

## 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

Common Evaluation Procedure Radioactivity Concentration  
by Theoretical Calculation for Radioactive Waste Generated  
from the Decommissioning of Research Reactors

岡田 翔太 村上 昌史 河内山 真美 出雲 沙理  
坂井 章浩

Shota OKADA, Masashi MURAKAMI, Mami KOCHIYAMA, Sari IZUMO  
and Akihiro SAKAI

バックエンド統括本部  
埋設事業センター

Radioactive Wastes Disposal Center  
Decommissioning and Radioactive Waste Management Head Office

August 2022

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

# JAEA-Testing

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 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課  
〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 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.  
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 Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.  
2-4 Shirakata, 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

## 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

日本原子力研究開発機構 バックエンド統括本部  
埋設事業センター

岡田 翔太、村上 昌史<sup>+</sup>、河内山 真美、出雲 沙理、坂井 章浩

(2022年4月18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埋設事業の実施主体である。これらの廃棄物中の放射能濃度は、廃棄物埋設地の設計や埋設事業の許可申請をする上で必要な廃棄物情報である。埋設事業の処分対象となる廃棄物は、施設の解体に伴って発生する解体廃棄物が多くを占めている。このため、埋設事業センターでは、試験研究用原子炉の解体廃棄物を対象として、理論計算法による放射能濃度の評価手順の検討を行い、試験研究用原子炉に共通的な評価手順についてとりまとめた。

本書で示す手順は、放射化計算により放射能インベントリを決定し、その妥当性を評価した後、処分区分の判定並びに処分区分毎の総放射能及び最大放射能濃度を整理するというものである。放射能インベントリの決定においては、まず2次元又は3次元の中性子輸送計算コードを用いて原子炉施設の各領域における中性子束及びエネルギースペクトルを計算する。その後、それらの計算結果に基づき、放射化計算コードを用いて、140核種を対象として放射化放射能を計算する。本書では、中性子輸送計算コードとして、2次元離散座標計算コードのDORT、3次元離散座標計算コードのTORT又はモンテカルロ計算コードのMCNPとPHITS、放射化計算コードとしてORIGEN-Sを使用することを推奨する。その他、利用を推奨する断面積データライブラリや計算条件等についても示す。

評価手順のとりまとめに際しては、日本原子力研究開発機構外部の試験研究用原子炉の設置者と定期的に開催している会合において、各事業者が共通的に利用できるようにについて意見交換を実施した。

本書で示す手順は、今後の埋設事業の進捗や埋設事業に係る規制の状況等を反映して、適宜見直し及び修正をしていく予定である。

## **Common Evaluation Procedure Radioactivity Concentration by Theoretical Calculation for Radioactive Waste Generated from the Decommissioning of Research Reactors**

Shota OKADA, Masashi MURAKAMI<sup>+</sup>, Mami KOCHIYAMA, Sari IZUMO and Akihiro SAKAI

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

(Received April 18, 2022)

Japan Atomic Energy Agency is an implementing organization of burial disposal for low-level radioactive waste generated from research, industrial and medical facilities in Japan. Radioactivity concentrations of the waste are essential information for design of the disposal facility and for licensing process. A lot of the waste subjected to the burial disposal is arising from dismantling of nuclear facilities. Radioactive Wastes Disposal center has therefore discussed a procedure to evaluate the radioactivity concentrations by theoretical calculation for waste arising from the dismantling of the research reactors facilities and summarized the common procedure.

The procedure includes evaluation of radioactive inventory by activation calculation, validation of the calculation results, and determination of the disposal classification as well as organization of the data on total radioactivity and maximum radioactivity concentration for each classification. For the evaluation of radioactive inventory, neutron flux and energy spectra are calculated at each region in the reactor facility using two- or three-dimensional neutron transport code. The activation calculation is then conducted for 140 nuclides using the results of neutron transport calculation and an activation calculation code. The recommended codes in this report for neutron transport calculation are two-dimensional discrete ordinate code DORT, three-dimensional discrete ordinate code TORT, or Monte Carlo codes MCNP and PHITS, and for activation calculation is ORIGEN-S. Other recommendation of cross-section libraries and calculation conditions are also indicated in this report.

In the course of the establishment of the procedure, Radioactive Wastes Disposal Center has discussed the commonly available procedure at meetings. It has periodically held to exchange information with external operators which have research reactor facilities.

The procedure will properly be reviewed and be revised by reflecting future situation such as progress of disposal project and regulatory developments.

Keywords: Disposal, Low-level Radioactive Waste, Evaluation Procedure, Radioactivity Concentration, Important Nuclides, Research Reactors, Activation Calculation, Disposal Classification

---

+ Project Promotion Department

目 次

1.	はじめに.....	1
2.	用語及び定義.....	2
3.	評価手順の概要.....	4
4.	中性子束及びエネルギースペクトルの計算.....	5
4.1	2次元体系における中性子束計算.....	5
4.1.1	計算条件の設定.....	5
4.1.2	中性子束の計算.....	7
4.2	3次元体系における中性子束計算.....	8
4.2.1	中性子束の計算条件の設定.....	8
4.2.2	中性子束の計算.....	9
4.3	中性子束の測定による計算結果の補正.....	10
5.	放射化放射能の計算.....	11
5.1	放射化放射能の計算条件の設定.....	11
5.1.1	放射化断面積ライブラリ.....	11
5.1.2	原子炉構造材の元素組成.....	12
5.1.3	照射条件.....	12
5.2	放射化放射能の計算.....	13
5.3	元素組成分析による放射化放射能の計算結果の補正.....	13
5.3.1	元素組成分析対象となる元素の選定.....	13
5.3.2	原子炉構造材の元素組成分析.....	15
5.3.3	放射化放射能の再計算.....	15
5.4	推奨する放射化計算のコードシステム.....	16
6.	放射化計算の妥当性評価.....	17
6.1	放射化計算の妥当性評価の方法.....	17
6.2	核種分析値との比較による妥当性評価.....	17
6.2.1	分析対象の核種の選定.....	17
6.2.2	核種分析値との比較による補正.....	18
7.	処分区分の判定及び廃棄物情報の整理.....	19
7.1	廃棄物の放射能濃度の決定.....	19
7.2	処分区分の判定.....	20
7.3	廃棄物情報の整理.....	20
	謝 辞.....	22
	参考文献.....	23
	付録 A 原子炉構造材の元素組成の設定に用いる文献値の一例.....	41
	付録 B 元素組成分析対象の起源元素の選定の基本的な考え方.....	62
	付録 C 試料採取による核種分析の基本的な考え方.....	64

Contents

1. Introduction .....	1
2. Glossary.....	2
3. Outline of Evaluation Procedure .....	4
4. Calculation of Neutron Flux and Energy Spectrum .....	5
4.1 Neutron Flux Calculation by 2D System.....	5
4.1.1 Setting Conditions of Neutron Flux Calculation .....	5
4.1.2 Calculation of Neutron Flux.....	7
4.2 Neutron Flux Calculation by 3D System.....	8
4.2.1 Setting Conditions of Neutron Flux Calculation .....	8
4.2.2 Calculation of Neutron Flux.....	9
4.3 Correction of Calculation Results by Measuring Neutron Fluence.....	10
5. Activation Calculation.....	11
5.1 Setting Conditions of Activation Calculation.....	11
5.1.1 Activation Cross-section.....	11
5.1.2 Elemental Composition of Reactor Structure Material .....	12
5.1.3 Irradiation Condition .....	12
5.2 Activation Calculation.....	13
5.3 Correction of the Results of Activation Calculation by Elemental Composition Analysis of Reactor Structure Material.....	13
5.3.1 Selection of Elements of Origin for the Candidates for Important Nuclides.....	13
5.3.2 Elemental Composition Analysis of Reactor Structure Material.....	15
5.3.3 Recalculation of Activation .....	15
5.4 Recommended Calculation Code System .....	16
6. Validation of Results of Activation Calculation .....	17
6.1 Validation Method of Activation Calculation.....	17
6.2 Validation of Calculation Results by Comparison with Nuclide Analysis .....	17
6.2.1 Selection of Nuclides for Analysis .....	17
6.2.2 Correction by Comparison with Nuclide Analysis .....	18
7. Decision of Disposal Classification and Organizing Information of Radioactive Waste .....	19
7.1 Determining Radioactivity Concentration of the Waste .....	19
7.2 Decision of Disposal Classification .....	20
7.3 Organizing Information of Radioactive Waste Package.....	20
Acknowledgements .....	22
References .....	23
Appendix A .....	41
Appendix B .....	62
Appendix C .....	64

表リスト

表 1	原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のピット処分の基準線量相当濃度 .....	26
表 2	原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のトレンチ処分の基準線量相当濃度 .....	32

図リスト

図 1	放射能計算に基づく廃棄物情報の設定に係る手順 .....	36
図 2	放射化計算の一般的手順 .....	36
図 3	2次元の $S_N$ 法に基づく計算コード DORT を用いた放射化放射能の計算フロー .....	37
図 4	3次元の $S_N$ 法に基づく計算コード TORT を用いた放射化放射能の計算フロー .....	38
図 5	3次元のモンテカルロ法に基づく計算コード MCNP を用いた放射化放射能の計算フロー ...	39
図 6	相対重要度 $D/C$ を用いた重要核種の選定フロー .....	40

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、我が国の試験研究用等原子炉施設（試験研究炉）、照射後試験施設、放射性同位元素使用施設（RI 使用施設）、加速器施設等の多種多様な施設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（以下、総称して「浅地中処分」という。）の実施主体として位置づけられている。

研究施設等廃棄物の浅地中処分にあたっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 51 条の 6 において、廃棄物埋設地及び廃棄物がそれぞれの技術上の基準に適合していることについて原子力規制委員会の確認（以下、「廃棄物確認」という。）を受けることが定められており、廃棄物確認のために研究施設等廃棄物の重量換算の埋設処分対象物量（以下、「廃棄物量」という。）、総放射能及び最大放射能濃度といった廃棄物情報が必要となる。また、これらの廃棄物情報は、埋設事業の許可申請にも用いることとなる。

浅地中処分対象の研究施設等廃棄物は、施設の運転・保守に伴って発生する運転廃棄物と施設の解体に伴って発生する解体廃棄物に大別される。そのうち、試験研究炉の解体廃棄物は、主に生体遮蔽体のような原子炉構造材が試験研究炉の運転に伴う中性子照射によって放射化した放射性廃棄物（以下、「放射化廃棄物」という。）であり、試験研究炉から発生する廃棄物量の多数を占めている。埋設事業センターでは、埋設事業の実施に向けて、試験研究炉から発生する解体廃棄物中の放射性核種及びその放射能（以下、総称して「放射能インベントリ」という。）を決定する方法並びにその結果に基づく研究施設等廃棄物のピット処分又はトレンチ処分の区分方法に係る基本的な評価手順（以下、「基本手順」という。）について検討を進めてきた。

一方、埋設事業センターでは、廃棄物埋設地の設計及び埋設事業の許可申請を円滑に進めるため、多様な廃棄物の発生施設を類似施設毎にグループ分けし、各グループの施設を有する原子力機構外部の事業者とは定期的な会合を開催して情報交換するとともに、同グループから発生する廃棄物の共通的な放射能濃度を評価する方法の構築に向けて検討してきた。この一環として、試験研究炉を有する京都大学、近畿大学、東京大学、東京都市大学、立教大学、東芝エネルギーシステムズ及び日立製作所の 7 事業者と 2013 年度より研究炉グループ会合を実施し、埋設事業センターが検討してきた基本手順について意見交換を実施してきた。

本書では、これまでにとりまとめた基本手順の内容を説明する。本書は、研究炉グループ会合以外の試験研究炉あるいは研究開発段階炉を有する事業者においても放射化廃棄物の放射能濃度の設定及びそれに基づく放射化廃棄物の処分区分の判定する際の参考となる。なお、本書で示す基本手順は、今後の埋設事業の進捗や埋設事業に係る規制の状況等を反映して、適宜見直し及び修正をしていく予定である。

## 2. 用語及び定義

本書で用いる用語は、特に断らない限り以下のとおり定義する。

### 【放射化廃棄物】

中性子照射によって放射化した原子炉構造材及び生体遮蔽体の放射性廃棄物をいい、原子炉施設の解体時に主に発生する。また、照射後試験施設で取り扱う照射試料や照射されたキャプセル、加速器施設において二次的な中性子に晒された機器、構造材も含まれる。放射化廃棄物は、中性子照射で生じた放射能生成及び冷却期間の放射能減衰の計算（以下、「放射化放射能の計算」という。）によって、放射化廃棄物中の放射能濃度を求めることができる。

### 【二次的汚染】

放射化廃棄物が、放射性物質を含む液体や放射性ガス等と接触することによってその表面が汚染されることをいう。

### 【理論計算法】

中性子束に基づく放射化放射能の計算により放射性廃棄物中の放射能濃度を決定する方法をいう。

### 【廃棄体】

容器に封入し、又は容器に固型化した放射性廃棄物であって、「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事業に関する規則」（以下、「第2種埋設事業規則」という。）第8条第2項の技術上の基準を満足するものをいう。

### 【コンクリート等廃棄物】

容器に封入しておらず、又は容器に固型化していない固体状の放射性廃棄物で次の a) から c) に掲げるものであって、第2種埋設事業規則 第8条第3項の技術上の基準を満足するものをいう。

- a) 核燃料物質によって汚染されたコンクリート
- b) 核燃料物質によって汚染された金属
- c) その他 a) 又は b) に類するもの

### 【評価シナリオ】

埋設処分した廃棄体又はコンクリート等廃棄物（以下、総称して「廃棄体等」という。）に起因する放射性物質が漏出又は天然バリア中の移動等により公衆に直接的あるいは間接的に影響を与えるまでの経路を、廃棄物埋設地周辺に係る過去の記録、現地調査等の最新の科学的・技術的知見又は廃棄物埋設地周辺の人の生活様式等（以下、「立地環境」という。）を考慮して設定したシナリオをいう。評価シナリオは、廃棄物埋設地の廃止措置の開始後 1000 年<sup>1</sup>が経過するまでの期間のうちに、廃棄体等を埋設処分した直後の廃棄物埋設地の状態から、その状態を変化させる可能性のある一連の現象を想定し、これらを組み合わせて設定する。

<sup>1</sup> 原子力規制委員会の「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「第2種埋設許可基準規則」という。）の解釈（内規） 第13条第8項第1号にて示された評価期間。

**【安全評価】**

廃棄物埋設地の立地環境及び設計に基づく評価シナリオにおける、公衆の被ばく線量を評価することをいう。

**【規則指定核種】**

第2種埋設事業規則にて、浅地中処分方法で埋設処分可能な放射能濃度が制限されている核種をいう。ピット処分の規則指定核種は、第2種埋設事業規則 別表第1に掲げる核種 C-14、Co-60、Ni-63、Sr-90、Tc-99、Cs-137、 $\alpha$ 線を放出する核種であり、トレンチ処分の規則指定核種は、同規則 別表第2に掲げる核種 Co-60、Sr-90、Cs-137である。

**【基準線量相当濃度】**

廃棄物埋設地の安全評価において、ある核種による公衆の被ばく線量が、線量基準値を示す時の廃棄物等中の当該核種の放射能濃度 (Bq/t) をいい、本書では記号  $C$  を用いて表す。線量基準値<sup>2</sup>は、操業中及び管理期間中シナリオについては  $50\mu\text{Sv/y}$ 、廃止措置以降の期間では、自然事象シナリオにおいて、最も可能性が高いと考えられる条件でのシナリオについて  $10\mu\text{Sv/y}$ 、科学的に合理的と考えられる範囲で最も厳しい条件でのシナリオにおいて  $300\mu\text{Sv/y}$ 、人為事象シナリオでは、ピット処分では  $1\text{mSv/y}$ 、トレンチ処分では  $300\mu\text{Sv/y}$  (ただし、掘削抵抗性を有する設備を設置したトレンチ処分では  $1\text{mSv/y}$ ) である。

**【重要核種】**

埋設処分対象の廃棄物等中の核種毎の放射能濃度に基づく安全評価において、公衆の被ばく線量の寄与割合が大きい核種及び廃棄物等が対象となる埋設処分方法での規則指定核種をいう。重要核種は、埋設事業の許可申請において、重要核種毎の総放射能と廃棄物等の最大放射能濃度を申請書に記載すること及びその許可を受けることが求められる。また、廃棄物確認において、廃棄物等の重要核種毎の放射能濃度の確認対象となる。

**【重要核種候補】**

廃棄物埋設地の立地場所が決まっていない段階において幅広く想定した立地環境条件及び設計条件並びに放射性廃棄物中の核種毎の平均放射能濃度に基づく安全評価において、公衆の被ばく線量の寄与割合が大きく、重要核種となり得る核種として選定されたものをいう。

**【起源元素】**

中性子照射で生じた核種の生成源となる元素をいう。

---

<sup>2</sup> 想定されるシナリオ毎に線量基準値があり、その条件の下に埋設処分可能な放射能濃度値が評価され、放射能濃度値が廃棄物埋設地で受け入れられる上限値となる。

### 3. 評価手順の概要

本書で示す基本手順の概要を図1に示す。基本手順は、放射化計算により放射能インベントリを決定し、その結果から設定した放射能濃度に基づく放射化廃棄物の処分区分の判定並びに処分区分毎の総放射能及び最大放射能濃度に係る廃棄物情報の整理を行う手順となっている。

放射化計算による放射能インベントリの決定は、図2に示すとおり、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のような原子炉構成材料の物質情報を基に、原子炉施設の各領域における中性子束及びエネルギースペクトルを計算（以下、総称して「中性子束計算」という。）し、その中性子束計算の結果、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放射能の計算を行い、放射化廃棄物に含まれる核種毎の放射能を決定（以下、この一連の計算を「放射化計算」という。）する。なお、この放射化計算の結果については、妥当性の評価が必要となる。ここで、試験研究炉を対象とした放射化計算における放射能濃度を評価する対象となる核種（以下、「評価対象核種」という。）は、表1又は表2に示す140核種<sup>3</sup>とする。

放射化廃棄物の処分区分の判定では、放射化廃棄物の放射能インベントリを基に設定した放射能濃度を用いて、放射性廃棄物をピット処分又はトレンチ処分に区分し、処分区分毎に総放射能及び最大放射能濃度等を集計する。

本書では、4章に中性子束計算、5章に放射化放射能の計算、6章に放射化計算の妥当性評価、7章に処分区分の判定及び廃棄物情報の整理について、それぞれ記述する。

---

<sup>3</sup> 140核種は、原子炉施設及び照射後試験施設から発生する放射性廃棄物における重要核種を選定するための予備的な評価・検討<sup>1)</sup>において、それらの施設から発生する放射性廃棄物中に含まれる可能性が高く、放射能インベントリ評価対象としたものである。

#### 4. 中性子束及びエネルギースペクトルの計算

本章では、原子炉施設の各領域における中性子束計算の方法について示す。この計算結果は、放射化放射能の計算を行うためのインプットデータとなる。

中性子束及びエネルギースペクトルは、原子炉の運転条件、原子炉の幾何学的形状、原子炉構造材の元素組成に基づく中性子輸送計算により得られる。この中性子輸送計算は、ボルツマンの輸送方程式を解く手法が主流であり、決定論的手法の離散座標法と統計論的手法により中性子の集団の挙動を明らかにするモンテカルロ法がある。

離散座標法として最も一般的な計算手法に  $S_N$  法があり、これは、中性子の計算体系を示す座標と中性子の進行方向を示す角度座標を離散化して、偏微分型のボルツマンの輸送方程式を解く手法である<sup>2)</sup>。この手法では、3次元の幾何学的形状を完全に表現できないため、モデル化に起因する誤差があり、複雑な3次元の幾何学的形状ではモデル化がうまくできず精度良く計算ができない場合がある。

モンテカルロ法は、乱数を用いて中性子の発生から注目する位置までの中性子の行程を計算する手法である<sup>2)</sup>。この手法では、3次元の複雑な幾何学的形状をそのまま取扱うことができるため、離散座標法における離散化に起因する誤差はないが、確率論的な不確かさがあるため、ヒストリ数を多くとるなどの統計誤差を低減する必要がある。ここで、モンテカルロ法には、さらに連続エネルギーモンテカルロ法と多群モンテカルロ法がある<sup>3)</sup>。本書では、高精度の解が得られる連続エネルギーモンテカルロ法についてのみ記述する。

試験研究炉においては、実用発電用原子炉（以下、「実用炉」という。）とは異なり、実験に供する照射孔が組み込まれている等の複雑な構造を有する原子炉<sup>2,4-6)</sup>が多く、計算誤差の低減を考慮した2次元体系又は3次元体系における計算が必要となる。以下、それぞれの体系における中性子束計算の計算条件の設定方法及び留意点並びに補正の方法について詳述する。

#### 4.1 2次元体系における中性子束計算

##### 4.1.1 計算条件の設定

2次元体系における  $S_N$  法に基づく中性子輸送計算コードを用いた中性子束計算においては、以下の計算条件を設定する。

- 群定数ライブラリ
- 原子炉の幾何学的形状のモデル
- 原子炉構造材の元素組成
- 中性子線源

##### 4.1.1.1 群定数ライブラリ

$S_N$  法に基づく中性子輸送計算コードでは、群定数ライブラリをインプットデータとして用いる。群定数ライブラリは、原子炉の炉型や燃焼条件等によって異なる中性子のエネルギースペクトルに応じて、評価済核データライブラリを基に、あるエネルギー範囲（群数）で平均化した断面積をまとめたものである。群定数ライブラリは、一般的に、評価済核データライブラリを基に核データ処理コードの処理により作成するが、幾つか標準的なものが作成され、公開されている。

##### a) 群定数ライブラリの作成

群定数ライブラリは、米国ブルックヘブン国立研究所の ENDF/B<sup>7)</sup> や原子力機構の JENDL<sup>8)</sup> 等の評価済核データライブラリから、米国ロスアラモス国立研究所が作成した NJOY<sup>9)</sup> 及び

TRANSX<sup>10,11)</sup>、米国オークリッジ国立研究所が作成した AMPX<sup>12)</sup>、原子力機構が作成した FRENDY<sup>13)</sup>等の核データ処理コードの処理により任意のエネルギー群数に縮約して作成する。さらに、入射中性子が衝突によりエネルギーを得る「上方散乱」現象を考慮するため、群定数ライブラリを核データ処理コードで処理して、熱中性子束の上方散乱を反映させた巨視的断面積ライブラリを原子炉構造材毎に作成する<sup>14)</sup>。また、GIP コード<sup>15)</sup>等の巨視的断面積を編集するモジュールを用いて全上方散乱断面積を追加する<sup>14)</sup>。

一方、群定数ライブラリで設定するエネルギー群数については、過去の JPDR や JRR-2 の中性子束計算において、48 群のエネルギー群数が用いられ<sup>6,16)</sup>、JPDR の中性子束計算については 48 群のエネルギー群数の適切性が評価されている<sup>17)</sup>。また、中性子のエネルギースペクトルを用いる放射化放射能の計算精度を高めるためには、199 群程度の群数が必要とされており<sup>18)</sup>、199 群の群定数ライブラリを用いた JPDR の中性子束計算が行われている<sup>14)</sup>。ここで、エネルギー群数を 199 群に設定した場合、48 群に比べて計算時間が長くなることに留意が必要である。

本書では、設定するエネルギー群数は、199 群あるいは 48 群を推奨するが、必要な計算精度、計算時間、中性子場の形成状況等に応じて適したエネルギー群数を設定する。

#### b) 群定数ライブラリと核データ処理コードの代表例

群定数ライブラリの一例として、米国オークリッジ国立研究所が ENDF/B を基に作成した VITAMIN-B6<sup>19)</sup>、原子力機構が JENDL-3.2<sup>20)</sup>を基に作成した JSSTD-300<sup>21)</sup>、JENDL-4.0<sup>8)</sup>を基に作成した MATXSLIB-J40<sup>14,22)</sup>がある<sup>2)</sup>。

本書では、原子力機構が開発し、核データライブラリの詳細が把握可能で、熱エネルギー領域において物質の結晶構造や分子構造の影響を考慮可能な MATXSLIB-J40 を用いることを推奨する。

#### 4.1.1.2 原子炉の幾何学的形状のモデル

中性子計算では、モデル化した原子炉の幾何学的形状をインプットデータとして用いる。評価する試験研究炉の構造図や組立図等を収集し、その情報を基に原子炉の幾何学的形状をモデル化する。2次元の  $S_N$  法に基づく計算コードの場合、炉心部を炉心断面積と等価直径の円柱とし、その外側の水や構造物の層は半径方向の厚さを保存して円柱形状のモデルとする方法が用いられている<sup>4,5,14)</sup>。複雑形状部については、形状を単純化してモデル化する。原子炉の構造図や組立図等の情報が無い、もしくは不足している場合は、実際の構造物を採寸する等の措置が必要となる。

一方、試験研究炉には、JRR-3 のように用途に合わせて改造が施されている原子炉がある<sup>23)</sup>。この場合、改造前及び改造後の原子炉の構造図や組立図等を収集し、改造前後での中性子束への影響を考慮して計算体系のモデル化を行う必要がある。

#### 4.1.1.3 原子炉構造材の元素組成

中性子計算では、原子炉の各領域の元素組成をインプットデータとして用いる。元素組成は、試験研究炉における建物、施設、設備及び機器の材質に係る元素組成分析値、ミルシートなどの材質証明書や試験成績書（あるいは納入書）、規格値又は文献値等を収集し、それらの情報を基に原子炉の領域毎に設定する。単一の材質からなる領域については、その材質の元素組成をそのまま設定し、複数の材質で構成される領域については、構成する材質の体積比率で組成の均質化を行うことにより、元素組成を設定する<sup>4)</sup>。炉心領域の元素組成は、領域温度、炉水中のボイド分布の違い等を考慮して設定する<sup>4)</sup>。また、生体遮蔽体領域の元素組成は、生体遮蔽体内部の鉄筋や冷却管等の体積比率あるいは重量比率を用いて組成の均質化を行う<sup>4)</sup>。なお、生体遮蔽体内部の鉄筋や冷却管等を考慮しない場合、中性子束が高くなり、放射化放射能の計算が保守的な評価とな

る<sup>4,14)</sup>。そのため、これらの形状や配置が明確でない部分は、考慮せずに元素組成を設定して計算する方法も考えられる。ただし、この場合、中性子束の計算値と実測値との開きが大きくなることが考えられるため、中性子束や核種の放射能濃度の計算結果を実測値と比較し、値の差の考察や必要に応じて補正する必要がある。

試験研究炉のうち用途に合わせて改造が施されている原子炉については、改造前及び改造後の構成材の元素組成に係る分析値、ミルシートなどの材質証明書や試験成績書（あるいは納入書）、規格値又は文献値等を収集しておく必要がある。

#### 4.1.1.4 中性子線源

中性子束計算では、中性子線源を計算条件として設定する。中性子線源を設定する上で必要となるパラメータは、エネルギースペクトル、炉心部での線源強度の分布、炉心部全体の発生中性子数であり、使用する中性子輸送計算コードに応じて適切に設定する。

##### a) エネルギースペクトル

中性子線源のパラメータとして、核分裂中性子のエネルギースペクトルを設定する。熱中性子による U-235 の核分裂中性子のエネルギースペクトルの設定方法を例に示すと、下記の Watt 型の近似式<sup>24)</sup>を用いて、エネルギー群毎にエネルギーの区間で積分した値を基にスペクトル値を設定する<sup>4,5,14)</sup>。

$$\chi(E) = 0.4527 \exp(-E/0.965) \sinh(2.29E)^{1/2}$$

ここで、 $E$ は中性子のエネルギー[MeV]である。

##### b) 炉心部での線源強度の分布

中性子線源のパラメータとして、炉心部での中性子の線源強度を設定する。設定は、任意のメッシュ状に分割した炉心部モデルに、中性子の線源強度として各メッシュに運転時の燃焼度の平均的な分布を設定したものとする<sup>4)</sup>。2次元体系における中性子束計算では、円柱形状を基本とし、半径方向及び円柱軸方向にメッシュ状に分割して炉心部をモデル化する。

##### c) 炉心部全体の発生中性子数

中性子線源のパラメータとして、燃料の燃焼に起因する発生中性子数を設定する。U-235を燃料に用いた場合における熱中性子の発生数を例に示すと、炉心部全体の単位体積・単位時間あたりの発生中性子数は、通常、定格運転時の熱出力に依存した次式を基に設定されている<sup>4,5,14)</sup>。

$$N = 3.12 \times 10^{10} [\text{fission/sec/W}] \times 2.5 [\text{neutrons/fission}] \times P/V$$

