

試験研究用原子炉から発生する解体廃棄物に対する  
SCALE6.2.4 付属の ORIGEN を用いた  
放射能評価手法の検討

Study on the Evaluation Method of Radioactivity for Dismantling Wastes Generated from  
Test and Research Reactors Using ORIGEN Attached to SCALE6.2.4

富岡 大 河内山 真美 小曾根 健嗣 仲田 久和  
坂井 章浩

Dai TOMIOKA, Mami KOCHIYAMA, Kenji OZONE, Hisakazu NAKATA  
and Akihiro SAKAI

バックエンド領域  
埋設事業センター

Radioactive Wastes Disposal Center  
Decommissioning and Waste Management Domain

March 2025

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発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。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課  
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49  
E-mail: [ird-support@jaea.go.jp](mailto:ird-support@jaea.go.jp)

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.  
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).  
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.  
For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan  
E-mail: [ird-support@jaea.go.jp](mailto:ird-support@jaea.go.jp)

試験研究用原子炉から発生する解体廃棄物に対する  
SCALE6.2.4 付属の ORIGIN を用いた放射能評価手法の検討

日本原子力研究開発機構 バックエンド領域  
埋設事業センター

富岡 大、河内山 真美、小曾根 健嗣、仲田 久和、坂井 章浩

(2024 年 11 月 27 日受理)

日本原子力研究開発機構は、我が国の研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物の浅地中埋設事業の実施主体である。これらの放射性廃棄物の放射能濃度に関する情報は、埋設事業の許可申請及びその適合性審査に向けた廃棄物埋設施設的设计や安全評価に不可欠である。このため、埋設事業センターでは、埋設対象廃棄物のうち試験研究用原子炉から発生する解体廃棄物について、放射化計算に基づく解体廃棄物の放射能評価手順の改良を進めている。

今回、多群中性子スペクトルを用いてより精度の高い放射化計算が可能な ORIGIN コード (SCALE6.2.4 に付属) の適用性を検討するため、これまで使用実績が多い ORIGIN-S コード (SCALE6.0 に付属) との比較検証を行った。

この検証では、炉心周辺の原子炉構造材の放射能分析データを取りまとめている立教大学研究炉の解体廃棄物を対象として両コードにより放射化計算を行った。その結果、ORIGIN コードと ORIGIN-S コードの計算時間の差異はほとんどないこと、放射能濃度の評価値として前者は後者の 0.8~1.0 倍の範囲となり、放射化学分析による放射能濃度と概ね 0.5~3.0 倍の範囲でよく一致した結果から、ORIGIN コードの適用性を確認した。

さらに、原子炉構造材に含まれる微量元素の放射化を想定して ORIGIN コード及び ORIGIN-S コードによる放射化計算を行い、比較を行った。また、浅地中処分における被ばく線量評価上重要な 170 核種のうち大きな差が見られたものに対してその原因を核種毎に調べた。

Study on the Evaluation Method of Radioactivity for Dismantling Wastes Generated  
from Test and Research Reactors Using ORIGEN Attached to SCALE6.2.4

Dai TOMIOKA, Mami KOCHIYAMA, Kenji OZONE,  
Hisakazu NAKATA and Akihiro SAKAI

Radioactive Wastes Disposal Center, Decommissioning and Waste Management Domain  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 27, 2024)

Japan Atomic Energy Agency is an implementing organization of near-surface disposal for low-level radioactive wastes generated from research, industrial and medical facilities in Japan. Information on the radioactivity concentration of these radioactive wastes is dispensable for the design and conformity assessment of the waste disposal facilities for the licensing application of the disposal project and its safety review. Radioactive Wastes Disposal Center has been improving the radioactivity evaluation procedure for the dismantling waste generated from the research reactors based on the activation calculation. In order to investigate the applicability of the ORIGEN code (included in SCALE6.2.4), which enables more accurate activation calculations using multigroup neutron spectra, we performed activation calculations with the ORIGEN-code and the ORIGEN-S code (included in SCALE6.0), which has been widely used in the past, for the dismantled wastes from the Rikkyo University Research Reactor, where radioactivity analysis data for the structural materials around the reactor core were compiled. As a result, the calculation time difference between ORIGEN and ORIGEN-S was small and the evaluated radioactivity concentrations of the former were in the range of 0.8–1.0 times those of the latter, which was in good agreement with those of radiochemical analysis in the range of 0.5–3.0 times. The applicability of ORIGEN was confirmed. In addition, activation calculations assuming trace elements in structural materials of nuclear reactor were performed with ORIGEN and ORIGEN-S and the results were compared. The causes of the large differences among 170 nuclides that are important for dose assessment in near-surface disposal were assessed each nuclide.

Keywords: Near-surface Disposal, Low-level Radioactive Waste, Research Reactor, Activation Calculation, ORIGEN-S, ORIGEN

目次

1. はじめに	1
2. 本報告書の位置づけ	2
3. 放射能評価計算の概要	3
3.1 試験研究炉の放射能評価計算の概要	3
3.2 計算対象施設とサンプリングについて	3
4. 放射化計算の手順	4
4.1 計算条件の設定	4
4.1.1 放射化断面積ライブラリ	4
4.1.2 原子炉構造材の元素組成	5
4.1.3 運転履歴	5
4.2 サンプリング位置での材質毎の放射能濃度の算出	5
4.3 原子炉構造材中の微量元素を想定した放射化計算	5
5. ORIGEN-S コードと ORIGEN コードを用いた放射能評価の比較	6
5.1 計算時間の比較	6
5.2 サンプリング位置及び材質毎の放射化計算における放射能濃度の比較	6
5.2.1 分析値と計算結果の比較	6
5.2.2 ORIGEN-S コードと ORIGEN コードの計算結果の比較	6
5.3 原子炉構造材中の微量元素を想定した放射化計算におけるコード間の生成放射エネルギーの比較	7
6. まとめ	9
謝辞	10
参考文献	11
付録 放射化計算の入力例	32

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Positioning of this report .....	2
3. Outline of radioactive evaluation calculation .....	3
3.1 Outline of radioactive evaluation calculation of research reactor .....	3
3.2 Selection of research reactor and sampling campaign .....	3
4. Procedure of activation calculation .....	4
4.1 Setting conditions of activation calculation .....	4
4.1.1 Activation cross-section library .....	4
4.1.2 Elemental composition of reactor structural materials .....	5
4.1.3 Operation history .....	5
4.2 Calculation of radioactive concentration of each material at sampling positions .....	5
4.3 Activation calculations assuming trace elements in reactor structural materials .....	5
5. Comparison results between ORIGEN-S code and ORIGEN code .....	6
5.1 Comparison of computation time .....	6
5.2 Comparison of radioactivity concentrations in activation calculations for each sampling position and material .....	6
5.2.1 Comparison between analysis and calculated radioactive concentrations .....	6
5.2.2 Comparison between calculated radioactive concentrations with ORIGEN-S code and ORIGEN code .....	6
5.3 Comparison of the amount of produced radioactivity between codes in activation calculations assuming trace elements in reactor structural materials .....	7
6. Summary .....	9
Acknowledgements .....	10
References .....	11
Appendix Input examples of activation calculation .....	32

表リスト

表 1	これまでの報告書と本報告書の計算概要	13
表 2	立教炉の主要諸元	14
表 3	サンプリング試料の形状	15
表 4	放射能濃度評価対象とした領域の微量元素を含む元素組成	15
表 5	立教炉の運転履歴	16
表 6-1	立教炉サンプリング位置及び材質毎の放射化計算（4.2 節）の条件	17
表 6-2	原子炉構造材中の元素を想定した放射化計算（4.3 節）の条件	17
表 7	検討の対象とした 82 個の天然存在元素	18
表 8	サンプリング試料の放射能濃度測定結果と計算結果	19
表 9	評価対象 170 核種の原子炉停止 15.7 年後の生成量の違い	20

図リスト

図 1	試験研究用原子炉構造材の放射能評価計算の一般的なフロー	25
図 2	立教炉の概略図（上:平面図、下:立面図）	26
図 3	計算に用いた原子炉体系図（基本モデル）	27
図 4	計算に用いた原子炉体系図（サーマルカラムモデル）	28
図 5	ORIGEN を用いた放射化計算のフロー	29
図 6	ORIGEN-S を用いた放射化計算のフロー	30
図 7	評価に使用した中性子スペクトルの例	31

This is a blank page.



## 1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構法（平成 20 年法律第 51 号）に基づき、国内の研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物（以下「研究施設等廃棄物」という。）のピット処分及びトレンチ処分の浅地中埋設処分事業（以下「埋設事業」という。）の実施主体として位置づけられている。

埋設事業の許可の申請にあたっては、放射性廃棄物に含まれる核種毎の最大放射能濃度及び総放射エネルギーを評価することが、「核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」によって規定されている。原子力機構をはじめ、大学、企業が所有する試験研究用原子炉（以下「試験研究炉」という。）の多くは、現在廃止措置中である。それらの試験研究炉から発生する解体廃棄物の放射能について、各廃棄物発生者が試験研究炉の違いによらず共通的な放射能評価方法を用いて評価することができれば、埋設する放射性廃棄物の放射能評価を効率的に進めることが可能である。そのため、我々は試験研究炉を所有する大学や企業と協力し、計算コードを用いた試験研究炉の共通的な放射能評価手法を構築しており、特に、試験研究炉の中性子輸送計算及び放射化計算に用いるコード及びライブラリについて、新しい知見を取り入れて検討を進めてきた。

本報では、新たな放射能評価手法として SCALE6.2.4 に付属の ORIGEN コードの導入を検討した。従来使用されてきた ORIGEN-S コードは多群中性子スペクトルを 3 群に縮約することで少ない資源で放射化計算が可能である。一方、ORIGEN コードは多群中性子スペクトルをそのまま計算に用いることができ、より精度の高い放射化計算が可能である。本報では、炉心周辺の原子炉構造材の放射能分析データをもつ、立教大学研究用原子炉（以下「立教炉」という。）を対象に、ORIGEN コード及び ORIGEN-S コードを用いて放射化計算を行い、それらの結果を比較するとともに、立教炉の放射能分析データとの比較を行うことで、ORIGEN コードの適用可能性を評価した。また、原子炉構造材に含まれる微量元素の放射化を想定して、ORIGEN コード及び ORIGEN-S コードで放射化計算を行い、原子炉の浅地中処分における被ばく線量評価上重要な核種の候補となる 170 核種（以下「評価対象 170 核種」という。）の放射能濃度を比較した。

## 2. 本報告書の位置づけ

原子力機構の埋設事業センターでは、主に試験研究炉の解体廃棄物を対象として、計算コードを用いた以下の放射能評価方法の検討を進めてきた。

- (1) 「試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の検討」(村上ほか, JAEA-Technology 2019-003)<sup>1)</sup>; 研究炉施設の解体廃棄物に対する共通的な放射能評価方法の構築に向けて、立教炉を対象に検討を行った。研究炉で多く用いられる構造材のサンプルを採取し、構造材組成分析及び放射化学分析を行い、DORT<sup>2),3)</sup>コード及び ORIGEN-S<sup>4)</sup>コードによる放射能評価計算の結果と比較を行った。
- (2) 「浅地中処分のための JPDR 生体遮蔽コンクリートの放射能評価手法の検討」(河内山ほか, JAEA-Technology 2021-010)<sup>5)</sup>; JPDR の解体に伴って発生した生体遮蔽コンクリートを対象に、DORT コード及び ORIGEN-S コードによる放射能評価計算を行った。
- (3) 「DORT コード及び MCNP コードを用いた試験研究炉の放射能評価手法の検討」(河内山ほか, JAEA-Technology 2022-009)<sup>6)</sup>; 立教炉を対象に中性子輸送計算に従来の DORT コードに加え MCNP を用いるとともに、放射化計算においては、199 群の中性子スペクトルを基に 3 群断面積を作成し、ORIGEN-S を用いた放射能評価計算を行った。
- (4) 「試験研究用原子炉から発生する解体廃棄物に対する理論計算法による放射能濃度の共通的な評価手順」(岡田ほか, JAEA-Testing 2022-002)<sup>7)</sup>; (1)から(3)に示された放射能評価計算を含む試験研究炉の放射能評価手法を取りまとめた。

報告書(1)から(4)では、中性子輸送計算には DORT コード及び MCNP コードを、放射化計算には 3 群中性子束を用いた ORIGEN-S コードを用いて放射能評価計算を行ってきた。本報では、放射化計算において多群中性子スペクトルを断面積に反映させることのできる SCALE6.2.4 付属の ORIGEN コードを新たに報告書(4)の放射能評価手法に加えるべく、ORIGEN コードを用いた放射能評価手法を評価した。ORIGEN コードの使用例は日本で少ないため、過去の検討で使用実績がある ORIGEN-S コードによる放射化計算の結果と比較を行うとともに、立教炉で過去に行った放射化学分析<sup>1)</sup>の結果と比較することで ORIGEN コードの適用性を評価した。

報告書(1)~(3)及び本報告書で検討した中性子輸送計算及び放射化計算に用いたコード及びライブラリを表 1 に示す。

### 3. 放射能評価計算の概要

#### 3.1 試験研究炉の放射能評価計算の概要

試験研究炉から発生する解体廃棄物の放射能評価計算では、原子炉の運転条件、原子炉の幾何学的形状及び構造材の配置や元素組成等の原子炉構造材の物質情報を基に中性子輸送計算を行い、原子炉施設の各領域における中性子スペクトルを評価する。中性子輸送計算には、DORT コードや MCNP コードなどが使用される。

