF-3.1/A	Cd-113m	TENDL-2011
Pd-106	JENDL-4	Ag-110m	JENDL-4	Cd-114	JENDL-4
Pd-107	JENDL-4	Ag-111	JENDL-4	Cd-115	JEFF-3.1/A
Pd-107m	TENDL-2011	Ag-111m	TENDL-2011	Cd-115m	JEFF-3.1.2
Pd-108	JENDL-4	Ag-112	TENDL-2011	Cd-116	JENDL-4
Pd-109	JEFF-3.1/A	Ag-113	TENDL-2011	Cd-117	TENDL-2011
Pd-109m	TENDL-2011	Ag-113m	TENDL-2011	Cd-117m	TENDL-2011
Pd-110	JENDL-4	Ag-114	TENDL-2011	Cd-118	TENDL-2011
Pd-111	TENDL-2011	Ag-115	TENDL-2011	Cd-119	TENDL-2011
Pd-111m	TENDL-2011	Ag-115m	TENDL-2011	Cd-119m	TENDL-2011
Pd-112	JEFF-3.1/A	Ag-116	TENDL-2011	Cd-120	TENDL-2011
Pd-113	TENDL-2011	Ag-116m	TENDL-2011	Cd-121	TENDL-2011
Pd-114	TENDL-2011	Ag-117	TENDL-2011	Cd-121m	TENDL-2011

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (7/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Cd-122	TENDL-2011	In-124	TENDL-2011	Sn-125	JEFF-3.1.2
Cd-123	TENDL-2011	In-124m	TENDL-2011	Sn-125m	TENDL-2011
Cd-124	TENDL-2011	In-125	TENDL-2011	Sn-126	JENDL-4
Cd-125	Base Library	In-125m	TENDL-2011	Sn-127	TENDL-2011
Cd-126	Base Library	In-126	TENDL-2011	Sn-127m	TENDL-2011
Cd-127	Base Library	In-126m	TENDL-2011	Sn-128	TENDL-2011
Cd-128	Base Library	In-127	TENDL-2011	Sn-129	TENDL-2011
Cd-129	Base Library	In-127m	TENDL-2011	Sn-129m	TENDL-2011
Cd-130	Base Library	In-128	Base Library	Sn-130	TENDL-2011
Cd-131	Base Library	In-128m	Base Library	Sn-130m	TENDL-2011
Cd-132	Base Library	In-129	Base Library	Sn-131	TENDL-2011
Cd-133	Base Library	In-129m	TENDL-2011	Sn-131m	TENDL-2011
Cd-134	Base Library	In-130	Base Library	Sn-132	TENDL-2011
Cd-135	Base Library	In-131	Base Library	Sn-133	TENDL-2011
Cd-136	Base Library	In-131m	Base Library	Sn-134	TENDL-2011
In-111	JEFF-3.1/A	In-132	Base Library	Sn-135	Base Library
In-112	TENDL-2011	In-133	Base Library	Sn-136	Base Library
In-112m	TENDL-2011	In-134	Base Library	Sn-137	Base Library
In-113	JENDL-4	In-135	Base Library	Sn-138	Base Library
In-113m	TENDL-2011	In-136	Base Library	Sn-139	Base Library
In-114	JEFF-3.1/A	In-137	Base Library	Sn-140	Base Library
In-114m	TENDL-2011	In-138	Base Library	Sb-117	TENDL-2011
In-115	JENDL-4	Sn-112	JENDL-4	Sb-118	TENDL-2011
In-115m	TENDL-2011	Sn-113	JEFF-3.1/A	Sb-118m	TENDL-2011
In-116	TENDL-2011	Sn-113m	TENDL-2011	Sb-119	JEFF-3.1/A
In-116m	TENDL-2011	Sn-114	JENDL-4	Sb-120	JEFF-3.1/A
In-117	TENDL-2011	Sn-115	JENDL-4	Sb-120m	Base Library
In-117m	TENDL-2011	Sn-116	JENDL-4	Sb-121	JENDL-4
In-118	TENDL-2011	Sn-117	JENDL-4	Sb-122	JEFF-3.1/A
In-118m	TENDL-2011	Sn-117m	TENDL-2011	Sb-122m	TENDL-2011
In-119	TENDL-2011	Sn-118	JENDL-4	Sb-123	JENDL-4
In-119m	TENDL-2011	Sn-119	JENDL-4	Sb-124	JENDL-4
In-120	TENDL-2011	Sn-119m	TENDL-2011	Sb-124m	TENDL-2011
In-120m	TENDL-2011	Sn-120	JENDL-4	Sb-125	JENDL-4
In-121	TENDL-2011	Sn-121	JEFF-3.1/A	Sb-126	JENDL-4
In-121m	TENDL-2011	Sn-121m	TENDL-2011	Sb-126m	TENDL-2011
In-122	TENDL-2011	Sn-122	JENDL-4	Sb-127	JEFF-3.1/A
In-122m	TENDL-2011	Sn-123	JENDL-4	Sb-128	TENDL-2011
In-123	TENDL-2011	Sn-123m	TENDL-2011	Sb-128m	Base Library
In-123m	TENDL-2011	Sn-124	JENDL-4	Sb-129	TENDL-2011