ここで、 $N$ は単位体積・単位時間あたりの発生中性子数[neutrons/sec/m<sup>3</sup>]、 $P$ は定格熱出力[W]、 $V$ は有効炉心体積[m<sup>3</sup>]である。

#### 4.1.2 中性子束の計算

中性子束計算では、群定数ライブラリ及び原子炉構造材の元素組成をインプットデータとして、設定した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、計算体系における各領域のメッシュ毎の中性子束を計算する。2次元体系における  $S_N$  法に基づく中性子輸送計算コードの代表的なものとして、米国オークリッジ国立研究所の DOT<sup>25,26)</sup>や DORT<sup>27)</sup>があり<sup>2)</sup>、本書では、DOT3.5<sup>26)</sup>の改良版を基に整備された DORT を用いることを推奨する。

$S_N$ 法を用いた中性子束計算で設定すべき基本的なパラメータには、空間メッシュ幅、散乱のルジャンドル展開次数の最大値及び媒質内での中性子の移動方向に関する角度分点パラメータがあ

る。空間メッシュ幅は、計算領域における中性子の平均自由行程  $\lambda$  よりも小さくなる  $\lambda/2$  から  $\lambda$  までのメッシュ幅を基本として設定する<sup>4,14)</sup>。この際、隣り合う領域間でメッシュ幅に大きな差を作らないように注意する。計算体系におけるメッシュ幅の設定の粗さは、放射化放射能の計算精度や放射性廃棄物の処分区分の判定に影響するため、当該領域において構成する材質の中で最も小さいメッシュ幅で統一するとよい。また、複雑な元素組成で構成される材質に対するメッシュ幅については、1次元の  $S_N$  法に基づく計算コード ANISN<sup>28)</sup>等を用いて幅広いメッシュ幅を計算し、問題がないメッシュ幅を設定するとよい。なお、メッシュ数の増加に伴って大幅な計算時間を要する場合、群定数ライブラリに設定したエネルギー群数の縮約や計算領域を分けて計算することで計算時間の短縮を図る方法が考えられる。散乱のルジャンドル展開次数は  $P_3$  又は  $P_5$ 、角度分点パラメータは対称型の  $S_8$  (半球面あたりの分点数 48) を設定する<sup>4)</sup>。

## 4.2 3次元体系における中性子束計算

### 4.2.1 中性子束の計算条件の設定

3次元体系の中性子輸送計算コードを用いた中性子束計算においては、以下の条件を設定する。

- 反応断面積データ
- 原子炉の幾何学的形状のモデル
- 原子炉構造材の元素組成
- 中性子線源

#### 4.2.1.1 反応断面積データ

3次元体系の中性子輸送計算コードにおいても、反応断面積データをインプットデータとして用いる。中性子輸送計算に用いる解法により反応断面積データの設定が異なるため、 $S_N$ 法とモンテカルロ法における設定方法を以下にそれぞれ示す。

##### a) $S_N$ 法に基づく計算コード

3次元体系における  $S_N$ 法に基づく中性子輸送計算コードに用いる反応断面積データは、群定数ライブラリであり、4.1.1.1項を参照して設定する。

本書では、3次元体系において設定するエネルギー群数は、2次元体系に比べて大幅な計算時間を要することから 48 群を推奨するが、必要な計算精度、計算時間、中性子場の形成状況等に応じて適したエネルギー群数を設定する。

##### b) モンテカルロ法に基づく計算コード

モンテカルロ法に基づく中性子輸送計算コードで用いる反応断面積データは、連続エネルギー断面積ライブラリであり、評価済核データライブラリを近似したものである。基本的に、使用する計算コードに特化した専用のライブラリ書式となっており、それぞれ個別に連続エネルギー断面積ライブラリを作成するためのプログラムやモジュールが必要となる<sup>2)</sup>。

連続エネルギー断面積ライブラリは、一般的に、ENDF/B や JENDL 等の評価済核データライブラリに格納されている断面積データを、断面積処理コードにより処理して作成する。この連続エネルギー断面積ライブラリは、幾つか公開されており、中性子束計算には、これが利用できる。

断面積処理コードには、群定数ライブラリの核データ処理コードと同じ NJOY や AMPX 等がある。また、公開されている連続エネルギー断面積ライブラリには、ENDF/B-VII.1<sup>29)</sup>を基に作成した ENDF71 や JENDL-4.0 を基に作成した AceLibJ40<sup>30)</sup>等がある<sup>2)</sup>。

本書では、原子力機構が開発した JENDL-4.0 に基づく AceLibJ40 を用いることを推奨する。



#### 4.2.1.2 原子炉の幾何学的形状のモデル

2次元体系による中性子束計算と同じく、原子炉の構造図及び組立図等を収集し、その情報を基に原子炉の幾何学的形状をモデル化する。原子炉の構造図や組立図等の情報がない、もしくは不足している場合は、実際の構造物を採寸する等の処置が必要となる。試験研究炉のうち用途に合わせて改造した原子炉については、改造前及び改造後の原子炉の構造図及び組立図等を収集し、改造前後での中性子束への影響を考慮して計算体系のモデル化を行う必要がある。

3次元の $S_N$ 法に基づく中性子輸送計算コードの場合、XYZ直交座標系立方形状又はR0Z座標系円柱形状のどちらか原子炉に適した形状でモデル化する。モデル化において、直線や曲線が混在する複雑形状を模擬する場合はメッシュを多く切る等の工夫が必要となる。

#### 4.2.1.3 原子炉構成材の元素組成

3次元体系による中性子輸送計算コードに用いる元素組成は、2次元体系によるものと同じであり、4.1.1.3項を参照して設定する。

#### 4.2.1.4 中性子線源

3次元体系による中性子輸送計算コードに用いる中性子線源は、2次元体系によるものと同じであり、4.1.1.4項を参照して設定する。

### 4.2.2 中性子束の計算

3次元体系による中性子輸送計算コードには、 $S_N$ 法に基づくものとモンテカルロ法に基づくものがある。

#### 4.2.2.1 3次元体系における $S_N$ 法に基づく中性子輸送計算コードによる評価

3次元の $S_N$ 法に基づく中性子輸送計算コードの代表的なものとして、米国オークリッジ国立研究所のTORT<sup>31)</sup>がある。設定すべきパラメータは、2次元体系によるものと同じであり、4.1.2項を参照して空間メッシュ幅及び散乱のルジャンドル展開次数を設定する。

#### 4.2.2.2 3次元体系におけるモンテカルロ法に基づく中性子輸送計算コードによる評価

3次元体系におけるモンテカルロ法に基づく中性子輸送計算コードの代表的なものとして、米国ロスアラモス国立研究所のMCNP<sup>32)</sup>や原子力機構のPHITS<sup>30)</sup>がある<sup>2)</sup>。ここで、MCNPは、米国連邦規則10 CFR Part 810に基づく輸出規制により、ソースコードが非公開となっていることに留意が必要である。

モンテカルロ法による評価では、4.2.1項の計算条件の他に以下のa)とb)の項目の設定が評価結果に影響することにも留意しておく必要がある。その他、原子力規制委員会において、モンテカルロ法に基づくコードの検証と妥当性確認手法(V&V)の検討を実施しており<sup>33)</sup>、この検討結果を踏まえた設定が今後必要となることに留意しておく必要がある。

##### a) タリーの設定

仮想検出器機能(タリー:Tally)については、面・点・セル・メッシュタリー等を用いることができるが、炉心全体の中性子束を求めるためにメッシュタリーを用いる場合、原子炉構成材の材質や寸法を基に、XYZ又はR0Zに設定した空間メッシュに応じて設定する。空間メッシュ幅は、放射化放射能の計算において、構成する材質毎に計算領域が設定可能となる適切な大きさとする。

なお、計算体系におけるメッシュ幅の設定の粗さは、放射化放射能の計算精度や放射化廃棄物の処分区分の判定に影響するため、計算領域において構成する材質の中で最も小さく設定したメッシュ幅に統一するとよい。MCNPを用いて中性子束計算する場合、MCNPのオプションのFMESHを使用することができ、設定したメッシュの計算結果の集計に利用できる。

#### b) 分散低減法の利用

モンテカルロ法を用いた広範囲な中性子束計算では、炉心から離れた原子炉構造材に寄与する中性子の割合が小さくなり、計算精度が悪くなる。この場合、寄与する中性子の割合を大きくさせることで、結果に付随する分散を小さくして計算精度を高める分散低減法が有効である。浅地中処分の対象となる放射化廃棄物は、特に炉心から離れた原子炉構造材や結果に寄与する中性子の割合が小さい生体遮蔽体を対象としているため<sup>34)</sup>、分散低減法の利用は特に有効である。分散低減法として、線源バイアス法やウェイトウィンドウ法がある<sup>2)</sup>。その他に、決定論的方法による中性子束等の計算結果を利用して自動最適化を行う、局所的な位置座標において有効なCADIS法 (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling)<sup>35)</sup>と空間的に広範囲において有効なFW-CADIS法 (Forward-Weight CADIS)<sup>36)</sup>がある<sup>2)</sup>。

#### 4.3 中性子束の測定による計算結果の補正

浅地中処分対象の放射化廃棄物は、主に炉心から離れた原子炉構造材や生体遮蔽体であり、中性子束の計算精度が炉心からの距離に従って十分ではない場合がある。また、軽水を冷却材に用いる原子炉では、中性子照射による冷却材中のO-17の放射化により生成されるN-17の $\beta$ -n崩壊に伴い発生する中性子も存在し、適切に考慮する必要がある<sup>2,34)</sup>。このため、BF<sub>3</sub>比例計数管やHe-3計数管、中性子シンチレータ、放射化箔等<sup>37)</sup>による中性子束の測定結果を用いて、中性子束計算の計算精度の確認及び必要に応じた計算結果の補正を行うことが考えられる。照射孔がある試験研究炉において、中性子束の測定結果を補正に利用する場合、中性子束計算では照射孔の影響によって中性子ストリーミング効果<sup>6)</sup>の評価が難しくなるため<sup>2)</sup>、測定箇所を適切に選定することに留意が必要である。

## 5. 放射化放射能の計算

本章では、中性子束計算の結果を含めてインプット情報を作成し、評価対象物の放射化放射能を計算する方法について示す。

放射化放射能の計算には、放射化計算コードが用いられ、この代表的なものとして、米国オークリッジ国立研究所で開発された ORIGEN や原子力機構が開発した DCHAIN がある。ORIGEN には、様々なバージョンがあり、大きく分けて SCALE システムに組み込まれている ORIGEN-S<sup>38)</sup> のような ORIGEN コードシリーズと、ORIGEN2<sup>39)</sup> や ORIGEN2.2<sup>40)</sup> の ORIGEN2 コードシリーズがある<sup>2,34)</sup>。ORIGEN コードシリーズは熱群中性子断面積を内蔵しており、熱中性子、熱外中性子及び高速中性子の中性子束の比を入力することによって、中性子のエネルギースペクトルを反映できる放射化計算手法となっている。ORIGEN2 コードシリーズは原子炉型と燃料の組み合わせに対する 1 群実効核反応断面積ライブラリが準備されており、放射化放射能の計算では、これらの中から適切な断面積を選択するか、計算対象位置における中性子エネルギースペクトルを反映した断面積をユーザーが準備して使用する。一方、DCHAIN には、DCHAIN2<sup>41)</sup> やそれを基に高エネルギー粒子場における核種の生成・崩壊を計算する DCHAIN-SP<sup>42)</sup> がある<sup>2)</sup>。

本書では、放射化計算コードとして、廃止措置準備作業における放射能インベントリ評価に資する放射化計算コードとして設定・整備されている ORIGEN-S を推奨し<sup>17)</sup>、ORIGEN-S を用いる場合について記述する。

### 5.1 放射化放射能の計算条件の設定

放射化放射能の計算において、以下の条件を設定する。

- 放射化断面積ライブラリ
- 原子炉構成材の元素組成
- 照射条件（冷却期間）

#### 5.1.1 放射化断面積ライブラリ

放射化放射能計算では、放射化断面積をインプットとして用いる。放射化断面積ライブラリとして、ORIGEN-S に内蔵されたものがあり、それを利用することができる。ただし、評価対象となる試験研究炉の中性子エネルギースペクトルに対応することを確認する必要がある。一方、放射化計算コードに内蔵されているものを使用する以外に、原子炉の各領域における放射化範囲の中性子のエネルギースペクトルの特性を勘案して、固有のものを作成することができる。

#### a) 放射化断面積ライブラリの作成

放射化断面積ライブラリは、評価済核データライブラリあるいは JENDL/AD-2017<sup>47,48)</sup> のような目的別の断面積ライブラリから、核データ処理コードにより多群放射化断面積ライブラリを作成する。さらに、それを ORIGEN-S 用の 3 群（熱中性子束群、熱外中性子束群、高速中性子束群）ライブラリに変換して作成する<sup>38)</sup>。この際、中性子束計算で得られた評価点での中性子のエネルギースペクトルを荷重関数として、放射化断面積及び核異性体の生成比率を作成する<sup>14,18)</sup>。ここで、3 群ライブラリの変換時における中性子のエネルギー境界は、基本的に、熱中性子束群と熱外中性子束との境界を 0.625eV、熱外中性子束群と高速中性子束群との境界を 1MeV とするが、ORIGEN-S の定義に従って任意の境界を設定することが可能である<sup>2,38)</sup>。

なお、多群放射化断面積ライブラリから 3 群ライブラリを作成するモジュールとして、原子力機構が開発・整備した MAXS フォーマットのものを変換する Macs2Origens<sup>18)</sup>や origins.lib-prod<sup>43,44)</sup>があり、これを利用することができる。

#### b) 放射化断面積ライブラリの代表例

多群放射化断面積ライブラリの一例として、廃止措置を計画している原子炉施設の放射能インベントリ評価に資するために、原子力機構が JENDL-4.0 及び JEFF-3.0/A<sup>45)</sup>から整備した多群中性子放射化断面積ライブラリ MAXS2015<sup>46)</sup>や、JENDL/AD-2017<sup>47,48)</sup>から整備した多群中性子放射化断面積ライブラリ MAXS/AD-2017<sup>43,44,48)</sup>がある<sup>2)</sup>。

本書では、最新の知見を考慮して原子力機構が開発し、その詳細が把握可能な JENDL/AD-2017 から整備した MAXS/AD-2017 を基に、MAXS/AD-2017 の付属ファイルである origins.lib-prod 用いて放射化断面積ライブラリを作成することを推奨する。

### 5.1.2 原子炉構造材の元素組成

放射化放射能の計算において、原子炉の各領域の元素組成をインプットデータとして用いる。放射化放射能の計算では、生成する主要な核種の放射能が材料の主成分元素を起源とするとは限らず、不純物として含まれる微量元素の影響を考慮する必要がある。また、浅地中処分の対象となる放射化廃棄物の放射化放射能の計算に用いる原子炉構造材の元素組成には、重要核種の起源元素が含まれるように元素組成を設定する必要がある。このため、放射化放射能の計算に用いる元素組成は、試験研究炉における建物、施設、設備及び機器の材質に係る過去の元素組成分析値、ミルシートなどの材質証明書や試験成績書（あるいは納入書）、規格値又は文献値等を収集し、それらの微量元素を含めた情報を基に、原子炉構造材毎に可能な限り多くの元素で構成された元素組成を設定する。ここで、元素組成を ORIGEN-S に入力する際、核種あるいは元素毎に放射化元素の断面積ライブラリ、アクチニドの断面積ライブラリ又は核分裂生成物の断面積ライブラリから適した断面積ライブラリを選択して設定する<sup>2,38)</sup>。

元素組成の設定は、過去の元素組成分析値を主として、不足する元素を他の情報で補完することを基本とする。なお、これらの情報には、検出下限値が示されたデータが含まれる場合がある。そのため、過去の元素組成分析値のうち単一のデータである場合は、その分析値又は検出下限値を用いることとし、複数のデータがある場合は、検出下限値を含めたデータを統計的な処理を施して設定したのを用いることとする。それ以外の情報については、その中での上限値を用いるものとする。元素組成の設定に用いる文献値の例を付録 A に示す。

原子炉構造材のうちコンクリートの元素組成については、日本原子力学会標準「ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順：2019」<sup>34)</sup>（以下、「学会標準」という。）において、原子炉毎に使用するコンクリートの種類や調合が異なっていることから、実際の構造物から採取した代表試料又はそれから発生した廃棄物から採取した試料の元素組成分析を行うことを基本とし、それが困難な場合に文献値等を用いることとしている。本書では、学会標準のこの考え方を踏まえてコンクリートの元素組成を設定することを推奨する。

### 5.1.3 照射条件

照射条件として、試験研究炉の運転記録等を基に原子炉運転時の熱出力の時間変化を設定する。実際の運転では、運転中の制御棒パターン調整や機器・設備の故障によるトリップ等によって 1 つの照射時間に熱出力の低下や一時的な運転の停止があるため、1 つの照射時間に熱出力のばらつきが生じる。放射化放射能の計算においては、1 つの照射時間では一定の平均出力で運転されて

いるものとして設定する。また、試験研究炉の状態に応じて収集する照射条件に係る情報を次に示す。

a) 運転が終了した試験研究炉

運転開始から終了までの全運転期間を対象として、運転記録に基づき全運転期間中の照射条件並びに各照射時間での詳細な原子炉の熱出力の情報を収集する。

b) 現在運転中の試験研究炉（運転を継続している場合）

運転開始からなるべく評価直前までの運転期間を任意に設定して、運転記録に基づき設定した運転期間中の照射条件及び各照射時間での詳細な原子炉の熱出力の情報を収集する。

一方、燃料、制御棒、ベリリウム反射体等の過去に交換又は撤去した試験研究炉は、運転記録から原子炉内における燃料体、減速材、反射材及び原子核分裂の連鎖反応の反応度を変化させる実験のために挿入する物質の種類、数量及び配置に係る情報に基づいて照射条件を設定する。

## 5.2 放射化放射能の計算

放射化放射能の計算では、中性子束計算で得られた結果と微量元素を含む原子炉構造材の元素組成をインプットデータとして、試験研究炉の照射条件に基づき、放射化計算コードにより原子炉構造材の放射化放射能を計算し、その結果を基に 140 核種の放射能及び放射能濃度をとりまとめる。なお、140 核種のうち、天然に存在する核種（K-40、Rb-87、La-138、Sm-147、Lu-176、Pt-190、Th-232、U-234、U-235、U-238）<sup>49)</sup>については、とりまとめの対象外とするが、中性子照射によってこれらの核種の放射能が増加する場合は、増分の放射能のみを対象に集計する。

放射化計算コードでは、設定したメッシュ毎に放射化放射能の計算結果が出力されるため、大きな原子炉構造材を評価する場合、中性子束計算で得られた原子炉構造材中の中性子束を任意の領域に区分して、当該領域毎に放射化放射能の計算を行うこととなる。メッシュ幅の設定は任意とするが、放射性廃棄物の処分区分の判定に影響することに留意が必要である。また、生体遮蔽体のような原子炉構造材については、放射能濃度に応じて処分区分を変えることが合理的な埋設処分となるため、あらかじめ処分区分を想定したメッシュを設定する。

## 5.3 元素組成分析による放射化放射能の計算結果の補正

放射化放射能の計算において、5.1.2 項の元素組成の設定に元素組成分析値を用いていない場合は、計算結果が実際の放射能とは異なっている可能性がある。そのため、原子炉構造材の元素組成分析を実施し、その結果を基に見直した元素組成により放射化放射能の計算を再度行うことが考えられる。原子炉構造材のうち、年数が古い試験研究炉における原子炉構造材の規格値が明確でないもしくはミルシートで元素組成が把握されていない金属材料や骨材産地の差異によって含有する微量元素が変わるコンクリートについては、本書では元素組成分析の実施を推奨する。

### 5.3.1 元素組成分析対象となる元素の選定

元素組成分析の対象は、重要核種の起源元素とする。ただし、廃棄物埋設地の立地場所が決まっていない段階においては、網羅性の観点から放射化計算と同じ 140 核種の起源元素とするとコスト面において合理的でないため、原子力規制委員会による先行埋設施設の第 2 種廃棄物埋設事

業の許可申請の内容<sup>4</sup>及び「放射性廃棄物に含まれる放射性物質の種類について(内規)」(平成24・03・22 原院第1号(平成24年3月30日原子力安全・保安院制定(NISA-192e-12-1)))を参考に、規則指定核種及び5.2項までの放射化計算(以下、「当初の放射化計算」という。)の結果から予備的に抽出した重要核種候補(以下、「予備的な重要核種」という。)の起源元素を元素組成分析の対象として選定する。選定した起源元素を対象に原子炉構造材毎に元素組成分析を実施し、その分析結果を基に元素組成の設定を見直し、再度放射化放射能の計算を実施する。以下に、それぞれの方法について詳述する。

#### 5.3.1.1 予備的な重要核種候補の抽出

予備的な重要核種候補の抽出対象核種は、放射化計算と同じ140核種とする。予備的な重要核種候補は、表1又は表2に示す埋設事業センターが廃棄物埋設地の立地場所が決まっていない段階において幅広く想定した廃棄物埋設施設の立地環境条件及び設計条件に基づく安全評価から設定したC値<sup>51,52)</sup>を用いて、当初の放射化計算から得られた原子炉構造材の総放射能及び総重量を基に設定した平均放射能濃度D(Bq/t)との比(以下、「相対重要度」という。)から抽出する。以下に、手順を示す。

- a) 当初の放射化計算で得られた原子炉構造材の総放射能及び総重量を基に、評価対象核種*i*毎に $D_i$ 値を求める。この際、あらかじめ放射能の減衰期間を設ける等の方針がある場合は、それを考慮してもよい<sup>6</sup>。
- b) 表1、2に示すピット処分及びトレンチ処分のC値を用いて、処分方式及び評価シナリオS毎に評価対象核種*i*の相対重要度 $D_i/C_{i,S}$ を評価する<sup>7</sup>。ここで、表1、2で数値がない核種は重要核種候補から除外する。
- c) 相対重要度の最大値 $(D_i/C_{i,S})_{\max}$ との比 $(D_i/C_{i,S})/(D_i/C_{i,S})_{\max}$ を求め、処分方式及び評価シナリオS毎に $(D_i/C_{i,S})/(D_i/C_{i,S})_{\max} \geq 0.001$ となる核種<sup>8</sup>を重要核種候補として抽出する。

#### 5.3.1.2 起源元素の選定

起源元素は、規則指定核種及び予備的な重要核種候補から原子炉構造材の種類毎に次の考え方<sup>54</sup>で選定する。ここで、規則指定核種は、評価対象の原子炉構造材に対する処分方法のものとし、想定できない場合は、より網羅的となるピット処分のものとする。

<sup>4</sup> 日本原燃株式会社濃縮・埋設事業所では、2018年8月1日に第2種廃棄物埋設事業の変更申請を行い、原子力規制委員会により新規規制基準への適合確認を受け、2021年7月21日に変更許可を得ている。当該申請の新規制基準への適合確認時に、「廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について」<sup>50</sup>を原子力規制庁に提出し、その中で重要核種の選定方法を提示している。

<sup>5</sup> 重要核種の選定で用いるC値は、立地場所が決まった廃棄物埋設地の立地環境条件及び設計条件に基づく安全評価で確定するため、立地場所が決まるまでの間、埋設事業センターでは、立地環境条件等のケーススタディを実施して、適切なC値となるように検討を進めていく。そのため、表1又は表2において“—”となっているC値に、値が設定される可能性がある。

<sup>6</sup> 実用炉から発生する放射性廃棄物は、廃棄物埋設地に払い出す期間(減衰期間)として半年を設定している。

<sup>7</sup> 評価対象核種の削減による放射能濃度評価の加速化を図るため、埋設事業センターでは、評価シナリオS毎の $D_i/C_{i,S} < 0.001$ となる核種を重要核種から除く方針<sup>53</sup>としているが、この方針は、原子力規制庁による埋設事業の許可申請への適合性審査の結果によって決定する。

<sup>8</sup> 重要核種あるいは重要核種候補の選定では、 $(D_i/C_{i,S})/(D_i/C_{i,S})_{\max} \geq 0.01$ となる核種を選定するが、予備的な重要核種候補の抽出においては、幅広い核種から起源元素を抽出するために、 $(D_i/C_{i,S})/(D_i/C_{i,S})_{\max} \geq 0.001$ 以上となる核種を選定する。

- 放射性元素（Tc、Pm、Bi、Po、At、Rn、Fr、Ra、Ac、Pa、Np、Pu、Am、Cm、Bk、Cf、Es、Fm、Md、No、Lr）は、起源元素から除外する。ただし、天然に広く存在し、種々の核種の起源元素となる U 及び Th は除外しない。
- 規則指定核種及び予備的な重要核種候補を生成しない元素は、起源元素から除外する。
- 材料の製錬プロセス等において揮散する可能性が高いと判断できる元素は、起源元素から除外する<sup>9</sup>。

起源元素は、Table of Isotopes<sup>49</sup>、ORIGEN 附属の断面積ライブラリ、米国の原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission）が開発した Radiological toolbox<sup>55</sup>における ICRP Pub.107<sup>56</sup>データ等を参考に、規則指定核種及び予備的な重要核種候補の生成機構を考慮して選定する。なお、生成反応のうち、生成させる反応断面積が十分低いと考えられる起源元素については、元素組成分析を行う必要はないものとする。起源元素の選定に係る基本的な考え方を付録 B に示す。

### 5.3.2 原子炉構造材の元素組成分析

原子炉構造材の元素組成分析は、原子炉構造材から採取した試料又はそれから発生した廃棄物から採取した試料について、その試料に適した分析法にて元素組成分析することとする。

#### 5.3.2.1 元素組成分析用試料の採取

元素組成分析用試料は、試験研究炉における機器や配管等の実際の構造物又はそれから発生した廃棄物から採取する。これらの試料の採取が困難な場合は、コンクリートを除き、原子炉構造材と同じ製作条件の試料を採取する。この場合、本書では、管理区域／非管理区域関係なく幅広く採取し、偏りが無い分析データを取集することを推奨する。なお、幅広い試料の採取が困難な場合、放射化計算値の最大値と放射化の影響が大きい位置の実試料の核種分析により得られる核種分析値との比較が重要となることため、5.2 節の放射化放射能の計算結果から中性子照射による放射化の影響が大きい位置を特定し、少なくともそこから分析用試料を採取するものとする。

#### 5.3.2.2 元素組成分析

採取した元素組成分析用試料を、試料毎に適した分析法を用いて元素組成分析を行う。元素組成分析の結果は、放射化放射能の計算精度に影響を及ぼすことから、廃棄物確認時に放射能に関する情報の根拠として提示を求められる可能性がある。そのため、確立された手法に基づいた元素組成分析を行うものとする。

実用炉から発生する浅地中処分対象の放射化廃棄物として主要な材料は、主に SUS304 等のステンレス鋼、炭素鋼及びコンクリートである<sup>34</sup>。一方、試験研究炉においては、実用炉の主要な材料に加えてアルミニウム合金が良く用いられている。これらの材料のうち、ステンレス鋼、炭素鋼又はアルミニウム合金等の金属試料の分析方法には、誘導結合プラズマ発光分光分析法（ICP-AES）やグロー放電質量分析法等が過去に用いられ、コンクリート試料の分析方法には、ICP-AES や誘導結合プラズマ質量分析法等が用いられている<sup>5</sup>。

### 5.3.3 放射化放射能の再計算

得られた元素組成分析の結果から原子炉構造材の元素組成を見直し、5.2 節を参照して放射化放

<sup>9</sup> コンクリートの場合は、製造過程において金属のような高炉などによる高温での生成は行われなため、基本的には適用除外とする<sup>4</sup>。

射能の計算を再度実施する。また、放射化放射能の再計算の結果を基に、5.2節を参照して核種毎の放射能及び放射能濃度をとりまとめる。

元素組成の再設定にあたっては、元素組成分析値の変動幅を考慮して適切に設定する必要がある。ここで、試験研究炉には、生体遮蔽体に鉄筋コンクリートを使用する原子炉<sup>14,16)</sup>がある。その鉄筋の形状や配置、量は明確でない場合、元素組成分析においても原子炉構造材あるいはそれから発生する廃棄物から鉄筋を含む試料を採取しないと把握できない。その場合、当初の放射化計算において、任意に元素組成を変化させた感度解析<sup>16,57)</sup>を行い、その結果から保守的な元素組成を再設定するとよい。ただし、設定によっては、放射性廃棄物の処分区分の判定に影響することに留意が必要である。