次に、その中性子スペクトルを用いて、原子炉の運転条件及び原子炉構成材料の物質情報を基に放射化計算を行い、放射化廃棄物に含まれる核種毎の放射能濃度を決定する。以上のフローを図 1 に示す。放射化計算には、主に ORIGEN コードシリーズが使用される。本報では、従来から使用されている ORIGEN-S コードに加え、新たに ORIGEN コードを用いた放射化計算を行ったため、その計算手順などを記述する。

#### 3.2 計算対象施設とサンプリングについて

本評価では、放射化計算結果の妥当性を確認するため、過去に炉心周辺の構造材のサンプリング及び放射能分析を行っている立教炉を計算対象とした。

立教炉は、熱出力 100kW の軽水による自然冷却型の原子炉（型式：TRIGA Mark II）で、ウラン濃縮度 20%のウラン-水素化ジルコニウム合金燃料が装填されている。1961 年 12 月に臨界に達してから 2001 年 12 月まで約 40 年間運転し、2007 年に廃止措置計画の認可を受け、現在廃止措置中である<sup>8)</sup>。立教炉の主要諸元を表 2 に、その概略図（立面図及び平面図）を図 2 に示す。立教炉には実験用照射孔やサーマルカラムが存在し、炉心から外側に向けて非対称な配置になっている。これを 2 次元のモデルで計算するため、炉心高さ位置において炉心タンクの外側に生体遮蔽コンクリートが位置する断面を再現した「基本モデル」と、サーマルカラムが位置する断面を再現した「サーマルカラムモデル」の 2 つの計算モデルを用いた。図 3、図 4 にそれらの計算モデルを示す。

立教炉の炉心タンクは、アルミニウム合金製のタンクとそれを覆う炭素鋼製のタンクの二重構造で、そのアルミニウム合金層と炭素鋼層の間に玉石、モルタルが充填されており、タンクの外側にデンスコンクリート製の生体遮蔽コンクリートが設置されている。過去の検討において、炉心タンク付近及びサーマルカラムにおいてコアボーリングを実施し、サンプリング試料としてアルミニウム合金、炭素鋼、デンスコンクリート及び黒鉛を採取し、それらの元素分析及び放射化学分析を行っている<sup>1)</sup>。サンプリング位置を図 2 の P01、P02、P03、P04 に示す。また、サンプリング試料の形状及び寸法を表 3 に示す。

## 4. 放射化計算の手順

放射化学分析を行った立教炉のサンプリング位置 P01~P04<sup>1)</sup>の材質毎（P01~P03：アルミニウム合金、炭素鋼、デンスコンクリート、P04：黒鉛）に対して、ORIGEN-Sコード及び ORIGEN コードを用いた放射化計算を行った。図 5、図 6 にその放射化計算のフロー図をそれぞれ示す。

### 4.1 計算条件の設定

放射化計算のため、以下の条件を設定した。

- ・ 放射化断面積ライブラリ
- ・ 原子炉構造材の元素組成
- ・ 運転履歴

#### 4.1.1 放射化断面積ライブラリ

ORIGEN コード及び ORIGEN-S コードには放射化断面積ライブラリが付属しているが、本検討では、JENDL/AD-2017<sup>9)</sup>から作成された放射化断面積ライブラリと中性子輸送計算で評価した立教炉の中性子スペクトルから 1 群放射化断面積を作成し、放射化計算で用いた。

##### 1) 放射化計算で用いる中性子スペクトル

まず、原子炉構造材の元素組成、原子炉の幾何学的形状のモデル及び中性子源の条件に基づき、計算体系のメッシュ毎の中性子スペクトルを中性子輸送計算で求める必要がある。本検討では、2次元 Sn コード DORT と 199 群の MATXSLIB-J40 から TRANSX、GIP コードで作成した多群ライブラリを用いて 199 群の中性子スペクトルを計算した<sup>3)</sup>。

この計算では、立教炉の炉心から生体遮蔽コンクリートの外側まで 3.2m、垂直方向 7.2m の領域について、基本モデルとサーマルカラムモデルの 2 つの二次元モデルを使った。中性子線源は、炉心部に円柱状に分布させ、U-235 の Watt 型のエネルギー近似式<sup>10),11)</sup>を用いて設定した。Sn 計算法のパラメータとして、ルジャンドル展開次数 3、Sn 分点数 160 に設定した。計算で得られた中性子スペクトルの例として、図 7 にサンプリング位置 P01 のアルミニウムタンクでの中性子スペクトルを示す。

##### 2) 放射化断面積ライブラリの作成

ORIGEN-S コードは、最初に 3 群の放射化断面積ライブラリに 3 群中性子束をかけて 1 群断面積を作成し、それを用いて放射化計算を行う。JENDL/AD-2017 から作成された MAXS/AD-2017<sup>12)</sup>は 199 群の MAXS ファイルで、本検討ではこの MAXS ファイルとサンプリング位置での 199 群中性子スペクトルから MAXS/AD-2017 付属のコードを用いて、ORIGEN-S で使う 3 群断面積を作成した。基本モデルのサンプリング位置（P01、P02、P03）では、試料（アルミニウム合金、炭素鋼、デンスコンクリート）を構成する領域で熱中性子束が最大となるメッシュの中性子スペクトルを用い、サンプリング位置（P04）では、

P04 を構成する黒鉛の中で熱中性子束が最大となるメッシュの中性子スペクトルを用いた。なお、3 群の中性子束のエネルギー境界は、ORIGEN-S の定義とおりの、0.625 eV 及び 1 MeV である。

ORIGEN コードによる放射化計算は、1 群断面積を作成する COUPLE モジュールと放射化計算を行う ORIGEN モジュールの二つモジュールで行われる。COUPLE モジュールで、入力した中性子スペクトルと、指定した多群放射化断面積ライブラリから 1 群断面積を作成し、それを用いて ORIGEN モジュールで放射化計算を行う。本評価では、サンプリング位置のメッシュでの 199 群の中性子スペクトルと、JENDL/AD-2017 から作成された 200 群放射化断面積ライブラリ ORACT-JAD17.200<sup>13)</sup>を用いて 1 群放射化断面積を作成した。

#### 4.1.2 原子炉構造材の元素組成

放射化計算に用いる各領域の元素組成（重量）は、立教炉の先行計算<sup>1)</sup>に従い、複数の文献<sup>14)~18)</sup>及び元素組成分析の結果<sup>1)</sup>を反映させて表 4 のように決定した。

#### 4.1.3 運転履歴

計算に用いた立教炉の運転履歴<sup>1)</sup>は、年度毎の累積時間及び積算熱出力から、1 日あたり 6 時間運転したと仮定した場合の年度毎の運転日数及び平均出力を算出し、表 5 のように設定した。放射能濃度を保守的に求めるため、各年度の初めは運転停止、その後、年度末まで連続運転として計算した。

#### 4.2 サンプリング位置での材質毎の放射能濃度の算出

ORIGEN-S 及び ORIGEN コードを用いて求めたメッシュ毎の放射能濃度に、メッシュの大きさと重み付けをし、その合計を材質全体の大きさと除すことで、各サンプリング位置の材質毎に平均的な放射能濃度を算出した。評価核種は、先行計算<sup>1)</sup>で放射化学分析を実施した H-3、Co-60、Ni-63、Eu-152（P04 については C-14 も実施）とし、原子炉停止 15.7 年後（2016 年 12 月 1 日）時点での放射能濃度を評価した。本節の計算条件を表 6-1 に示す。

#### 4.3 原子炉構造材中の微量元素を想定した放射化計算

原子炉構造材中に含まれる微量元素の放射化を想定して ORIGEN コード及び ORIGEN-S コードで放射化計算を行い、評価対象 170 核種の放射能濃度を評価した（ここで、微量元素とは、原子炉構造材を構成する元素のうち、JIS 規格などで規定される主成分及び不純物元素を除いた元素を指す）。本検討では、天然に存在する元素のうち Th 及び U 以外の放射性同位元素を除いた 82 元素を対象とし、それぞれの元素が不純物元素の量としては保守的な 0.1wt%もあると仮定して放射化計算を行った。

また、放射化計算の入力条件として、立教炉の照射履歴と、サンプリング位置 P01 の中性子スペクトルを用いた。本節の計算条件を表 6-2 に、計算の入力に用いた元素の一覧を表 7 に示す。生成した放射性核種の内、評価対象 170 核種について原子炉停止 15.7 年後の放射能濃度を比較した。

## 5. ORIGEN-S コードと ORIGEN コードを用いた放射能評価の比較

### 5.1 計算時間の比較

ORIGEN-S コードと ORIGEN コードを用いて同じ条件で放射化計算を行い、計算に要する時間を比較した。計算に用いたパソコンの CPU は Intel Xeon Gold 6258R でクロック数は 2.7 GHz、並列計算は行わずに、ORIGEN-S 計算と ORIGEN 計算をそれぞれ 1,000 回行った。ORIGEN-S の計算時間は 52 分、ORIGEN の計算時間は 56 分で、ORIGEN の計算時間は ORIGEN-S の計算時間より 10%程度長かった。ただし、コードの仕様上、ORIGEN の計算時間には COUPLE モジュールによる 1 群放射化断面積作成時間も含まれていることを考慮すると、計算時間の差は予想外に小さかった。ORIGEN-S を用いた計算のために新たに 3 群断面積ライブラリを作成する場合は、その作業や時間も余分に要するので、実質的に ORIGEN の計算時間の方が短いと言える。

### 5.2 サンプル位置及び材質毎の放射化計算における放射能濃度の比較

2016 年 12 月 1 日時点の放射化学分析の結果（分析値）<sup>1)</sup>と放射化計算（4.2 節の計算）による結果を表 8 に示す。材質、核種及びサンプル位置毎に、分析値と ORIGEN-S 及び ORIGEN を用いた放射化計算の結果を記載した。P01、P02、P03 の結果は基本モデル（図 3）、P04 の計算結果はサーマルカラムモデル（図 4）を用いた計算から得られたものである。

#### 5.2.1 分析値と計算結果の比較

分析値と ORIGEN-S 及び ORIGEN を用いた計算値を比較したところ、P01、P02、P03 では、材質及び核種に係わらず ORIGEN-S、ORIGEN とともに分析値とよく一致しており、分析値との比は、P01 では 0.5~0.9 程度、P02 では 0.8~1.5 程度、P03 では例外はあるものの 1.5~3 程度である。一方、P04 では、H-3、Co-60、Ni-63、Eu-152 の計算値が分析値を大幅に上回っているが、これは計算で用いた起源元素の含有量として、分析の定量下限値を設定したためと考えられる。また、C-14 の計算値が分析値に対して過小評価になった原因は、先行研究<sup>1)</sup>で説明されているように、黒鉛中の窒素の分析手法に問題があったためと考えられる。

#### 5.2.2 ORIGEN-S コードと ORIGEN コードの計算結果の比較

ORIGEN-S コード及び ORIGEN コードの計算結果を比較すると、ORIGEN コードによる放射能濃度は、ORIGEN-S コードの放射能濃度の 0.8~1.0 倍となり、ORIGEN コードを用いた計算の方が放射能濃度の値が小さくなる傾向が見られた。これは、1 群放射化断面積の作成する際に、ORIGEN コード計算では、200 群の中性子スペクトルを使っているが、ORIGEN-S コード計算では 3 群中性子スペクトルを使っていることが原因と考えられ、ORIGEN-S の手法は保守的になっているようである。

### 5.3 原子炉構造材中の微量元素を想定した放射化計算におけるコード間の生成放射エネルギーの比較

82 元素がそれぞれ 0.1wt%あると仮定して ORIGEN-S 及び ORIGEN コードを用いて放射化計算を行い、評価対象 170 核種の結果に対し、原子炉停止 15.7 年後での放射能濃度をコード間で比較した。この際、放射能濃度が  $10^{-8}$  Bq/g より小さい核種は浅地中処分における基準線量相当濃度<sup>19)</sup>を大きく下回ることから、比較の対象外とした。ORIGEN-S コード及び ORIGEN コードを用いた放射能濃度とその比較結果を表 9 に示す。

以下に、コード間で放射能濃度の差が 10 倍以上となった核種について、その差の原因を述べる。

#### ① Si-32、Nb-91、Pm-146

これらの核種は、ORIGEN コードによる原子炉停止 15.7 年後の放射能濃度が ORIGEN-S に比べて 10 倍以上となった。ORIGEN コード、ORIGEN-S コードでそれぞれ用いた放射化断面積ライブラリを確認すると、ORIGEN に比べて ORIGEN-S が計算で扱うことのできる核反応の種類が少ないため計算結果に差が生じたと考えられる。以下に核種毎の具体的な反応を示す。

- Si-32 は、S からの生成の寄与が大きく、ORIGEN では S-33(n,2p)、S-34(n,3He)、S-35(n, $\alpha$ )、S-36(n,nd)の反応が扱えるが、ORIGEN-S では S-35(n, $\alpha$ )の反応しか扱えない。
- Nb-91 は、Nb と Mo からの生成の寄与が大きく、ORIGEN では Nb-93(n,3n)、Mo-92(n,np)、Mo-93(n,nd)の反応が扱えるが、ORIGEN-S では Nb-93(n,3n)の反応しか扱えない。
- Pm-146 は、Sm と Eu からの生成の寄与が大きく、ORIGEN では Sm-147(n,np)、Sm-148(n,nd)、Sm-149(n,nt)、Eu-151(n,2nd)の反応が扱えるが、ORIGEN-S ではこれらの反応を扱うことができない。