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (8/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Sb-129m	TENDL-2011	Te-135	TENDL-2011	I-147	Base Library
Sb-130	TENDL-2011	Te-136	TENDL-2011	I-148	Base Library
Sb-130m	TENDL-2011	Te-137	TENDL-2011	Xe-124	JENDL-4
Sb-131	TENDL-2011	Te-138	TENDL-2011	Xe-125	JEFF-3.1/A
Sb-132	TENDL-2011	Te-139	Base Library	Xe-126	JENDL-4
Sb-132m	Base Library	Te-140	Base Library	Xe-127	JEFF-3.1/A
Sb-133	TENDL-2011	Te-141	Base Library	Xe-127m	TENDL-2011
Sb-134	Base Library	Te-142	Base Library	Xe-128	JENDL-4
Sb-134m	Base Library	Te-143	Base Library	Xe-129	JENDL-4
Sb-135	TENDL-2011	Te-144	Base Library	Xe-129m	TENDL-2011
Sb-136	Base Library	Te-145	Base Library	Xe-130	JENDL-4
Sb-137	Base Library	I-123	JEFF-3.1/A	Xe-131	JENDL-4
Sb-138	Base Library	I-124	JEFF-3.1/A	Xe-131m	TENDL-2011
Sb-139	Base Library	I-125	JEFF-3.1/A	Xe-132	JENDL-4
Sb-140	Base Library	I-126	JEFF-3.1/A	Xe-133	JENDL-4
Sb-141	Base Library	I-127	JENDL-4	Xe-133m	TENDL-2011
Sb-142	Base Library	I-128	JEFF-3.1/A	Xe-134	JENDL-4
Sb-143	Base Library	I-129	JENDL-4	Xe-134m	Base Library
Te-120	JENDL-4	I-130	JENDL-4	Xe-135	JENDL-4
Te-121	JEFF-3.1/A	I-130m	TENDL-2011	Xe-135m	TENDL-2011
Te-121m	TENDL-2011	I-131	JENDL-4	Xe-136	JENDL-4
Te-122	JENDL-4	I-132	TENDL-2011	Xe-137	TENDL-2011
Te-123	JENDL-4	I-132m	TENDL-2011	Xe-138	TENDL-2011
Te-123m	TENDL-2011	I-133	JEFF-3.1/A	Xe-139	TENDL-2011
Te-124	JENDL-4	I-133m	TENDL-2011	Xe-140	TENDL-2011
Te-125	JENDL-4	I-134	TENDL-2011	Xe-141	TENDL-2011
Te-125m	TENDL-2011	I-134m	TENDL-2011	Xe-142	TENDL-2011
Te-126	JENDL-4	I-135	JENDL-4	Xe-143	Base Library
Te-127	JEFF-3.1/A	I-136	TENDL-2011	Xe-143m	Base Library
Te-127m	JENDL-4	I-136m	TENDL-2011	Xe-144	TENDL-2011
Te-128	JENDL-4	I-137	TENDL-2011	Xe-145	Base Library
Te-129	JEFF-3.1/A	I-138	TENDL-2011	Xe-146	Base Library
Te-129m	JENDL-4	I-139	TENDL-2011	Xe-147	Base Library
Te-130	JENDL-4	I-140	Base Library	Xe-148	Base Library
Te-131	JEFF-3.1/A	I-141	Base Library	Xe-149	Base Library
Te-131m	TENDL-2011	I-142	Base Library	Xe-150	Base Library
Te-132	JENDL-4	I-143	Base Library	Cs-129	JEFF-3.1/A
Te-133	TENDL-2011	I-144	Base Library	Cs-130	TENDL-2011
Te-133m	TENDL-2011	I-145	Base Library	Cs-131	JEFF-3.1/A
Te-134	TENDL-2011	I-146	Base Library	Cs-132	JEFF-3.1/A

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (9/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Cs-133	JENDL-4	Ba-142	TENDL-2011	Ce-137	JEFF-3.1/A
Cs-134	JENDL-4	Ba-143	TENDL-2011	Ce-137m	TENDL-2011
Cs-134m	TENDL-2011	Ba-144	TENDL-2011	Ce-138	JEFF-3.1/A
Cs-135	JENDL-4	Ba-145	TENDL-2011	Ce-139	JEFF-3.1/A
Cs-135m	TENDL-2011	Ba-146	TENDL-2011	Ce-139m	TENDL-2011
Cs-136	JENDL-4	Ba-147	Base Library	Ce-140	JENDL-4
Cs-136m	Base Library	Ba-148	Base Library	Ce-141	JENDL-4
Cs-137	JENDL-4	Ba-149	Base Library	Ce-142	JENDL-4
Cs-138	TENDL-2011	Ba-150	Base Library	Ce-143	JENDL-4
Cs-138m	TENDL-2011	Ba-151	Base Library	Ce-144	JENDL-4
Cs-139	TENDL-2011	Ba-152	Base Library	Ce-145	TENDL-2011
Cs-140	TENDL-2011	Ba-153	Base Library	Ce-146	TENDL-2011
Cs-141	TENDL-2011	Ba-154	Base Library	Ce-147	TENDL-2011
Cs-142	TENDL-2011	La-133	TENDL-2011	Ce-148	TENDL-2011
Cs-143	TENDL-2011	La-135	JEFF-3.1/A	Ce-149	TENDL-2011
Cs-144	Base Library	La-136	TENDL-2011	Ce-150	TENDL-2011
Cs-145	Base Library	La-137	JEFF-3.1/A	Ce-151	TENDL-2011
Cs-146	Base Library	La-138	JENDL-4	Ce-152	TENDL-2011
Cs-147	Base Library	La-139	JENDL-4	Ce-153	Base Library
Cs-148	Base Library	La-140	JENDL-4	Ce-154	Base Library
Cs-149	Base Library	La-141	JEFF-3.1/A	Ce-155	Base Library
Cs-150	Base Library	La-142	TENDL-2011	Ce-156	Base Library
Cs-151	Base Library	La-143	TENDL-2011	Ce-157	Base Library
Cs-152	Base Library	La-144	TENDL-2011	Ce-158	Base Library
Ba-130	JENDL-4	La-145	TENDL-2011	Ce-159	Base Library
Ba-131	JEFF-3.1/A	La-146	TENDL-2011	Ce-160	Base Library
Ba-132	JENDL-4	La-146m	Base Library	Pr-139	TENDL-2011
Ba-133	JEFF-3.1/A	La-147	TENDL-2011	Pr-140	TENDL-2011
Ba-133m	TENDL-2011	La-148	TENDL-2011	Pr-141	JENDL-4
Ba-134	JENDL-4	La-149	TENDL-2011	Pr-142	JEFF-3.1.2
Ba-135	JENDL-4	La-150	Base Library	Pr-142m	TENDL-2011
Ba-135m	TENDL-2011	La-151	Base Library	Pr-143	JENDL-4
Ba-136	JENDL-4	La-152	Base Library	Pr-144	TENDL-2011
Ba-136m	Base Library	La-153	Base Library	Pr-144m	TENDL-2011
Ba-137	JENDL-4	La-154	Base Library	Pr-145	TENDL-2011
Ba-137m	TENDL-2011	La-155	Base Library	Pr-146	TENDL-2011
Ba-138	JENDL-4	La-156	Base Library	Pr-147	TENDL-2011
Ba-139	JEFF-3.1/A	La-157	Base Library	Pr-148	TENDL-2011
Ba-140	JENDL-4	Ce-135	JEFF-3.1/A	Pr-148m	TENDL-2011
Ba-141	TENDL-2011	Ce-136	JEFF-3.1/A	Pr-149	TENDL-2011