#### 5.4 推奨する放射化計算のコードシステム

試験研究炉から発生する放射化廃棄物の放射化計算における、本書で推奨する標準的な計算コードシステムとして、2次元の $S_N$ 法に基づく計算コードDORTを用いた放射化放射能の計算については図3に、3次元の $S_N$ 法に基づく計算コードTORTを用いた放射化放射能の計算については図4に、3次元のモンテカルロ法に基づく計算コードMCNPを用いた放射化放射能の計算については図5にそれぞれ示す。なお、本書で推奨する計算コード以外の他のコードについては、過去に複数の放射化計算の実績やベンチマークテスト等により放射化計算の手法及びその結果の妥当性を示すことができ、かつ埋設事業センターが認めるものであれば評価に用いることが可能である。



## 6. 放射化計算の妥当性評価

本章は、放射化計算の妥当性評価の方法について示す。放射化計算の結果は、埋設事業の許可申請や廃棄物確認において第2種埋設事業規則及び第2種埋設許可基準規則で求められる技術上の基準を満足することを示す基礎データとなり、原子力規制委員会から放射化計算の方法及びその結果の妥当性の説明が求められる。そのため、放射化計算の妥当性を評価する必要がある。

### 6.1 放射化計算の妥当性評価の方法

放射化計算の妥当性評価の方法として、妥当性の根拠の示しやすさから、一般的に放射化計算値と核種分析値を比較することで放射化計算の妥当性評価が行われ、その方法や結果の妥当性が示されている<sup>4,5,14,34</sup>。その他の方法として、最新知見に基づく5章及び6章で示す放射化計算に用いる計算コード以外の計算コードを用いて比較計算を行うことにより放射化計算の結果の妥当性を示す方法<sup>18,44</sup>や放射化計算値と核種分析や理論計算法等によって設定した核種の放射能濃度比（核種組成比）に基づき $\gamma$ 線測定等で評価した測定値を比較する方法<sup>39</sup>等が考えられる<sup>34,58</sup>。前者の場合、比較計算に用いる計算コードは、原子力規制委員会が確立するV&V手法<sup>33</sup>による計算コード自体の解析精度や信頼性等が必要となると想定する。後者の場合、設定した核種組成比の妥当性や測定による放射能インベントリ評価の妥当性を示す必要がある<sup>34,39,58</sup>。

本書では、放射化計算値と核種分析値を比較する方法を推奨する。一方、妥当性が説明できれば、他の方法を適用することも考えられる。放射化計算の結果を基礎データとして埋設事業の許可申請を行うため、放射化計算に基づく放射能評価が、保守的な評価であることを説明できる必要がある。

### 6.2 核種分析値との比較による妥当性評価

妥当性評価は、規則指定核種及び放射化計算の結果を基に抽出した重要核種候補を対象に原子炉構造材毎の核種分析を実施し、得られた核種分析値と放射化計算値を比較することにより行う。核種分析の方法については、原子力機構が検討した試料採取による核種分析の基本的な考え方を付録Cに示す。

#### 6.2.1 分析対象の核種の選定

分析対象の核種は、規則指定核種及び重要核種候補とする。ここで、ピット処分の規則指定核種の $\alpha$ 線を放出する核種は、使用している原子炉構造材及び照射履歴の違いから試験研究炉によって異なると考えられるため、重要核種候補の $\alpha$ 線を放出する核種と同じとする。

重要核種候補については、放射化計算と同じ140核種を対象として、放射化計算の結果を基に抽出する。相対重要度 $D/C$ を用いた重要核種候補の選定フローを図6に示す。また、規則指定核種は、重要核種候補の抽出結果を基に、原子炉構造材の適用可能な処分方法のものとする。

これらを踏まえて、分析対象の核種は、次に手順により選定する。

- a) 放射化計算で得られた原子炉構造材の総放射能及び総廃棄物量を基に、5.3.1.1項を参照して評価対象核種 $i$ 毎に $D_i$ 値を求める。
- b) 表1に示すピット処分の評価対象核種 $i$ 毎の $C_i$ 値及びトレンチ処分の評価対象核種 $i$ 毎の $C_i$ 値を用いて、処分方法別に $C_i$ 値の評価シナリオS及び評価対象核種 $i$ 毎の $D_i/C_{i,S}$ を評価する。ここで、表1、2で数値がない核種は重要核種候補から除外する。
- c) 原子炉構造材の適用可能な処分方法を判定するため、処分方法別に評価シナリオS毎において $\Sigma(D_i/C_{i,S}) < 1$ を満足することを確認する。 $\Sigma(D_i/C_{i,S}) \geq 1$ となる場合、原子炉構造材の適

用可能な処分方法は、判定に用いた  $C_i$  値の上位の処分方法の対象となる。例えば、トレンチ処分の  $C_i$  値で満足しない場合は、ピット処分あるいは中深度処分の対象となり、ピット処分の  $C_i$  値で満足しない場合は、中深度処分対象となる。なお、適用可能な処分方法が中深度処分となった場合、本書で記す基本手順の適用外となる。

- d) 適用可能な処分方法の  $C_i$  値を用いて  $(D_i/C_{i,S})_{\max}$  との比  $(D_i/C_{i,S})/(D_i/C_{i,S})_{\max}$  を求め、処分方法及び評価シナリオ S 毎に  $(D_i/C_{i,S})/(D_i/C_{i,S})_{\max} \geq 0.01$  となる核種を重要核種候補として抽出する。
- e) 抽出した重要核種候補及びその抽出に用いた  $C_i$  値の処分方法の規則指定核種を核種分析対象の核種として選定する。

### 6.2.2 核種分析値との比較による補正

核種分析値との比較の結果、核種分析値に比べて放射化計算値が過大となっている場合、核種分析値を基に放射化計算値を補正することが、放射性廃棄物を埋設処分する上で合理的である。JPDR の解体で発生したコンクリート等廃棄物のトレンチ処分では、放射化計算値が核種分析値に対して過大評価（安全側の評価）となっていることが確認され<sup>16)</sup>、核種分析値を基に補正した放射化計算値を基礎データとして埋設事業の許可申請を伴う埋設実地試験が行われた<sup>59)</sup>。JPDR から発生した解体廃棄物の過去の廃棄物確認を参考に、放射化計算値の補正方法として次の方法が考えられる。

#### a) 代表値を基に補正する場合

原子炉構造材を代表する核種分析データから、核種分析対象の核種毎に、核種分析値と放射化計算値との比率を求め、放射化計算値にその比率を乗じて補正する。なお、評価対象が大きい原子炉構造材の場合、埋設事業の許可申請や廃棄物確認において、核種分析データの代表性や補正した放射化計算値の保守性が問われる可能性がある。

#### b) 放射能濃度分布を基に補正する場合

コアボーリング法により採取した試料<sup>60)</sup>の核種分析のように原子炉構造材の複数の核種分析データから設定する核種分析対象の核種毎の放射能濃度分布を基に、次のいずれかの方法により放射化計算値を補正する。なお、大きい原子炉構造材を補正する場合、埋設事業の許可申請や廃棄物確認において、補正した放射化計算値の保守性が問われる可能性がある。

- ① 核種分析対象の核種毎に、核種分析値の最大値とその箇所における放射化計算値の比率を求め、その比率を放射化計算値に乗じて補正する。
- ② 核種分析対象の核種毎に、核種分析値と放射化計算値の比率を求め、その比率が最大となる箇所を抽出し、核種分析対象の核種毎にその比率の最大値を放射化計算値に乗じて補正する。
- ③ ①又は②の方法を適用できない場合、核種分析対象の全核種において、放射化計算値が放射能濃度分布より大きくなるように、一定の比率を放射化計算値に乗じて補正する。

なお、核種分析値は、二次的汚染がない限り、中性子束分布に基づく核種毎の放射能濃度の傾向に差異はない。そのため、放射能濃度分布に基づく補正において、③の方法を用いる場合は、核種毎の放射能濃度の傾向に差異があることとなり、原子炉構造材の二次的汚染が疑われる。その場合は、運転記録等を基に二次的汚染が発生した箇所、発生原因及びその影響を特定する。二次的汚染の影響の大きさによっては、本書で記す基本手順の適用外となり得る。

## 7. 処分区分の判定及び廃棄物情報の整理

本章では、妥当性評価された放射化計算の結果に基づく処分区分の判定並びに処分区分毎の総放射能及び最大放射能濃度に係る廃棄物情報の整理方法について示す。処分区分の判定は、妥当性評価された放射化計算の結果を基に、試験研究炉から発生する廃棄体等の放射能濃度を評価し、評価結果から廃棄体等をピット処分又はトレンチ処分の適した処分方法に区分する。また、ピット処分又はトレンチ処分毎に総放射能及び最大放射能濃度をとりまとめる。なお、原子炉構造材の廃棄体あるいはコンクリート等廃棄物への廃棄体化処理の計画<sup>10</sup>が定まっていない事業者は、廃棄体化処理前の原子炉構造材毎の放射能及び放射能濃度を基に処分区分の判定並びに処分区分毎の総放射能及び最大放射能濃度をとりまとめるものとする。ただし、廃棄体化処理の計画が定まった時点で、再度見直す必要がある。以下、それぞれの方法について詳述する<sup>11</sup>。

### 7.1 廃棄物の放射能濃度の決定

妥当性評価された放射化計算の結果を基に、5.2 節を参照して 140 核種を対象に廃棄体等の放射能及び放射能濃度をとりまとめる。

埋設事業の事業許可や廃棄物確認では、埋設処分する単位廃棄体等毎の最大放射能濃度、処分区分毎の廃棄体等の総放射能の提示が求められることから、廃棄体等の放射能濃度は、評価対象核種  $i$  毎の最大放射能濃度  $(D_i)_{\max}$  (Bq/t) 及び  $D_i$  値を評価する。原子炉構造材毎にとりまとめる場合、 $(D_i)_{\max}$  値の評価は、単位廃棄体等毎の重量が小さいほど厳密な評価となると考えられる。国内のクリアランス制度における評価単位は 100kg 毎であり、廃棄物確認における評価単位は廃棄体 1 体毎であるため、それらを考慮して  $(D_i)_{\max}$  値を評価する。なお、 $(D_i)_{\max}$  値の評価に用いる単位廃棄体等毎の最大重量は、1t 程度とする。ここで、廃棄体等の最小重量は、100kg になると想定している。廃棄体等の放射能濃度は、次の方法で設定する。

- a) 妥当性評価された放射化計算の結果から得られた原子炉構造材の総放射能及び総廃棄物量を基に、5.3.1.1 項を参照して評価対象核種  $i$  毎に  $D_i$  値を求める。
- b) 事業者が計画する廃棄体化処理後の原子炉構造材の廃棄体等の重量を設定する。実測定以外の廃棄体等の重量の設定方法として、200L ドラム缶や鋼製角型容器等の廃棄体容器への廃棄物の充填率及び充填材重量から簡易的に廃棄体重量を評価する方法を用いてもよい。ただし、計画する廃棄体化処理による原子炉構造材毎の廃棄物重量を評価できた場合には、再度放射能濃度の評価が必要となる。
- c) 妥当性評価された放射化計算の結果から得られた原子炉構造材の最大放射能を設定した廃棄体等の重量で除することで、廃棄体等単位の評価対象核種  $i$  毎の  $(D_i)_{\max}$  値を設定する。なお、生体遮蔽体のような大きい原子炉構造材の  $(D_i)_{\max}$  値を設定する場合は、評価位置によって放射能濃度が桁で変わり得るため、処分区分又はクリアランスを想定して、適当な  $(D_i)_{\max}$  値となるように設定する。

<sup>10</sup> 原子炉施設から発生する放射性廃棄物の性状に応じて、放射性廃棄物を 200L ドラム缶や鋼製角型容器等の廃棄体容器に封入又は固型化することで廃棄体等を作製する計画をいう。原子力機構では廃棄体化処理の計画「バックエンドロードマップ」<sup>6)</sup>を作成及び公開しており、これを参考にできる。

<sup>11</sup> 対象廃棄物を固型化して廃棄体とする場合又はコンクリート等廃棄物として容器に収納し砂等で充填する場合、廃棄物重量に固型化材料及び容器の重量が加わるため、処分区分が変わり得る。そのため、廃棄物の種類に対して廃棄体化処理の方針が定まっている事業者は、これを考慮して処分区分を行う。その際、埋設事業では各処分区分の埋設施設における総放射能と個々の廃棄体等の最大放射能濃度が規制されるため、埋設施設における総放射能の算出に用いる平均放射能濃度は、廃棄物重量に固型化材料及び容器の重量を加えた重量で算出した濃度とし、個々の廃棄体等の最大放射能濃度は、廃棄物の重量から求めた放射能濃度とする。

## 7.2 処分区分の判定

評価した廃棄体等の放射能濃度を用いて、次の手順により廃棄体等の処分区分を判定する。

- a) 表 1 に示すピット処分の評価対象核種  $i$  毎の  $C_i$  値及びトレンチ処分の評価対象核種  $i$  毎の  $C_i$  値を用いて、処分方法別に  $C_i$  値の評価シナリオ S 及び評価対象核種  $i$  毎の  $D_i/C_{i,S}$  を評価する。ここで、表 1、2 で数値がない核種は評価対象核種から除外する。
- b) 処分方法別に評価シナリオ S 毎に  $\Sigma(D_i/C_{i,S}) \leq 1$  満足することを確認する。 $\Sigma(D_i/C_{i,S}) > 1$  の場合、廃棄体等の適用可能な処分方法は、判定に用いた  $C_i$  値の上位の処分方法の対象となる。また、埋設事業の許可申請では、基準線量に対して裕度が必要であるため、 $\Sigma(D/C)$  を 1 付近とはせずに  $\Sigma(D/C) \leq 0.3$  とすることが望ましい<sup>12</sup>。そのため、 $0.3 < \Sigma(D_i/C_{i,S}) < 1$  となる場合は、将来的に埋設事業センターと協議して、埋設事業の許可申請での処分対象の可否を最終的に決定するため、 $0.3 < \Sigma(D_i/C_{i,S}) < 1$  となる廃棄体等は別途情報を整理しておく。
- c) 旧原子力安全委員会が第 2 種埋設事業規則の濃度上限値を決めた際の考え方<sup>62</sup>)に基づき、個々の廃棄体等の  $(D_i)_{\max}$  値が、以下の区分した処分方法毎の要件を満足することを確認する。なお、処分区分毎の要件を満足しない場合は、 $C_i$  値の上位の処分区分の対象とする。また、中深度処分の対象となる個々の廃棄体等の  $(D_i)_{\max}$  値に係る要件は、現在のところない。
  - ピット処分： $C_{i,S}$  値の 100 倍を超えないこと ( $(D_i)_{\max}/C_{i,S} < 100$ )。ただし、 $\alpha$  線を放出する核種の場合は、 $C_{i,S}$  値の 10 倍を超えないこと。
  - トレンチ処分： $C_{i,S}$  値の 10 倍を超えないこと ( $(D_i)_{\max}/C_{i,S} < 10$ )。

なお、評価対象核種のうち、U-234、U-235、U-238 のウラン核種については、第 2 種埋設許可基準規則 第 13 条第 1 項第 3 号にて、「埋設する放射性廃棄物に含まれる放射性物質（ウラン二三四、ウラン二三五及びウラン二三八に限る。）について、その総放射エネルギーをメガベクレル単位で表した数値を当該放射性廃棄物、人工バリア、土砂その他の廃棄物埋設地に埋設し、又は設置する物の重量をトン単位で表した数値で除して得た値が一を超えず、かつ、当該廃棄物埋設地内における当該放射性物質の分布がおおむね均一であること。」が求められているため、この要件に留意が必要である。

また、廃棄物埋設地の設計や作業時の廃棄体等のハンドリングの観点又は廃棄体等の輸送の観点から、ピット処分又はトレンチ処分毎に廃棄体等の表面線量に適切な制限が設けられる。そのため、廃棄体等の表面線量値から処分区分の判定が実施される。

## 7.3 廃棄物情報の整理

処分区分毎に、廃棄体等の本数及び廃棄物量並びに 140 核種における総放射能、 $D_i$  値及び  $(D_i)_{\max}$  値を集計する。これらの整理した廃棄物情報は、廃棄物埋設地の設計等に供するため、埋設事業の許可申請の前に埋設事業センターに提供する。

また、これら以外の埋設事業センターに提供する廃棄物情報には、廃棄体においては、第 2 種埋設事業規則 第 6 条又は第 8 条第 2 項に示される廃棄体表面の放射性物質の密度（表面密度）、廃棄体中の健全性又は安全機能を損なうおそれのある物質の含有量、廃棄体処理の方法<sup>13</sup>、廃棄体の内部空隙量、廃棄体の耐埋設荷重への強度及び廃棄体落下時の放射性物質の飛散量又は漏えい量があり、コンクリート等廃棄物においては、第 2 種埋設事業規則 第 6 条又は第 8 条第 2 項に

<sup>12</sup> 安全評価における線量の裕度は、廃棄物埋設地の設計条件及び研究施設等廃棄物全体の放射能インベントリによって変動するため、最終的に廃棄物埋設地における安全評価によって  $\Sigma(D/C)$  の上限を決定する。

<sup>13</sup> 廃棄体処理の方法に係る情報は、廃棄体容器の仕様、固型化材あるいは充填材の種類や配合比、充填方法を指す。

示される廃棄体化処理の方法及びコンクリート等廃棄物中の安全機能を損なうおそれのある物質の含有量がある。加えて、廃棄物埋設地の立地場所が確定した段階で、埋設事業センターが研究施設等廃棄物に係る浅地中処分の対象となる廃棄体等の受入基準を提示するため、この受入基準に適合することの根拠となる廃棄体等の表面線量等の廃棄物情報があることに留意が必要である。

謝 辞

本書を執筆するにあたって、本書で示す基本手順の構築に関して幅広くご協力頂いた、研究炉グループ会合の出席者の方々（京都大学複合原子力科学研究所の福谷哲氏、近畿大学原子力研究所の芳原新也氏、左近敦士氏、東京大学大学院工学系研究科原子力専攻の斉藤拓巳氏、石本光憲氏、東京都市大学原子力研究所の佐藤勇氏、内山孝文氏、立教大学原子力研究所の花井亮氏、佐野健一氏、浅葉ひろみ氏、東芝エネルギーシステムズ株式会社原子力技術研究所の小山博氏、伊藤正悟氏、吉岡研一氏、熊埜御堂宏徳氏、株式会社日立製作所原子力事業技術センタの蒲生秀穂氏、雪田篤氏、吉田拓真氏、鈴木裕子氏、原子力バックエンド推進センターの泉田龍男氏、秋山武康氏、三ノ輪歩氏）に感謝の意を表します。また、放射化計算における計算条件の設定に関してご指導を頂い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、本書をまとめるにあたって、貴重なご意見を頂いたバックエンド統括本部 バックエンド推進部の堂野前寧氏に感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 坂井章浩他, “研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価重要核種の選定(その3) —RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設毎の重要核種の予備評価—”, JAEA-Technology 2010-021, 2010, 152p.
- 2) 一般社団法人 日本原子力学会, “放射線遮蔽ハンドブック —基礎編—”, 2015, 309p.
- 3) 長家康展他, “MVP/GMVP 第3版; 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード(翻訳資料)”, JAEA-Data/Code 2016-019, 2017, 450p.
- 4) 助川武則他, “原子炉施設廃止措置のための残存放射能インベントリ評価コードシステム RADO”, JAEA-Data/Code 2008-009, 2008, 57p.
- 5) 村上昌史他, “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.
- 6) 岸本克己他, “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能評価”, JAERI-Tech 2005-016, 2005, 83p.
- 7) M. B. Chadwick et al., “ENDF/B-VII.0: Next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology,” Nuclear Data Sheets, 107, 2006, pp.2931-3060.
- 8) K. Shibata et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering”, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.48, No.1, 2011, pp.1-30.
- 9) R. E. MacFarlane and D. W. Muir, “The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91”, LA-12740-M, 1994.
- 10) R. E. MacFarlane, “TRANSX 2: a code for interfacing MATXS cross-section libraries to nuclear transport codes”, LA-12312-MS, 1992, 121p.
- 11) C. Konno et al., “Effect of IAEA Patch for TRANSX2.15”, Proceedings of 20th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of ANS (RPSD 2018), 2018, CD-ROM.
- 12) N. M. Greene et al., “AMPX-77 A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Cross-Section Libraries from ENDF/B-IV and/or ENDF/B-V”, ORNL/CSD/TM-283, 1992.
- 13) K. Tada et al., “Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY”, Journal of Nuclear Science Technology, 54, 2017, pp.806-817.
- 14) 河内山真美他, “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.
- 15) W. A. Rhoades et al., “DOS: The Discrete Ordinates System”, ORNL/TM-8362, 1982.
- 16) 助川武則他, “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, p.4.
- 17) 今野力, 河内山真美, “廃止措置放射化評価のための DORT 計算での群構造検討”, 日本原子力学会 2021 年春の年会, online(ZOOM), 2021.
- 18) 松田規宏他, “ORIGEN-S を用いた廃止措置用放射能インベントリ評価モジュールの開発”, JAEA-Data/Code 2020-003, 2020, 33p.
- 19) J. E. White et al., “VITAMIN-B6: a fine-group cross section library based on ENDF/B-VI for radiation transport applications”, Proceedings of the international conference on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, USA, 1994, pp.733-736.
- 20) T. Nakagawa, “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2”, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.32, No. 12, 1995, pp.1259-1271.
- 21) A. Hasegawa, N. Yamano, “JSSTD-300: The Standard Shielding Cross Section Library Based on

- JENDL-3.2”, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.37, Supplement 1, 2000, pp.723-727.
- 22) 日本原子力研究開発機構炉物理標準コード研究 Gr., MATXSLIB-J40, [https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/library\\_matxslibj40/](https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/library_matxslibj40/) (accessed 2022-02-15).
  - 23) 日本原子力研究所東海研究所研究炉部 (編), “改訂版第2版 研究炉利用ハンドブック”, 2010, pp.12-14.
  - 24) B. E. Watt, “Energy Spectrum of Neutrons from Theiuial Fission of  $U^{235}$ ”, Phys. Rev, vol.87, no.6, 1952, pp.1037-1041.
  - 25) F. R. Mynatt et al., “The DOT-III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code”, ORNL/TM-4280, Oak Ridge National Laboratory, 1973.
  - 26) W. A. Rhoades, “DOT3.5 Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code”, ORNL/RSIC/CCC-276, 1975.
  - 27) W. A. Rhoades, R. L. Childs, “The DORT two-dimensional discrete ordinates transport code”, Nuclear Science and Engineering, vol.99, no.1, 1988, pp.88-89.
  - 28) W. W. Engle, Jr., “A Users Manual for ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering”, Union Carbide Co., K-1693, 1967, 89p.
  - 29) M. B. Chadwick et al., “ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data”, Nuclear Data Sheets, vol.112, 2011, pp.2887-2996.
  - 30) T. Sato et al., “Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52”, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.50, no.9, 2013, pp.913-923.
  - 31) W. A. Rhoades, D. B. Simpson, “The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code (TORT Version 3)”, ORNL/TM-13221, Oak Ridge National Laboratory, 1997.
  - 32) T. Goorley et al., “Initial MCNP6 Release Overview”, Nuclear Technology, vol. 180, 2012, pp.298-315.
  - 33) 原子力規制委員会, “令和3年度安全研究計画”, 2021, pp.117-118.
  - 34) 一般社団法人 日本原子力学会, “ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順: 2019”, AESJ-SC-F022:2019, 2020, 254p.
  - 35) J. C. Wagner et al, “Automated Variance Reduction of Monte Carlo Shielding Calculations Using the Discrete Ordinates Adjoint Function”, Nuclear Science and Engineering, vol.128, 1998, pp.186–208.
  - 36) J. C. Wagner et al, “FW-CADIS method for global and regional variance reduction of Monte Carlo Radiation transport calculation”, Nuclear Science and Engineering, vol.176, 2014, pp.37-57.
  - 37) 一般社団法人 日本原子力学会, “クリアランスの判断方法: 2005”, AESJ-SC-F005:2005, 2005, 62p.
  - 38) I. C. Gauld 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.
  - 39) A. G. Croff, “A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code”, ORNL/TM-7175, 1980, 189p.
  - 40) S. B. Ludwig, A. G. Croff, “Revision to ORIGEN2 — Version 2.2”, Transmittal memo of CCC-037/17, Oak Ridge National Laboratory, 2002.
  - 41) K. Tasaka, “DCHAIN2 : A computer code for calculation of transmutation of nuclides”, JAERI-M 8727, 1980, 171p.
  - 42) 甲斐哲也他, “DCHAIN-SP 2001: 高エネルギー粒子誘導放射能計算コード”, JAERI-Data/Code 2001-016, 2021, 82p.
  - 43) 日本原子力研究開発機構炉物理標準コード研究 Gr., MAXSAD-2017,



- <https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/MAXSAD-2017/> (accessed 2022-02-15).
- 44) 今野力, 河内山真美, “MAXS/AD-2017 多群ライブラリ作成とその検証”, 日本原子力学会 2020 年春の年会大会予稿集, 福島大学, 2020.
  - 45) J-Ch. Sublet et al., “The JEFF-3.0/A Neutron Activation File – New Features, Validation, and Usage”, AIP Conference Proceedings 769, 2005, pp.203-206.
  - 46) K. Okumura et al., “Development of multi-group neutron activation cross-section library for decommissioning of nuclear facilities”, JAEA-Conf 2015-003, 2015, pp.43-47.
  - 47) 日本原子力研究開発機構核データ研究 Gr., JENDL Activation Cross Section File for Nuclear Decommissioning 2017, <https://www.ndc.jaea.go.jp/ftpnd/jendl/jendl-ad-2017.html> (accessed 2022-02-15).
  - 48) C. Konno, “Development of multi-group neutron activation cross-section library from JENDL/AD-2017”, JAEA-Conf 2020-001, 2020, pp.193-197.
  - 49) R. B. Firestone et al., “Table of Isotopes 8th Edition 1999 Update with CD-ROM”, Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 1999, CD-ROM.
  - 50) 日本原燃株式会社, “廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について (2021 年 6 月 22 日)”, 補足説明資料 9, 添付資料 1, 2021.
  - 51) 菅谷敏克他, “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.
  - 52) 佐久間康太他, “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 2)”, JAEA-Technology 2022-013, 2022, 200p.
  - 53) 中川明憲他, “廃棄物の合理的処理処分方策の基本的考え方 – 廃棄物処理の加速に向けた検討結果 –”, JAEA-Technology 2021-006, 2021, pp.26-27.
  - 54) 一般社団法人 日本原子力学会, “中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順 : 2019”, AESJ-SC-F015:2019, 2020, 297p.
  - 55) K. F. Eckerman et al., “Radiological Toolbox User's Guide”, NUREG/CR-7166, 2013.
  - 56) ICRP, “Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations”, ICRP Publication 107, 2008.
  - 57) 山本健士他, “炉内構造物の放射化核種の主要な生成経路 (共同研究)”, JAEA-Research 2013-038, 2014, 88p.
  - 58) 廃棄物技術基準等検討作業会, “廃棄物技術基準等検討作業会の活動 – 平成 27 年度活動報告書 –”, JAEA-Review 2016-020, 2016, 61p.
  - 59) バックエンド技術部, “原子炉解体技術開発成果報告書 – JPDR の解体と技術開発 –”, JAERI-Tech 97-001, 1997, p.61.
  - 60) 富居博行他, “東海研究所における原子力施設等の解体に関する技術的検討”, JAERI-Tech 2005-017, 2005, p.6.
  - 61) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構, バックエンドロードマップ, [https://www.jaea.go.jp/about\\_JAEA/backend\\_roadmap/s02.pdf](https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/s02.pdf) (accessed 2022-02-15).
  - 62) 原子力安全委員会, “低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について”, 19 安委第 32 号, 2007.