#### ② Rh-102

この核種は、ORIGEN コードによる原子炉停止 15.7 年後の放射能濃度が ORIGEN-S に比べて 10 倍以上となった。Rh-101(n, $\gamma$ )や Rh-101m(n, $\gamma$ )の反応によって、ORIGEN コードによる計算では Rh-102 の準安定核種 Rh-102m が生成されるが、ORIGEN-S コードでは生成されないため、Rh-102m の崩壊で生成する Rh-102 の生成量に差が生じたと考えられる。Rh-102m が ORIGEN-S で生成されなかった理由は、SCALE6.0 の崩壊ライブラリの放射化生成物の崩壊データに Rh102m が含まれていないためと考えられる。

#### ③ Eu-150

この核種は、ORIGEN では生成されたが ORIGEN-S では生成されなかった。この核種を生成する反応には Eu-152(n,3n)の反応があるが、SCALE6.0 の崩壊ライブラリに Eu-150 が含まれていないため、ORIGEN-S では生成しなかったと考えられる。同様に、Eu-149 も SCALE6.0 の崩壊ライブラリにないことを確認した。

## ④ Te-123

この核種は、ORIGEN コードによる放射能濃度が原子炉停止 15.7 年後、原子炉停止直後に関わらず生成されなかった。これは、SCALE6.2.4 の崩壊ライブラリで、Te-123 は安定同位体になっているため、ORIGEN では放射性核種として計算されなかったためと考えられる。なお、まもなくこの問題に対処できる予定である<sup>20)</sup>。

## ⑤ Ir-192、Ir-192m

Ir-192 は、ORIGEN コードによる原子炉停止 15.7 年後の放射能濃度が ORIGEN-S に比べて  $10^{23}$  分の 1 程度小さくなった。また、Ir-192m は、ORIGEN コードによる原子炉停止 15.7 年後の放射能濃度の出力が 0 であった。これは、ORIGEN 及び ORIGEN-S では準安定同位体を一つしか扱えず、ORIGEN の崩壊ライブラリの Ir-192m の半減期は 1.44 分 (m1 核種) で、ORIGEN-S の崩壊ライブラリの Ir-192m の半減期は 241 年 (m2 核種) になっているため、原子炉停止 15.7 年後の放射化生成量を計算すると、ORIGEN 計算では Ir-192m の放射能度は 0 になり、このような差が生じたと考えられる。なお、まもなくこの問題にも対処できる予定である<sup>20)</sup>。

これらの核種のコード間における違いは先行研究<sup>13),20)</sup>で指摘されている。構造材中の微量元素の量を保守的に 0.1wt% であると仮定して放射化計算した場合、複数の核種においてコード間で放射能濃度に大きな違いが見られたが、いずれの核種もトレンチ処分における基準線量相当濃度より 1/1,000 以下と十分低い放射能濃度であった。このため、ORIGEN、ORIGEN-S のいずれのコードを使用して上記核種の放射能濃度を設定しても、今回の原子炉構造材中の微量元素を対象とした計算では、埋設事業許可申請における被ばく線量評価上重要な核種とはならない結果であった。



## 6. まとめ

本報では、放射化計算に多群中性子スペクトルを正確に反映することができる SCALE6.2.4 に付属の ORIGEN コードを用いて立教炉のサンプリング位置での放射化計算を行い、放射化学分析の結果及び従来使用されてきた ORIGEN-S コードの計算結果と比較することで、ORIGEN コードの適用性を評価した。また、原子炉構造材に含まれる微量元素の放射化を想定して、ORIGEN コード及び ORIGEN-S コードで放射化計算を行い、評価対象 170 核種の放射能濃度の比較を行った。

ORIGEN コード及び ORIGEN-S コードを用いて放射化計算を行い、立教炉のサンプリング位置での平均的な放射能濃度を放射化学分析の結果と比較したところ、いずれの計算値も分析値の 0.5~3 倍程度とよく一致した。また、ORIGEN と ORIGEN-S の放射能濃度の比は 0.8~1.0 程度とであった。計算時間は ORIGEN の方が約 1.1 倍長くなったが、ライブラリの作成時間含めると、ORIGEN は断面積ライブラリを評価点毎に COUPLE モジュールを用いて時間をかけずに作成できるため、計算にかかる全体の時間で比較すると ORIGEN-S の方が長くなる。以上のことから、放射化計算における ORIGEN コードの適用性を確認できた。

さらに、原子炉構造材に含まれる微量元素の放射化を想定して、天然に存在する 82 元素がそれぞれ 0.1wt%あるとして、ORIGEN-S コード及び ORIGEN コードを用いて放射化計算を行った。その結果、評価対象 170 核種の中で、コード間で放射能濃度の差が大きく異なる核種が確認されたが、いずれの核種もトレンチ処分における基準線量相当濃度より 1/1,000 以下と十分低い放射能濃度であった。今回の原子炉構造材中の微量元素を対象とした計算では、ORIGEN、ORIGEN-S のいずれのコードを使用しても、これら核種は埋設事業許可申請における被ばく線量評価上重要な核種とはならないことがわかった。しかし、評価する試験研究炉や計算条件等によって、それらの核種の放射能濃度が大きく変動する可能性があるため、ORIGEN コード及び ORIGEN-S コードの双方で評価することや、計算に用いたライブラリ等を確認することで、より適切な評価結果を選択する必要がある。

謝 辞

本報告書を執筆するにあたり、立教大学原子力研究所の方々のご協力に感謝の意を表します。また、放射能評価計算に関してご助言いただきました埋設技術開発室の戸塚真義氏に感謝の意を表します。最後に本報をまとめるにあたり、貴重なご意見を頂きました原子力科学研究所 原子力基礎工学研究センター 炉物理・熱流動研究グループの今野力氏に感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 村上昌史ほか、試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2019-003, 2019, 50p.
- 2) Rhoades, W.A. et al., The DORT two-dimensional discrete ordinates transport code, Nucl. Sci. Eng. vol. 99, no.1, 1988, pp. 88-89.
- 3) Emmett, M.B. et al., The DORT section of A User's Manual for MASH 1.0 - A Monte Carlo Adjoint Shielding Code System, ORNL/TM-11778, 1992.
- 4) Gauld, I. C. et al., ORIGEN-S: Scale system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Vol.II, section F7, 2009.
- 5) 河内山真美ほか、浅地中処分のためのJPDR生体遮蔽コンクリートの放射能評価手法の検討, JAEA-Technology 2021-010, 2021, 61p.
- 6) 河内山真美ほか、DORT コード及び MCNP コードを用いた試験研究炉の放射能評価手法の検討, JAEA-Technology 2022-009, 2022, 56p.
- 7) 岡田翔太ほか、試験研究用原子炉から発生する解体廃棄物に対する理論計算法による放射能濃度の共通的な評価手順, JAEA-Testing 2022-002, 2022, 61p.
- 8) 立教大学原子力研究所、  
<https://www.rikkyo.ac.jp/research/institute/ifae/> (accessed 2024-02-19).
- 9) Shibata, K. et al., JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, J. Nucl.Sci. Technol., vol.48, no.1, 2011, pp.1-30.
- 10) Watt, B.E., Energy Spectrum of Neutrons from Thermal Fission of  $U^{235}$ , Phys. Rev., vol.87, no.6, 1952, pp.1037-1041.
- 11) Cranberg, L. et al., Fission Neutron Spectrum of  $U^{235}$ , Phys. Rev., vol.103, no.3, 1956, pp.662-670.
- 12) Konno, C., Development of multi-group neutron activation cross-section library from JENDL/AD-2017, Proceedings of the 2019 Symposium on Nuclear Data, November 28-30, 2019, Kyushu University, Chikushi Campus, Fukuoka, Japan, JAEA-Conf 2020-001, 2020, pp.193-197.
- 13) Konno, C. et al., Generation and verification of ORIGEN and ORIGEN-S activation cross-section libraries of JENDL-5 and JENDL/AD-2017, Mechanical Engineering Journal (Internet), vol.11, no.2, 2024. p.23-00386\_1 -11.
- 14) 助川武則ほか、原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討（受託研究）、JAERI-Tech 2001-058, 2001, 81p.
- 15) Oak, H.D. et al., Technology, safety and costs of decommissioning a reference boiling water reactor power station (appendices), NUREG/CR-0672-vol. 2, 1980, 666p.
- 16) Evans, J.C. et al., Long-lived activation products in reactor materials, NUREG/CR-3474, 1984, 167p.

- 17) 川太徳夫ほか、「ふげん」発電所の主要構造材元素組成分析, 日本原子力学会和文論文誌, vol. 9, no. 4, 2010, pp.405-418.
- 18) 岸本克己ほか、中性子束分布計算に 3 次元体系を導入した JRR-2 原子炉本体放射化放射エネルギー評価, JAERI-Tech 2005-016, 2005, 83p.
- 19) 菅谷敏克ほか、研究施設等廃棄物の浅地中処分のための基準線量相当濃度の検討（その1）, JAEA-Technology 2021-004, 2021, 79p.
- 20) 今野力ほか、JENDL-5 から作成した ORIGEN 用崩壊ライブラリと核分裂収率ライブラリ, 日本原子力学会 2024 年春の年会, 近畿大学, 日本, 2024.

表 1 これまでの報告書と本報告書の計算概要

		JAEA-Technology 2019-003	JAEA-Technology 2021-010	JAEA-Technology 2022-009		本報告書
中性子輸送計算	コード	DORT	DORT	DORT	MCNP	
	ライブラリ	JSSTDJ-J32 (JENDL-3.2)	MATXSLLIB-J40 (JENDL-4.0)	MATXSLLIB-J40 (JENDL-4.0)	AceLibJ40 (JENDL-4.0)	(JAEA-Technology 2022-009 DORT 計算に同じ)
	群数	100 群	199 群	199 群	200 群	
放射化計算	コード	ORIGEN-ARP (SCALE4.4a 付属)	ORIGEN-S (SCALE6.0 付属)	ORIGEN-S (SCALE6.0 付属)		ORIGEN (SCALE6.2.4 付属)
	ライブラリ	SCALE4.4a 付属 ライブラリ	SCALE6.0 付属 PWR 用ライブラリ	MAXS/AD-2017 (JENDL/AD-2017)		ORACT-JAD17.200 (JENDL/AD-2017)
	断面積	3 群断面積使用	3 群断面積使用	200 群ライブラリと 199 群中性子 スペクトルから、 3 群断面積を作成	200 群ライブラリと 200 群中性子 スペクトルから、 3 群断面積を作成	200 群ライブラリと 199 群中性子 スペクトルから、 1 群断面積を作成

表 2 立教炉の主要諸元

名称	立教大学研究用原子炉	
型式	TRIGA Mark II	
最高熱出力	100 kW	
熱中性子束(100kW)	最高	$4 \times 10^{12}$ n/sec/cm <sup>2</sup>
	炉心平均	$1.6 \times 10^{12}$ n/sec/cm <sup>2</sup>
冷却方法	軽水の自然対流	
炉心	燃料種類	ウラン-水素化ジルコニウム合金
	濃縮度	ウラン濃縮度 20 %
	有効直径	約 36 cm
	有効高さ	約 36 cm
反射体	グラファイト	
生体遮蔽体	デンスコンクリート (水平方向)	
	軽水 (垂直方向)	
運転履歴	初臨界	1961 年 12 月
	運転停止	2001 年 12 月

表 3 サンプルング試料の形状

材質	サンプルング位置	サンプルング形状と寸法		密度 [g/cm <sup>3</sup> ]
		形状	寸法	
アルミニウムタンク	P01	円盤	120mmφ×6mm	2.73
	P02	円盤	120mmφ×6mm	2.71
	P03	円盤	120mmφ×12.7mm	2.71
炭素鋼	P01	円盤	120mmφ×6mm	7.87
	P02	円盤	120mmφ×6mm	7.87
	P03	円盤	120mmφ×9mm	7.87
デンスコンクリート	P01	円柱	120mmφ×約 200mm <sup>b</sup>	2.7
	P02	円柱	120mmφ×約 200mm <sup>b</sup>	2.69
	P03	円柱+破片 <sup>a</sup>	120mmφ×約 120mm	--- <sup>d</sup>
黒鉛	P04	円柱	60mmφ×約 130mm <sup>c</sup>	1.72