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (10/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Pr-150	TENDL-2011	Pm-147	JENDL-4	Sm-161	TENDL-2011
Pr-151	TENDL-2011	Pm-148	JENDL-4	Sm-162	Base Library
Pr-152	TENDL-2011	Pm-148m	JENDL-4	Sm-163	Base Library
Pr-153	TENDL-2011	Pm-149	JENDL-4	Sm-164	Base Library
Pr-154	TENDL-2011	Pm-150	JEFF-3.1/A	Sm-165	Base Library
Pr-155	Base Library	Pm-151	JENDL-4	Sm-166	Base Library
Pr-156	Base Library	Pm-152	TENDL-2011	Sm-167	Base Library
Pr-157	Base Library	Pm-152m	TENDL-2011	Sm-168	Base Library
Pr-158	Base Library	Pm-153	TENDL-2011	Eu-149	JEFF-3.1/A
Pr-159	Base Library	Pm-154	TENDL-2011	Eu-150	JEFF-3.1/A
Pr-160	Base Library	Pm-154m	Base Library	Eu-150m	TENDL-2011
Pr-161	Base Library	Pm-155	TENDL-2011	Eu-151	JENDL-4
Pr-162	Base Library	Pm-156	TENDL-2011	Eu-152	JENDL-4
Nd-141	JEFF-3.1/A	Pm-157	TENDL-2011	Eu-152m	TENDL-2011
Nd-142	JENDL-4	Pm-158	TENDL-2011	Eu-153	JENDL-4
Nd-143	JENDL-4	Pm-159	TENDL-2011	Eu-154	JENDL-4
Nd-144	JENDL-4	Pm-160	Base Library	Eu-154m	TENDL-2011
Nd-145	JENDL-4	Pm-161	Base Library	Eu-155	JENDL-4
Nd-146	JENDL-4	Pm-162	Base Library	Eu-156	JENDL-4
Nd-147	JENDL-4	Pm-163	Base Library	Eu-157	JENDL-4
Nd-148	JENDL-4	Pm-164	Base Library	Eu-158	TENDL-2011
Nd-149	JEFF-3.1/A	Pm-165	Base Library	Eu-159	TENDL-2011
Nd-150	JENDL-4	Pm-166	Base Library	Eu-160	TENDL-2011
Nd-151	TENDL-2011	Sm-144	JENDL-4	Eu-161	TENDL-2011
Nd-152	TENDL-2011	Sm-145	JEFF-3.1/A	Eu-162	TENDL-2011
Nd-153	TENDL-2011	Sm-146	JEFF-3.1/A	Eu-163	Base Library
Nd-154	TENDL-2011	Sm-147	JENDL-4	Eu-164	Base Library
Nd-155	TENDL-2011	Sm-148	JENDL-4	Eu-165	Base Library
Nd-156	TENDL-2011	Sm-149	JENDL-4	Eu-166	Base Library
Nd-157	Base Library	Sm-150	JENDL-4	Eu-167	Base Library
Nd-158	Base Library	Sm-151	JENDL-4	Eu-168	Base Library
Nd-159	Base Library	Sm-152	JENDL-4	Eu-169	Base Library
Nd-160	Base Library	Sm-153	JENDL-4	Eu-170	Base Library
Nd-161	Base Library	Sm-154	JENDL-4	Gd-151	JEFF-3.1/A
Nd-162	Base Library	Sm-155	TENDL-2011	Gd-152	JENDL-4
Nd-163	Base Library	Sm-156	TENDL-2011	Gd-153	JENDL-4
Nd-164	Base Library	Sm-157	TENDL-2011	Gd-154	JENDL-4
Pm-144	JEFF-3.1/A	Sm-158	TENDL-2011	Gd-155	JENDL-4
Pm-145	JEFF-3.1/A	Sm-159	TENDL-2011	Gd-156	JENDL-4
Pm-146	JEFF-3.1/A	Sm-160	TENDL-2011	Gd-157	JENDL-4