表 1 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のピット処分の基準線量相当濃度 (1/6)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]									
		跡地建設	跡地居住	河川水利用	灌漑水利用	河川岸建設	河川岸居住	河川岸農耕業者	帯水層掘削土地建設	帯水層掘削土地居住	
1	H-3	1.2E+01	2.0E+16	2.4E+11	1.5E+12	3.0E+18	1.7E+19	2.8E+12	—	1.8E+19	
2	Be-10	1.5E+06	1.0E+11	1.3E+11	4.2E+11	6.3E+12	2.1E+13	8.3E+11	1.4E+12	2.1E+11	
3	C-14	5.7E+03	2.0E+09	6.8E+08	6.3E+11	8.4E+16	1.5E+17	6.6E+11	1.4E+15	2.7E+11	
4	Na-22	2.6E+00	—	—	—	—	—	—	—	—	
5	Al-26	7.2E+05	8.1E+09	5.0E+10	2.0E+08	3.4E+08	1.2E+09	1.7E+08	6.0E+06	1.8E+07	
6	Si-32	1.5E+02	2.0E+08	—	—	—	—	—	9.0E+14	4.0E+11	
7	Cl-36	3.0E+05	2.4E+07	3.5E+10	7.4E+09	6.2E+13	4.4E+14	3.7E+09	3.4E+13	5.9E+09	
8	K-40	1.3E+09	4.6E+08	5.4E+09	2.8E+09	6.4E+09	6.4E+14	2.3E+09	3.0E+08	4.2E+08	
9	Ca-41	1.0E+05	1.2E+09	6.7E+11	3.0E+11	1.9E+16	2.3E+17	4.1E+11	3.6E+15	1.4E+11	
10	Sc-46	2.3E-01	—	—	—	—	—	—	—	—	
11	Mn-54	8.6E-01	—	—	—	—	—	—	—	—	
12	Fe-55	2.7E+00	—	—	—	—	—	—	—	—	
13	Fe-59	1.2E-01	—	—	—	—	—	—	—	—	
14	Co-58	1.9E-01	—	—	—	—	—	—	—	—	
15	Co-60	5.3E+00	—	—	—	—	—	—	—	—	
16	Ni-59	7.6E+04	6.0E+10	5.3E+12	3.6E+12	1.8E+14	1.4E+15	3.3E+12	4.3E+12	1.8E+11	
17	Ni-63	1.0E+02	2.2E+11	—	—	—	—	—	9.0E+14	1.9E+12	
18	Zn-65	6.7E-01	—	—	—	—	—	—	—	—	
19	Se-79	3.0E+05	3.9E+08	7.9E+10	1.7E+10	1.3E+14	2.2E+15	8.3E+09	1.4E+13	2.7E+09	
20	Rb-87	4.8E+10	4.7E+08	3.5E+11	1.6E+11	1.3E+16	1.2E+17	5.0E+11	1.9E+15	7.7E+10	
21	Sr-90	2.9E+01	7.1E+10	—	—	—	—	—	9.4E+15	1.5E+11	
22	Zr-93	1.5E+06	2.1E+10	1.6E+12	4.0E+12	3.1E+13	5.7E+14	7.7E+12	2.1E+13	1.9E+12	
23	Zr-95	1.8E-01	—	—	—	—	—	—	—	—	
24	Nb-92	3.5E+07	1.1E+10	1.9E+11	5.3E+08	9.1E+08	5.2E+09	4.6E+08	1.3E+08	7.2E+08	
25	Nb-93m	1.6E+01	6.9E+17	—	—	—	—	—	1.8E+19	1.0E+18	
26	Nb-94	2.0E+04	6.8E+09	2.5E+11	1.2E+09	2.0E+09	9.5E+09	1.0E+09	1.3E+08	6.3E+08	
27	Nb-95	9.6E-02	—	—	—	—	—	—	—	—	

表1 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のピット処分の基準線量相当濃度 (2/6)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]									
		跡地建設	跡地居住	河川水利用	灌漑水利用	河川岸建設	河川岸居住	河川岸農耕作業者	帯水層掘削土地建設	帯水層掘削土地居住	
28 Mo-93	4.0E+03	-	1.9E+08	4.1E+12	1.5E+13	3.7E+15	1.7E+17	2.7E+13	1.0E+13	2.5E+10	
29 Tc-97	2.6E+06	-	1.7E+08	5.1E+11	7.2E+11	2.8E+17	1.5E+17	1.1E+12	3.5E+16	1.5E+11	
30 Tc-97m	2.5E-01	-	1.8E+15	5.4E+18	7.6E+18	-	-	1.2E+19	-	1.6E+18	
31 Tc-98	4.2E+06	4.1E+08	5.7E+06	1.7E+10	1.8E+10	1.2E+11	3.3E+16	2.3E+10	1.5E+10	5.3E+09	
32 Tc-99	2.1E+05	1.3E+19	1.8E+07	5.5E+10	6.3E+10	1.3E+16	6.8E+16	9.9E+10	1.7E+15	1.6E+10	
33 Ru-103	1.1E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
34 Rh-101	3.3E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
35 Rh-102	5.7E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
36 Rh-102m	2.9E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
37 Pd-107	6.5E+06	-	2.0E+10	9.0E+13	2.3E+13	3.5E+16	7.4E+17	3.4E+13	2.3E+16	2.2E+13	
38 Ag-108m	4.2E+02	9.1E+08	4.1E+08	-	-	-	-	-	2.7E+10	1.3E+11	
39 Ag-110m	6.8E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
40 Cd-109	1.3E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
41 Cd-113m	1.4E+01	-	6.8E+13	-	-	-	-	-	-	2.4E+17	
42 Sn-121m	5.5E+01	-	1.0E+11	-	-	-	-	-	1.3E+18	3.7E+16	
43 Sn-126	1.0E+05	4.1E+08	2.2E+08	7.9E+09	5.0E+08	9.1E+08	5.6E+09	4.4E+08	2.2E+08	9.9E+08	
44 Sb-124	1.6E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
45 Sb-125	2.8E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
46 Te-123m	3.3E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
47 Te-129m	9.2E-02	-	1.8E+15	5.1E+16	2.4E+17	-	-	4.3E+17	-	4.3E+17	
48 I-129	1.6E+07	-	1.0E+07	3.0E+08	1.4E+09	4.1E+12	4.6E+14	2.5E+09	2.2E+12	2.5E+09	
49 Cs-134	2.1E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
50 Cs-135	2.3E+06	-	1.9E+09	2.8E+11	4.5E+12	2.7E+16	2.4E+17	2.2E+12	8.2E+13	2.5E+10	
51 Cs-137	3.0E+01	1.4E+12	3.7E+11	-	-	-	-	-	-	-	
52 Ba-133	1.1E+01	3.6E+18	1.1E+19	-	-	-	-	-	5.5E+17	2.3E+18	
53 La-137	6.0E+04	-	3.5E+11	6.0E+13	3.2E+14	1.6E+15	1.1E+16	1.2E+15	1.6E+14	4.0E+14	
54 La-138	1.1E+11	2.1E+08	2.6E+10	2.9E+12	2.2E+10	3.7E+10	1.3E+11	1.9E+10	4.6E+09	1.6E+10	

表1 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のピット処分の基準線量相当濃度 (3/6)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]												
		跡地建設	跡地居住	河川水利用	灌漑水利用	河川岸建設	河川岸居住	河川岸農耕作業者	帯水層掘削土地建設	帯水層掘削土地居住				
55 Pm-143	7.3E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
56 Pm-144	9.9E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
57 Pm-145	1.8E+01	-	6.4E+16	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
58 Pm-146	5.5E+00	-	5.8E+16	6.4E+16	2.2E+17	6.2E+17	2.3E+18	3.3E+17	2.6E+17	2.3E+17	2.3E+17	2.3E+17	2.3E+17	2.3E+17
59 Pm-147	2.6E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
60 Pm-148m	1.1E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
61 Sm-145	9.3E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
62 Sm-146	1.0E+08	-	1.1E+09	3.4E+09	1.2E+10	3.3E+10	1.2E+11	1.8E+10	1.4E+10	1.2E+10	1.4E+10	1.2E+10	1.2E+10	1.2E+10
63 Sm-147	1.1E+11	-	1.2E+09	3.8E+09	1.3E+10	3.7E+10	1.4E+11	1.9E+10	1.5E+10	1.4E+10	1.5E+10	1.4E+10	1.4E+10	1.4E+10
64 Sm-151	9.0E+01	-	6.3E+12	-	-	-	-	-	4.7E+17	-	4.7E+17	1.1E+17	1.1E+17	1.1E+17
65 Eu-150	3.7E+01	1.2E+11	9.9E+12	-	-	-	-	-	3.7E+17	-	3.7E+17	2.5E+18	2.5E+18	2.5E+18
66 Eu-152	1.4E+01	1.1E+15	2.1E+17	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
67 Eu-154	8.6E+00	7.2E+18	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
68 Eu-155	4.8E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
69 Tb-157	7.1E+01	-	6.9E+12	-	-	-	-	-	-	-	-	3.3E+17	7.7E+18	7.7E+18
70 Tb-160	2.0E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
71 Ho-163	4.6E+03	-	6.7E+12	1.3E+15	3.1E+15	3.7E+16	1.5E+17	5.2E+15	9.3E+14	1.5E+17	9.3E+14	1.6E+14	1.6E+14	1.6E+14
72 Ho-166m	1.2E+03	4.5E+08	2.6E+10	8.8E+15	2.1E+13	2.9E+13	1.7E+14	1.4E+13	7.8E+08	1.7E+14	7.8E+08	4.4E+09	4.4E+09	4.4E+09
73 Tm-171	1.9E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
74 Lu-173	1.4E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
75 Lu-174	3.3E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
76 Lu-176	3.8E+10	7.6E+09	6.3E+09	1.8E+12	4.5E+10	7.8E+10	1.4E+12	3.9E+10	9.6E+09	1.4E+12	9.6E+09	1.5E+11	1.5E+11	1.5E+11
77 Lu-177m	4.4E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
78 Hf-172	1.9E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
79 Hf-178m	3.1E+01	6.8E+11	8.3E+12	-	-	-	-	-	8.0E+10	-	8.0E+10	8.1E+11	8.1E+11	8.1E+11
80 Hf-181	1.2E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
81 Hf-182	9.0E+06	1.6E+08	9.5E+09	8.8E+10	1.8E+08	9.2E+08	5.1E+09	4.6E+08	1.2E+08	9.2E+08	1.2E+08	6.7E+08	6.7E+08	6.7E+08

表1 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のピット処分の基準線量相当濃度 (4/6)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]												
		跡地建設	跡地居住	河川水利用	灌漑水利用	河川岸建設	河川岸居住	河川岸農耕作業者	帯水層掘削土地建設	帯水層掘削土地居住				
82 Ta-179	1.8E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
83 Ta-182	3.1E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
84 Os-185	2.6E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
85 Os-194	6.0E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
86 Ir-192	2.0E-01	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
87 Ir-192m	2.4E+02	4.6E+09	6.0E+10	-	-	-	-	-	-	-	-	4.2E+08	3.8E+09	-
88 Pt-190	6.5E+11	-	1.8E+08	3.9E+10	1.1E+11	5.7E+13	4.1E+14	1.8E+11	7.0E+11	2.6E+09	7.0E+11	2.8E+18	2.6E+09	4.8E+14
89 Pt-193	5.0E+01	-	2.8E+12	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
90 Tl-204	3.8E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
91 Pb-205	1.5E+07	-	4.1E+10	6.8E+12	1.4E+12	7.6E+14	2.3E+15	2.1E+12	3.2E+15	8.9E+12	3.2E+15	7.5E+15	2.3E+14	-
92 Pb-210	2.2E+01	6.7E+17	2.4E+11	-	-	-	-	-	-	-	-	4.2E+13	1.7E+14	-
93 Bi-207	3.2E+01	1.1E+11	7.9E+11	-	-	-	-	-	-	-	-	1.0E+10	1.6E+10	-
94 Bi-208	3.7E+05	1.8E+07	9.5E+08	2.5E+12	3.7E+09	6.4E+09	1.0E+10	3.2E+09	1.0E+10	6.1E+10	1.0E+10	7.4E+10	6.1E+10	-
95 Bi-210m	3.0E+06	1.5E+10	7.6E+07	2.0E+11	1.7E+10	5.8E+10	7.5E+11	1.9E+10	7.4E+10	1.7E+09	7.4E+10	3.3E+09	1.7E+09	-
96 Ra-226	1.6E+03	1.1E+08	7.0E+06	1.6E+11	4.1E+11	2.2E+12	7.5E+12	2.1E+11	3.3E+09	-	-	-	-	-
97 Ra-228	5.8E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
98 Ac-227	2.2E+01	1.1E+14	4.3E+11	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
99 Th-228	1.9E+00	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
100 Th-229	7.3E+03	2.9E+09	2.8E+07	1.1E+17	3.1E+16	2.1E+17	5.3E+17	3.6E+16	1.6E+10	1.3E+09	1.6E+10	3.2E+08	1.7E+08	-
101 Th-230	7.5E+04	1.1E+08	6.7E+06	3.9E+08	8.8E+08	5.1E+09	1.8E+10	5.0E+08	3.2E+08	1.7E+07	3.2E+08	7.1E+07	1.6E+07	-
102 Th-232	1.4E+10	4.5E+07	4.1E+06	3.6E+08	4.1E+07	2.3E+08	6.3E+08	6.9E+07	7.1E+07	6.1E+08	7.1E+07	3.8E+09	6.1E+08	-
103 Pa-231	3.3E+04	7.3E+09	3.4E+06	6.9E+09	6.8E+08	8.9E+09	5.6E+10	1.1E+09	3.8E+09	6.1E+08	3.8E+09	1.2E+11	2.8E+11	-
104 U-232	6.9E+01	1.0E+09	6.4E+09	-	-	-	-	-	-	-	-	1.0E+10	8.4E+08	-
105 U-233	1.6E+05	3.2E+09	3.1E+07	1.3E+10	4.1E+09	2.9E+10	7.9E+10	5.4E+09	1.0E+10	2.4E+08	1.0E+10	4.4E+08	2.4E+08	-
106 U-234	2.5E+05	1.7E+08	1.0E+07	3.7E+08	8.0E+08	4.7E+09	1.7E+10	4.7E+08	4.4E+08	5.2E+08	4.4E+08	3.2E+09	5.2E+08	-
107 U-235	7.0E+08	7.0E+09	3.4E+06	4.6E+09	4.8E+08	6.3E+09	4.0E+10	7.9E+08	3.2E+09	1.2E+12	3.2E+09	1.7E+12	1.2E+12	-
108 U-236	2.3E+07	2.7E+10	2.4E+09	7.1E+10	4.3E+11	2.7E+12	3.3E+13	1.3E+12	1.7E+12	-	1.7E+12	-	-	-

表1 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のピット処分の基準線量相当濃度 (5/6)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]									
		跡地建設	跡地居住	河川水利用	灌漑水利用	河川岸建設	河川岸居住	河川岸農耕作業者	帯水層掘削土地建設	帯水層掘削土地居住	
109 U-238	4.5E+09	1.0E+08	6.1E+06	1.0E+09	2.2E+09	1.2E+10	4.5E+10	1.3E+09	7.3E+08	3.9E+08	
110 Np-235	1.1E+00	4.6E+18	2.2E+15	3.0E+18	3.1E+17	4.1E+18	2.6E+19	5.1E+17	2.1E+18	3.4E+17	
111 Np-236	1.5E+05	4.3E+08	1.8E+09	2.2E+11	5.3E+11	3.1E+12	2.5E+12	5.8E+11	1.8E+12	8.3E+12	
112 Np-237	2.1E+06	3.1E+09	3.2E+07	2.1E+10	1.0E+10	1.7E+10	1.5E+11	6.8E+09	9.3E+09	1.7E+09	
113 Pu-236	2.9E+00	2.4E+10	1.5E+11	—	—	—	—	—	2.8E+12	6.5E+12	
114 Pu-237	1.2E-01	5.5E+16	5.5E+14	3.6E+17	1.9E+17	6.9E+17	3.3E+18	1.9E+17	2.0E+17	2.9E+16	
115 Pu-238	8.8E+01	4.8E+11	5.7E+09	1.0E+12	2.3E+12	1.3E+13	4.7E+13	1.3E+12	1.2E+12	6.6E+11	
116 Pu-239	2.4E+04	1.3E+14	4.6E+08	2.0E+13	1.6E+13	1.3E+14	5.8E+14	2.7E+13	1.7E+11	2.5E+11	
117 Pu-240	6.6E+03	9.7E+13	4.7E+08	2.3E+14	1.4E+15	8.9E+15	1.1E+17	4.4E+15	3.6E+11	5.4E+11	
118 Pu-241	1.4E+01	4.7E+14	2.7E+10	3.1E+15	1.5E+15	2.5E+15	2.3E+16	1.0E+15	5.5E+13	5.6E+13	
119 Pu-242	3.7E+05	1.2E+12	4.7E+08	4.1E+10	1.6E+11	3.8E+11	1.5E+12	2.6E+11	3.5E+10	5.2E+10	
120 Pu-244	8.1E+07	1.5E+09	2.3E+08	1.1E+10	2.2E+10	4.5E+10	1.6E+11	2.5E+10	5.9E+09	1.2E+10	
121 Am-241	4.3E+02	1.6E+13	9.3E+08	1.0E+14	5.1E+13	8.2E+13	7.6E+14	3.4E+13	1.9E+12	1.9E+12	
122 Am-242m	1.4E+02	3.6E+11	1.0E+09	6.4E+11	1.4E+12	8.2E+12	2.9E+13	8.1E+11	7.7E+11	4.1E+11	
123 Am-243	7.4E+03	9.3E+10	5.8E+08	4.6E+13	5.5E+13	3.2E+14	1.4E+15	9.0E+13	1.7E+10	7.1E+10	
124 Cm-241	9.0E-02	7.5E+16	4.5E+12	4.9E+17	2.7E+17	9.5E+17	4.6E+18	2.6E+17	7.6E+15	9.3E+15	
125 Cm-242	4.5E-01	9.4E+13	1.1E+12	2.0E+14	4.4E+14	2.6E+15	9.3E+15	2.6E+14	2.4E+14	1.3E+14	
126 Cm-243	2.9E+01	1.5E+14	3.6E+11	7.9E+15	9.8E+14	7.6E+14	7.2E+15	4.2E+14	4.4E+12	1.7E+13	
127 Cm-244	1.8E+01	3.5E+16	1.7E+11	8.4E+16	5.1E+17	3.2E+18	3.9E+19	1.6E+18	1.3E+14	1.9E+14	
128 Cm-245	8.5E+03	7.9E+11	5.3E+08	5.0E+12	2.8E+12	3.8E+12	4.0E+13	1.6E+12	1.1E+10	3.5E+10	
129 Cm-246	4.7E+03	1.0E+11	2.6E+09	3.2E+12	1.2E+13	2.9E+13	1.2E+14	2.1E+13	2.8E+10	8.1E+10	
130 Cm-247	1.6E+07	1.0E+10	1.6E+08	8.5E+09	1.3E+09	1.2E+09	9.9E+09	6.6E+08	7.2E+08	3.1E+09	
131 Cm-248	3.4E+05	4.0E+11	6.7E+08	1.3E+10	1.7E+10	1.9E+10	7.5E+10	1.8E+10	1.3E+09	3.8E+09	
132 Cm-250	9.0E+03	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
133 Bk-249	8.8E-01	7.3E+12	4.4E+12	4.6E+16	3.4E+16	1.3E+17	1.2E+18	6.0E+16	6.5E+13	4.1E+14	
134 Cf-249	3.5E+02	1.8E+10	1.1E+10	1.2E+14	6.8E+13	9.3E+13	9.9E+14	3.9E+13	6.5E+09	4.1E+10	
135 Cf-250	1.3E+01	3.6E+13	9.3E+11	1.2E+15	4.5E+15	1.1E+16	4.2E+16	7.5E+15	1.0E+13	2.9E+13	

表1 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のピット処分の基準線量相当濃度 (6/6)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]									
		跡地建設	跡地居住	河川水利用	灌漑水利用	河川岸建設	河川岸居住	河川岸農耕作業者	帯水層掘削土地建設	帯水層掘削土地居住	
136 Cf-251	9.0E+02	2.3E+11	8.9E+09	1.5E+14	2.2E+13	2.0E+13	1.7E+14	1.1E+13	4.8E+09	2.7E+10	
137 Cf-252	2.6E+00	5.3E+16	8.9E+13	1.7E+15	2.3E+15	2.5E+15	9.8E+15	2.3E+15	1.8E+14	5.0E+14	
138 Cf-254	1.7E-01	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
139 Es-254	7.5E-01	1.9E+16	4.9E+14	2.0E+16	4.3E+14	1.9E+17	7.3E+17	1.3E+17	1.7E+14	5.1E+14	
140 Es-255	1.1E-01	1.9E+15	7.3E+13	1.2E+18	2.6E+15	5.0E+17	1.8E+18	3.7E+17	4.0E+13	2.3E+14	

※1 JAEA-Technology 2021-004 表 5.1.5.3<sup>3)</sup>及び JAEA-Technology 2022-013<sup>2)</sup>を基に作成

※2 評価シナリオ：河川水利用、灌漑水利用、河川岸建設、河川岸居住、河川岸農耕作業者については、核種移行開始を埋設終了直後（0年）に設定した際の基準線量相当濃度を暫定的に設定した。

※3 “—”は、基準線量相当濃度が  $1.0 \times 10^{20}$  Bq/t 以上であることを示す。

表2 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のトレンチ処分の基準線量相当濃度 (1/4)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]							
		跡地建設	跡地居住	河川水利用	灌漑水利用	河川岸建設	河川岸居住	河川岸農耕作業	
1	H-3	1.2E+01	3.3E+14	6.7E+08	5.2E+08	3.4E+09	6.6E+15	3.7E+16	6.1E+09
2	Be-10	1.5E+06	4.3E+10	3.9E+09	2.3E+09	1.3E+10	1.1E+11	3.7E+11	1.5E+10
3	C-14	5.7E+03	1.4E+12	1.5E+08	1.0E+07	9.6E+09	1.3E+15	2.3E+15	1.0E+10
4	Na-22	2.6E+00	9.0E+11	3.6E+12	8.2E+12	3.6E+12	1.0E+11	4.3E+11	4.9E+10
5	Al-26	7.2E+05	1.2E+06	3.6E+06	8.8E+08	6.9E+06	6.0E+06	2.1E+07	3.0E+06
6	Si-32	1.5E+02	1.8E+10	4.4E+06	6.3E+06	2.6E+08	6.3E+11	2.0E+12	1.7E+08
7	Cl-36	3.0E+05	1.9E+10	1.8E+06	7.5E+08	1.6E+08	1.4E+12	9.6E+12	8.0E+07
8	K-40	1.3E+09	2.1E+07	2.2E+07	2.4E+08	2.1E+08	2.9E+08	2.9E+13	1.0E+08
9	Ca-41	1.0E+05	4.3E+12	8.9E+07	1.1E+10	4.9E+09	3.0E+14	3.7E+15	6.6E+09
10	Sc-46	2.3E-01	—	—	—	—	—	—	—
11	Mn-54	8.6E-01	—	—	—	—	—	—	—
12	Fe-55	2.7E+00	2.9E+17	2.4E+16	—	—	—	—	—
13	Fe-59	1.2E-01	—	—	—	—	—	—	—
14	Co-58	1.9E-01	—	—	—	—	—	—	—
15	Co-60	5.3E+00	9.5E+08	2.9E+09	—	—	—	—	—
16	Ni-59	7.6E+04	1.9E+11	3.4E+09	6.0E+10	4.6E+10	2.0E+12	1.6E+13	3.7E+10
17	Ni-63	1.0E+02	2.3E+12	2.0E+09	4.2E+11	6.2E+11	2.8E+14	1.9E+15	2.7E+11
18	Zn-65	6.7E-01	—	—	—	—	—	—	—
19	Se-79	3.0E+05	2.6E+11	2.9E+07	1.1E+09	3.0E+08	1.7E+12	2.9E+13	1.1E+08
20	Rb-87	4.8E+10	1.1E+12	1.1E+07	4.4E+09	2.1E+09	1.7E+14	1.5E+15	6.3E+09
21	Sr-90	2.9E+01	3.4E+10	5.3E+05	8.0E+09	1.7E+09	4.9E+13	6.2E+14	7.7E+08
22	Zr-93	1.5E+06	2.8E+10	1.5E+09	8.9E+10	4.0E+11	1.7E+12	3.0E+13	4.7E+11
23	Zr-95	1.8E-01	—	—	—	—	—	—	—
24	Nb-92	3.5E+07	2.3E+06	1.2E+07	2.6E+09	1.3E+07	1.3E+07	7.4E+07	6.5E+06
25	Nb-93m	1.6E+01	2.9E+12	9.0E+10	5.2E+15	5.1E+16	3.1E+17	1.3E+19	1.6E+16
26	Nb-94	2.0E+04	2.1E+06	1.0E+07	1.6E+09	1.2E+07	1.2E+07	5.9E+07	6.2E+06
27	Nb-95	9.6E-02	—	—	—	—	—	—	—
28	Mo-93	4.0E+03	4.0E+10	1.4E+07	1.6E+09	5.8E+09	1.9E+13	2.2E+15	1.2E+10
29	Tc-97	2.6E+06	5.1E+12	1.2E+07	1.1E+10	1.6E+10	6.0E+15	3.3E+15	2.5E+10
30	Tc-97m	2.5E-01	5.4E+19	1.3E+14	1.2E+17	1.6E+17	—	—	2.6E+17
31	Tc-98	4.2E+06	2.2E+06	4.2E+05	3.8E+08	4.2E+08	2.6E+09	7.1E+14	5.1E+08
32	Tc-99	2.1E+05	2.5E+11	1.4E+06	1.2E+09	1.4E+09	2.9E+14	1.5E+15	2.1E+09
33	Ru-103	1.1E-01	—	—	—	—	—	—	—
34	Rh-101	3.3E+00	3.8E+11	6.2E+12	—	—	—	—	—
35	Rh-102	5.7E-01	—	—	—	—	—	—	—
36	Rh-102m	2.9E+00	2.3E+11	1.2E+12	—	—	—	—	—
37	Pd-107	6.5E+06	2.8E+12	1.5E+09	4.6E+12	1.2E+12	1.8E+15	3.8E+16	1.7E+12
38	Ag-108m	4.2E+02	2.1E+06	8.3E+06	2.5E+11	9.7E+08	1.9E+08	1.2E+09	9.1E+07
39	Ag-110m	6.8E-01	—	—	—	—	—	—	—
40	Cd-109	1.3E+00	—	1.1E+19	—	—	—	—	—
41	Cd-113m	1.4E+01	6.5E+10	1.4E+07	2.1E+15	2.2E+15	1.3E+18	1.0E+19	4.9E+14
42	Sn-121m	5.5E+01	1.8E+10	2.0E+08	7.4E+10	2.6E+11	5.4E+12	6.1E+14	1.3E+11
43	Sn-126	1.0E+05	1.6E+06	5.4E+06	1.0E+08	9.9E+06	1.2E+07	7.3E+07	5.8E+06
44	Sb-124	1.6E-01	—	—	—	—	—	—	—



表2 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のトレンチ処分の基準線量相当濃度 (2/4)