a サンプルング中に一部破碎した。

b 炉心側から 120mm を切断した円柱部を分析に使用し、残りは密度測定に用いた。

c 炉心側から 50mm を切断した円柱部を分析に使用し、残りは密度測定に用いた。

d 破碎した部分を含めて全量を分析に使用したため、密度の測定には使用していない。

表 4 放射能濃度評価対象とした領域の微量元素を含む元素組成

領域 元素	アルミニウムタンク	炭素鋼タンク	生体遮蔽コンクリート	サーマルカラム
重量比[wt%]				
H			0.57	
Li	0.0000014 <sup>a</sup>	0.00003 <sup>a</sup>	0.00101 <sup>b</sup>	0.00002 <sup>c</sup>
B			0.002	0.00005
C		0.25		100
N		0.0084	0.00217 <sup>b</sup>	0.001 <sup>c</sup>
O			41.8 <sup>b</sup>	
Na		0.0023	1.55	0.0001
Mg	1.2		1.36	0.000008
Al	98.61	0.033	5.76	0.00006
Si	0.8		20.44	0.0032
P		0.05	0.5	
S		0.05	0.13	
Cl		0.004	0.0174 <sup>b</sup>	0.002 <sup>c</sup>
K		0.0012	1.15	
Ca		0.0014	7.32 <sup>b</sup>	
Sc		0.000026	0.00065	
Ti	0.15	0.0002	0.2	
V		0.008	0.0103	0.0012
Cr	0.35	0.17	0.0109	0.000028
Mn	0.15	1.02	0.0377	0.000002
Fe	0.434 <sup>b</sup>	98.9 <sup>b</sup>	19.47 <sup>b</sup>	0.0005 <sup>c</sup>
Co	0.000124 <sup>b</sup>	0.0113 <sup>b</sup>	0.00542 <sup>b</sup>	0.000005 <sup>c</sup>
Ni	0.00215 <sup>b</sup>	0.0435 <sup>b</sup>	0.00471 <sup>b</sup>	0.00002 <sup>c</sup>
Cu	0.262 <sup>b</sup>	0.173 <sup>b</sup>	0.0025	0.00002 <sup>c</sup>
Zn	0.25	0.01	0.0075	
Ga		0.008	0.00088	
As		0.0532	0.00079	
Se		0.00007	0.000092	
Br		0.000085	0.00024	
Rb		0.0048	0.0035	
Sr		0.000015	0.0438	0.000039
Y		0.002	0.00182	
Zr		0.001	0.0071	
Nb	0.00005 <sup>c</sup>	0.00005 <sup>c</sup>	0.00043	
Mo		0.000056	0.00103	
Pd			0.0003	
Ag	0.00005 <sup>c</sup>	0.000114 <sup>b</sup>	0.00002	
Cd			0.00003 <sup>a</sup>	0.00002 <sup>c</sup>
In				0.0000047
Sn			0.0007	
Sb		0.0011	0.00018	
Cs		0.00002 <sup>a</sup>	0.00013	
Ba		0.0273	0.0169 <sup>b</sup>	
La		0.00001	0.0013	
Ce		0.0001	0.00243	
Sm		0.0000017	0.0002	
Eu	0.00005 <sup>c</sup>	0.0000031 <sup>a</sup>	0.00005 <sup>c</sup>	0.000005 <sup>c</sup>
Gd				0.0000005
Tb		0.000045	0.000041	
Dy			0.00023	
Ho		0.00008	0.00009	
Yb		0.0001	0.00014	
Lu		0.00002	0.000027	
Hf		0.000021	0.00022	
Ta		0.000013	0.000044	
W		0.00055	0.00014	
Pb		0.082	0.0061	0.000012
Th		0.000018	0.000221 <sup>b</sup>	
U	0.000091 <sup>b</sup>	0.00002 <sup>a</sup>	0.00005 <sup>c</sup>	0.000005 <sup>c</sup>

- a) 分析により定量下限値のみ得られたが、文献等のデータに比べて高いため、文献等のデータを使用している。
- b) 分析データを使用している。
- c) 分析による定量下限値を使用している。

表 5 立教炉の運転履歴

No.	年度*1)	累積時間 [hour]	積算出力 [kWh]	区間運転時間 [hour]	区間積算出力 [kWh]	計算に用いた運転履歴		
						運転日数*2) [day]	停止日数*3) [day]	平均出力*4) [kW]
1	1961	125	4,270	125.1	4,270	20.85	230.00	8.5E+00
2	1962	935	59,481	810.0	55,211	135.00	189.55	1.7E+01
3	1963	1,988	117,422	1052.7	57,941	175.45	195.88	1.4E+01
4	1964	3,003	194,631	1014.7	77,209	169.12	183.38	1.9E+01
5	1965	4,092	288,296	1089.7	93,665	181.62	158.47	2.1E+01
6	1966	5,331	388,862	1239.2	100,566	206.53	165.02	2.0E+01
7	1967	6,531	489,997	1199.9	101,135	199.98	171.38	2.1E+01
8	1968	7,693	588,421	1161.7	98,424	193.62	182.38	2.1E+01
9	1969	8,789	676,580	1095.7	88,159	182.62	200.13	2.0E+01
10	1970	9,778	752,515	989.2	75,935	164.87	214.22	1.9E+01
11	1971	10,683	821,460	904.7	68,945	150.78	194.65	1.9E+01
12	1972	11,705	907,917	1022.1	86,457	170.35	154.37	2.1E+01
13	1973	12,969	1,017,097	1263.8	109,180	210.63	168.47	2.2E+01
14	1974	14,148	1,116,832	1179.2	99,735	196.53	158.73	2.1E+01
15	1975	15,385	1,223,369	1237.6	106,537	206.27	213.75	2.2E+01
16	1976	16,293	1,301,104	907.5	77,735	151.25	226.47	2.1E+01
17	1977	17,124	1,376,221	831.2	75,117	138.53	238.05	2.3E+01
18	1978	17,886	1,448,064	761.7	71,843	126.95	243.85	2.4E+01
19	1979	18,613	1,511,174	726.9	63,110	121.15	245.25	2.2E+01
20	1980	19,331	1,574,472	718.5	63,298	119.75	265.10	2.2E+01
21	1981	19,931	1,627,246	599.4	52,774	99.90	240.82	2.2E+01
22	1982	20,676	1,690,965	745.1	63,719	124.18	262.30	2.1E+01
23	1983	21,292	1,739,476	616.2	48,511	102.70	224.45	2.0E+01
24	1984	22,135	1,813,686	843.3	74,210	140.55	201.12	2.2E+01
25	1985	23,118	1,895,858	983.3	82,172	163.88	227.37	2.1E+01
26	1986	23,944	1,965,606	825.8	69,748	137.63	226.53	2.1E+01
27	1987	24,775	2,037,546	830.8	71,940	138.47	223.73	2.2E+01
28	1988	25,623	2,111,195	847.6	73,649	141.27	226.82	2.2E+01
29	1989	26,452	2,183,122	829.1	71,927	138.18	226.73	2.2E+01
30	1990	27,281	2,255,303	829.6	72,181	138.27	224.40	2.2E+01
31	1991	28,125	2,330,336	843.6	75,033	140.60	234.95	2.2E+01
32	1992	28,905	2,400,905	780.3	70,569	130.05	239.62	2.3E+01
33	1993	29,658	2,469,221	752.3	68,316	125.38	233.50	2.3E+01
34	1994	30,447	2,538,940	789.0	69,719	131.50	234.05	2.2E+01
35	1995	31,232	2,609,759	785.7	70,819	130.95	244.08	2.3E+01
36	1996	31,958	2,674,938	725.5	65,179	120.92	297.12	2.2E+01
37	1997	32,365	2,709,841	407.3	34,903	67.88	287.73	2.1E+01
38	1998	32,829	2,748,197	463.6	38,356	77.27	294.83	2.1E+01
39	1999	33,250	2,783,085	421.0	34,888	70.17	344.33	2.1E+01
40	2000	33,374	2,793,325	124.0	10,240	20.67	—	2.1E+01

\*1) 4月1日～翌年3月31日

\*2) 運転日数[d]=区間運転時間[h]/6[h/d]にて算出

\*3) 停止日数[d]=365[d]-翌年度の運転日数[d]

\*4) 平均出力[kW]=区間積算出力[kWh]/(運転日数[d]×24[h/d])にて算出



表 6-1 立教炉サンプリング位置及び材質毎の放射化計算（4.2 節）の条件

	ORIGEN-S	ORIGEN
中性子束 (Total flux) [n/sec/cm <sup>2</sup> ]	P01 5.09E+07 程度 P02 3.86E+07 程度 P03 3.26E+07 程度 P04 3.00E+11 程度	
放射化断面積 ライブラリ	MAXS/AD2017 から 作成した 3 群断面積	ORACT-JAD17.200
元素組成	表 4 参照	
運転条件	表 5 参照	
冷却期間	原子炉停止 15.7 年後	
評価核種	H-3,C-14(P04 のみ),Co-60,Ni-63,Eu-152	

表 6-2 原子炉構造材中の元素を想定した放射化計算（4.3 節）の条件

	ORIGEN-S	ORIGEN
中性子束 (Total flux) [n/sec/cm <sup>2</sup> ]	P01 アルミニウムタンク 5.09E+07	
放射化断面積 ライブラリ	MAXS/AD2017 から 作成した 3 群断面積	ORACT-JAD17.200
元素組成	天然に存在する 103 元素のうち、Th 及び U 以外の 放射性同位元素を除く 82 元素	
運転条件	表 5 参照	
冷却期間	原子炉停止 15.7 年後	
評価核種	表 9 参照	

表 7 検討の対象とした 82 個の天然存在元素\*1)

No.	元素及び核種	No.	元素及び核種	No.	元素及び核種
1	H	29	Cu	57	Ce
2	He	30	Zn	58	Pr
3	Li	31	Ga	59	Nd
4	Be	32	Ge	60	Sm
5	B	33	As	61	Eu
6	C	34	Se	62	Gd
7	N	35	Br	63	Tb
8	O	36	Kr	64	Dy
9	F	37	Rb	65	Ho
10	Ne	38	Sr	66	Er
11	Na	39	Y	67	Tm
12	Mg	40	Zr	68	Yb
13	Al	41	Nb	69	Lu
14	Si	42	Mo	70	Hf
15	P	43	Ru	71	Ta
16	S	44	Rh	72	W
17	Cl	45	Pd	73	Re
18	Ar	46	Ag	74	Os
19	K	47	Cd	75	Ir
20	Ca	48	In	76	Pt
21	Sc	49	Sn	77	Au
22	Ti	50	Sb	78	Hg
23	V	51	Te	79	Tl
24	Cr	52	I	80	Pb
25	Mn	53	Xe	81	Th-232
26	Fe	54	Cs	82	U-234*2)
27	Co	55	Ba	83	U-235*2)
28	Ni	56	La	84	U-238*2)

\*1) 天然に存在する 103 元素のうち、Th 及び U 以外の放射性同位元素を除く 82 元素を対象とした。

\*2) U-234,U-235,U-238 の計算には、0.1wt%に天然ウランの同位体存在比を乗じた量を設定している。

表 8 サンプルング試料の放射能濃度測定結果と計算結果

			分析及び計算で求めた放射能濃度 [Bq/g]			分析値と計算結果の比		ORIGEN-S と ORIGEN の計算結果の比
			分析値	ORIGEN-S	ORIGEN	ORIGEN-S /分析値	ORIGEN /分析値	
材質	核種	サンプルリング位置						ORIGEN /ORIGEN-S
アルミニウム合金	H-3	P01	0.105±0.001	0.0669	0.0629	0.64	0.60	0.94
		P02	0.0255±0.0007	0.0428	0.0397	1.7	1.6	0.93
		P03	0.00234±0.00052	0.0428	0.0400	18	17	0.93
	Co-60	P01	0.154±0.006	0.100	0.0945	0.65	0.61	0.95
		P02	0.0682±0.0045	0.0642	0.0601	0.94	0.88	0.94
		P03	0.0417±0.005	0.0641	0.0603	1.5	1.4	0.94
	Ni-63	P01	0.314±0.009	0.160	0.160	0.51	0.51	1.0
		P02	0.119±0.009	0.109	0.109	0.92	0.92	1.0
		P03	0.0588±0.005	0.107	0.106	1.8	1.8	1.0
炭素鋼	H-3	P03	<0.0016	0.205	0.176	>130	>110	0.86
	Co-60	P01	3.38±0.07	3.03	2.66	0.90	0.79	0.88
		P02	1.45±0.03	2.11	1.85	1.5	1.5	0.87
		P03	0.785±0.019	1.34	1.17	1.7	1.5	0.87
	Ni-63	P01	0.588±0.019	0.352	0.308	0.60	0.52	0.87
		P02	0.258±0.016	0.247	0.214	0.96	0.83	0.87
		P03	0.0727±0.0086	0.157	0.136	2.2	1.9	0.87
	Eu-152	P03	<0.077	0.0325	0.0280	>0.42	>0.36	0.86
	デンスコンクリート	H-3	P01	9.91±0.01	9.39	8.18	0.95	0.83
P02			4.79±0.01	6.75	5.86	1.4	1.2	0.87
P03			1.136±0.003	4.21	3.67	3.7	3.2	0.87
Co-60		P01	1.13±0.02	0.881	0.786	0.78	0.70	0.89
		P02	0.518±0.01	0.635	0.565	1.2	1.1	0.89
		P03	0.18±0.002	0.396	0.352	2.2	2.0	0.89
Eu-152		P01	1.38±0.02	0.827	0.649	0.60	0.47	0.78
		P02	0.536±0.01	0.521	0.466	0.97	0.87	0.89
		P03	0.116±0.002	0.326	0.291	2.8	2.5	0.89
黒鉛	H-3	P04	1.65±0.01	8.08E+03	7.52E+03	4.2E+03	4.6E+03	0.93
	C-14	P04	323±0.3	123	120	0.40	0.37	0.97
	Co-60	P04	0.337±0.03	31.5	29.9	94	89	0.95
	Ni-63	P04	0.0788±0.0055	3.67	3.42	49	43	0.93
	Eu-152	P04	0.0145±0.0018	3.74E+03	2.43E+03	2.6E+05	1.7E+05	0.65

表 9 評価対象 170 核種の原子炉停止 15.7 年後の生成量の違い(1/5)