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (11/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Gd-158	JENDL-4	Dy-161	JENDL-4	Er-168	JENDL-4
Gd-159	JEFF-3.1/A	Dy-162	JENDL-4	Er-169	JEFF-3.1/A
Gd-160	JENDL-4	Dy-163	JENDL-4	Er-170	JENDL-4
Gd-161	TENDL-2011	Dy-164	JENDL-4	Er-171	JEFF-3.1/A
Gd-162	TENDL-2011	Dy-165	JEFF-3.1/A	Er-172	JEFF-3.1/A
Gd-163	TENDL-2011	Dy-165m	TENDL-2011	Tm-166	JEFF-3.1/A
Gd-164	TENDL-2011	Dy-166	JEFF-3.1/A	Tm-167	JEFF-3.1/A
Gd-165	TENDL-2011	Dy-167	TENDL-2011	Tm-168	JEFF-3.1/A
Gd-166	Base Library	Dy-168	TENDL-2011	Tm-169	JENDL-4
Gd-167	Base Library	Dy-169	TENDL-2011	Tm-170	JEFF-3.1/A
Gd-168	Base Library	Dy-170	Base Library	Tm-171	JEFF-3.1/A
Gd-169	Base Library	Dy-171	Base Library	Tm-172	JEFF-3.1/A
Gd-170	Base Library	Dy-172	Base Library	Yb-168	JENDL-4
Gd-171	Base Library	Ho-160	TENDL-2011	Yb-169	JEFF-3.1/A
Gd-172	Base Library	Ho-160m	TENDL-2011	Yb-170	JENDL-4
Tb-155	JEFF-3.1/A	Ho-161	TENDL-2011	Yb-171	JENDL-4
Tb-156	JEFF-3.1/A	Ho-161m	TENDL-2011	Yb-172	JENDL-4
Tb-156m	TENDL-2011	Ho-162	TENDL-2011	Yb-173	JENDL-4
Tb-157	JEFF-3.1/A	Ho-162m	TENDL-2011	Yb-174	JENDL-4
Tb-158	JEFF-3.1/A	Ho-163	JEFF-3.1/A	Yb-176	JENDL-4
Tb-158m	TENDL-2011	Ho-163m	TENDL-2011	Lu-172	JEFF-3.1/A
Tb-159	JENDL-4	Ho-164	JEFF-3.1/A	Lu-172m	TENDL-2011
Tb-160	JENDL-4	Ho-164m	TENDL-2011	Lu-175	JEFF-3.1.2
Tb-161	JEFF-3.1/A	Ho-165	JEFF-3.1.2	Lu-176	JEFF-3.1.2
Tb-162	TENDL-2011	Ho-166	JEFF-3.1/A	Hf-174	JENDL-4
Tb-163	TENDL-2011	Ho-166m	TENDL-2011	Hf-176	JENDL-4
Tb-164	TENDL-2011	Ho-167	TENDL-2011	Hf-177	JENDL-4
Tb-165	TENDL-2011	Ho-168	TENDL-2011	Hf-178	JENDL-4
Tb-166	TENDL-2011	Ho-169	TENDL-2011	Hf-179	JENDL-4
Tb-167	TENDL-2011	Ho-170	TENDL-2011	Hf-180	JENDL-4
Tb-168	TENDL-2011	Ho-170m	TENDL-2011	Hf-181	JENDL-4
Tb-169	Base Library	Ho-171	TENDL-2011	Ta-180	JEFF-3.1/A
Tb-170	Base Library	Ho-172	TENDL-2011	Ta-181	JENDL-4
Tb-171	Base Library	Er-162	JENDL-4	Ta-182	JEFF-3.1.2
Tb-172	Base Library	Er-163	TENDL-2011	W-180	JENDL-4
Dy-156	JENDL-4	Er-164	JENDL-4	W-182	JENDL-4
Dy-157	JEFF-3.1/A	Er-165	JEFF-3.1/A	W-183	JENDL-4
Dy-158	JENDL-4	Er-166	JENDL-4	W-184	JENDL-4
Dy-159	JENDL-4	Er-167	JENDL-4	W-186	JENDL-4
Dy-160	JENDL-4	Er-167m	TENDL-2011	W-187	JEFF-3.1/A

Table G.1 ORIGEN ライブラリに含まれる核種の評価済み核データによる置換 (12/12)

Nuclide	Library	Nuclide	Library	Nuclide	Library
Re-185	JEFF-3.1.2	Po-210	JEFF-3.1/A	Pu-240	JENDL-4
Re-187	JEFF-3.1.2	Rn-220	TENDL-2011	Pu-241	JENDL-4
Re-188	JEFF-3.1/A	Rn-222	JEFF-3.1/A	Pu-242	JENDL-4
Os-184	JENDL-4	Ra-223	JENDL-4	Pu-243	JEFF-3.1.2
Os-186	JENDL-4	Ra-224	JENDL-4	Pu-244	JENDL-4
Os-187	JENDL-4	Ra-226	JENDL-4	Pu-245	TENDL-2011
Os-188	JENDL-4	Ra-228	JEFF-3.1/A	Am-241	JENDL-4
Os-189	JENDL-4	Ac-227	JENDL-4	Am-242	JENDL-4
Os-190	JENDL-4	Th-227	JENDL-4	Am-242m	JENDL-4
Os-192	JENDL-4	Th-228	JENDL-4	Am-243	JENDL-4
Os-193	JEFF-3.1/A	Th-229	JENDL-4	Am-244	JENDL-4
Ir-191	JEFF-3.1.2	Th-230	JENDL-4	Am-244m	JENDL-4
Ir-192	JEFF-3.1/A	Th-232	JENDL-4	Cm-242	JENDL-4
Ir-193	JEFF-3.1.2	Th-233	JENDL-4	Cm-243	JENDL-4
Pt-190	JENDL-A	Th-234	JENDL-4	Cm-244	JENDL-4
Pt-192	JENDL-A	Pa-231	JENDL-4	Cm-245	JENDL-4
Pt-194	JEFF-3.1/A	Pa-232	JENDL-4	Cm-246	JENDL-4
Pt-195	JEFF-3.1/A	Pa-233	JENDL-4	Cm-247	JENDL-4
Pt-196	JENDL-A	Pa-234	TENDL-2011	Cm-248	JENDL-4
Pt-198	JENDL-A	Pa-234m	Base Library	Cm-249	JENDL-4
Au-197	JENDL-4	U-230	JENDL-4	Cm-250	JENDL-4
Au-198	JEFF-3.1/A	U-231	JENDL-4	Bk-249	JENDL-4
Au-199	JEFF-3.1/A	U-232	JENDL-4	Bk-250	JENDL-4
Hg-196	JENDL-4	U-233	JENDL-4	Cf-249	JENDL-4
Hg-198	JENDL-4	U-234	JENDL-4	Cf-250	JENDL-4
Hg-199	JENDL-4	U-235	JENDL-4	Cf-251	JENDL-4
Hg-200	JENDL-4	U-236	JENDL-4	Cf-252	JENDL-4
Hg-201	JENDL-4	U-237	JENDL-4	Cf-253	JENDL-4
Hg-202	JENDL-4	U-238	JENDL-4	Cf-254	JENDL-4
Hg-204	JENDL-4	U-239	TENDL-2011	Es-253	JENDL-4
Tl-203	JEFF-3.1/A	U-240	JEFF-3.1/A	Es-254	JENDL-4
Tl-204	JEFF-3.1/A	Np-235	JENDL-4	Es-254m	JENDL-4
Tl-205	JEFF-3.1/A	Np-236	JENDL-4		
Pb-204	JENDL-4	Np-237	JENDL-4		
Pb-206	JENDL-4	Np-238	JENDL-4		
Pb-207	JENDL-4	Np-239	JENDL-4		
Pb-208	JENDL-4	Pu-236	JENDL-4		
Pb-210	JEFF-3.1/A	Pu-237	JENDL-4		
Bi-209	JENDL-4	Pu-238	JENDL-4		
Bi-210	JEFF-3.1/A	Pu-239	JENDL-4		