核種		半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]						
			跡地建設	跡地居住	河川水 利用	灌漑水 利用	河川岸 建設	河川岸 居住	河川岸 農耕作業者
45	Sb-125	2.8E+00	2.5E+12	1.8E+13	4.2E+14	4.4E+14	2.4E+13	1.8E+14	1.2E+13
46	Te-123m	3.3E-01	—	5.9E+19	—	—	—	—	—
47	Te-129m	9.2E-02	3.9E+18	1.3E+14	1.1E+15	5.2E+15	1.5E+19	—	9.3E+15
48	I-129	1.6E+07	1.3E+09	7.7E+05	6.5E+06	3.1E+07	9.0E+10	1.0E+13	5.5E+07
49	Cs-134	2.1E+00	4.1E+13	1.4E+14	—	—	—	—	—
50	Cs-135	2.3E+06	8.3E+11	1.6E+08	3.3E+09	5.3E+10	3.2E+14	2.8E+15	2.6E+10
51	Cs-137	3.0E+01	1.9E+07	4.6E+07	—	—	—	—	—
52	Ba-133	1.1E+01	2.3E+08	2.8E+09	2.2E+13	1.2E+13	1.1E+13	4.7E+13	5.6E+12
53	La-137	6.0E+04	9.3E+08	8.4E+10	2.0E+12	1.1E+13	5.5E+13	3.9E+14	4.1E+13
54	La-138	1.1E+11	2.9E+06	1.0E+07	1.5E+11	1.3E+09	1.9E+09	6.6E+09	9.6E+08
55	Pm-143	7.3E-01	—	—	—	—	—	—	—
56	Pm-144	9.9E-01	—	—	—	—	—	—	—
57	Pm-145	1.8E+01	2.7E+09	1.8E+11	9.3E+16	5.6E+16	1.0E+16	1.9E+19	5.1E+15
58	Pm-146	5.5E+00	2.3E+09	1.5E+10	9.3E+16	4.9E+15	8.8E+15	3.3E+16	4.7E+15
59	Pm-147	2.6E+00	9.7E+16	5.9E+15	9.1E+14	1.2E+19	2.1E+19	8.2E+19	1.1E+19
60	Pm-148m	1.1E-01	—	—	—	—	—	—	—
61	Sm-145	9.3E-01	5.1E+10	3.1E+12	—	—	—	—	—
62	Sm-146	1.0E+08	1.2E+08	7.8E+07	4.9E+07	2.6E+08	4.7E+08	1.8E+09	2.5E+08
63	Sm-147	1.1E+11	1.3E+08	8.6E+07	5.4E+07	2.9E+08	5.2E+08	2.0E+09	2.8E+08
64	Sm-151	9.0E+01	4.5E+11	6.4E+10	5.7E+11	5.9E+12	2.6E+13	1.0E+14	5.0E+12
65	Eu-150	3.7E+01	5.4E+06	3.6E+07	9.9E+13	2.8E+12	1.2E+12	7.8E+12	5.9E+11
66	Eu-152	1.4E+01	4.0E+07	1.5E+08	8.0E+16	7.1E+15	1.4E+15	5.6E+15	7.1E+14
67	Eu-154	8.6E+00	1.5E+08	5.9E+08	8.0E+18	1.4E+18	1.9E+17	7.4E+17	9.4E+16
68	Eu-155	4.8E+00	1.1E+11	8.2E+12	—	—	—	—	—
69	Tb-157	7.1E+01	3.1E+09	4.0E+10	7.3E+13	1.9E+13	1.9E+13	4.2E+16	9.4E+12
70	Tb-160	2.0E-01	—	—	—	—	—	—	—
71	Ho-163	4.6E+03	4.8E+12	4.8E+11	7.2E+11	2.4E+12	2.1E+13	8.6E+13	2.9E+12
72	Ho-166m	1.2E+03	1.9E+06	1.1E+07	3.2E+09	1.4E+07	1.0E+07	6.0E+07	5.2E+06
73	Tm-171	1.9E+00	5.8E+17	5.3E+17	—	—	—	—	—
74	Lu-173	1.4E+00	2.1E+18	4.8E+19	—	—	—	—	—
75	Lu-174	3.3E+00	1.2E+12	5.5E+12	—	—	—	—	—
76	Lu-176	3.8E+10	6.2E+06	8.7E+07	9.2E+10	2.7E+09	4.1E+09	7.1E+10	2.0E+09
77	Lu-177m	4.4E-01	—	—	—	—	—	—	—
78	Hf-172	1.9E+00	1.8E+14	7.2E+14	—	—	—	—	—
79	Hf-178m	3.1E+01	4.3E+06	4.3E+07	7.8E+11	4.4E+10	2.4E+09	2.4E+10	1.2E+09
80	Hf-181	1.2E-01	—	—	—	—	—	—	—
81	Hf-182	9.0E+06	2.1E+06	8.2E+06	1.2E+09	7.6E+06	1.3E+07	7.2E+07	6.5E+06
82	Ta-179	1.8E+00	3.5E+16	1.2E+19	—	—	—	—	—
83	Ta-182	3.1E-01	—	—	—	—	—	—	—
84	Os-185	2.6E-01	—	—	—	—	—	—	—
85	Os-194	6.0E+00	1.1E+10	4.5E+10	—	—	—	—	—
86	Ir-192	2.0E-01	—	—	—	—	—	—	—
87	Ir-192m	2.4E+02	3.9E+06	3.4E+07	1.2E+10	8.2E+08	1.1E+09	1.1E+10	5.7E+08
88	Pt-190	6.5E+11	6.3E+09	1.3E+07	5.5E+08	1.5E+09	8.1E+11	5.9E+12	2.5E+09

表2 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のトレンチ処分の基準線量相当濃度 (3/4)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]							
		跡地建設	跡地居住	河川水利用	灌漑水利用	河川岸建設	河川岸居住	河川岸農耕作業	
89	Pt-193	5.0E+01	6.1E+13	1.2E+09	1.3E+13	4.0E+13	4.2E+17	3.3E+18	6.0E+13
90	Tl-204	3.8E+00	2.8E+13	6.8E+12	—	6.0E+18	5.2E+18	—	1.2E+18
91	Pb-205	1.5E+07	2.0E+12	3.0E+09	3.5E+11	1.0E+11	4.0E+13	1.2E+14	1.1E+11
92	Pb-210	2.2E+01	1.1E+09	5.6E+06	1.3E+11	1.1E+12	2.2E+13	9.5E+13	2.3E+11
93	Bi-207	3.2E+01	6.3E+06	2.5E+07	5.8E+11	1.7E+10	2.8E+09	1.2E+10	1.4E+09
94	Bi-208	3.7E+05	1.2E+06	1.9E+06	1.4E+11	2.4E+08	3.5E+08	5.6E+08	1.7E+08
95	Bi-210m	3.0E+06	1.1E+07	5.4E+06	1.1E+10	1.1E+09	3.2E+09	4.1E+10	1.0E+09
96	Ra-226	1.6E+03	1.9E+06	4.5E+05	2.7E+07	8.9E+07	3.7E+08	1.3E+09	3.5E+07
97	Ra-228	5.8E+00	4.0E+08	1.1E+08	7.2E+14	3.4E+15	4.9E+14	1.3E+15	1.4E+14
98	Ac-227	2.2E+01	5.4E+06	8.0E+06	—	—	—	—	—
99	Th-228	1.9E+00	1.5E+14	3.6E+14	—	—	—	—	—
100	Th-229	7.3E+03	5.3E+06	2.0E+06	1.4E+08	7.0E+07	2.8E+08	6.9E+08	4.8E+07
101	Th-230	7.5E+04	1.9E+06	4.6E+05	1.2E+07	2.0E+07	8.3E+07	4.3E+08	1.4E+07
102	Th-232	1.4E+10	1.2E+06	2.8E+05	1.3E+07	2.8E+06	8.2E+06	2.2E+07	2.4E+06
103	Pa-231	3.3E+04	9.8E+05	2.5E+05	1.7E+08	2.0E+07	2.2E+08	1.4E+09	2.7E+07
104	U-232	6.9E+01	3.0E+06	7.0E+06	4.4E+10	1.4E+11	8.7E+09	2.1E+10	4.5E+09
105	U-233	1.6E+05	5.8E+06	2.3E+06	2.2E+08	7.7E+07	4.5E+08	1.1E+09	7.8E+07
106	U-234	2.5E+05	2.9E+06	7.3E+05	1.4E+08	1.6E+08	9.8E+08	5.0E+09	1.6E+08
107	U-235	7.0E+08	9.2E+05	2.5E+05	9.9E+08	1.1E+08	1.4E+09	9.1E+09	1.8E+08
108	U-236	2.3E+07	1.3E+08	1.8E+08	3.7E+09	2.3E+10	1.4E+11	1.7E+12	7.0E+10
109	U-238	4.5E+09	1.6E+06	4.3E+05	2.7E+09	3.3E+09	6.4E+09	3.7E+10	3.0E+09
110	Np-235	1.1E+00	6.0E+14	1.6E+14	6.4E+17	7.4E+16	9.2E+17	5.9E+18	1.2E+17
111	Np-236	1.5E+05	8.5E+06	2.3E+07	9.7E+09	2.4E+10	1.4E+11	1.1E+11	2.6E+10
112	Np-237	2.1E+06	4.3E+06	2.0E+06	1.5E+09	1.1E+09	9.2E+08	1.4E+10	4.4E+08
113	Pu-236	2.9E+00	7.0E+07	1.6E+08	1.0E+12	3.3E+12	2.0E+11	4.8E+11	1.0E+11
114	Pu-237	1.2E-01	7.4E+13	3.5E+13	4.3E+15	1.3E+16	1.6E+16	2.7E+17	1.3E+16
115	Pu-238	8.8E+01	4.0E+07	9.7E+07	3.8E+11	4.5E+11	2.8E+12	1.4E+13	4.5E+11
116	Pu-239	2.4E+04	2.5E+07	6.0E+07	9.3E+08	3.9E+09	8.7E+09	3.4E+10	6.1E+09
117	Pu-240	6.6E+03	2.5E+07	6.0E+07	1.6E+09	6.8E+09	1.5E+10	5.9E+10	1.0E+10
118	Pu-241	1.4E+01	9.0E+08	2.5E+09	9.9E+12	3.5E+13	2.2E+12	5.9E+12	1.3E+12
119	Pu-242	3.7E+05	2.6E+07	6.3E+07	8.0E+08	3.3E+09	7.4E+09	2.9E+10	5.2E+09
120	Pu-244	8.1E+07	5.0E+06	2.0E+07	5.0E+08	9.8E+08	1.7E+09	6.0E+09	9.8E+08
121	Am-241	4.3E+02	3.0E+07	8.3E+07	3.4E+11	1.2E+12	7.6E+10	2.0E+11	4.3E+10
122	Am-242m	1.4E+02	2.8E+07	7.7E+07	2.4E+11	2.8E+11	1.7E+12	8.8E+12	2.8E+11
123	Am-243	7.4E+03	1.0E+07	6.7E+07	1.4E+09	3.4E+08	9.2E+07	8.7E+08	5.2E+07
124	Cm-241	9.0E-02	1.4E+11	4.0E+11	1.3E+15	4.9E+15	3.7E+14	9.8E+14	2.1E+14
125	Cm-242	4.5E-01	7.9E+09	1.9E+10	7.5E+13	8.9E+13	5.4E+14	2.8E+15	8.8E+13
126	Cm-243	2.9E+01	5.3E+07	8.8E+08	5.4E+11	2.1E+11	8.3E+10	7.7E+11	4.6E+10
127	Cm-244	1.8E+01	3.1E+08	3.3E+09	5.8E+11	2.4E+12	5.4E+12	2.1E+13	3.8E+12
128	Cm-245	8.5E+03	1.2E+07	6.9E+07	7.9E+08	8.5E+08	2.8E+08	8.3E+08	1.6E+08
129	Cm-246	4.7E+03	2.9E+07	2.9E+08	2.4E+09	4.6E+09	3.4E+09	1.3E+10	3.0E+09
130	Cm-247	1.6E+07	3.8E+06	2.3E+07	6.1E+08	1.1E+08	6.9E+07	5.5E+08	3.8E+07
131	Cm-248	3.4E+05	8.7E+06	8.5E+07	2.5E+08	4.1E+08	3.6E+08	1.4E+09	3.3E+08
132	Cm-250	9.0E+03	—	—	—	—	—	—	—

表2 原子炉施設又は照射後試験施設の廃棄物のトレンチ処分の基準線量相当濃度 (4/4)

核種	半減期 [y]	基準線量相当濃度 [Bq/t]							
		跡地建設	跡地居住	河川水 利用	灌漑水 利用	河川岸 建設	河川岸 居住	河川岸 農耕作業	
133	Bk-249	8.8E-01	2.8E+09	3.9E+10	2.0E+13	5.2E+13	1.8E+14	7.4E+14	1.2E+14
134	Cf-249	3.5E+02	6.9E+06	9.7E+07	1.8E+10	2.0E+10	6.4E+09	1.9E+10	3.8E+09
135	Cf-250	1.3E+01	5.0E+08	1.1E+10	8.8E+11	1.6E+12	1.2E+12	4.8E+12	1.1E+12
136	Cf-251	9.0E+02	1.0E+07	2.6E+08	2.1E+10	3.8E+10	1.7E+10	1.1E+11	1.1E+10
137	Cf-252	2.6E+00	1.1E+12	1.1E+13	3.2E+13	5.2E+13	4.7E+13	1.8E+14	4.3E+13
138	Cf-254	1.7E-01	—	—	—	—	—	—	—
139	Es-254	7.5E-01	2.5E+11	5.5E+12	1.5E+13	2.8E+13	2.1E+13	8.3E+13	1.9E+13
140	Es-255	1.1E-01	8.5E+10	2.1E+12	1.8E+14	3.1E+14	1.4E+14	8.8E+14	9.4E+13

※1 JAEA-Technology 2021-004 表 5.1, 5.3<sup>51)</sup>及び JAEA-Technology 2022-013<sup>52)</sup>を基に作成

※2 “—”は、基準線量相当濃度が  $1.0 \times 10^{20}$  Bq/t 以上であることを示す。

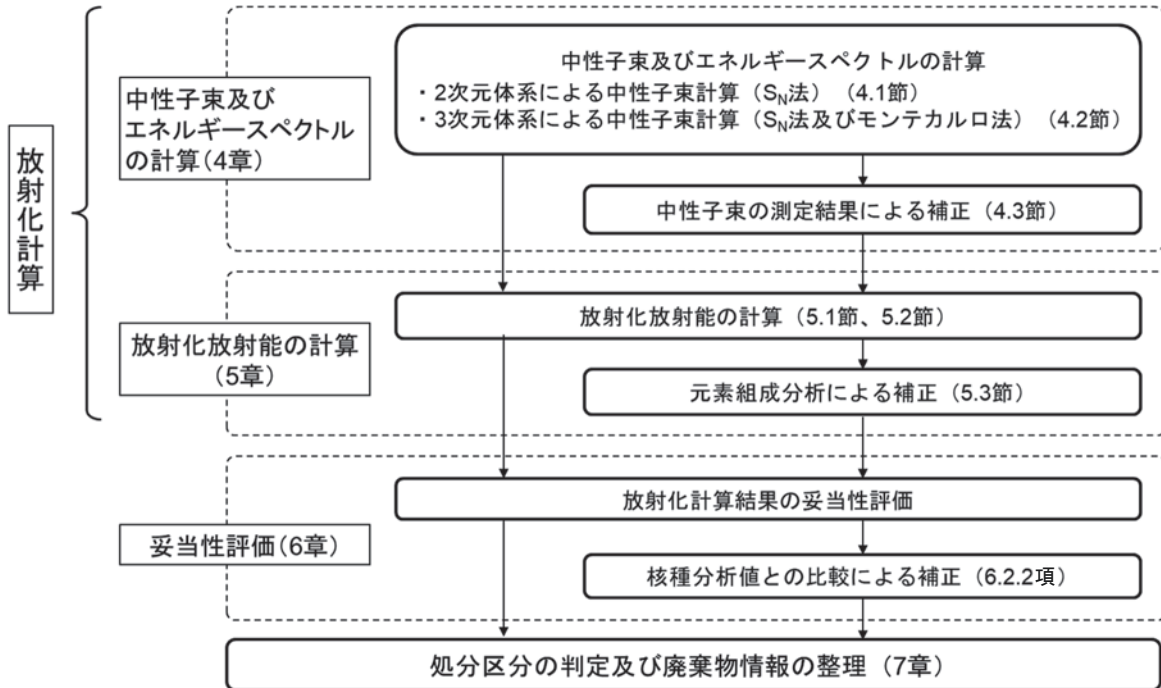


図1 放射能計算に基づく廃棄物情報の設定に係る手順

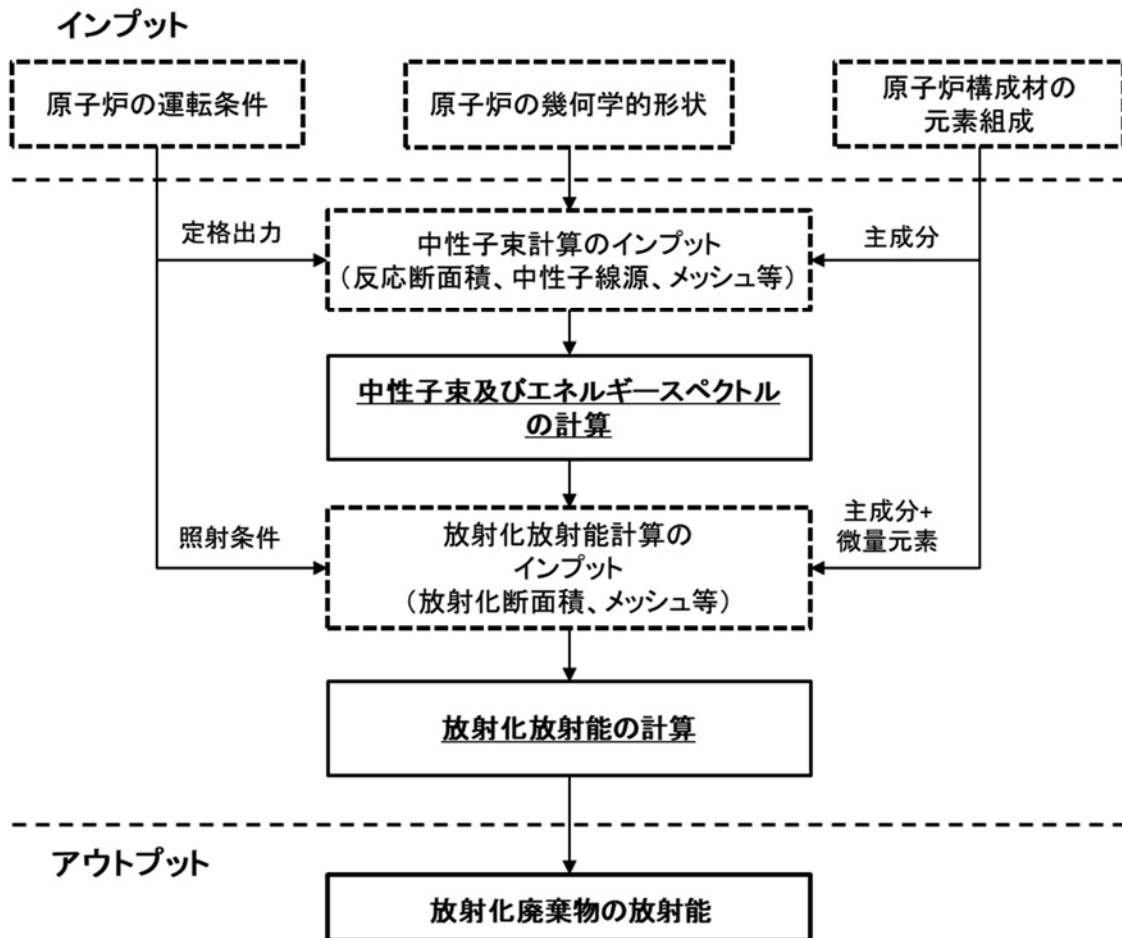


図2 放射化計算の一般的手順

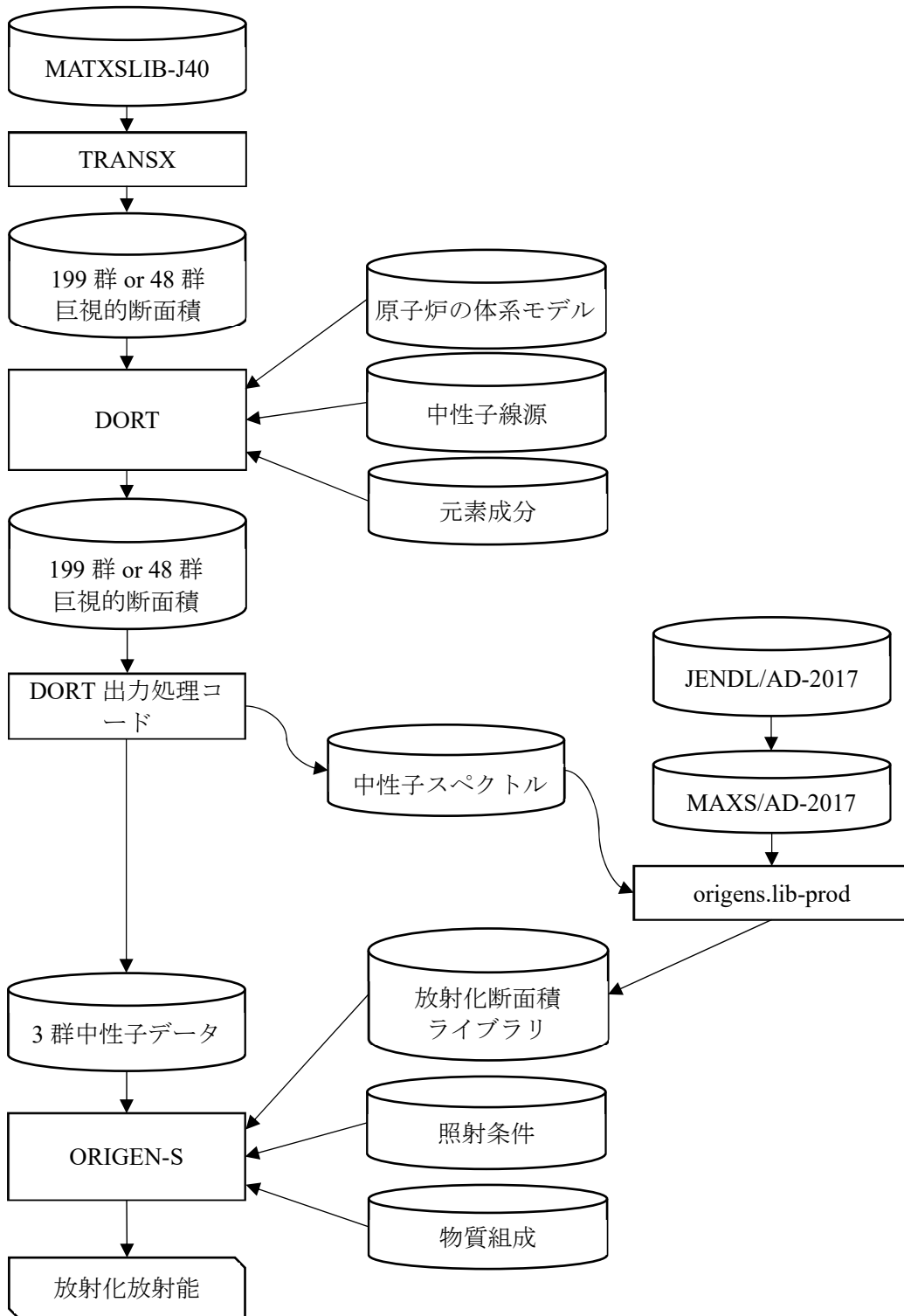


図3 2次元の $S_N$ 法に基づく計算コードDORTを用いた放射化放射能の計算フロー

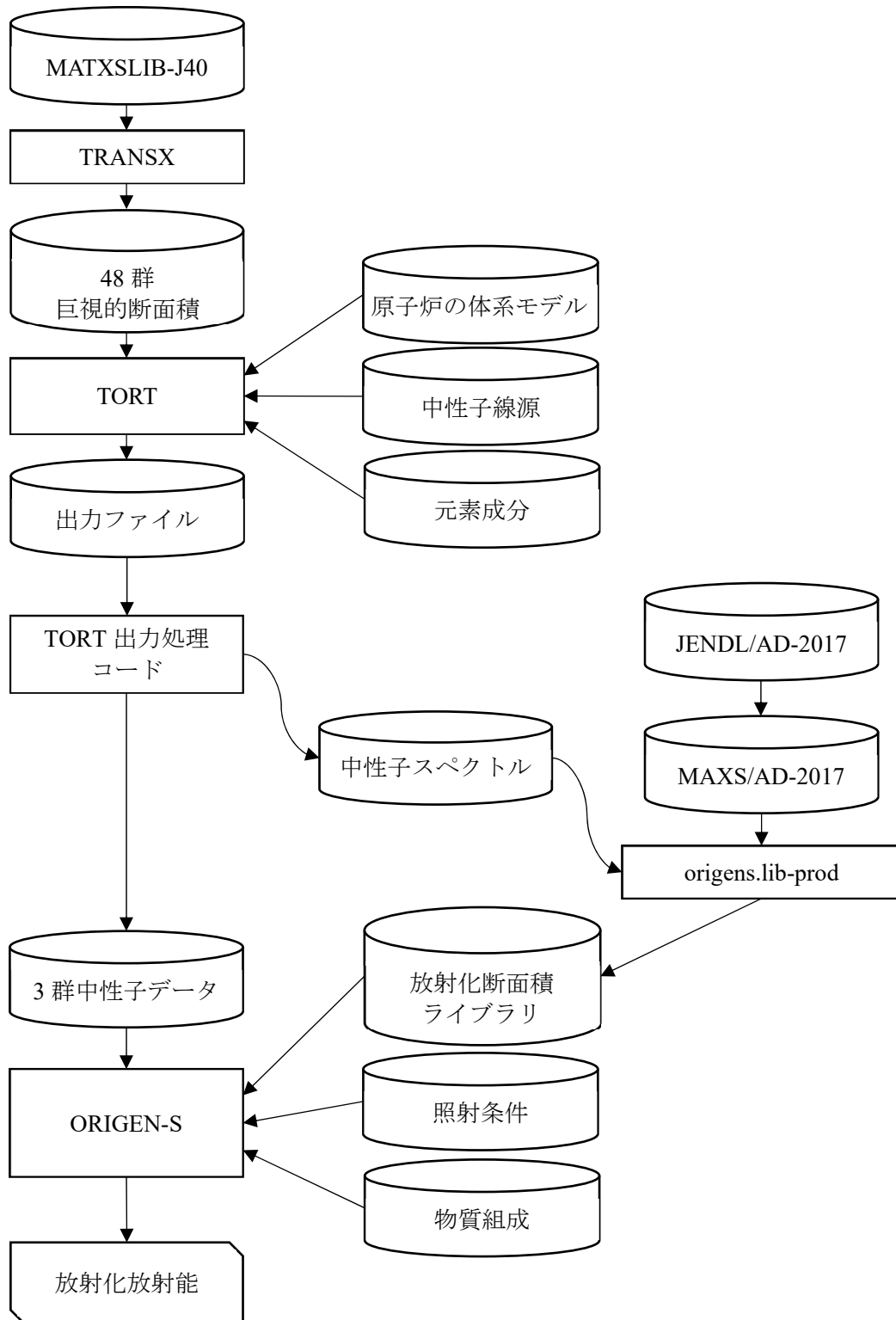
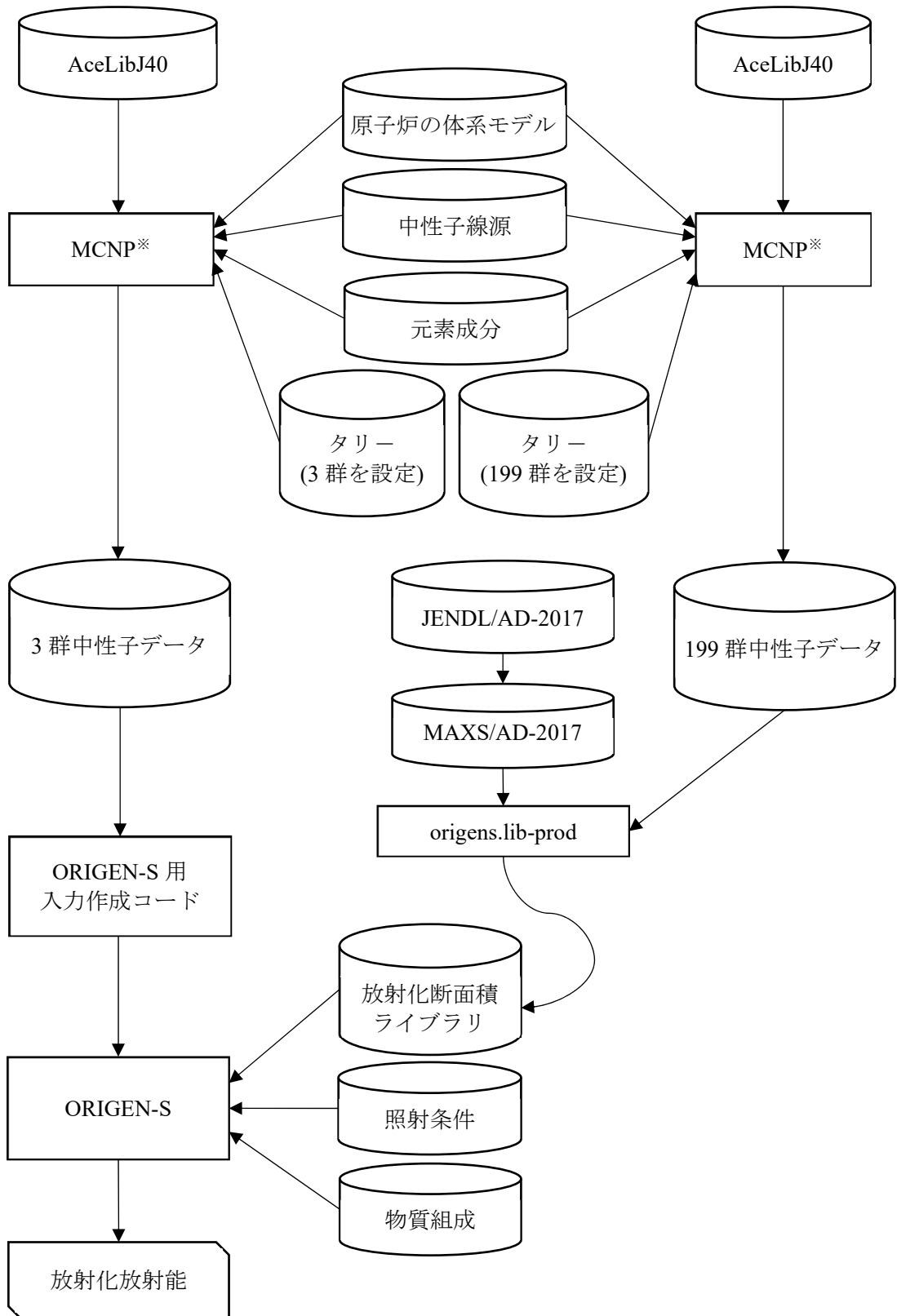
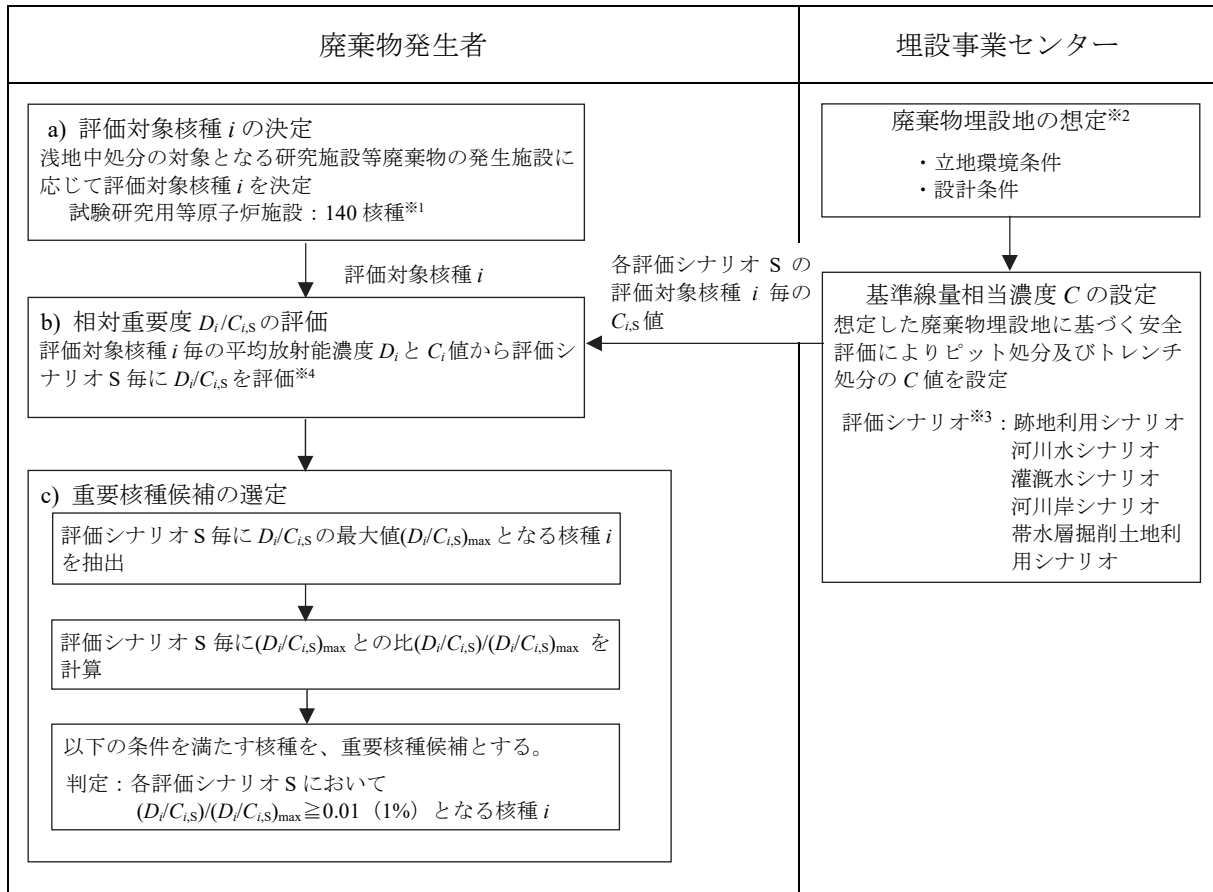