No.	核種	半減期[y]	ORIGEN [Bq/g]	ORIGEN-S [Bq/g]	ORIGEN/ ORIGEN-S	備考
1	H-3	1.23E+01	1.01E+03	1.15E+03	8.80E-01	
2	Be-10	1.51E+06	7.55E-06	7.95E-06	9.50E-01	
3	C-14	5.73E+03	1.96E-01	2.24E-01	8.70E-01	
4	Na-22	2.60E+00	1.32E-06	1.32E-06	1.00E+00	
5	Si-32	1.50E+02	1.10E-08	6.12E-14	1.80E+05	①ORIGEN-S で扱える反応が少ない
6	S-35	2.39E-01	---	---	---	
7	Cl-36	3.01E+05	2.47E-02	2.85E-02	8.70E-01	
8	K-40	1.28E+09	3.17E-02	3.18E-02	1.00E+00	
9	Ca-41	1.03E+05	7.81E-04	8.89E-04	8.80E-01	
10	Ca-45	4.45E-01	---	---	---	
11	Sc-46	2.29E-01	---	---	---	
12	V-49	9.03E-01	---	---	---	
13	Mn-54	8.55E-01	6.16E-08	6.15E-08	1.00E+00	
14	Fe-55	2.73E+00	9.32E-03	1.03E-02	9.00E-01	
15	Fe-59	1.22E-01	---	---	---	
16	Co-58	1.94E-01	---	---	---	
17	Co-60	5.27E+00	2.06E+01	2.34E+01	8.80E-01	
18	Ni-59	7.60E+04	5.37E-03	6.27E-03	8.60E-01	
19	Ni-63	1.00E+02	5.90E-01	6.72E-01	8.80E-01	
20	Zn-65	6.69E-01	6.82E-08	7.76E-08	8.80E-01	
21	Se-75	3.28E-01	---	---	---	
22	Se-79	3.00E+05	6.63E-05	6.93E-05	9.60E-01	
23	Rb-87	4.75E+10	8.95E-01	8.97E-01	1.00E+00	
24	Sr-85	1.77E-01	---	---	---	
25	Sr-89	1.38E-01	---	---	---	
26	Sr-90	2.88E+01	1.28E-01	1.47E-01	8.70E-01	
27	Y-91	1.60E-01	---	---	---	
28	Zr-93	1.53E+06	9.16E-06	1.04E-05	8.80E-01	
29	Zr-95	1.75E-01	---	---	---	
30	Nb-91	6.80E+02	1.50E-05	7.57E-16	2.00E+10	①ORIGEN-S で扱える反応が少ない
31	Nb-92	3.47E+07	9.81E-09	2.01E-08	4.90E-01	
32	Nb-93m	1.61E+01	3.45E-04	3.84E-04	9.00E-01	
33	Nb-94	2.03E+04	7.80E-03	8.55E-03	9.10E-01	
34	Nb-95	9.58E-02	---	---	---	
35	Mo-93	4.00E+03	4.97E-04	5.94E-04	8.40E-01	

注 1) 備考の番号は、5.3 節の①～⑤の説明に対応している。

注 2) ORIGEN 及び ORIGEN-S 両コードの計算において、生成量の合計が  $1 \times 10^{-8}$  Bq/g より小さい核種については、“---” と記載した。

表 9 評価対象 170 核種の原子炉停止 15.7 年後の生成量の違い(2/5)

No.	核種	半減期[y]	ORIGEN [Bq/g]	ORIGEN-S [Bq/g]	ORIGEN/ ORIGEN-S	備考
36	Tc-97	2.60E+06	7.79E-07	1.34E-06	5.80E-01	
37	Tc-97m	2.47E-01	---	---	---	
38	Tc-98	4.20E+06	---	---	---	
39	Tc-99	2.11E+05	1.09E-04	1.18E-04	9.30E-01	
40	Ru-103	1.07E-01	---	---	---	
41	Ru-106	1.02E+00	3.40E-07	3.66E-07	9.30E-01	
42	Rh-102	5.67E-01	3.90E-07	1.90E-11	2.10E+04	②ORIGEN-S の崩壊 データに準安定核種が 含まれていない
43	Pd-107	6.50E+06	3.20E-06	3.34E-06	9.60E-01	
44	Ag-108m	4.18E+02	4.75E-02	1.59E-01	3.00E-01	
45	Ag-110m	6.84E-01	6.23E-07	6.65E-07	9.40E-01	
46	Cd-109	1.27E+00	6.11E-06	6.51E-06	9.40E-01	
47	Cd-113	7.70E+15	1.79E-06	1.54E-06	1.20E+00	
48	Cd-113m	1.41E+01	1.15E-02	1.20E-02	9.60E-01	
49	Cd-115m	1.22E-01	---	---	---	
50	In-114m	1.36E-01	---	---	---	
51	In-115	4.41E+14	2.50E-04	2.50E-04	1.00E+00	
52	Sn-113	3.15E-01	---	---	---	
53	Sn-119m	8.02E-01	1.45E-08	1.42E-08	1.00E+00	
54	Sn-121m	5.50E+01	2.09E-03	1.82E-03	1.10E+00	
55	Sn-123	3.54E-01	---	---	---	
56	Sn-126	1.00E+05	5.13E-07	9.80E-07	5.20E-01	
57	Sb-124	1.65E-01	---	---	---	
58	Sb-125	2.76E+00	1.39E-03	1.32E-03	1.10E+00	
59	Te-121m	4.22E-01	---	---	---	
60	Te-123	1.00E+13	0.00E+00	7.43E-05	0.00E+00	④ORIGEN コードで 安定同位体として扱わ れている
61	Te-123m	3.28E-01	---	---	---	
62	Te-125m	1.57E-01	3.41E-04	3.21E-04	1.10E+00	
63	Te-127m	2.98E-01	---	---	---	
64	Te-129m	9.20E-02	---	---	---	
65	I-125	1.63E-01	---	---	---	
66	I-129	1.57E+07	4.37E-07	4.66E-07	9.40E-01	
67	Cs-134	2.06E+00	4.18E-01	4.44E-01	9.40E-01	
68	Cs-135	2.30E+06	5.25E-06	5.98E-06	8.80E-01	
69	Cs-137	3.01E+01	1.60E-01	1.74E-01	9.20E-01	
70	Ba-133	1.05E+01	7.41E-03	8.01E-03	9.20E-01	

注 1) 備考の番号は、5.3 節の①～⑤の説明に対応している。

注 2) ORIGEN 及び ORIGEN-S 両コードの計算において、生成量の合計が  $1 \times 10^{-8}$  Bq/g より小さい核種については、“---”と記載した。

表 9 評価対象 170 核種の原子炉停止 15.7 年後の生成量の違い(3/5)

No.	核種	半減期[y]	ORIGEN [Bq/g]	ORIGEN-S [Bq/g]	ORIGEN/ ORIGEN-S	備考
71	La-137	6.00E+04	1.46E-05	1.62E-05	9.00E-01	
72	La-138	1.05E+11	8.40E-04	8.07E-04	1.00E+00	
73	Ce-139	3.77E-01	---	---	---	
74	Ce-141	8.90E-02	---	---	---	
75	Ce-144	7.80E-01	1.18E-07	1.35E-07	8.80E-01	
76	Nd-144	2.29E+15	9.53E-06	1.04E-05	9.10E-01	
77	Pm-145	1.77E+01	4.50E-02	5.18E-02	8.70E-01	
78	Pm-146	5.53E+00	5.91E-08	2.92E-12	2.00E+04	①ORIGEN-S で扱える反応が少ない
79	Pm-147	2.62E+00	7.41E-03	8.97E-03	8.30E-01	
80	Pm-148m	1.13E-01	---	---	---	
81	Sm-145	9.31E-01	4.11E-07	4.74E-07	8.70E-01	
82	Sm-146	1.03E+08	---	---	---	
83	Sm-147	1.06E+11	1.24E-01	1.25E-01	9.90E-01	
84	Sm-148	7.00E+15	1.41E-06	1.26E-06	1.10E+00	
85	Sm-151	9.00E+01	4.08E+00	4.60E+00	8.90E-01	
86	Eu-149	2.55E-01	---	---	---	
87	Eu-150	3.69E+01	1.75E-03	0.00E+00	---	③ORIGEN-S の崩壊データに含まれていない
88	Eu-152	1.35E+01	1.82E+03	2.09E+03	8.70E-01	
89	Eu-154	8.59E+00	9.54E+01	1.06E+02	9.00E-01	
90	Eu-155	4.76E+00	3.71E-01	2.86E-01	1.30E+00	
91	Gd-152	1.08E+14	1.56E-06	1.56E-06	1.00E+00	
92	Gd-153	6.58E-01	8.14E-08	1.01E-07	8.10E-01	
93	Tb-157	7.10E+01	2.96E-02	1.80E-02	1.60E+00	
94	Tb-160	1.98E-01	---	---	---	
95	Dy-159	3.95E-01	---	---	---	
96	Ho-163	4.57E+03	8.01E-04	8.49E-04	9.40E-01	
97	Ho-166m	1.20E+03	2.39E-01	2.59E-01	9.20E-01	
98	Tm-170	3.52E-01	---	---	---	
99	Tm-171	1.92E+00	4.84E-03	5.23E-03	9.30E-01	
100	Yb-169	8.77E-02	---	---	---	
101	Lu-176	3.78E+10	5.21E-02	5.46E-02	9.50E-01	
102	Lu-177m	4.39E-01	---	---	---	
103	Hf-175	1.92E-01	---	---	---	
104	Hf-181	1.16E-01	---	---	---	
105	Hf-182	9.00E+06	---	---	---	

注 1) 備考の番号は、5.3 節の①～⑤の説明に対応している。

注 2) ORIGEN 及び ORIGEN-S 両コードの計算において、生成量の合計が  $1 \times 10^{-8}$  Bq/g より小さい核種については、“---”と記載した。

表 9 評価対象 170 核種の原子炉停止 15.7 年後の生成量の違い(4/5)

No.	核種	半減期[y]	ORIGEN [Bq/g]	ORIGEN-S [Bq/g]	ORIGEN/ ORIGEN-S	備考
106	Ta-180m	1.20E+15	---	---	---	
107	Ta-182	3.12E-01	---	---	---	
108	W-181	3.32E-01	---	---	---	
109	W-185	2.06E-01	---	---	---	
110	W-188	1.90E-01	---	---	---	
111	Re-187	4.35E+10	1.03E+00	8.90E-01	1.20E+00	
112	Os-185	2.56E-01	---	---	---	
113	Os-194	6.00E+00	---	---	---	
114	Ir-192	2.02E-01	1.51E-21	5.19E+01	2.90E-23	⑤ORIGEN と ORIGEN-S で Ir-192m の半減期が異なる
115	Ir-192m	2.41E+02	0.00E+00	5.19E+01	---	⑤ORIGEN と ORIGEN-S で Ir-192m の半減期が異なる
116	Ir-194m	4.68E-01	---	---	---	
117	Pt-190	6.50E+11	1.46E-05	1.47E-05	9.90E-01	
118	Pt-193	5.00E+01	8.04E-02	8.77E-02	9.20E-01	
119	Hg-203	1.28E-01	---	---	---	
120	Tl-204	3.78E+00	2.46E-01	2.75E-01	8.90E-01	
121	Pb-205	1.53E+07	3.46E-08	4.32E-08	8.00E-01	
122	Pb-210	2.23E+01	2.87E-05	2.86E-05	1.00E+00	
123	Bi-208	3.68E+05	---	---	---	
124	Bi-210m	3.04E+06	---	---	---	
125	Po-210	3.79E-01	2.87E-05	2.86E-05	1.00E+00	
126	Ra-226	1.60E+03	7.35E-05	7.35E-05	1.00E+00	
127	Ra-228	5.75E+00	4.05E+00	4.06E+00	1.00E+00	
128	Ac-227	2.18E+01	3.83E-04	3.87E-04	9.90E-01	
129	Th-228	1.91E+00	4.05E+00	4.05E+00	1.00E+00	
130	Th-229	7.34E+03	1.02E-05	1.02E-05	9.90E-01	
131	Th-230	7.54E+04	6.25E-03	6.25E-03	1.00E+00	
132	Th-232	1.41E+10	4.06E+00	4.06E+00	1.00E+00	
133	Pa-231	3.28E+04	7.15E-04	7.20E-04	9.90E-01	
134	U-232	6.89E+01	1.64E-08	1.86E-08	8.80E-01	
135	U-233	1.59E+05	2.94E-03	3.18E-03	9.30E-01	
136	U-234	2.46E+05	1.24E+01	1.24E+01	1.00E+00	
137	U-235	7.04E+08	5.76E-01	5.77E-01	1.00E+00	
138	U-236	2.34E+07	1.08E-06	1.24E-06	8.80E-01	
139	U-238	4.47E+09	1.23E+01	1.24E+01	1.00E+00	
140	Np-235	1.08E+00	---	---	---	

注 1) 備考の番号は、5.3 節の①～⑤の説明に対応している。

注 2) ORIGEN 及び ORIGEN-S 両コードの計算において、生成量の合計が  $1 \times 10^{-8}$  Bq/g より小さい核種については、“---”と記載した。

表 9 評価対象 170 核種の原子炉停止 15.7 年後の生成量の違い(5/5)

No.	核種	半減期[y]	ORIGEN [Bq/g]	ORIGEN-S [Bq/g]	ORIGEN/ ORIGEN-S	備考
141	Np-236	1.54E+05	---	---	---	
142	Np-237	2.14E+06	6.05E-07	6.46E-07	9.40E-01	
143	Pu-236	2.86E+00	---	---	---	
144	Pu-237	1.24E-01	---	---	---	
145	Pu-238	8.77E+01	---	---	---	
146	Pu-239	2.41E+04	3.25E-02	3.38E-02	9.60E-01	
147	Pu-240	6.56E+03	1.46E-08	1.74E-08	8.40E-01	
148	Pu-241	1.44E+01	---	---	---	
149	Pu-242	3.73E+05	---	---	---	
150	Pu-244	8.08E+07	---	---	---	
151	Am-241	4.32E+02	---	---	---	
152	Am-242m	1.41E+02	---	---	---	
153	Am-243	7.37E+03	---	---	---	
154	Cm-241	8.98E-02	---	---	---	
155	Cm-242	4.46E-01	---	---	---	
156	Cm-243	2.91E+01	---	---	---	
157	Cm-244	1.81E+01	---	---	---	
158	Cm-245	8.50E+03	---	---	---	
159	Cm-246	4.73E+03	---	---	---	
160	Cm-247	1.56E+07	---	---	---	
161	Cm-248	3.40E+05	---	---	---	
162	Cm-250	9.00E+03	---	---	---	
163	Bk-249	8.76E-01	---	---	---	
164	Cf-249	3.51E+02	---	---	---	
165	Cf-250	1.31E+01	---	---	---	
166	Cf-251	8.98E+02	---	---	---	
167	Cf-252	2.65E+00	---	---	---	
168	Cf-254	1.66E-01	---	---	---	
169	Es-254	7.55E-01	---	---	---	
170	Es-255	1.09E-01	---	---	---	