付録 H 本研究で整備した ORIGEN ライブラリ作成ツール

本研究で整備した ORIGEN ライブラリ作成ツールの使用法を示す。なお、基本的なルーチンは付録 A で説明されている DAMOCLES コードシステムのものを利用しており、入力ファイルは読みやすいことで定評のあるマークアップ言語 YAML 形式としている。

① njoy_runner_for_origen

Njoy の処理は多くの核種を一つの入力で処理出来るような設計となっているため、入力の変更は核種に関する ID 情報を差し替える程度で良い。そのため、njoy_runner_for_origen では、ベースとなる njoy の入力と制御情報を追加するのみで多くの核種を処理出来るものとなっている。出力データは GENDF(Group wise ENDF)の利用を想定している。

入力ファイルの説明：、

base_lib_path: ./BS340J40.LIB

ベースとなる ORIGEN ライブラリを指定。このライブラリに含まれる核種に対し処理が行われる。

library_list_path: ./library_list.yaml

評価済み核データのリスト

nuclide_data_lib_path:

JEFF-312: /home/work/nuclear_data/JEFF-312

JENDL-4: /home/work/nuclear_data/JENDL-4

JENDL-A: /home/work/nuclear_data/JENDL-AF

TENDL-2011: /home/work/nuclear_data/TENDL-2011

評価済み核データのパス

library_priority:

0: JENDL-4

1: JEFF-312

2: JENDL-A

3: TENDL-2011

評価済み核データの優先順位

njoy_lm_path: /home/code/njoy/njoy

NJOY コードのロードモジュールパス

work_directory_path: /home/work11/nuclear_data/gendef/gen_g/work
作業フォルダ

gendf_path: /home/work11/nuclear_data/gendef/gen_g/gendf
GENDF の出力先

io_path: /home/work11/nuclear_data/gendef/gen_g/io
NJOY の入出力ファイル及び核データの出力リスト

njoy_base_input_path: ./njoy_base.inp
NJOY のベースインプット

restart_nuclide: None
リスタート時の核種名指定。

Njoy の処理に不具合が発生する核データ等を用いた際には、途中で異常終了する。その際、は終了した際の核種からリスタートを掛ける必要がある。リスタート核種は **work** 内の **output** ファイル内に記述されている。リスタートする際はリスタート核種の処理結果が出力ファイルに含まれる場合、上書き禁止の実装のため計算が実行されない。関係する出力ファイルを削除した後再実行する必要がある。

NJOY のベースインプットの作成例：

njoy_base.inp

```

moder
  31  -21
reconr
  -21  -23
' 0.1% pendf for (nuclide_name) (lib_tag)' /
  (mat_no)  0  0
    0.0010  0.0000 /
0 /
broadr
  -21  -23  -24
  (mat_no)  3  0  1  0.0000
    0.00100  1.00000E+06 /
    300.0000  600.0000  1200.0000
0 /
unresr
  -21  -24  -25
  (mat_no)  3  1  1
    300.0000  600.0000  1200.0000
1.00000E+10

```

```

0 /
groupr
  -21  -25    0  -26
(mat_no)  15    0    6    5    3    1    1
'(nuclide_name) (lib_tag)' /
  300.0000  600.0000  1200.0000
1.00000E+10
3 /
0 /
3 /
0 /
3 /
0 /
0 /
0 /
moder
  -26    27
Stop

```

一般的な入力であるが、制御のための予約語がある。

(nuclide_name), (lib_tag), (mat_no)はそれぞれ、核種名、評価済み核データ名、mat No.が置換される文字列である。

② genG_library_maker

共著者・島川氏作成の ORIGIN ライブラリ作成システム heyK code で採用しているマスターライブラリ genG_library フォーマットへの GENDF データのダンプツール。ただし、オリジナルの genG_library では全断面積は収録されていないが、背景断面積評価のために全断面積を追加拡張したものである。

入力ファイルの説明：

gendf_path: /home/work11/nuclear_data/gendf/gen_g/gendf

GENDF ファイル格納場所

gen_g_lib_path: /home/work11/nuclear_data/gen_g_lib/gen_g_lib_300k.txt

出力される genG_library のパス

temperature_number: 0

njoy 処理時の温度の番号（はじめから順番に通し番号をつける。0 から始まる。）

back_ground_cross_section_number: 0

njoy 処理時の背景断面積番号（はじめから順番に通し番号をつける。0 から始まる。）現在、は背景断面積(0)のみ対応

gendf_nuclide_list:

H-1: [JENDL-4, 125, H001.dat]
 H-2: [JENDL-4, 128, H002.dat]
 H-3: [JEFF-312, 131, JEFF312N0131_0.ASC]
 He-3: [JENDL-4, 225, He003.dat]
 He-4: [JENDL-4, 228, He004.dat]
 He-6: [None, 0, None]
 He-8: [None, 0, None]
 (以下省略)

GENDF ファイル情報、njoy_runner_for_origen 実行時の io_path に出力される library_list.txt に出力される情報をコピーして作成する。

③ genG_library_library_maker2

genG_library_library_maker の高機能版である。NJOY で計算した複数温度点をスプライン内挿（秋間法）をおこない、与えた任意温度に対する無限希釈断面積を決定する。

入力ファイルの説明：

gendf_path: /home/work11/nuclear_data/gendf/gen_g/gendf

GENDF ファイル格納場所

gen_g_lib_path: /home/work11/nuclear_data/gen_g_lib/gen_g_lib_300k.txt

出力される genG_library のパス

gendf_temperature:

0: 300.0000
 1: 500.0000
 2: 700.0000
 3: 900.0000
 4: 1100.0000
 5: 1300.0000
 6: 1500.0000

njoy 処理時の温度点

temperature: 1230.0

ライブラリ作成時の温度

`back_ground_cross_section_number: 0`

njoy 処理時の背景断面積番号（はじめから順番に通し番号をつける。0から始まる。）現在、は背景断面積(0)のみ対応

`gendf_nuclide_list:`

H-1: [JENDL-4, 125, H001.dat]
 H-2: [JENDL-4, 128, H002.dat]
 H-3: [JEFF-312, 131, JEFF312N0131_0.ASC]
 He-3: [JENDL-4, 225, He003.dat]
 He-4: [JENDL-4, 228, He004.dat]
 He-6: [None, 0, None]
 He-8: [None, 0, None]
 (以下省略)

GENDF ファイル情報、njoy_runner_for_origen 実行時の `io_path` に出力される `library_list.txt` に出力される情報をコピーして作成する。

④ Shimakawa_origen_lib_maker

ベースとなる既存の ORIGEN ライブラリに対し、`genG_library` 形式の無限希釈断面積を与えた代表スペクトルにより縮約し、その断面積をベースライブラリのものと置換することにより、新たな ORIGEN ライブラリを作成する。現状における `heyK code` と同等の処理法である

入力ファイルの説明：

`base_lib_path: ./BS340J40.LIB`

ベースとなる ORIGEN ライブラリのパス

`out_lib_path: ./out.lib`

出力される ORIGEN ライブラリのパス

`gen_g_lib_path: ../../nuclear_data/gen_g_lib/gen_g_lib_1200k.txt`

`genG_library` のパス

`mvp_flux_path: ./mvp_flux_out.csv`

縮約に必要な代表フラックス、`mvp_flux` により抽出される中性子束 (`step_figure: false`, `per_lethargy: false`) を用いるものとする。

`mvp_flux_number: 1`

`mvp_flux` に出力される中性子束の番号

`overwrite_zero: false`

無限希釈断面積にデータが収録されていない核種・反応については縮約断面積が0となる。この断面積に対しデータの更新を行うか否かを指定する。

`nlib_list: [504, 505, 506]`

ORIGEN ライブラリの断面積ライブラリ認識番号、放射化物、アクチノイド、核分裂生成物の順に入力する。

`lib_title_list: [" Activation Product XS Library",
" Actinide and Daughter XS Library",
" Fission Product XS Library"]`

ORIGEN ライブラリの断面積ライブラリのタイトル（コメント）、放射化物、アクチノイド、核分裂生成物の順に入力する。

⑤ `mvp_origen_library_maker`

ベースとなる既存の ORIGEN ライブラリに含まれる核種に対し、`genG_library` 形式の無限希釈断面積を与えた代表スペクトルにより縮約し、その断面積をベースライブラリのもので置き換え、新たな ORIGEN ライブラリを作成する。また、MVP の実効断面積を出力ファイル（現在はエネルギー 1 群のエネルギービンで計算されたテキスト出力のみに対応）から読み取り置き換える。

入力ファイルの説明：

`base_lib_path: ./BS340J40.LIB`

ベースとなる ORIGEN ライブラリのパス。

`out_lib_path: ./out.lib`

出力される ORIGEN ライブラリのパス。

`gen_g_lib_path: ../../nuclear_data/gen_g_lib/gen_g_lib_1200k.txt`

`genG_library` のパス。

`mvp_flux_path: ./mvp_flux_out.csv`

縮約に必要な代表フラックス。

`mvp_flux_number: 1`

`mvp_flux` に出力される中性子束の番号。

mvp_out_path: ./MVPBVP10

MVP の出力ファイル。MVPBURN で出力される CaseVPXX ファイルに相当するもの。エネルギービン数は1の縮約マイクロ断面積が算出されるように設定する。反応の種類は核分裂、捕獲、(n,2n)の3種。本目的のためには一般的な MVP-Burn の出力ファイルがそのまま利用出来る場合が多い。

mvp_tally_region_number: 1

マイクロ断面積を参照するタリー領域番号。

overwrite_zero: false

無限希釈断面積にデータが収録されていない核種・反応については縮約断面積が0となる。この断面積に対しデータの更新を行うか否かを指定する。MVP のマイクロ断面積による更新の際も同じ扱いがなされる。

nlib_list: [504, 505, 506]

ORIGEN ライブラリの断面積ライブラリ認識番号、放射化物、アクチノイド、核分裂生成物の順に入力。

lib_title_list: [" Activation Product XS Library",
" Actinide and Daughter XS Library",
" Fission Product XS Library"]

ORIGEN ライブラリの断面積ライブラリのタイトル (コメント)、放射化物、アクチノイド、核分裂生成物の順に入力。

mvp_replace_nuclide:

C-nat.: C-12

MVP のマイクロ断面積を置換する際の核種の読み替え。MVP では天然組成の核種が存在するが、ORIGEN ライブラリでは存在しない。本例では、天然組成の炭素を C-12 と読み替えている。

⑥ **srac_origen_library_maker**

ベースとなる既存の ORIGEN ライブラリに対し、genG_library 形式の無限希釈断面積を与えた代表スペクトルにより縮約し、その断面積をベースライブラリのもので置換し、新たな ORIGEN ライブラリを作成する。また、SRAC の実効断面積を PDS ファイル (MICREF) から読みとり置換する。

入力ファイルの説明：

base_lib_path: ./BS340J40.LIB

ベースとなる ORIGEN ライブラリのパス。

out_lib_path: /home/work11/nuclear_data/origen_lib/KHTR1_SRAC.LIB

出力される ORIGEN ライブラリのパス。

gen_g_lib_path: /home/work11/nuclear_data/gen_g_lib/damocles108_1070k.txt

genG_library のパス。

srac_pds_path: /home/work11/code_sample/srac/pds/HETE61

SRAC の PDS ファイルフォルダのパス。

srac_case_name: K610

SRAC のケース名。

overwrite_zero: false

無限希釈断面積にデータが収録されていない核種・反応については縮約断面積が 0 となる。この断面積に対しデータの更新を行うか否かを指定する。SRAC のマイクロ断面積による更新の際も同じ扱いがなされる。

nlib_list: [504, 505, 506]