図4 3次元の $S_N$ 法に基づく計算コードTORTを用いた放射化放射能の計算フロー



※ PHITS の使用も推奨

図5 3次元のモンテカルロ法に基づく計算コードMCNPを用いた放射化放射能の計算フロー



※1 JAEA-Technology 2010-021 表 4.1<sup>1)</sup>の最右列に示す評価対象核種

※2 一般的な立地環境条件を基づくケーススタディにより幅広い条件を想定

※3 本書の発行時点での想定した評価シナリオであり、適宜見直しをしていく予定である。

※4 今後、評価シナリオ  $S$  に  $D_i/C_{i,S} < 0.001$  となる核種を重要核種候補から除く方針<sup>5)</sup>である。

図 6 相対重要度  $D/C$  を用いた重要核種候補の選定フロー



## 付録 A 原子炉構造材の元素組成の設定に用いる文献値の一例

## 1. はじめに

原子力施設で用いられている構造材の元素成分については、分析データが多く公開されており、これらの文献値は放射化廃棄物の放射化計算のインプットデータとして参考にできる。代表的なものに、米国の原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission）から公開されている分析データ（以下、「NUREG値」という。）<sup>1,2)</sup>がある。また、原子力機構においては、廃止措置が行われている新型転換炉原型炉ふげん（以下、「ふげん」という。）から広範囲に採取された様々な材質の元素成分分析データが、データベースとして整備・公開されている<sup>3,4)</sup>。ここでは、試験研究炉の主要な構造材に使用されているアルミニウム合金やステンレス鋼等の6種類の材質に着目し、NUREG値、ふげん及びその他の文献データの分析データについて調査及び整理を行った。以降に整理した結果を示す。なお、整理した分析データは、検出下限値の分析データを除いていることに留意する必要がある。

## 2. アルミニウム合金の分析データの文献値

原子力施設のアルミニウム合金の分析データとしては、JRR-2 のアルミニウム材（A6061）<sup>5)</sup>、ふげんの管理区域外の保温材カバー<sup>3,4)</sup>及び立教大学炉のアルミニウムタンク<sup>6)</sup>が報告されているが、現状では分析データが少ない。これらの文献値のまとめ及び比較をそれぞれ表 A.1 及び図 A.1 に示す。図 A.1 より、主成分である Al の分析データのばらつきは小さいが、多くの不純物元素のばらつきが大きいことが分かる。

## 3. ステンレス鋼の分析データの文献値

原子力施設のステンレス鋼については、NUREG 値として 13 サイトの 304 系ステンレス鋼の分析データのまとめが報告されている<sup>1,2)</sup>。ふげんのデータベースでは、管理区域内外から採取された SUS304 及び SUS316 の元素成分データがそれぞれまとめられている<sup>3,4)</sup>。他には、動力試験炉 JPDR の SUS27 の分析データが報告されている<sup>7)</sup>。ここでは、SUS304 系及び SUS316 系のステンレス鋼に分け、SUS304 系ステンレス鋼の文献値のまとめ及び比較をそれぞれ表 A.2 及び図 A.2 に示し、同様に SUS316 系ステンレス鋼については表 A.3 及び図 A.3 に示す<sup>1)</sup>。

図 A.2 に示すとおり、SUS304 系ステンレス鋼では、Fe、Co、Ni のような主成分の分析データのばらつきが小さい。同様に、図 A.3 では SUS316 の主成分である Fe、Co、Ni、Mo の分析データのばらつきが小さい。一方で、複数の分析データがある不純物成分については、大きなばらつきを示す元素が多い。また、Ti、Zn、Pb 等の元素は NUREG 値とふげんのデータベースで含有量の差が大きいことが分かる。

## 4. 炭素鋼の分析データの文献値

原子力施設の炭素鋼の分析データとしては、ふげんの管理区域内外の多数のデータがデータベースにまとめられており<sup>3)</sup>、鉄筋についての NUREG 値（8つのサイトの分析値のまとめ）と比較されている<sup>4)</sup>。鋼材の分析データとしては他に、JPDR の SS41 の分析データが報告されている<sup>7)</sup>。これらの文献値のまとめ及び比較をそれぞれ表 A.4 及び図 A.4 に示す。

図 A.4 より、炭素鋼の主要成分である Fe の分析データのばらつきが小さいことが分かる。一方で、複数の分析データがある不純物成分については、大きなばらつきを示す元素が多い。

<sup>1)</sup> SUS316 は SUS304 に比べて Mo が添加されている。

## 5. コンクリートの分析データの文献値

原子力施設のコンクリートについては、NUREG 値（12 サイトにおける遮蔽コンクリート）<sup>1,2)</sup>の他にも、JPDR の生体遮蔽コンクリート（普通コンクリート）<sup>7)</sup>及びふげんの管理区域内外から採取されたコンクリート<sup>3,4)</sup>の分析データが報告されている。これらの文献値のまとめ及び比較をそれぞれ表 A.5 及び図 A.5 に示す。コンクリートは使用材料であるセメント、骨材、混和材等の種類及び調合が原子力施設毎に異なる。このため、図 A.5 では、様々なサイトのサンプルの分析値をまとめた NUREG 値<sup>1,2)</sup>の方が、単一サイトからのサンプルを分析したふげんのデータ<sup>3,4)</sup>よりも、ばらつきが大きくなっている。

立教大学炉の遮蔽コンクリートを分析した例<sup>6)</sup>では遮蔽コンクリートに鉄を混入しており、従って密度が普通コンクリートに比べて大きく、Fe の含有量が文献値等に比べて大きくなっている<sup>2)</sup>。このように評価対象とするコンクリート毎に、記録や分析により成分の特徴を把握し、適切に原子炉構造材の元素組成に反映することが望ましい。

## 6. 黒鉛の分析データの文献値

原子力施設の黒鉛については、NUREG 値やふげんのデータベースのようなまとまった分析データは報告されていない。黒鉛の不純物成分は、黒鉛の製造に使用する原料及び製造プロセスにより変化することが知られている<sup>8,9)</sup>。そこで、様々な文献に記載されている、様々な種類の黒鉛についての少量ずつの文献値をまとめ及び比較した結果をそれぞれ表 A.6 及び図 A.6 に示す。ここで参照したデータは、旧日本原子力研究所における黒鉛標準候補材料 JAERI-G5（日立化成、PD-11 の微粉末をハロゲンガスにより高純度化処理したもの）及び JAERI-G6（日立化成、PD-11 の微粉末）の表示値及び参考値<sup>8)</sup>、Miyatani らによる高純度黒鉛（東洋炭素、IG-110）の分析データ<sup>10)</sup>、原子力環境整備センターの資料集に示されている GCR の黒鉛成分の分析値<sup>11)</sup>、Virgil'ev により報告されているロシアの様々な原子力発電所における黒鉛成分の分析データ<sup>12)</sup>、Bushuev らにより報告されているロシアの原子力発電所及び RBMK における黒鉛成分の分析データ（範囲で示されているものは中央値）<sup>13)</sup>、Plukienė らにより報告されている RBMK-1500 の黒鉛成分の分析データ<sup>14)</sup>並びに Rätty と Kotiluoto により報告されている AGOT 黒鉛の分析値<sup>15)</sup>である。図 A.6 より、複数の分析データがある不純物成分の多くは広い範囲でデータがばらついていることが分かる。

<sup>2)</sup> 普通コンクリートとは明らかに異なるため、表 A.5 及び図 A.5 には立教大学炉の遮蔽コンクリートの分析データ<sup>6)</sup>を含めていない。

付録 A の参考文献

- 1) J. C. Evans et al., “Long-lived activation products in reactor materials”, NUREG/CR-3474, 1984.
- 2) H. D. Oak et al., “Technology, Safety and costs of decommissioning a reference boiling water reactor power station”, NUREG/CR-0672, 1980, 323p.
- 3) 公益財団法人原子力安全技術センター, 原子力発電所のはいしそち (廃止措置) ってなあに? [https://www.nustec.or.jp/anzenjissho/introduction/ga1\\_4.html](https://www.nustec.or.jp/anzenjissho/introduction/ga1_4.html) (accessed 2020-07-07).
- 4) 川太徳夫, “「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.
- 5) 岸本克己他, “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能量評価”, JAERI-Tech 2005-016, 2005, 83p.
- 6) 村上昌史他, “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.
- 7) 助川武則他, “原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討”, JAERI-Tech 2001-058, 2001, 81p.
- 8) 核燃料・炉材料等分析研究委員会, “高純度黒鉛の分析 —標準試料の製作と分析方法の開発—”, JAERI-M 93-013, 1993, 111p.
- 9) T. D. Burchell, “Graphite: properties and characteristics”, Comprehensive nuclear materials, Edited by R. J. M. Konings, 2012, pp.285-305.
- 10) T. Miyatani et al., “Quantitative analysis of trace amounts of impurities contaminating pure graphite with ICP-MS and metal atomizer FLAAS”, Proceedings of a Specialists Meeting, Tokai, Japan, September 9-12, IAEA-TECDOC-690, 1993, pp.304-308.
- 11) 財団法人 原子力環境整備センター, “原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集”, 1998, 47p.
- 12) Y. S. Virgil’ev, “Impurities in and serviceability of reactor graphite”, Atomic Energy, vol.84, No.1, 1998, pp.6-13.
- 13) A. V. Bushuev et al., “Impurity composition and content in graphite from commercial reactors”, Atomic Energy, vol.92, 2002, pp.331-335.
- 14) R. Plukienė et al., “Modelling of impurity activation in the RBMK reactor graphite using MCNPX”, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.2, 2011, pp.421-426.
- 15) A. Rätty et al., “FiR 1 TRIGA activity inventories for decommissioning planning”, Nuclear Technology, vol.194, 2016, pp.28-38.

表 A.1 アルミニウム合金の元素成分データのまとめ

元素及びデータ数		元素濃度 [µg/g]					
		算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値
H	0						
He	0						
Li	1	0.0660		0.0660		0.0660	0.0660
Be	0						
B	4	17	25	8.6	3.6	54	2.8
C	4	300	200	200	2.1	400	80
N	2	30	10	30	1.6	40	20
O	4	1000	1000	600	3.4	3000	160
F	0						
Ne	0						
Na	4	4.4	4.5	2.9	2.8	11	0.99
Mg	4	28	18	23	2.2	50	7.7
Al	4	994000	3000	994000	1.00	996000	989000
Si	4	1200	100	1200	1.1	1300	1100
P	4	12	19	4.1	5.2	41	0.79
S	2	100	100	90	3.0	190	40
Cl	0						
Ar	0						
K	4	3.1	4.2	1.4	4.7	9.3	0.29
Ca	5	14	16	7.8	3.6	37	2.1
Sc	4	0.022	0.008	0.020	1.5	0.032	0.012
Ti	4	100	10	100	1.1	120	93
V	4	38	38	28	2.3	94	14
Cr	5	410	890	37	9.5	2010	8.6
Mn	4	29	10	28	1.4	44	20
Fe	8	3400	1100	3200	1.4	4400	1900
Co	8	2.1	1.8	1.6	2.1	6.00	0.52
Ni	8	37	31	28	2.2	104	7.0
Cu	5	780	1100	96	19	2620	3.3
Zn	5	340	640	92	5.2	1490	20
Ga	4	120	30	120	1.2	150	96
Ge	0						
As	0						
Se	0						
Br	0						
Kr	0						
Rb	0						
Sr	4	2.9	0.6	2.8	1.2	3.6	2.3
Y	4	0.49	0.34	0.41	1.9	0.98	0.23
Zr	4	6.9	2.1	6.7	1.4	9.7	4.7
Nb	4	0.16	0.05	0.15	1.4	0.21	0.11
Mo	4	1.5	0.7	1.3	1.8	2.3	0.59
Tc	0						
Ru	0						
Rh	4	3.0	1.0	2.8	1.5	3.8	1.5
Pd	0						

元素及びデータ数		元素濃度 [µg/g]					
		算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値
Ag	1	0.150		0.150		0.150	0.150
Cd	0						
In	0						
Sn	4	1.5	0.6	1.4	1.5	2.1	0.91
Sb	1	0.33		0.33		0.33	0.33
Te	0						
I	0						
Xe	0						
Cs	0						
Ba	1	0.47		0.47		0.47	0.47
La	4	0.31	0.17	0.28	1.7	0.56	0.18
Ce	4	0.86	0.91	0.60	2.6	2.2	0.23
Pr	4	0.13	0.09	0.10	2.2	0.24	0.052
Nd	4	4.2	5.1	1.4	7.1	11	0.26
Pm	0						
Sm	1	0.052		0.052		0.052	0.052
Eu	1	0.024		0.024		0.024	0.024
Gd	2	0.23	0.19	0.19	2.5	0.36	0.097
Tb	3	0.35	0.55	0.090	8.9	0.99	0.014
Dy	3	0.061	0.008	0.061	1.1	0.069	0.053
Ho	2	0.046	0.027	0.042	1.9	0.065	0.027
Er	0						
Tm	0						
Yb	0						
Lu	1	0.026		0.026		0.026	0.026
Hf	3	0.30	0.06	0.29	1.2	0.36	0.24
Ta	0						
W	3	0.22	0.08	0.21	1.5	0.28	0.13
Re	0						
Os	0						
Ir	0						
Pt	0						
Au	0						
Hg	0						
Tl	1	0.0190		0.0190		0.0190	0.0190
Pb	4	8.9	3.0	8.5	1.4	13	5.7
Bi	1	0.051		0.051		0.051	0.051
Po	0						
At	0						
Rn	0						
Fr	0						
Ra	0						
Ac	0						
Th	4	0.044	0.029	0.036	2.2	0.079	0.014
Pa	0						
U	7	0.73	0.33	0.60	2.2	0.94	0.11

※1 付録 A の参考文献 3-6) を基に作成

表 A.2 ステンレス鋼 (SUS304 系) の元素成分データのまとめ

元素及び データ数	元素濃度 [µg/g]						
	算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値	
H	0						
He	0						
Li	1	0.13		0.13		0.13	
Be	0						
B	22	3.8	7.0	2.1	2.5	34	0.50
C	22	550	110	540	1.2	790	380
N	47	390	210	340	1.7	920	120
O	19	200	100	100	1.8	490	60
F	0						
Ne	0						
Na	29	3	7	0.8	5.1	37	0.062
Mg	22	1.7	1.4	1.2	2.4	5.8	0.16
Al	27	200	300	40	5.5	1250	2.7
Si	24	5300	2300	4900	1.5	11800	2420
P	22	280	52	280	1.2	423	203
S	24	200	300	90	2.5	1700	20
Cl	1	130		130		130	130
Ar	0						
K	22	0.53	0.61	0.30	3.0	1.9	0.039
Ca	23	4.6	4.7	3.1	2.5	19	0.46
Sc	12	0.13	0.21	0.038	4.8	0.69	0.0069
Ti	26	150	370	13	7.2	1350	2.1
V	31	620	250	570	1.6	1110	190
Cr	37	188000	10000	188000	1.05	208000	165000
Mn	37	15000	3000	14000	1.2	18900	10400
Fe	43	698000	18000	698000	1.03	764000	669000
Co	54	1800	500	1700	1.5	2570	229
Ni	59	93100	6800	92800	1.08	110000	75200
Cu	37	3000	4000	2000	2.9	21200	226
Zn	33	190	460	27	8.7	2230	0.36
Ga	33	75	120	47	2.2	600	15
Ge	22	20	6	20	1.4	35	9.1
As	13	200	400	100	2.4	1500	57
Se	3	33	34	16	5.5	70	2.5
Br	2	5	5	3	3.4	8	1.4
Kr	0						
Rb	22	0.30	0.13	0.27	1.5	0.59	0.12
Sr	23	4.0	1.8	3.5	2.0	9.7	0.20
Y	22	0.47	0.48	0.38	1.8	2.5	0.17
Zr	2	10	9	10	2.1	20	7
Nb	55	40	60	20	3.9	300	0.40
Mo	59	1600	1200	1200	2.6	5500	36
Tc	0						
Ru	0						
Rh	0						
Pd	11	0.26	0.16	0.22	1.7	0.66	0.13

元素及び データ数	元素濃度 [µg/g]						
	算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値	
Ag	19	0.78	0.46	0.64	2.0	1.7	0.20
Cd	0						
In	0						
Sn	24	69	74	41	3.4	370	1.0
Sb	8	12	4	12	1.4	17	6.9
Te	1	0.10		0.10		0.1	0.1
I	0						
Xe	0						
Cs	0						
Ba	1	0.26		0.26		0.26	0.26
La	11	0.028	0.025	0.022	2.0	0.094	0.011
Ce	4	460	60	460	1.1	550	419
Pr	3	0.026	0.012	0.023	1.8	0.035	0.012
Nd	8	0.19	0.11	0.16	1.9	0.37	0.059
Pm	0						
Sm	2	0.10	0.07	0.090	2.1	0.15	0.054
Eu	1	0.025		0.025		0.025	0.025
Gd	3	0.17	0.12	0.15	2.0	0.30	0.079
Tb	12	0.21	0.22	0.10	4.3	0.71	0.011
Dy	0						
Ho	0						
Er	1	0.090		0.090		0.090	0.090
Tm	0						
Yb	3	0.070	0.001	0.070	1.0	0.071	0.069
Lu	5	0.40	0.60	0.10	7.2	1.4	0.016
Hf	1	0.15		0.15		0.15	0.15
Ta	24	37	18	26	3.4	56	0.42
W	30	130	120	78	3.5	520	3.2
Re	8	0.14	0.05	0.14	1.4	0.24	0.10
Os	8	0.053	0.016	0.051	1.3	0.085	0.037
Ir	22	0.053	0.019	0.050	1.4	0.093	0.025
Pt	19	0.073	0.046	0.064	1.7	0.21	0.029
Au	3	0.059	0.008	0.059	1.1	0.066	0.051
Hg	0						
Tl	0						
Pb	25	21	44	1.2	12	139	0.054
Bi	1	0.17		0.17		0.17	0.17
Po	0						
At	0						
Rn	0						
Fr	0						
Ra	0						
Ac	0						
Th	0						
Pa	0						
U	0						

※1 付録 A の参考文献 1-4,6,7) を基に作成

表 A.3 ステンレス鋼 (SUS316 系) の元素成分データのまとめ

元素及び データ数	元素濃度 [µg/g]						
	算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値	
H	0						
He	0						
Li	1	0.18		0.18		0.18	
Be	0						
B	8	5.2	5.9	3.0	3.0	15	1.0
C	8	310	180	270	1.8	560	120
N	12	340	110	320	1.4	590	180
O	7	180	100	160	1.7	370	80
F	0						
Ne	0						
Na	10	2	2	0.7	5.4	6	0.065
Mg	8	2.2	2.3	1.2	3.4	5.8	0.35
Al	8	100	140	37	5.6	359	2.2
Si	8	4700	1800	4400	1.5	7810	3000
P	8	284	56	279	1.22	354	216
S	8	110	60	92	2.1	190	30
Cl	0						
Ar	0						
K	8	0.31	0.16	0.27	1.9	0.61	0.078
Ca	9	4.7	5.6	2.1	4.2	14	0.3
Sc	5	0.12	0.14	0.043	6.8	0.33	0.0055
Ti	8	10	10	7.7	2.1	33	2.5
V	9	680	340	620	1.6	1380	330
Cr	11	173000	4000	173000	1.03	178000	164000
Mn	11	13400	3500	12900	1.33	18400	7500
Fe	11	650000	8000	650000	1.0	666000	637000
Co	14	1840	660	1720	1.48	3360	703
Ni	14	130000	7000	130000	1.06	137000	107000
Cu	11	2300	500	2300	1.3	2900	1400
Zn	9	17	22	8.0	4.4	71	0.52
Ga	11	40	20	30	2.2	60	3.2
Ge	8	19	6	19	1.4	26	10
As	3	85	10	85	1.1	95	75
Se	0						
Br	0						
Kr	0						
Rb	8	0.26	0.10	0.25	1.5	0.38	0.16
Sr	9	3.2	1.8	2.5	2.6	6.0	0.23
Y	8	0.34	0.11	0.32	1.4	0.51	0.22
Zr	2	6	0	6	1.0	6	6
Nb	14	74	76	46	3.1	300	3.2
Mo	14	21900	1500	21900	1.07	24900	19900
Tc	0						
Ru	0						
Rh	0						
Pd	4	0.29	0.15	0.26	1.7	0.47	0.14

元素及び データ数	元素濃度 [µg/g]						
	算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値	
Ag	8	0.93	1.10	0.55	3.0	3.5	0.14
Cd	0						
In	0						
Sn	8	55	42	39	2.8	124	4.9
Sb	11	11	3	10	1.4	14	4.6
Te	0						
I	0						
Xe	0						
Cs	0						
Ba	0						
La	4	0.023	0.017	0.019	2.0	0.047	0.010
Ce	1	0.064		0.064		0.064	0.064
Pr	1	0.011		0.011		0.011	0.011
Nd	1	0.36		0.36		0.36	0.36
Pm	0						
Sm	0						
Eu	0						
Gd	1	0.051		0.051		0.051	0.051
Tb	3	0.063	0.048	0.048	2.8	0.11	0.015
Dy	0						
Ho	0						
Er	0						
Tm	0						
Yb	1	0.065		0.065		0.065	0.065
Lu	1	0.016		0.016		0.016	0.016
Hf	0						
Ta	8	35	6	34	1.2	43	27
W	11	130	70	98	2.7	229	7.7
Re	8	1.0	0.7	0.78	2.3	2.2	0.14
Os	1	0.040		0.040		0.040	0.040
Ir	8	0.045	0.022	0.039	1.8	0.074	0.014
Pt	8	0.085	0.046	0.072	1.9	0.16	0.028
Au	1	0.64		0.64		0.64	0.64
Hg	0						
Tl	0						
Pb	7	1.4	1.3	0.87	3.1	3.1	0.22
Bi	0	0.096		0.096		0.096	0.096
Po	0						
At	0						
Rn	0						
Fr	0						
Ra	0						
Ac	0						
Th	0						
Pa	0						
U	0						

※1 付録 A の参考文献 1-4) を基に作成

表 A.4 炭素鋼の元素成分データのとまとめ

元素及び データ数	元素濃度 [μg/g]						
	算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値	
H	0						
He	0						
Li	1	0.10		0.10		0.1	0.1
Be	0						
B	30	1.4	1.3	0.77	3.6	5.4	0.028
C	32	1600	1000	1300	1.9	4900	360
N	60	50	30	40	1.9	130	10
O	32	300	300	200	2.8	1140	30
F	0						
Ne	0						
Na	39	2.7	3.0	1.4	3.6	11	0.096
Mg	32	1.2	2.2	0.52	3.8	12	0.037
Al	36	240	300	92	5.5	1260	2.3
Si	34	2800	2300	1900	2.9	11400	88
P	32	200	120	180	1.6	730	60
S	34	300	600	200	2.5	3600	20
Cl	0						
Ar	0						
K	31	3.1	13.0	0.54	4.2	73	0.059
Ca	34	30	200	2	6.8	900	0.12
Sc	4	0.08	0.09	0.03	6.6	0.18	0.005
Ti	33	30	95	4.2	6.3	500	0.24
V	39	53	83	23	3.4	334	3.6
Cr	42	900	2000	500	2.9	10200	82
Mn	42	7300	2600	6800	1.4	14700	2310
Fe	51	980000	9000	980000	1.0	994000	942000
Co	71	70	40	62	1.7	190	31
Ni	72	440	360	320	2.2	1258	99.9
Cu	43	1500	1300	810	3.4	4780	78
Zn	39	44	48	23	4.0	190	0.92
Ga	32	19	4.9	18	1.3	29	11
Ge	32	14	4.6	14	1.4	28	7.7
As	8	130	30	130	1.2	162	93
Se	4	2.0	0.7	1.9	1.5	2.6	1.1
Br	1	1.6		1.6		1.6	1.6
Kr	0						
Rb	30	0.71	2.90	0.19	2.6	16	0.10
Sr	33	1.7	1.5	1.2	2.2	8.7	0.30
Y	32	0.17	0.19	0.095	3.0	0.85	0.010
Zr	32	5.4	2.6	4.9	1.6	14	2.2
Nb	60	5	20	0.8	4.2	151	0.07
Mo	68	200	800	50	4.5	4800	4.3
Tc	0						
Ru	0						
Rh	0						
Pd	12	0.27	0.24	0.21	1.9	0.92	0.10