注 1) 備考の番号は、5.3 節の①～⑤の説明に対応している。

注 2) ORIGEN 及び ORIGEN-S 両コードの計算において、生成量の合計が  $1 \times 10^{-8}$  Bq/g より小さい核種については、“---” と記載した。



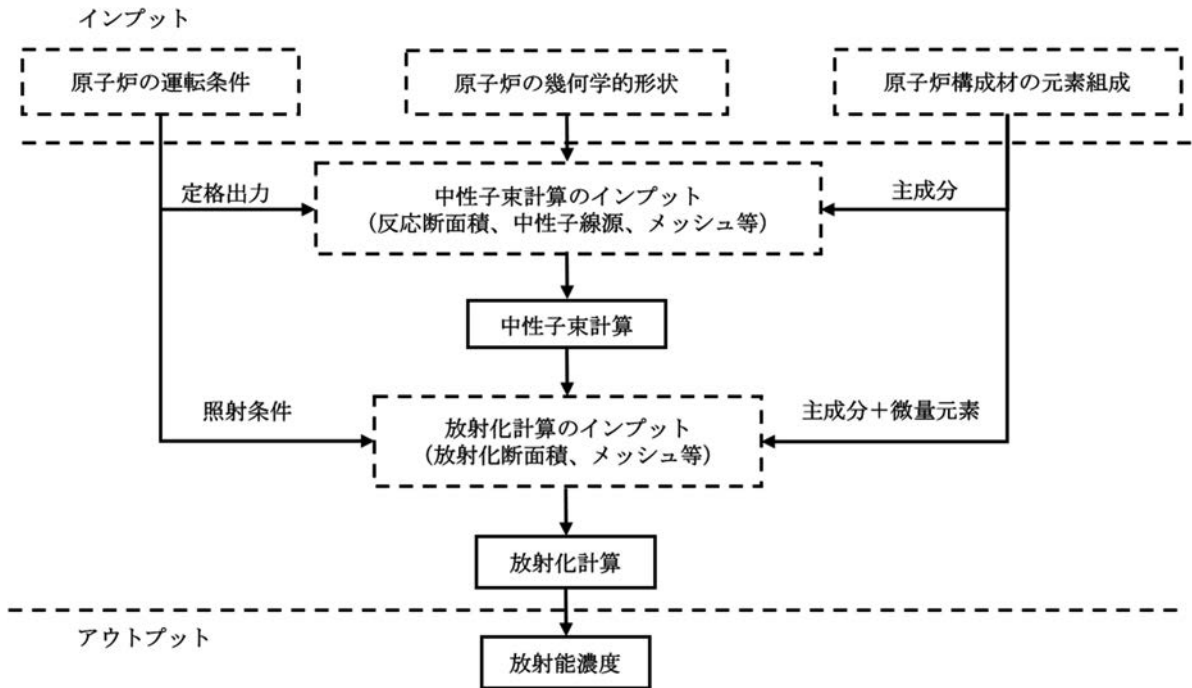
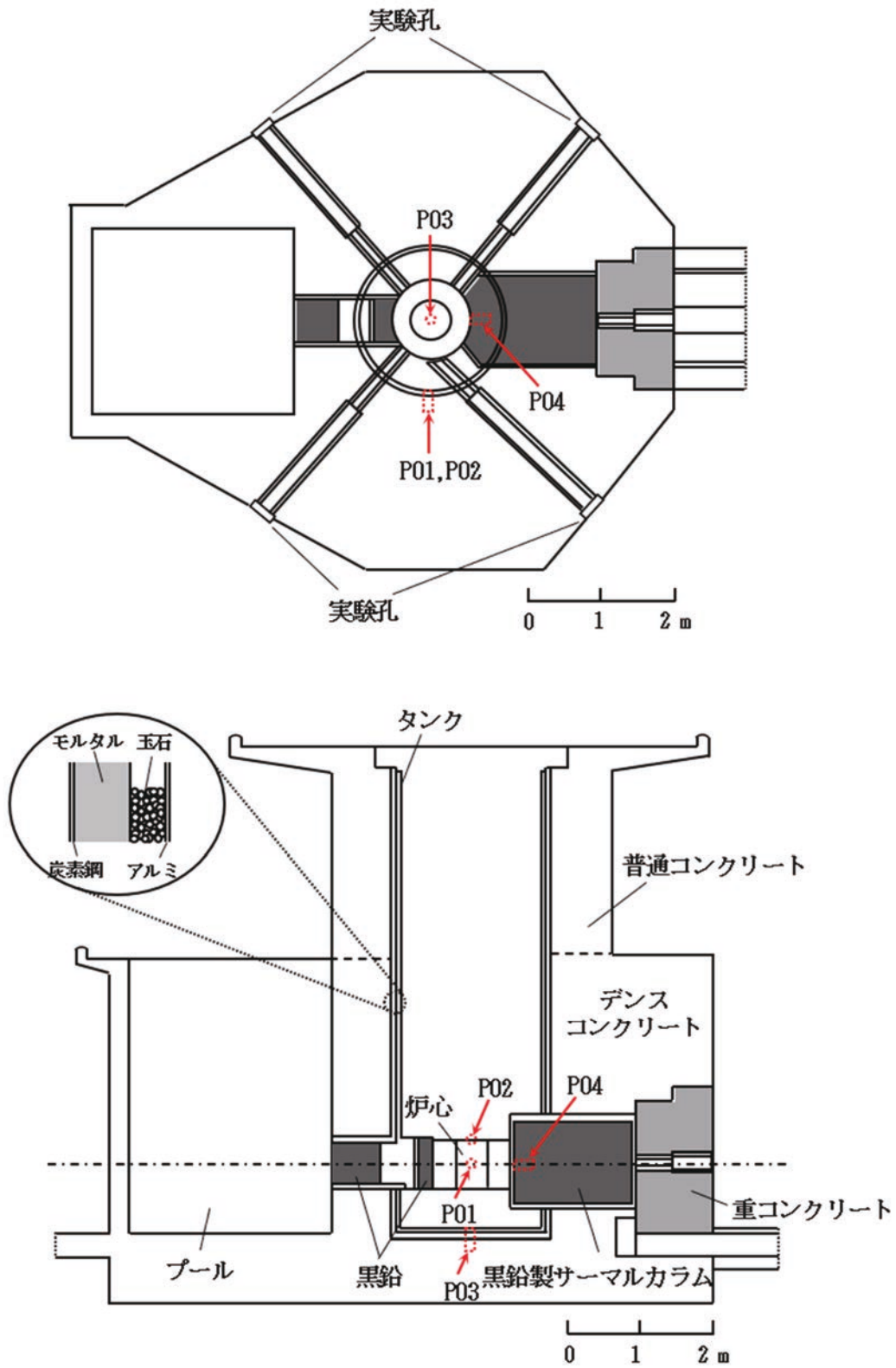