ORIGEN ライブラリの断面積ライブラリ認識番号、放射化物、アクチノイド、核分裂生成物の順に入力。

lib_title_list: [" Activation Product XS Library",
" Actinide and Daughter XS Library",
" Fission Product XS Library"]

ORIGEN ライブラリの断面積ライブラリのタイトル (コメント)、放射化物、アクチノイド、核分裂生成物の順に入力。

burnup_step_number: 9

SRAC の燃焼計算における燃焼ステップ数。

burnup_material_number: 3

燃料領域の物質番号。

material_temperature: 1070.0

燃料領域の温度。

nuclides_list: [U-234, U-235, U-236, U-237, U-238, Np-237, Np-239,
Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241, Am-242,
Am-242m, Am-243, Cm-242, Cm-243, Cm-244, Cm-245,
Cm-246, Kr-83, Kr-85, Sr-90, Y-90, Zr-93, Zr-95, Zr-96, Nb-95,
Mo-95, Mo-97, Mo-98, Mo-99, Mo-100, Tc-99, Ru-100, Ru-101,
Ru-102, Ru-103, Ru-104, Ru-105, Ru-106, Rh-103, Rh-105, Pd-104,
Pd-105, Pd-106, Pd-107, Pd-108, Ag-107, Ag-109, Cd-110, Cd-111, Cd-112,
Cd-113, Cd-114, Cd-116, In-115, Sn-126, Sb-125, Sb-126, Te-127m, I-127,
I-129, I-131, I-135, Xe-131, Xe-132, Xe-133, Xe-134, Xe-135, Xe-136,
Cs-133, Cs-134, Cs-135, Cs-137, Ba-137, Ba-138, Ba-140, La-139, La-140,
Ce-140, Ce-141, Ce-144, Pr-141, Pr-143, Nd-142, Nd-143, Nd-144, Nd-145,
Nd-146, Nd-147, Nd-148, Nd-150, Pm-147, Pm-148m, Pm-148, Pm-149,
Pm-151, Sm-147, Sm-148, Sm-149, Sm-150, Sm-151, Sm-152,
Eu-151, Eu-152, Eu-153, Eu-154, Eu-155, Eu-156, Eu-157, Gd-152, Gd-154,
Gd-155, Gd-156, Gd-157, Gd-158, Gd-160]

SRAC 断面積を利用する核種名。

srac_replace_nuclide:

C-nat.: C-12

核種名の置換。

r_region_number: 5

SRAC 計算における R 領域の数。

material_map: [6, 3, 4, 6, 5]

SRAC 計算におけるマテリアルマップ。

⑦.mvp_vaxs_maker

指定された核種に対し VAXS を作成する。MVP 燃焼計算の出力結果より各燃焼度点の実効断面積読み取りテーブル化する。なお、内挿法には秋間法を利用している。なお、MVP 計算に含まれない核種が指定された場合には genG_library 形式ファイルより与えられた無限希釈断面積が利用される。

入力ファイルの説明：

out_vaxs_path: /home/work11/nuclear_data/origen_lib/KHTR_MVP_VAX.f
 VAXS の出力 (Fortran のサブルーチン)。

out_lib_path: /home/work11/nuclear_data/origen_lib/KHTR_MVP_VAX.yaml
 YAML 形式の出力。

base_lib_path: ./BS340J40.LIB
 分岐比を利用するための ORIGEN ライブラリのパス。

gen_g_lib_path: /home/work11/nuclear_data/gen_g_lib/gen_g_lib_1200k.txt
 genG_library のパス。

mvp_flux_path: ./mvp_flux_out.csv
 MVP の中性子束ファイル。

mvp_flux_number: 1
 mvp_flux に出力される中性子束の番号。

mvp_pds_path: /home/work11/code_sample/mvp/origen_lib/default/pds
 MVPBurn による計算結果(PDS)のパス。

mvp_case_name: HTCP
 MVPBurn の計算ケース名。

mvp_tally_number: 1
 参照するタリー番号。

mvp_replace_nuclide:
 C-nat.: C-12
 置換核種の指定。

mvp_burnup_list: [0.00000E+00, 3.03447E-02, 2.12413E-01, 4.24826E-01,
 9.10342E-01, 1.82068E+00, 3.64137E+00, 7.28274E+00,
 1.09241E+01, 1.45655E+01, 1.82068E+01, 2.00275E+01]
 MVP の燃焼度のリスト。単位は GWd/t。

vaxs_burnup_list: [0.00, 1.00E-2, 5.00E-2, 1.00E-1, 4.00E-1,
 5.00E-1, 6.00E-1, 7.00E-1, 8.00E-1, 9.00E-1,
 1.00E+0, 2.00E+0, 3.00E+0, 4.00E+0, 5.00E+0,
 6.00E+0, 7.00E+0, 8.00E+0, 9.00E+0, 1.00E+1,
 1.10E+1, 1.20E+1, 1.30E+1, 1.40E+1, 1.50E+1,
 1.60E+1, 1.70E+1, 1.80E+1, 1.90E+1, 2.00E+1]

VAXS の燃焼度のリスト、単位は GWd/t。燃焼度数は 30。

average_atomic_mass_of_initial_heavy_metal: 238.0

重金属初期組成の平均原子質量。単位は u。

vaxs_nuclide_reaction_list: [[U-234, n_gamma],
 [U-235, n_gamma],
 [U-235, fission],
 [U-236, n_gamma],
 [U-238, n_gamma],
 [Np-237, n_gamma],
 [Pu-238, n_gamma],
 [Pu-238, fission],
 [Pu-239, n_gamma],
 [Pu-239, fission],
 [Pu-240, n_gamma],
 [Pu-241, n_gamma],
 [Pu-241, fission],
 [Pu-242, n_gamma],
 [Am-241, n_gamma],
 [Am-241, n_gamma_excite],
 [Am-243, n_gamma],
 [Am-243, n_gamma_excite],
 [Cm-242, n_gamma],
 [Cm-244, n_gamma]]