元素及び データ数	元素濃度 [μg/g]						
	算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値	
Ag	40	2	2	1	3.0	6.7	0.15
Cd	0						
In	0						
Sn	34	100	200	20	7.0	780	1.3
Sb	39	27	23	18	2.7	101	3.0
Te	0						
I	0						
Xe	0						
Cs	1	0.073		0.073		0.073	0.073
Ba	2	0.25	0.04	0.25	1.2	0.28	0.22
La	12	0.058	0.064	0.036	2.7	0.21	0.010
Ce	10	0.81	1.00	0.33	4.2	2.6	0.050
Pr	4	0.023	0.012	0.020	1.6	0.041	0.014
Nd	11	0.30	0.28	0.21	2.5	1.0	0.072
Pm	0						
Sm	1	0.053		0.053		0.053	0.053
Eu	5	0.037	0.018	0.032	2.0	0.055	0.010
Gd	1	0.061		0.061		0.061	0.061
Tb	8	0.035	0.043	0.023	2.3	0.14	0.011
Dy	1	0.067		0.067		0.067	0.067
Ho	1	0.012		0.012		0.012	0.012
Er	0						
Tm	1	0.013		0.013		0.013	0.013
Yb	4	0.10	0.01	0.10	1.1	0.11	0.094
Lu	3	0.22	0.25	0.10	5.8	0.49	0.015
Hf	0						
Ta	1	0.51		0.51		0.51	0.51
W	39	8.7	11.0	3.7	4.0	50	0.39
Re	1	0.29		0.29		0.29	0.29
Os	1	0.049		0.049		0.049	0.049
Ir	1	0.010		0.010		0.010	0.010
Pt	0						
Au	0						
Hg	2	0.16	0.01	0.16	1.1	0.17	0.15
Tl	0						
Pb	34	11	30	1.7	6.4	150	0.14
Bi	1	0.46		0.46		0.46	0.46
Po	0						
At	0						
Rn	0						
Fr	0						
Ra	0						
Ac	0						
Th	2	0.3	0.01	0.3	1.0	0.32	0.3
Pa	0						
U	0						

※1 付録 A の参考文献 3,4,7)を基に作成

表 A.5 コンクリートの元素成分データのとめ

元素及び データ数	元素濃度 [μg/g]						
	算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値	
H	13	11000	3000	10000	1.4	14700	5900
He	0						
Li	11	22	3	22	1.1	27	18
Be	10	1.4	0.2	1.4	1.2	1.9	1.1
B	12	53	20	48	1.7	77	15.3
C	11	3700	2200	3300	1.6	9800	1800
N	13	130	30	130	1.2	210	107
O	11	464000	11000	464000	1.02	481000	443000
F	0						
Ne	0						
Na	23	12000	8000	6500	4.6	19000	176
Mg	12	8000	1000	8000	1.2	9000	4700
Al	24	45000	21000	37000	2.0	65000	5300
Si	24	230000	90000	200000	1.9	326000	39000
P	13	1700	3100	680	3.1	9200	350
S	24	2000	1000	2000	1.6	4600	910
Cl	19	80	100	50	2.4	420	11.0
Ar	0						
K	24	13000	8000	9200	2.8	25000	470
Ca	24	120000	90000	99000	1.9	347000	52100
Sc	22	7	4	5	2.2	17.4	0.73
Ti	24	2300	1600	1800	2.2	7900	230
V	21	81	100	55	2.2	490	13.3
Cr	23	130	120	88	2.6	540	19
Mn	24	490	260	400	2.1	990	56
Fe	24	30000	50000	20000	2.1	240000	5000
Co	22	9.7	9.0	6.8	2.4	40	1.1
Ni	23	30	20	20	1.9	87	9.3
Cu	23	30	20	20	1.8	65	10
Zn	24	80	60	60	2.2	340	8.4
Ga	22	10	10	10	2.5	29	1.05
Ge	10	2	0.5	2	1.3	2.8	0.9
As	22	9	6	7	2.0	29	0.89
Se	18	0.81	0.39	0.73	1.60	2.0	0.26
Br	9	2	2	2	1.8	5.6	1
Kr	0						
Rb	22	50	40	40	2.8	170	2.5
Sr	23	340	180	310	1.5	940	190
Y	22	20	20	10	2.1	96	3.0
Zr	23	80	30	70	1.6	160	27
Nb	23	6	3	5	1.8	12	1.3
Mo	24	8	8	6	2.1	36	1.8
Tc	0						
Ru	0						
Rh	0						
Pd	10	0.54	0.14	0.52	1.30	0.72	0.33

元素及び データ数	元素濃度 [μg/g]						
	算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値	
Ag	1	0.10		0.10		0.10	0.10
Cd	12	0.22	0.07	0.21	1.40	0.35	0.10
In	2	0.11	0.01	0.11	1.10	0.11	0.10
Sn	12	4	3	4	1.8	12	1.8
Sb	23	1	3	1	2.4	13	0.16
Te	0						
I	0						
Xe	0						
Cs	22	3	2	2	2.9	7.6	0.32
Ba	23	700	1000	400	2.3	7060	93
La	22	20	6	10	1.6	28	2.9
Ce	21	30	10	30	1.7	52	6.2
Pr	10	4.5	0.7	4.4	1.2	5.8	3.5
Nd	12	16	2	16	1.1	20	13
Pm	0						
Sm	21	3	1	2	1.9	5	0.42
Eu	22	0.66	0.29	0.58	1.8	1.2	0.11
Gd	12	3.2	0.5	3.2	1.2	4.0	2.4
Tb	21	0.44	0.18	0.40	1.6	0.78	0.11
Dy	17	2	1	2	1.9	3.1	0.3
Ho	13	0.6	0.2	0.5	1.4	1.0	0.3
Er	10	1.6	0.2	1.6	1.1	2.1	1.4
Tm	10	0.22	0.04	0.22	1.2	0.30	0.15
Yb	20	1.5	0.6	1.4	1.6	3.0	0.38
Lu	20	0.22	0.09	0.20	1.4	0.49	0.11
Hf	21	2.6	1.1	2.4	1.7	5.7	0.65
Ta	21	0.41	0.21	0.35	1.8	0.90	0.092
W	19	1	1	1	1.7	3.9	0.39
Re	0						
Os	0						
Ir	0						
Pt	0						
Au	0						
Hg	0						
Tl	10	0.35	0.08	0.34	1.3	0.48	0.22
Pb	19	44	130	16	2.7	560	5.4
Bi	10	0.18	0.04	0.18	1.3	0.23	0.10
Po	0						
At	0						
Rn	0						
Fr	0						
Ra	0						
Ac	0						
Th	21	5.6	3.0	4.7	2.0	12	0.75
Pa	0						
U	21	2	1	2	1.3	4.4	1.40

※1 付録 A の参考文献 1-4,7)を基に作成



表 A.6 黒鉛の元素成分データのまとめ

元素及びデータ数		元素濃度 [µg/g]					
		算術 平均値	標準 偏差	幾何 平均値	幾何 標準 偏差	最大値	最小値
H	0					0	0
He	0					0	0
Li	4	0.2	0.4	0.03	12	0.80	0.002
Be	1	0.0010		0.0010		0.0010	0.0010
B	5	91	200	2.9	28	450	0.050
C	1	1000000		1000000		1000000	1000000
N	2	130	2	130	1.0	128	125
O	1	39		39		39	39
F	0					0	0
Ne	0					0	0
Na	10	20	10	10	6.7	37.1	0.05
Mg	10	40	40	20	6.8	96	0.2
Al	11	2	3	0.7	4.0	11.2	0.06
Si	3	40	30	10	14	68.0	0.6
P	1	0.66		0.66		0.66	0.66
S	2	44	53	24	5.8	82	6.8
Cl	8	5	4	4	2.0	15.5	2.0
Ar	1	2.18		2.18		2.18	2.18
K	10	20	10	8	8.0	26	0.03
Ca	4	40	30	9	24	79.3	0.08
Sc	8	0.0003	0.0005	0.0002	3.2	0.002	0.000026
Ti	3	9.0	7.8	7.1	2.3	18	4.0
V	12	6	20	0.1	12	72.4	0.013
Cr	18	0.1	0.2	0.04	5.5	0.49	0.0015
Mn	9	0.5	0.3	0.3	3.4	0.89	0.03
Fe	19	20	20	10	4.3	71	0.06
Co	19	0.1	0.3	0.03	3.2	1.40	0.0071
Ni	4	3	5	0.3	21	10.2	0.006
Cu	1	0.66		0.66		0.66	0.66
Zn	11	0.5	0.8	0.2	4.7	2.6	0.03
Ga	1	0.004		0.004		0.004	0.004
Ge	0					0	0
As	15	0.2	0.1	0.1	2.4	0.39	0.03
Se	8	0.004	0.003	0.003	2.2	0.0099	0.00085
Br	8	0.02	0.02	0.01	3.4	0.05	0.002
Kr	0					0	0
Rb	0					0	0
Sr	2	0.7	0.2	0.7	1.3	0.83	0.6
Y	0					0	0
Zr	1	0.57		0.57		0.57	0.57
Nb	1	0.006		0.006		0.006	0.006
Mo	3	0.2	0.2	0.2	2.6	0.4	0.06
Tc	0					0	0
Ru	0					0	0
Rh	0					0	0
Pd	0					0	0
Ag	9	0.059	0.052	0.033	4.9	0.159	0.00070
Cd	2	0.5	0.7	0.2	9.7	1.0	0.04
In	0					0	0
Sn	2	0.095	0.064	0.084	2.1	0.14	0.050
Sb	15	0.01	0.01	0.009	2.3	0.03	0.002
Te	0					0	0
I	0					0	0
Xe	0					0	0
Cs	10	0.004	0.002	0.003	1.7	0.01	0.0017
Ba	3	6.0	8.4	2.6	4.8	15.7	0.85
La	0					0	0
Ce	0					0	0
Pr	0					0	0
Nd	0					0	0
Pm	0					0	0
Sm	1	0.011		0.011		0.011	0.011
Eu	2	0.0012	0.0011	0.00089	3.1	0.002	0.00040
Gd	0					0	0
Tb	0					0	0
Dy	1	0.0062		0.0062		0.0062	0.0062
Ho	1	0.002		0.002		0.002	0.002
Er	0					0	0
Tm	0					0	0
Yb	0					0	0
Lu	0					0	0
Hf	1	0.014		0.014		0.014	0.014
Ta	0					0	0
W	18	3	5	0.5	11	20	0.0065
Re	0					0	0
Os	0					0	0
Ir	0					0	0
Pt	0					0	0
Au	8	0.001	0.0008	0.00075	2.7	0.003	0.00011
Hg	8	0.06	0.03	0.05	1.7	0.12	0.027
Tl	0					0	0
Pb	1	2.1		2.1		2.1	2.1
Bi	2	0.0015	0.0007	0.0014	1.6	0.002	0.001
Po	0					0	0
At	0					0	0
Rn	0					0	0
Fr	0					0	0
Ra	0					0	0
Ac	0					0	0
Th	9	0.003	0.002	0.002	3.6	0.006	0.0002
Pa	0					0	0
U	10	0.05	0.05	0.03	3.0	0.15	0.006

※1 付録 A の参考文献 8,10-15)を基に作成

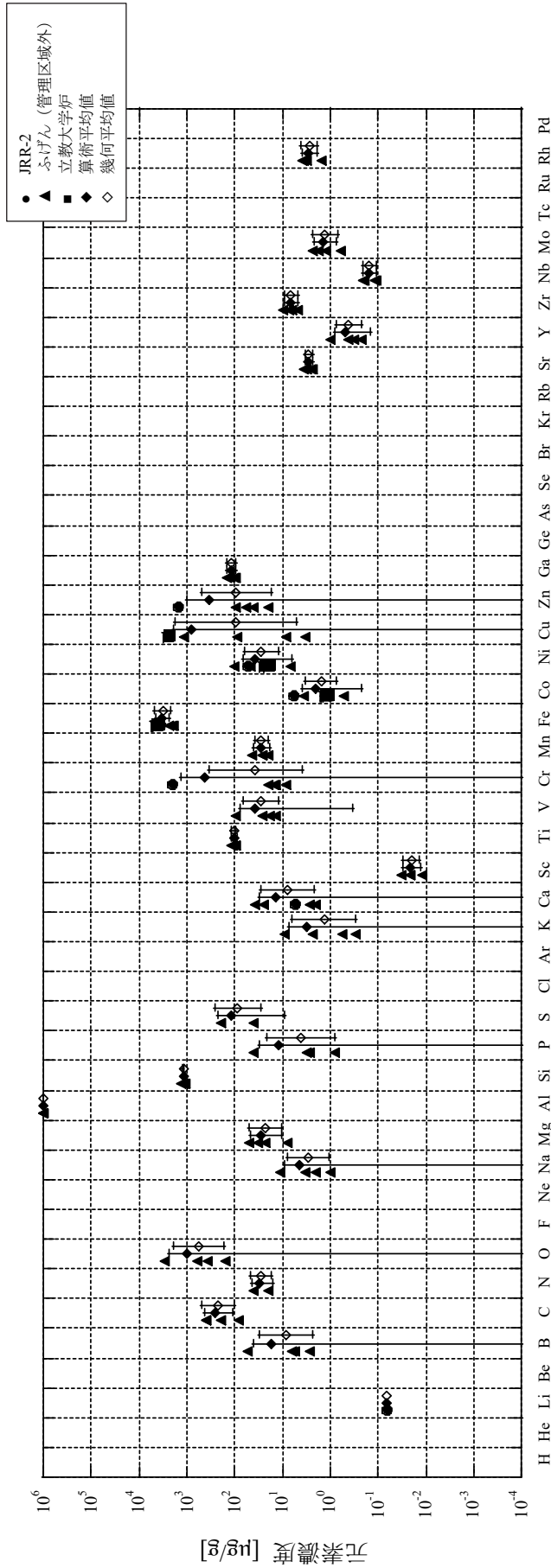


図 A.1 アルミニウム合金の元素成分の分析データの比較※ (1/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方で伸びている。

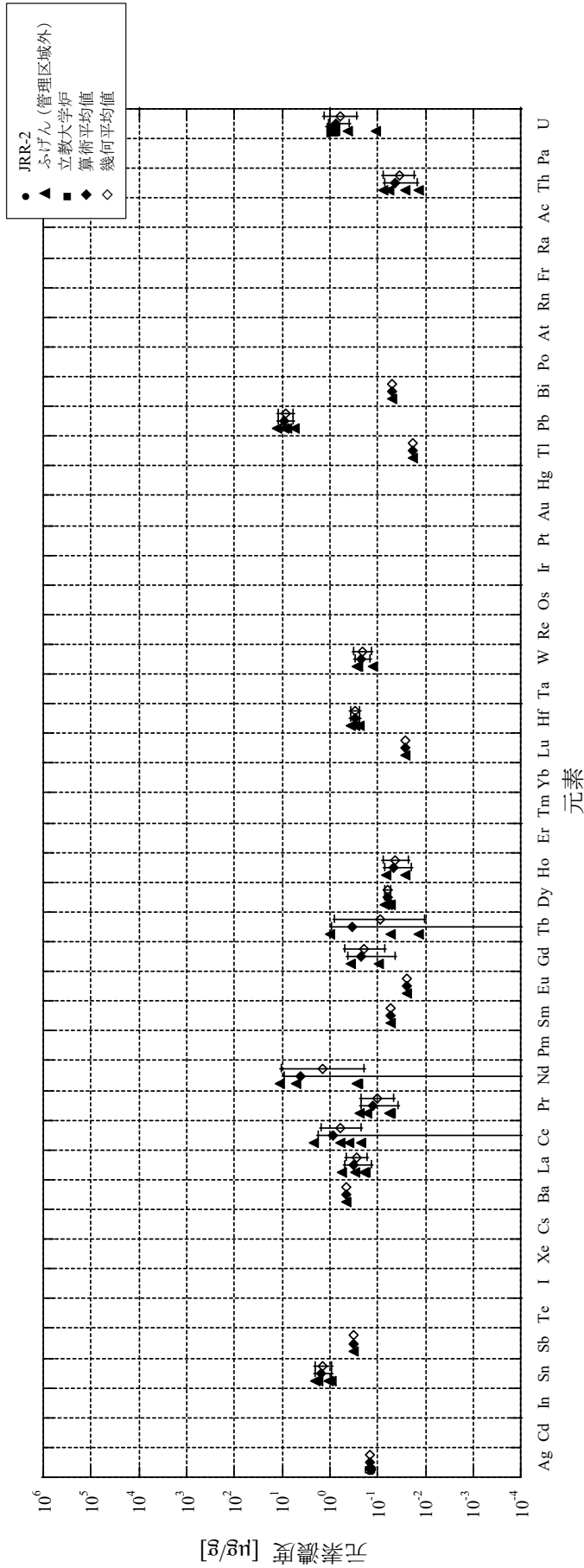


図 A.1 アルミニウム合金の元素成分の分析データの比較※ (2/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値について×幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。

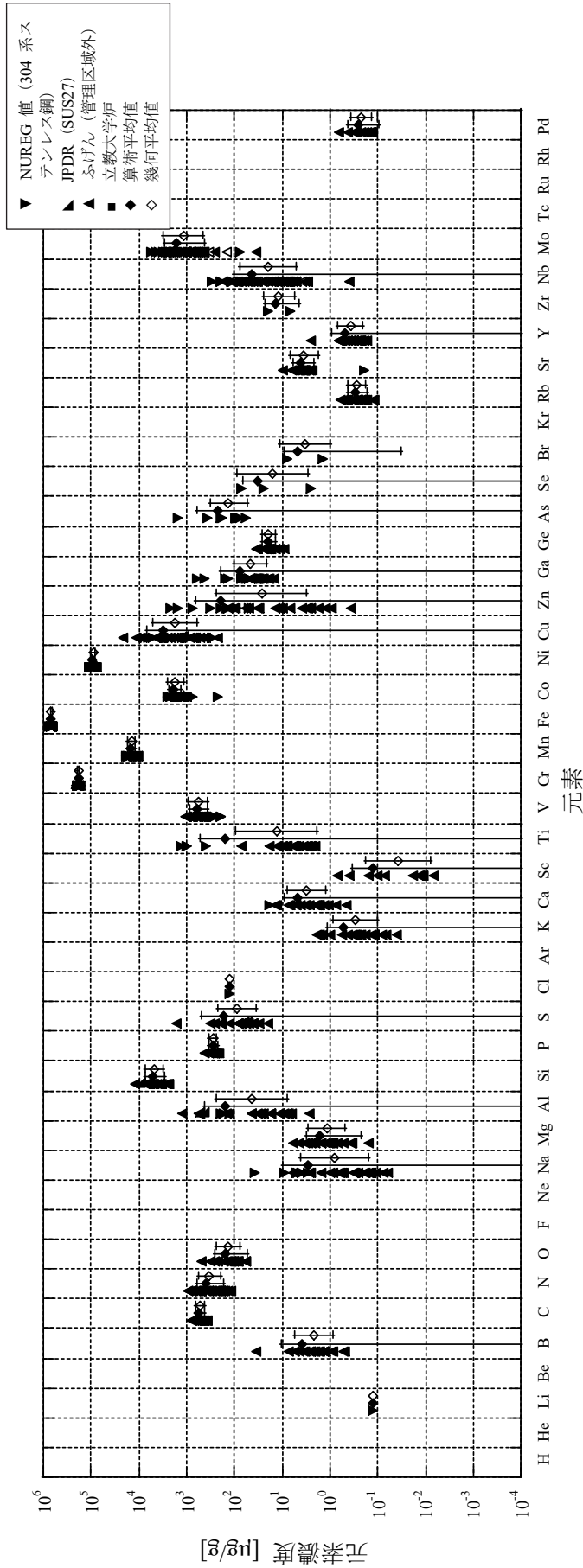
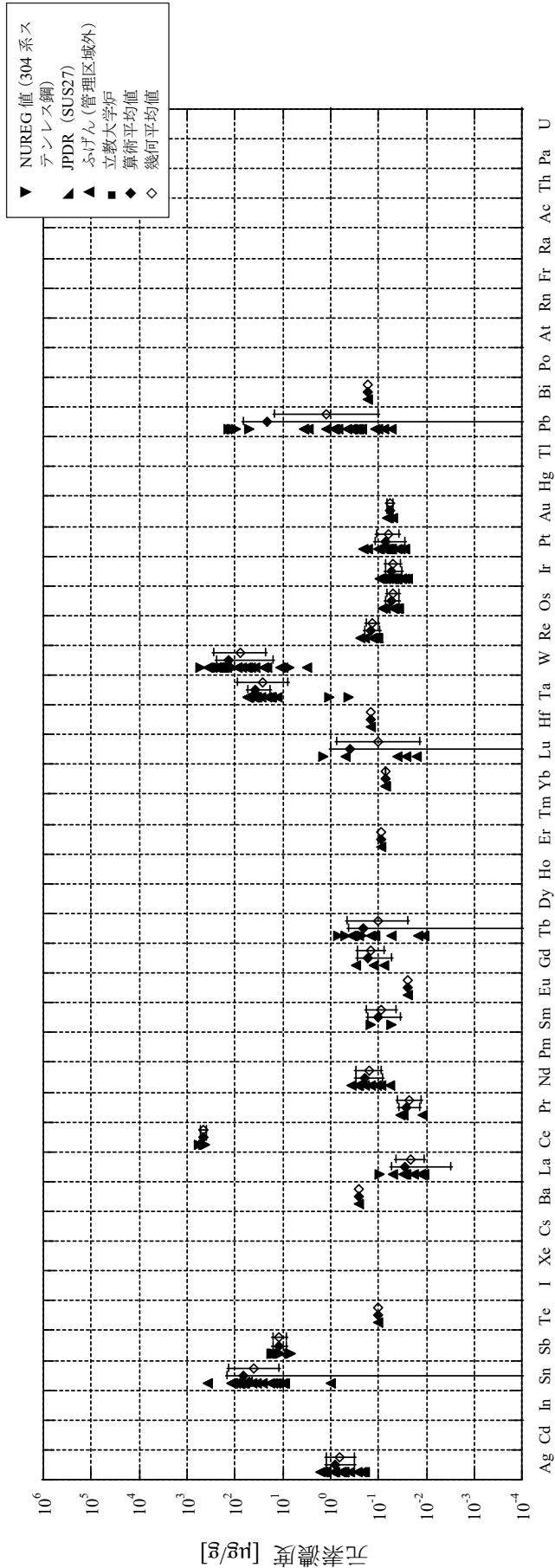


図 A.2 ステンレス鋼 (SUS304 系) の元素成分の分析データの比較※ (1/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。



元素

図 A.2 ステンレス鋼 (SUS304 系) の元素成分の分析データの比較※ (2/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方で伸びている。

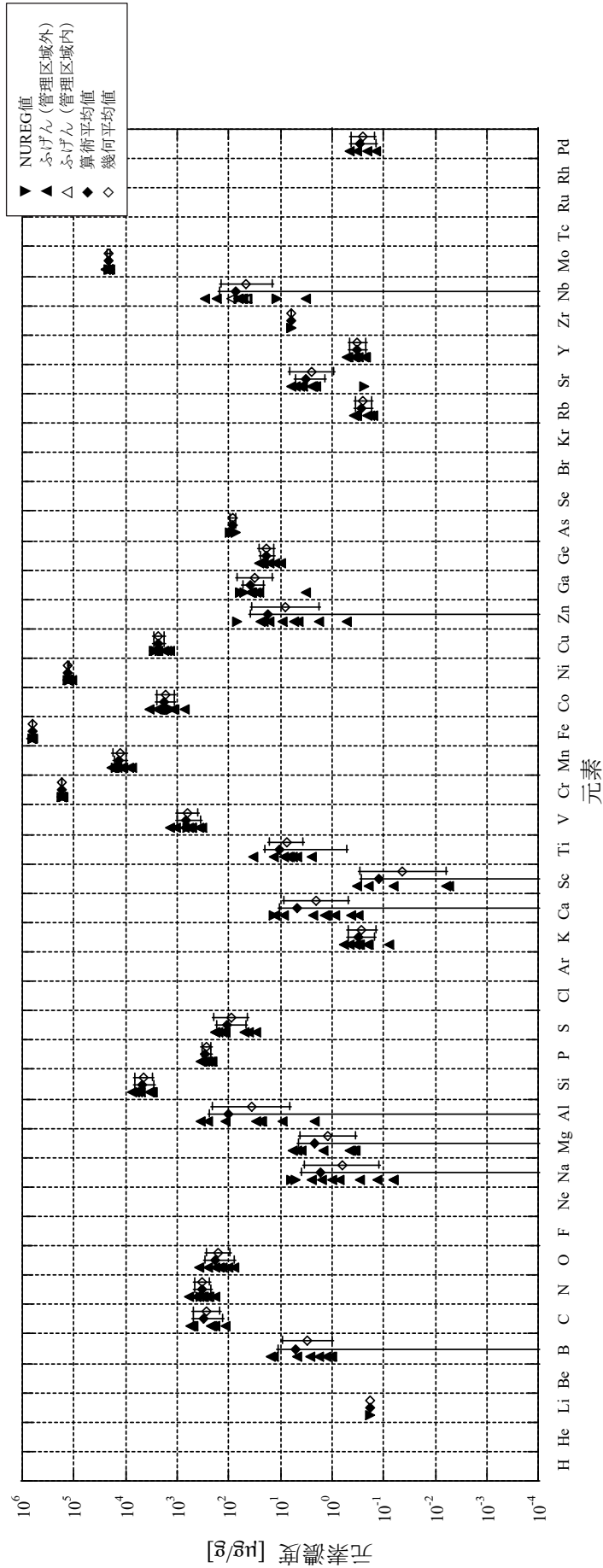


図 A.3 ステンレス鋼 (SUS316 系) の元素成分の分析データの比較※ (1/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値について×±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。