図1 試験研究用原子炉構造材の放射能評価計算の一般的なフロー



P01～P04 はサンプリング位置

図2 立教炉の概略図（上：平面図、下：立面図）

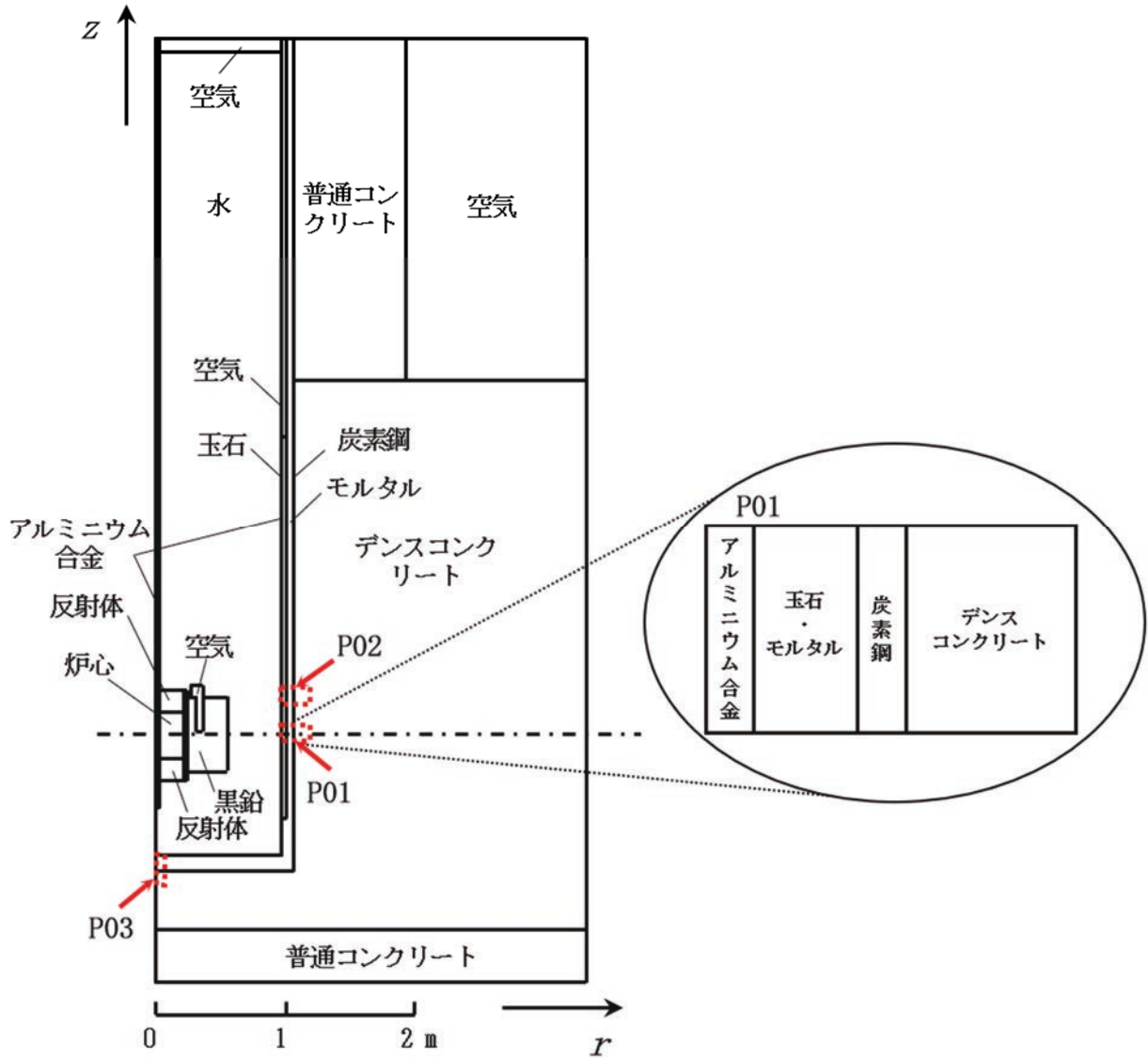


図3 計算に用いた原子炉体系図（基本モデル）

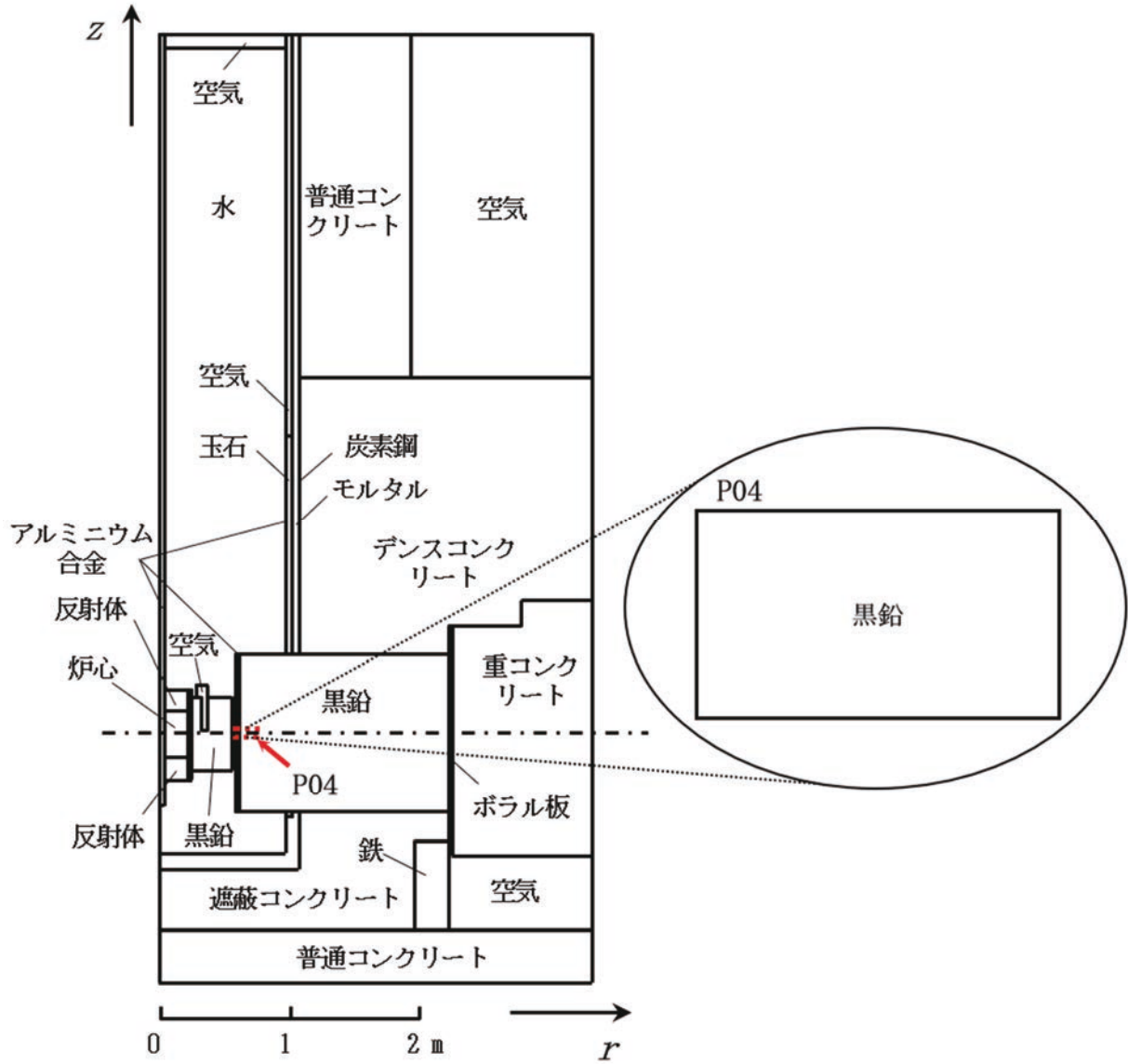
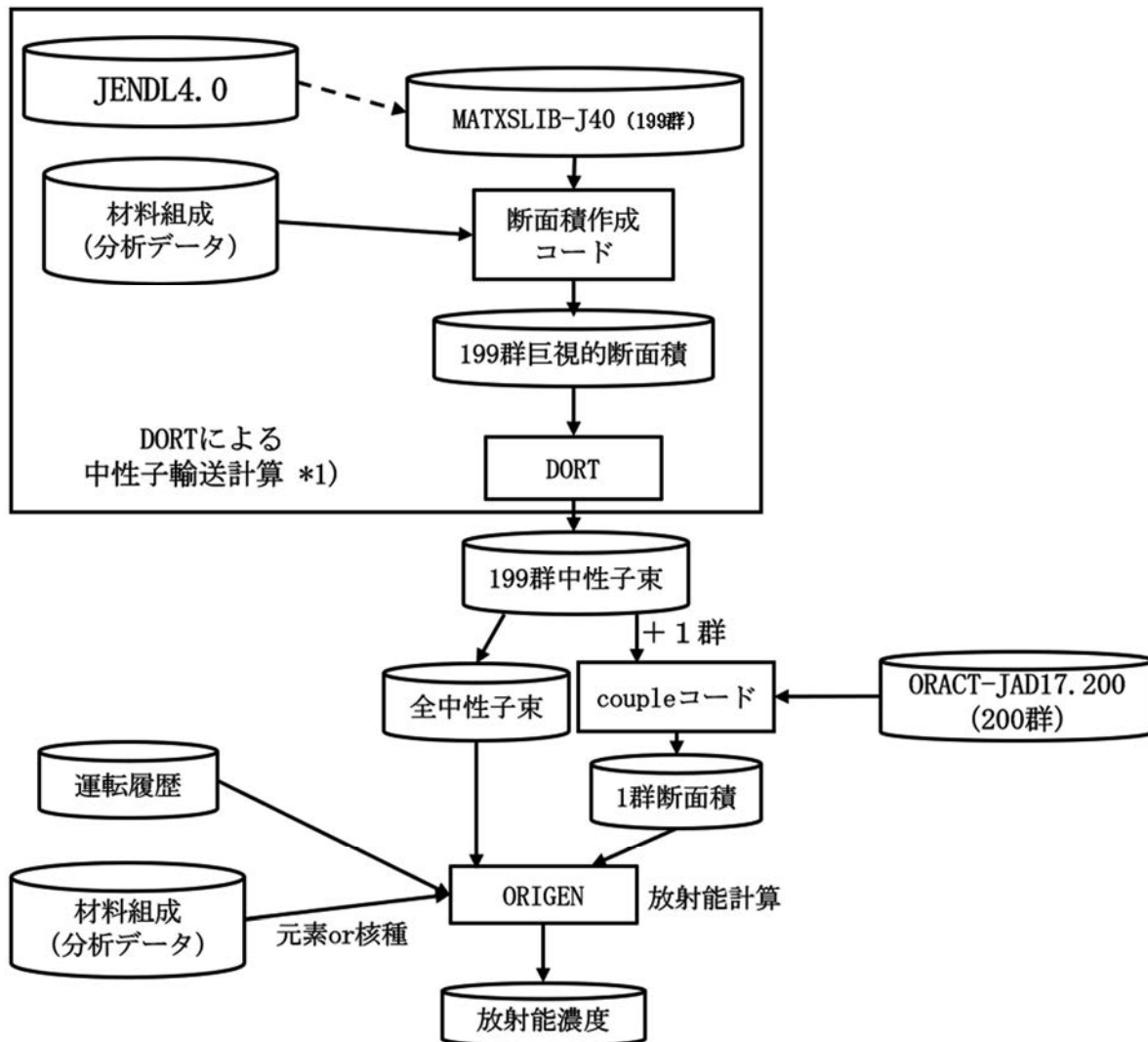
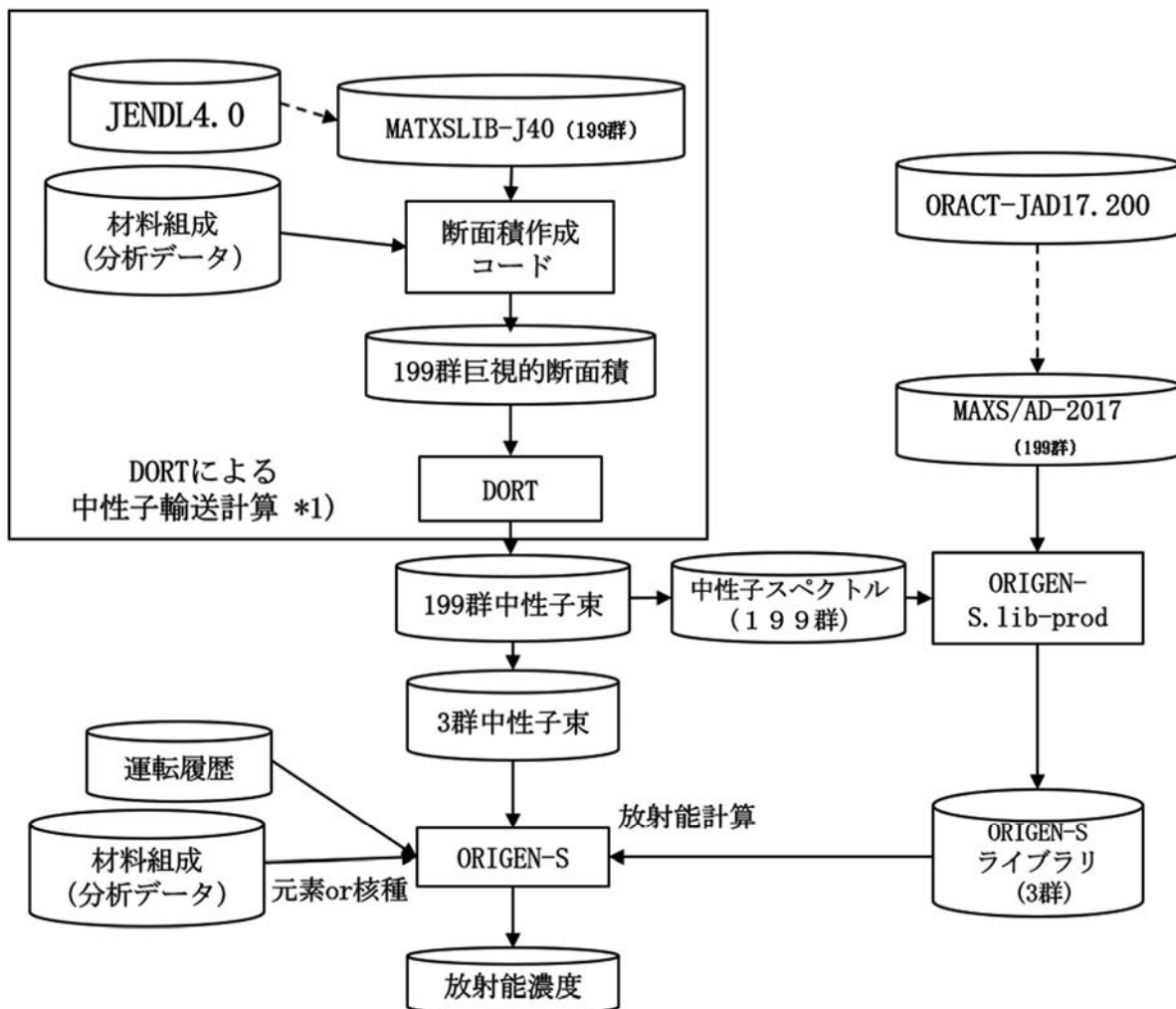


図4 計算に用いた原子炉体系図 (サーマルカラムモデル)



\*1) JAEA-Technology 2022-009 「DORTコード及びMCNPコードを用いた試験研究炉の放射能評価手法の検討」にて、DORTコードを用いた中性子輸送計算

図5 ORIGINを用いた放射化計算のフロー



\*1) JAEA-Technology 2022-009 「DORTコード及びMCNPコードを用いた試験研究炉の放射能評価手法の検討」にて、DORTコードを用いた中性子輸送計算

図 6 ORIGEN-S を用いた放射化計算のフロー

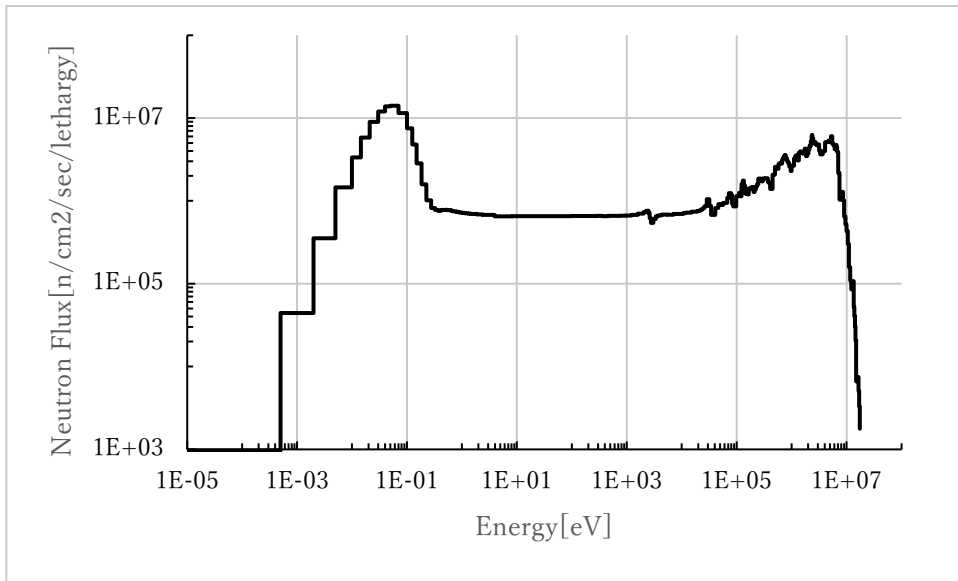


図 7 評価に使用した中性子スペクトルの例（サンプリング位置 P01 のアルミニウムタンクにおいて熱中性子束が最大となるメッシュでの中性子スペクトル）

## 付録 放射化計算の入力例

ここでは本報の放射化計算の手順に従い、ORIGEN 及び ORIGEN-S の放射化計算の入力の例を示す。

## ・ORIGEN

Couple コードに DORT の中性子輸送計算によって得られた 199 群の中性子束に 19.64-20MeV の 1 群の中性子束 0.0 を足して 200 群にしたスペクトルを入力し、ORIGEN 付属 200 群放射化断面積ライブラリを設定する。ORIGEN コードには、計算領域に含まれる元素（又は核種）毎の重量、原子炉の運転履歴（照射出力、照射時間）を入力する。以下に示した入力例では、核種毎の重量を入力している。