VAXS で用いる核種・反応の指定、20 核種・反応を指定する必要がある。

⑧ `srac_vaxs_maker`

指定された核種に対し VAXS を作成する。SRAC 燃焼計算の出力結果より各燃焼度点の実効断面積読み取りテーブル化する。なお、内挿法には秋間法を利用している。なお、SRAC 計算に含まれない核種が指定された場合には `genG_library` 形式ファイルより与えられた無限希釈断面積が利用される。

入力ファイルの説明：

`out_vaxs_path: /home/work11/nuclear_data/origen_lib/KHTR_MVP_VAX.f`

VAXS の出力 (Fortran のサブルーチン)。

`out_lib_path: /home/work11/nuclear_data/origen_lib/KHTR_MVP_VAX.yaml`

YAML 形式の出力。

`base_lib_path: ./BS340J40.LIB`

分岐比を利用するための ORIGEN ライブラリのパス。

`gen_g_lib_path: /home/work11/nuclear_data/gen_g_lib/damocles108_1070k.txt`

`genG_library` のパス。

`srac_pds_path: /home/work11/code_sample/srac/pds/HETE61`

SRAC の PDS フォルダのパス。

`srac_case_name: K610`

SRAC のケース名。

`srac_burnup_list: [0.00E+00, 0.10E+00, 1.00E+00, 2.50E+00, 5.00E+00,
6.00E+00, 8.00E+00, 1.00E+01, 1.50E+01, 2.00E+01,
2.50E+01, 3.00E+01, 3.50E+01, 4.00E+01, 4.50E+01,
5.00E+01]`

SRAC の燃焼度のリスト。単位は GWd/t。

`vaxs_burnup_list: [0.00, 5.00E-2, 1.00E-2, 5.00E-1, 1.00E+0,
2.00E+0, 4.00E+0, 6.00E+0, 8.00E+0, 1.00E+1,
1.20E+1, 1.40E+1, 1.60E+1, 1.80E+1, 2.00E+1,
2.20E+1, 2.40E+1, 2.60E+1, 2.80E+1, 3.00E+1,
3.20E+1, 3.40E+1, 3.60E+1, 3.80E+1, 4.00E+1,
4.20E+1, 4.40E+1, 4.60E+1, 4.80E+1, 5.00E+1]`

VAXS の燃焼度のリスト、単位は GWd/t。燃焼度数は 30。

average_atomic_mass_of_initial_heavy_metal: 238.0

重金属初期組成の平均原子質量。単位は u。

burnup_material_number: 3

燃料領域の物質番号。

material_temperature: 1070.0

燃料領域の温度。

srac_nuclides_list: [U-234, U-235, U-236, U-237, U-238, Np-237, Np-239, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241, Am-242, Am-242m, Am-243, Cm-242, Cm-243, Cm-244, Cm-245, Cm-246, Kr-83, Kr-85, Sr-90, Y-90, Zr-93, Zr-95, Zr-96, Nb-95, Mo-95, Mo-97, Mo-98, Mo-99, Mo-100, Tc-99, Ru-100, Ru-101, Ru-102, Ru-103, Ru-104, Ru-105, Ru-106, Rh-103, Rh-105, Pd-104, Pd-105, Pd-106, Pd-107, Pd-108, Ag-107, Ag-109, Cd-110, Cd-111, Cd-112, Cd-113, Cd-114, Cd-116, In-115, Sn-126, Sb-125, Sb-126, Te-127m, I-127, I-129, I-131, I-135, Xe-131, Xe-132, Xe-133, Xe-134, Xe-135, Xe-136, Cs-133, Cs-134, Cs-135, Cs-137, Ba-137, Ba-138, Ba-140, La-139, La-140, Ce-140, Ce-141, Ce-144, Pr-141, Pr-143, Nd-142, Nd-143, Nd-144, Nd-145, Nd-146, Nd-147, Nd-148, Nd-150, Pm-147, Pm-148m, Pm-148, Pm-149, Pm-151, Sm-147, Sm-148, Sm-149, Sm-150, Sm-151, Sm-152, Eu-151, Eu-152, Eu-153, Eu-154, Eu-155, Eu-156, Eu-157, Gd-152, Gd-154, Gd-155, Gd-156, Gd-157, Gd-158, Gd-160]

SRAC の核種名。

srac_replace_nuclide:

C-nat.: C-12

SRAC の核種名の置換。

r_region_number: 5

SRAC の R 領域の番号。

material_map: [6, 3, 4, 6, 5]

SRAC のマテリアルマップ。

```
vaxs_nuclide_reaction_list: [[U-234, n_gamma],
                             [U-235, n_gamma],
                             [U-235, fission],
                             [U-236, n_gamma],
                             [U-238, n_gamma],
                             [Np-237, n_gamma],
                             [Pu-238, n_gamma],
                             [Pu-238, fission],
                             [Pu-239, n_gamma],
                             [Pu-239, fission],
                             [Pu-240, n_gamma],
                             [Pu-241, n_gamma],
                             [Pu-241, fission],
                             [Pu-242, n_gamma],
                             [Am-241, n_gamma],
                             [Am-241, n_gamma_excite],
                             [Am-243, n_gamma],
                             [Am-243, n_gamma_excite],
                             [Cm-242, n_gamma],
                             [Cm-244, n_gamma]]
```

VAXS で用いる核種・反応の指定。20 核種・反応。

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立法メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	Vs
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C	K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)
放射線量	グレイ	Gy	J/kg
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg
酸素活性化	カタール	kat	s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の間は同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位	
	名称	記号
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s
表面張力	ニュートンメートル	N m
角速度	ニュートン毎メートル	N/m
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電表面電位	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電束密度, 電気変位	ジュール毎立方メートル	J/m ³
誘電率	ジュール毎立方メートル	J/m ³
透磁率	ジュール毎立方メートル	J/m ³
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎キログラム	J/kg
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π) A m ⁻¹

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