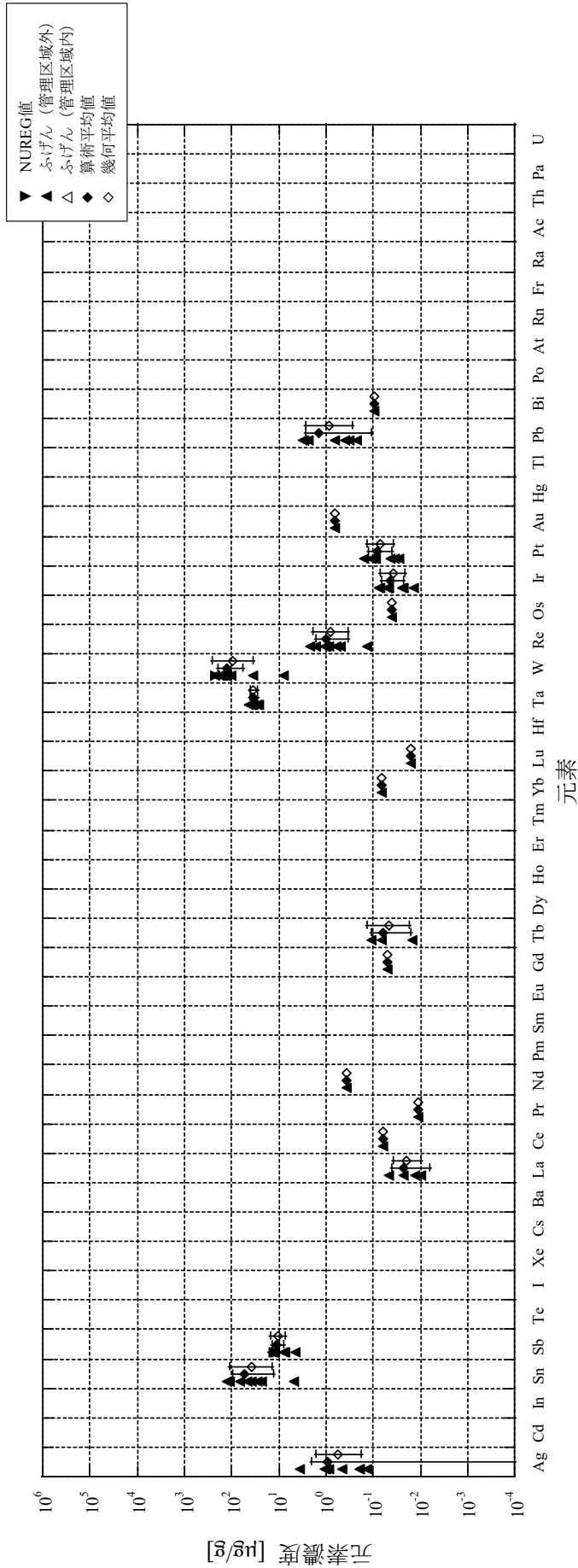
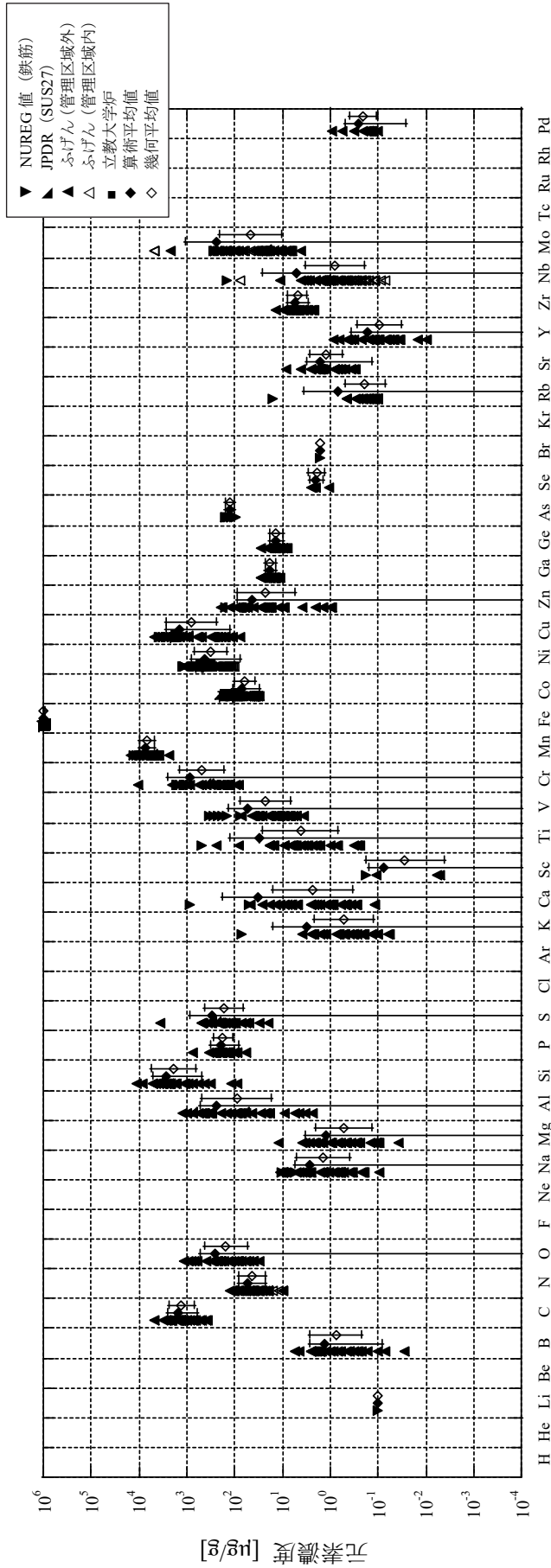


図 A.3 ステンレス鋼 (SUS316系) の元素成分の分析データの比較※ (2/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値について×幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。

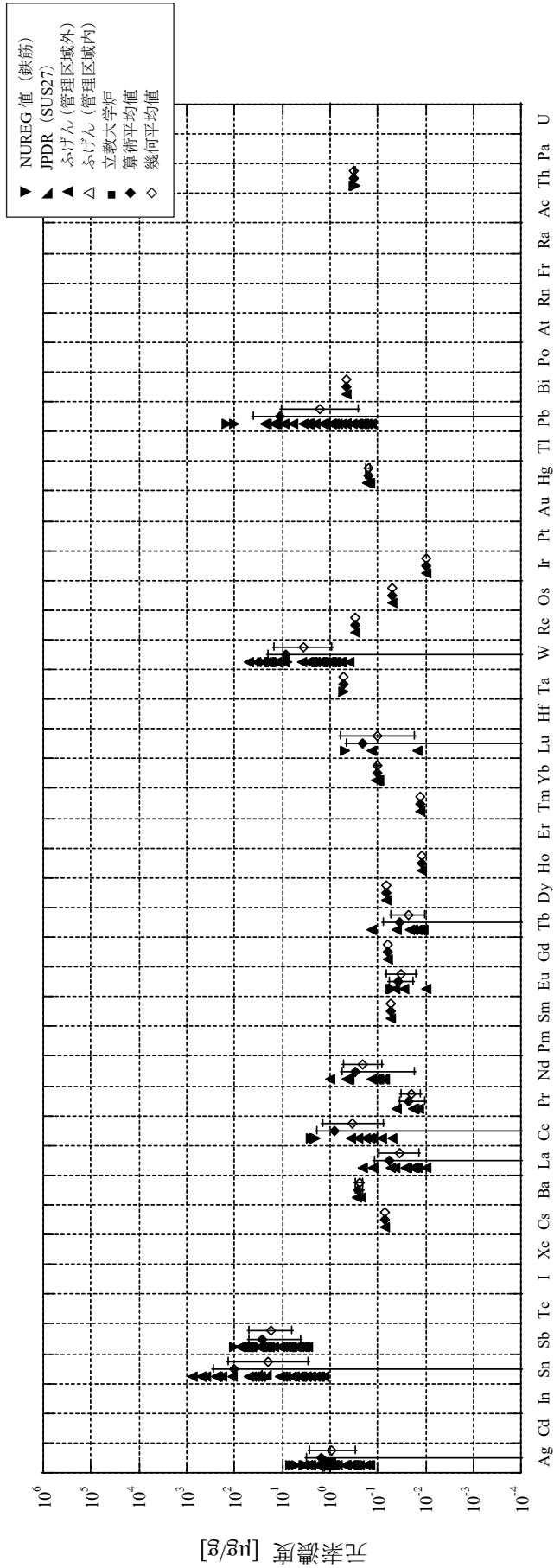


元素

図 A.4 炭素鋼の元素成分の分析データの比較※ (1/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。





元素

図 A.4 炭素鋼の元素成分の分析データの比較※ (2/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。

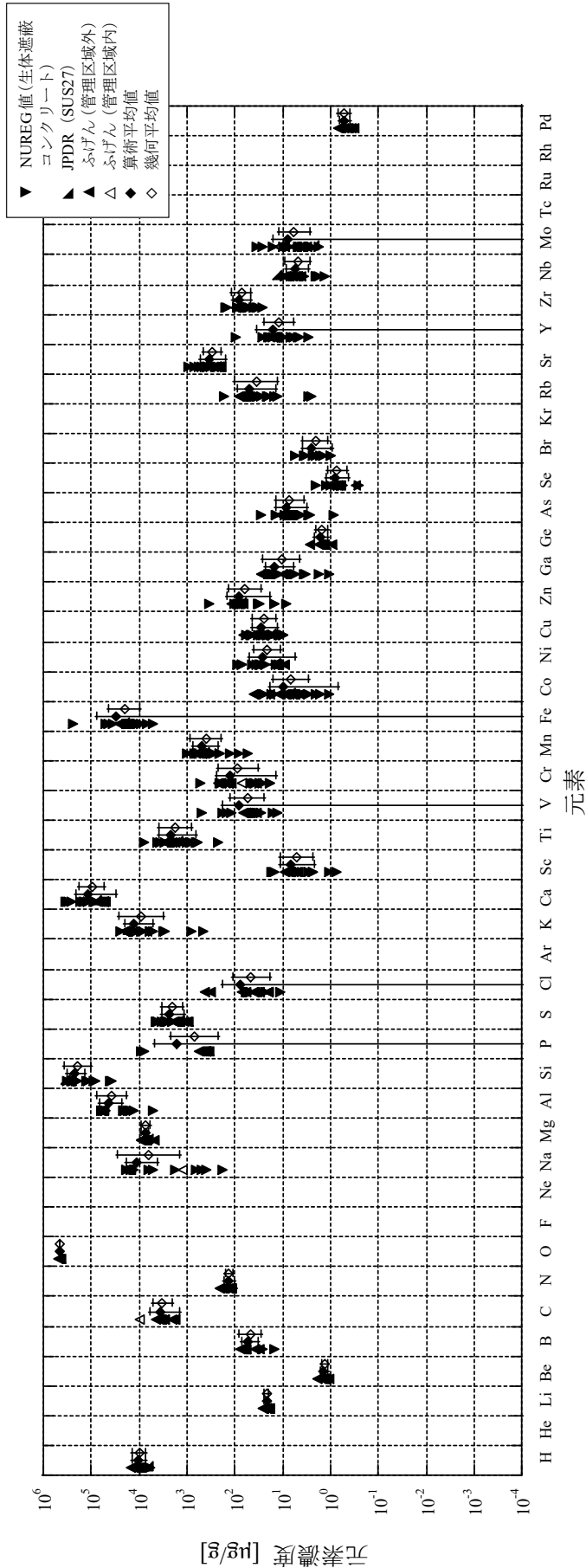


図 A.5 コンクリートの元素成分の分析データの比較※ (1/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。

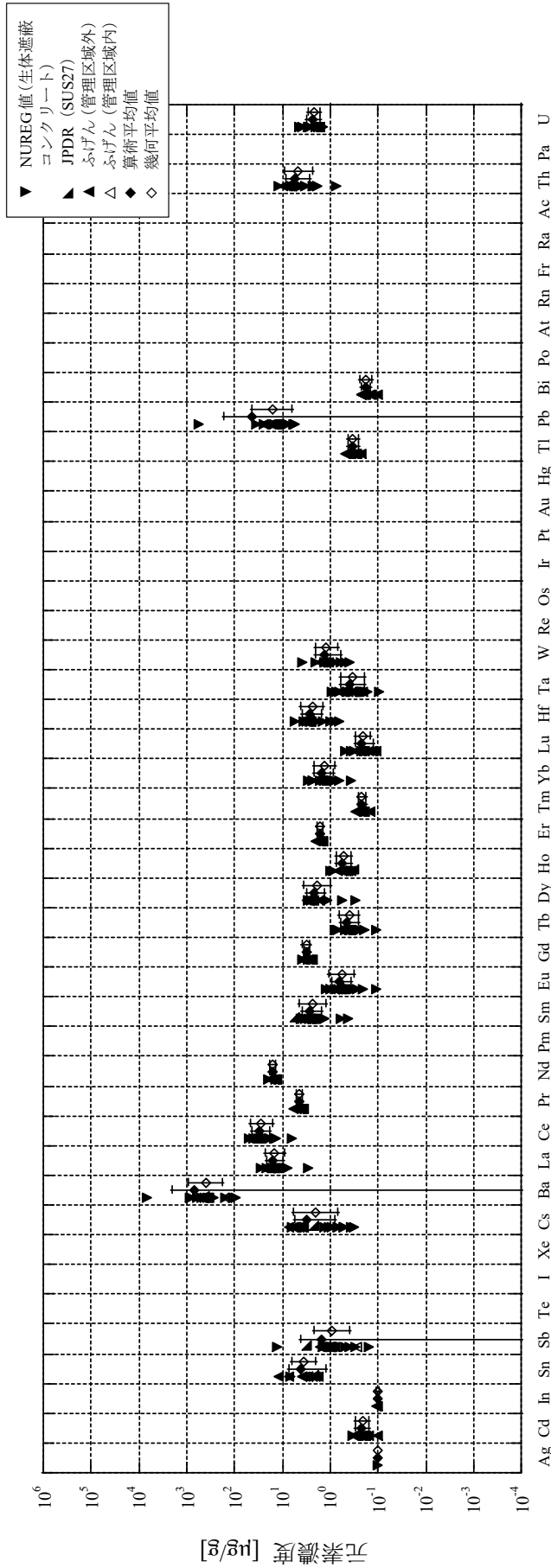


図 A.5 コンクリートの元素成分の分析データの比較※ (2/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。

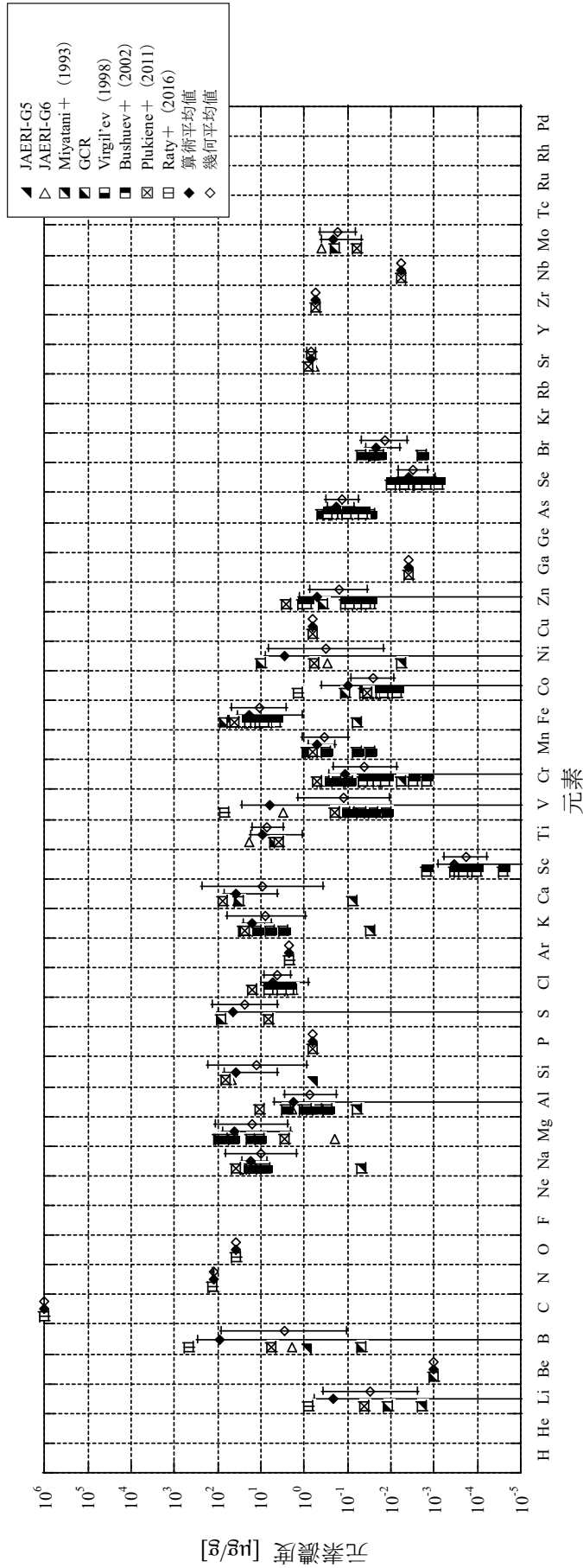


図 A.6 黒鉛の元素成分の分析データの比較※ (1/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。

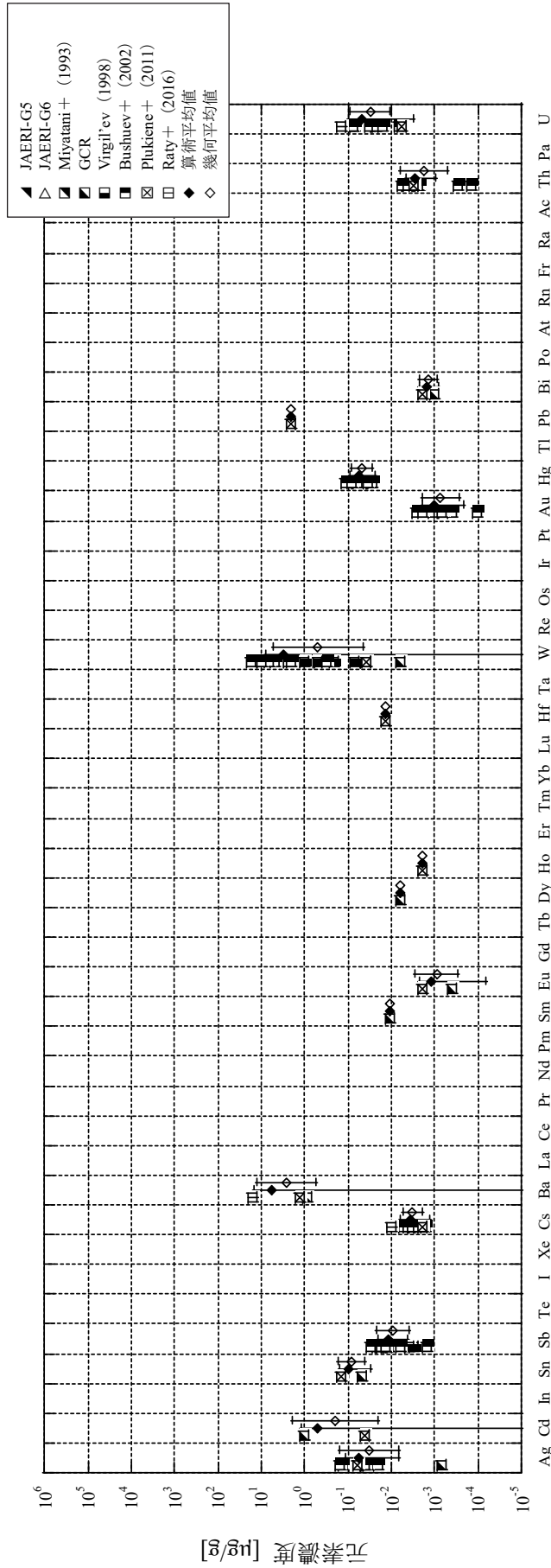


図 A.6 黒鉛の元素成分の分析データの比較※ (2/2)

※ 検出限界値データは含めていない。エラーバーは算術平均値について±標準偏差、幾何平均値についてx±幾何標準偏差を表すが、一部の元素は標準偏差が算術平均値よりも大きいため、エラーバーがグラフの下方まで伸びている。

付録 B 元素組成分析対象の起源元素の選定の基本的な考え方

1. はじめに

放射化放射能の計算結果の補正として原子炉構造材の元素組成を見直すために、元素組成分析を行う場合、元素組成分析対象の元素は、重要核種の起源元素に絞って対象とすることが合理的である。ここでは、重要核種から起源元素を選定する方法として、原子炉施設内での生成機構及び放射性廃棄物への移行挙動に着目した基本的な考え方をまとめた。

2. 起源元素の選定

原子炉施設内での生成機構及び放射性廃棄物への移行挙動に着目すると、核種は、原子炉燃料、原子炉材料及び原子炉冷却材中の酸素、窒素、炭素の放射化により生成する核種 (H-3 や C-14 等)、原子炉材料中の安定同位体の放射化によって生成する核種 (CP 核種)、原子炉材料中の安定同位体の放射化でなく原子炉燃料である U 及び Pu の核分裂反応により生成する核種 (FP 核種)、放射性元素が起源元素となる核種 ( $\alpha$  線を放出する核種) に大別される。この核種の種類に応じて、起源元素を選定するとよい。

ここで、一例として、ピット処分の対象となる廃棄体等中の重要核種となるピット処分の規則指定核種を用いて、上記の核種の種類毎に本文 5.3.2 項の起源元素の選定の考え方<sup>1)</sup>に基づく起源元素の抽出例を、以下に示す。

a) C-14

C-14 は、原子炉燃料、原子炉材料及び原子炉冷却材中の酸素、窒素、炭素の放射化により生成する。各生成反応は以下のとおりである。

- C-14 の場合 : N-14(n,p)C-14、O-17(n, $\alpha$ )C-14、C-13(n, $\gamma$ )C-14

核反応の発生しやすさを考慮すると、代表的な生成反応は N-14(n,p)C-14、O-17(n, $\alpha$ )C-14 となり、起源元素候補として N や O が選定される。ここで、起源元素の選定の考え方のうち、材料の精錬時などに揮散する可能性を考慮すると、材料が金属の場合においては精錬時に揮発する元素に該当するため起源元素から除外する。一方、材料がコンクリートの場合、金属のような高温度での生成は行わないため、起源元素として N 及び O が選定される。

b) CP 核種 (Co-60、Ni-63、Tc-99)

Co-60、Ni-63、Tc-99 のような CP 核種は、主に原子炉材料中の安定同位体の放射化によって生成する。それぞれの生成反応は以下のとおりである。

- Co-60 の場合 : Co-59(n, $\gamma$ )Co-60、Ni-60(n,p)Co-60、Cu-63(n, $\alpha$ )Co-60
- Ni-63 の場合 : Ni-62(n, $\gamma$ )Ni-63、Cu-63(n,p)Ni-63
- Tc-99 の場合 : Mo-98(n, $\gamma$ )Mo-99 ( $\beta^-$ )

核反応の発生しやすさを考慮すると、それぞれの核種の代表的な生成反応は Co-59(n, $\gamma$ )Co-60、Ni-62(n, $\gamma$ )Ni-63、Mo-98(n, $\gamma$ )Mo-99 ( $\beta^-$ ) となり、起源元素の選定の考え方のいずれにも該当しないことから、起源元素として Co、Ni 及び Mo が選定される。

c) FP 核種 (Sr-90、Cs-137)

Sr-90、Cs-137 のような FP 核種は、主に原子炉材料中の安定同位体の放射化でなく原子炉燃料である U 及び Pu の核分裂反応により生成する。そのため、起源元素の選定から除外する。なお、

Tc-99 は、FP 核種でもあるが、構造材中の Mo の放射化による生成が主であるため、CP 核種に分類する<sup>2)</sup>。

d)  $\alpha$  核種を放出する核種

$\alpha$  核種を放出する核種の起源元素は、大部分が放射性元素である。そのため、U 及び Th 以外の放射性元素は起源元素から除外し、起源元素として U 及び Th が選定される。

付録 B の参考文献

- 1) 一般社団法人 日本原子力学会, “中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順: 2019”, AESJ-SC-F015:2019, 2019, 297p.
- 2) 一般社団法人 日本原子力学会, “ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順: 2019”, AESJ-SC-F022:2019, 2020, 254p.

## 付録 C 試料採取による核種分析の基本的な考え方

## 1. はじめに

放射化計算の妥当性評価として、原子炉構造材又はそれから発生した廃棄物から採取（サンプリング）した試料の  $\gamma$  線スペクトロメトリ、放射化学分析等の核種分析から得られた核種分析値と放射化計算値との比較がよく用いられている<sup>1,4)</sup>。ここでは、放射化計算の妥当性評価並びに放射化計算の結果の補正に活用できる試料採取による核種分析値の取得方法の基本的な考え方をまとめた。以下に、試料採取の方法から採取した試料の核種分析値を決定するまでの方法を示す。

## 2. 核種分析用試料の採取

## 2.1 試料採取の基本的な考え方

核種分析用試料の採取について、原子力機構では放射能濃度データの取得に係る分析用試料の採取、分析・測定、データの管理等について「原子力機構における放射能濃度データ取得に係る基本手順の原則」<sup>5)</sup>をとりまとめており、これを参考にすることができる。

## 2.2 試料採取の方法

試料採取の基本的な考え方として、日本原子力学会標準「ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順：2019」<sup>4)</sup>における原廃棄物分析法<sup>1)</sup>による放射能濃度の決定方法では、次のいずれかの方法が基本となっている。

- a) 放射化計算の結果又は事前の放射線測定結果から、対象物の放射能濃度の最も高くなるなどの代表箇所を選定し、その箇所から試料をサンプリング（代表サンプリング）する。
- b) 評価対象全体を網羅できるような単位又は頻度で複数の試料をランダムにサンプリングする。

放射化計算の結果や事前の放射線測定の結果から、放射化計算値の最大となる場所、局所的に放射能濃度が高くなる場所又は放射化の影響が大きくなる位置での核種分析値との比較が重要となるため、上記を参考に、当該箇所から試料を必ず採取することとする。

また、核種分析用試料のサンプリングは、次の方法を基本とする。

- a) 選定した放射性廃棄物を、分析・測定装置で直接測定可能であること、試料の前処理が容易になること等、分析・測定を行う上で適切な大きさになるように機械的に切断する。ここで、切断時の熱により揮発する可能性がある放射性核種が分析・測定の対象となる場合には、発熱を防止するような切断方法（歯の回転速度を低速にする、冷却しながら切断する等）に留意することとする。また、他の分析用試料とのクロスコンタミネーションを防止し、分析対象とする放射性核種の種類及び分析・測定方法に応じて適切な数に切断する。念のため、再分析する必要が生じた場合を考えて、可能な限り予備の分析用試料を採取する。
- b) 切断した個々の放射化学分析用試料に均一に放射性核種が付着していることを確認する。汚染検査計の計数率が 1000cpm 以上であることが望ましい。
- c) 採取した試料は、周囲への汚染拡大防止及び他の試料とのクロスコンタミネーションを防止するために、個々に二重にビニール袋等で梱包し、保管する。その際に試料の取り違い

<sup>1</sup> 廃棄体処理前の放射性廃棄物から試料をサンプリングし、当該試料の放射化学分析などの結果から廃棄体等の放射能濃度を決定する方法をいう。



を防止するために梱包材に個々の試料の番号を記載し、採取時の記録と照合できるように写真を撮影するとともに、試料採取記録に写真を添付することとする。ただし、別の方法により取り違えを防止することができる場合は、この限りではない。

なお、生体遮蔽体のような大きなコンクリート構造物の試料採取については、コンクリート材中の水分による中性子減速の影響で炉心からの距離に伴う放射能濃度の変化が一定でないことから、本書では、コアボーリング法<sup>6)</sup>によるコア試料の採取を推奨する。コア試料の採取位置については、生体遮蔽体の中でも最も放射化の影響を受ける炉心高さからコア試料を採取することを推奨する。また、放射能濃度が炉心高さ方向に応じて変化することから、炉心高さから離れた高さのコア試料を採取することを推奨する。

### 3. 核種分析対象の核種の選定

核種分析対象の核種は、本文 6.2.1 項に記述する核種を選定する。

### 4. 核種分析の方法

核種分析は、核種の特성에応じた適切な分析方法で放射能濃度を測定する。分析・測定方法は、「原子力機構における放射能濃度データ取得に係る基本手順の原則」を参考に、原則として「文部科学省 放射能測定法シリーズ」<sup>7)</sup>に定められる方法、又は「研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法（分析指針） JAEA-Technology 2009-051」<sup>8)</sup>に定められる簡易・迅速分析法を適用することとする。ただし、これ以外の方法であっても、学会等の外部審査又は他の機関においてレビューを受けた方法、広く認知され十分に実績のある方法（公開文献に示されている方法）等、「文部科学省 放射能測定法シリーズ」に準じた方法として十分な根拠を持つ分析方法であれば、その適用を妨げない。

### 5. 核種分析値の決定

核種分析値の結果を基に、原子炉構造材あるいはそれから発生する放射性廃棄物の放射能濃度を決定する。放射能濃度の決定において、核種分析値のデータ数に応じて次の評価を実施する必要がある。

- 核種分析値が単体の場合、その値の代表性を評価する。
- 核種分析値が複数ある場合、全ての核種分析値の平均や統計処理等により代表値を評価し、その核種分析値として決定する。

核種分析の結果として、核種分析値に外れ値が見受けられた場合、原因を確認した上で、データの分布及び起源に基づき、外れ値は訂正又は棄却することが可能である。ただし、外れ値の原因が特定できない場合は、その限りでない。

付録 C の参考文献

- 1) 助川武則他, “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, p.4.
- 2) 岸本克己他, “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能評価”, JAERI-Tech 2005-016, 2005, 83p.
- 3) 河内山真美他, “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.
- 4) 一般社団法人 日本原子力学会, “ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順: 2019”, AESJ-SC-F022:2019, 2020, 254p.
- 5) 廃棄体技術基準等検討作業会, “廃棄体技術基準等検討作業会の活動 –平成 27 年度活動報告書–”, JAEA-Review 2016-020, 2016, 61p.
- 6) 富居博行他, “東海研究所における原子力施設等の解体に関する技術的検討”, JAERI-Tech 2005-017, 2005, p.6.
- 7) 公益財団法人 日本分析センター, “放射能測定シリーズ”, <http://www.jcac.or.jp/site/library/series.html> (accessed 2020-07-07).
- 8) 亀尾裕他, “研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法 (分析指針)”, JAEA-Technology 2009-051, 2009, 81p.
- 9) 亀尾裕他, “研究施設から発生する廃棄物に対する体系的な放射能分析法”, 日本原子力学会和文論文誌, vol.10, No.3, pp.216-225, 2011.