## A-1 r097-z127.inp

```
=couple
```

```
0$$ a3 78 a6 33 e
```

```
1$$ a16 8 0 200 e t
```

```
' thermal flux spectrum (200group endf/b-vii)
```

```
g**
```

```
0.0000E+00 2.2096E+02 8.2369E+01 1.2695E+02 3.7216E+02
3.3038E+02 5.1498E+02 7.6451E+02 1.0142E+03 1.2979E+03
5.3575E+03 2.1825E+03 2.1292E+03 5.4484E+03 7.9046E+03
1.5113E+04 2.1604E+04 2.5981E+04 3.2298E+04 5.0811E+04
6.4107E+04 5.2566E+04 5.1539E+04 1.0831E+05 1.9509E+05
7.4172E+04 1.5783E+05 2.0937E+05 2.3539E+05 2.4559E+05
3.0204E+05 2.5456E+05 2.6663E+05 2.5859E+05 5.1013E+05
3.9802E+05 3.6302E+05 2.0117E+05 2.3934E+05 2.3425E+05
2.4068E+05 2.5622E+05 2.4679E+05 1.8806E+05 5.1719E+04
5.1984E+04 1.0035E+05 1.7397E+05 2.3102E+05 2.0951E+05
1.8621E+05 1.7329E+05 2.1396E+05 1.9690E+05 1.8635E+05
1.9199E+05 1.9798E+05 1.8975E+05 1.5387E+05 1.7830E+05
1.7328E+05 1.6176E+05 2.6471E+05 9.5559E+04 1.5202E+05
1.4279E+05 1.5076E+05 1.6314E+05 1.7863E+05 1.6895E+05
1.5754E+05 1.4101E+05 1.4365E+05 1.3853E+05 1.2210E+05
1.2622E+05 1.2848E+05 2.0672E+05 1.3903E+05 8.1487E+04
8.4770E+04 1.8708E+05 1.8658E+05 2.0618E+04 7.6612E+03
```

couple : 1 群断面積を作成するモジュール

g\*\*

メッシュ r97-z127 の位置における 200 群の中性子スペクトル



```

1.6031E+04 4.2839E+04 9.0312E+04 1.8585E+05 7.9463E+04
7.4623E+04 6.8911E+04 6.3895E+04 7.3300E+04 7.2822E+04
7.0652E+04 7.0325E+04 5.9960E+04 6.0583E+04 6.1501E+04
7.6110E+04 8.7813E+04 7.9622E+04 5.6700E+04 6.2547E+04
1.4249E+05 1.0701E+05 4.3887E+04 4.3551E+04 1.2282E+05
7.2326E+04 1.6544E+05 6.6723E+04 1.1372E+05 1.0254E+05
1.1848E+05 6.5202E+04 1.1548E+05 4.6730E+04 3.0575E+04
4.1055E+04 2.0199E+04 1.9940E+04 5.8434E+04 9.4461E+04
1.8450E+05 1.8008E+05 7.0898E+04 1.0438E+05 1.7394E+05
1.6962E+05 1.7054E+05 1.0015E+05 6.4944E+04 6.0193E+04
5.4123E+04 3.0999E+04 3.5727E+04 7.5818E+04 7.3452E+04
1.7523E+05 1.6916E+05 1.6646E+05 1.6556E+05 1.6496E+05
1.6453E+05 1.6341E+05 1.6451E+05 1.6413E+05 1.6372E+05
1.6367E+05 1.6361E+05 1.6352E+05 1.6342E+05 1.6345E+05
1.6338E+05 1.6330E+05 1.6326E+05 1.6314E+05 1.6310E+05
1.6305E+05 1.6291E+05 1.6278E+05 1.6262E+05 1.6264E+05
1.6885E+05 1.6911E+05 1.7131E+05 1.7373E+05 7.4244E+04
1.0224E+05 2.9325E+04 2.7010E+04 2.8172E+04 9.5589E+04
6.6962E+04 1.1846E+05 6.6787E+04 1.2500E+05 4.7777E+04
1.4658E+05 9.1585E+04 9.4108E+04 1.3692E+05 2.0342E+05
3.1879E+05 5.7800E+05 8.7311E+05 1.6766E+06 4.0857E+06
4.7546E+06 3.0842E+06 3.4489E+06 3.2054E+06 2.1548E+06
1.2406E+06 1.0077E+06 3.2432E+05 6.1174E+04 3.7950E+03
e t
done
end

```

```
=origen
```

```

case(1) {
  title="Case 1: Irradiation"
  lib{ file="ft33f001" pos=1 }

```

```

mat {
  units="grams"
  iso=[
    3006(1)=1.063E-09 3007(1)=1.294E-08
    12024(1)=9.479E-03 12025(1)=1.200E-03

```

origen:

放射化計算のモジュール

mat :

元素 ID (サブライブラリ) = 元素の重量[g]

元素 ID (核種 ID) の入力については ORIGEN

```

12026(1)=1.321E-03 13027(1)=9.861E-01
14028(1)=7.378E-03 14029(1)=3.748E-04
14030(1)=2.474E-04 22046(1)=1.238E-04
22047(1)=1.116E-04 22048(1)=1.106E-03
22049(1)=8.115E-05 22050(1)=7.770E-05
24050(1)=1.521E-04 24052(1)=2.933E-03
24053(1)=3.325E-04 24054(1)=8.278E-05
25055(1)=1.500E-03 26054(1)=2.537E-04
26056(1)=3.982E-03 26057(1)=9.196E-05
26058(1)=1.224E-05 27059(1)=1.240E-06
28058(1)=1.464E-05 28060(1)=5.638E-06
28061(1)=2.451E-07 28062(1)=7.814E-07
28064(1)=1.990E-07 29063(1)=1.812E-03
29065(1)=8.083E-04 30064(1)=1.229E-03
30066(1)=6.933E-04 30067(1)=1.010E-04
30068(1)=4.613E-04 30070(1)=1.525E-05
41093(1)=5.000E-07 47107(1)=2.592E-07
47109(1)=2.408E-07 63151(1)=2.391E-07
63153(1)=2.610E-07 92234(2)=4.914E-11
92235(2)=6.556E-09 92238(2)=9.034E-07

]
}

time {
  units="days"
  t=[
    20.85 250.85 385.85 575.40 750.85 946.73
    1115.85 1299.23 1480.85 1639.32 1845.85 2010.87
    2210.85 2382.24 2575.85 2758.24 2940.85 3140.99
    3305.85 3520.07 3670.85 3865.50 4035.85 4190.22
    4400.85 4569.32 4765.85 4924.59 5130.85 5344.60
    5495.85 5722.32 5860.85 6098.90 6225.85 6469.70
    6590.85 6836.10 6955.85 7220.95 7320.85 7561.67
    7685.85 7948.15 8050.85 8275.30 8415.85 8616.97
    8780.85 9008.22 9145.85 9372.39 9510.85 9734.59
    9875.85 10102.67 10240.85 10467.59 10605.85 10830.25
    10970.85 11205.80 11335.85 11575.47 11700.85 11934.35
  ]
}

```

のマニュアル等を参照。  
 サブライブラリ  
 1 = 軽元素  
 2 = 崩壊生成物  
 3 = 核分裂生成物

time{} : 照射時間

```

12065.85 12299.90 12430.85 12674.93 12795.85 13092.96
13160.85 13448.58 13525.85 13820.68 13890.85 14235.18
14255.85
]
}
flux=[
  4.2151E+06 0.0000E+00 8.4171E+06 0.0000E+00
  6.7969E+06 0.0000E+00 9.3966E+06 0.0000E+00
  1.0615E+07 0.0000E+00 1.0021E+07 0.0000E+00
  1.0409E+07 0.0000E+00 1.0463E+07 0.0000E+00
  9.9360E+06 0.0000E+00 9.4796E+06 0.0000E+00
  9.4109E+06 0.0000E+00 1.0446E+07 0.0000E+00
  1.0669E+07 0.0000E+00 1.0445E+07 0.0000E+00
  1.0631E+07 0.0000E+00 1.0578E+07 0.0000E+00
  1.1160E+07 0.0000E+00 1.1648E+07 0.0000E+00
  1.0721E+07 0.0000E+00 1.0879E+07 0.0000E+00
  1.0873E+07 0.0000E+00 1.0560E+07 0.0000E+00
  9.7221E+06 0.0000E+00 1.0867E+07 0.0000E+00
  1.0320E+07 0.0000E+00 1.0430E+07 0.0000E+00
  1.0693E+07 0.0000E+00 1.0730E+07 0.0000E+00
  1.0713E+07 0.0000E+00 1.0745E+07 0.0000E+00
  1.0984E+07 0.0000E+00 1.1168E+07 0.0000E+00
  1.1214E+07 0.0000E+00 1.0912E+07 0.0000E+00
  1.1131E+07 0.0000E+00 1.1094E+07 0.0000E+00
  1.0582E+07 0.0000E+00 1.0217E+07 0.0000E+00
  1.0233E+07 0.0000E+00 1.0198E+07
]
}

case(2) {
  title="Case 2: Decay"

  time {
    units=YEARS
    start=0
    t=[ 1.0 15.7]
  }
}

```

flux[] : time に対応する  
照射出力 (全中性子束)

time{} : 冷却期間

```
print {
  cutoffs=[ becquerels= 1e-60 ]
  rel_cutoff=1
  nuc {
    sublibs=["all"]
    units=["becquerels"]
    total=yes
  }
}
}
```

End

print{} : 出力設定

#### ・ORIGEN-S

ORIGEN-S は、計算領域に含まれる元素（又は核種）毎の重量、原子炉の運転履歴（照射出力、照射時間）を入力する。以下に示した入力例では、核種毎の重量を入力している。

```
B-1 r097-z127.inp
=origens
-1$$ 1000000
0$$ a5 28 e 1$$ 1 1t
triga2
' ***** 1
3$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 4.6686E-01 3.1888E-01 e 2t
35$$ 0 4t
' **
56$$ 79 79 1 a6 1 a10 0 a13 44 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-30 e 5t
trigaa2
1 gram
59**
2.3602E+06 0.0000E+00 4.7132E+06 0.0000E+00 3.8059E+06
0.0000E+00 5.2615E+06 0.0000E+00 5.9436E+06 0.0000E+00
5.6116E+06 0.0000E+00 5.8282E+06 0.0000E+00 5.8585E+06
```

THERM,RES,FAST :  
スペクトルインデックス

59\*\*  
照射出力（熱中性子束）

```

0.0000E+00 5.5636E+06 0.0000E+00 5.3081E+06 0.0000E+00
5.2696E+06 0.0000E+00 5.8491E+06 0.0000E+00 5.9737E+06
0.0000E+00 5.8484E+06 0.0000E+00 5.9525E+06 0.0000E+00
5.9231E+06 0.0000E+00 6.2490E+06 0.0000E+00 6.5220E+06
0.0000E+00 6.0035E+06 0.0000E+00 6.0918E+06 0.0000E+00
6.0881E+06 0.0000E+00 5.9133E+06 0.0000E+00 5.4437E+06
0.0000E+00 6.0850E+06 0.0000E+00 5.7785E+06 0.0000E+00
5.8403E+06 0.0000E+00 5.9876E+06 0.0000E+00 6.0084E+06
0.0000E+00 5.9988E+06 0.0000E+00 6.0163E+06 0.0000E+00
6.1503E+06 0.0000E+00 6.2536E+06 0.0000E+00 6.2793E+06
0.0000E+00 6.1102E+06 0.0000E+00 6.2326E+06 0.0000E+00
6.2123E+06 0.0000E+00 5.9255E+06 0.0000E+00 5.7210E+06
0.0000E+00 5.7302E+06 0.0000E+00 5.7103E+06

```

60\*\*

```

20.85 250.85 385.85 575.4 750.85
946.73 1115.85 1299.23 1480.85 1639.32
1845.85 2010.87 2210.85 2382.23 2575.85
2758.23 2940.85 3140.98 3305.85 3520.07
3670.85 3865.5 4035.85 4190.22 4400.85
4569.32 4765.85 4924.58 5130.85 5344.6
5495.85 5722.32 5860.85 6098.9 6225.85
6469.7 6590.85 6836.1 6955.85 7220.95
7320.85 7561.67 7685.85 7948.15 8050.85
8275.3 8415.85 8616.97 8780.85 9008.22
9145.85 9372.38 9510.85 9734.58 9875.85
10102.67 10240.85 10467.58 10605.85 10830.25
10970.85 11205.8 11335.85 11575.47 11700.85
11934.35 12065.85 12299.9 12430.85 12674.93
12795.85 13092.97 13160.85 13448.58 13525.85
13820.68 13890.85 14235.18 14255.85

```

'\*\*\*print-irradTable\_triga2\*\*\*

66\$\$ 2 a5 2 a9 2 e

73\$\$

```

30060 30070 120240 120250 120260
130270 140280 140290 140300 220460
220470 220480 220490 220500 240500
240520 240530 240540 250550 260540
260560 260570 260580 270590 280580

```

60\*\*

照射出力に対応する照射  
時間

73\$\$

元素 ID

元素 ID (核種 ID) の入  
力については ORIGEN  
のマニュアル等を参照。

```

280600 280610 280620 280640 290630
290650 300640 300660 300670 300680
300700 410930 471070 471090 631510
631530 922340 922350 922380
74**
1.06E-09 1.29E-08 9.48E-03 1.20E-03 1.32E-03
9.86E-01 7.38E-03 3.75E-04 2.47E-04 1.24E-04
1.12E-04 1.11E-03 8.12E-05 7.77E-05 1.52E-04
2.93E-03 3.33E-04 8.28E-05 1.50E-03 2.54E-04
3.98E-03 9.20E-05 1.22E-05 1.24E-06 1.46E-05
5.64E-06 2.45E-07 7.81E-07 1.99E-07 1.81E-03
8.08E-04 1.23E-03 6.93E-04 1.01E-04 4.61E-04
1.53E-05 5.00E-07 2.59E-07 2.41E-07 2.39E-07
2.61E-07 4.91E-11 6.56E-09 9.03E-07
75$$ 4l r1 3r2 t
' ***** 2
56$$ 0 7 a10 79 a14 5 a17 2 0 0 e 5t
60** 1 5 10 15.7 20 50 100
' ***print-decayTable***
65$$ 3z 1 1 1 1 1 1 15z 1 1 1 1 1 1 15z 1 1 1 1 1 1 12z e
61** 5r1-30 1 1
81$$ 2 0 26 1 e
82$$ f2
6t
56$$ f0 t
end

```

74\*\*

元素（核種）の重量[g]

60\*\*

冷却期間

付録の参考文献

- 1) 日本原子力学会, 放射線遮蔽ハンドブック-基礎編-, 2015, 326p.



