



JAEA-Technology

2022-009

DOI:10.11484/jaea-technology-2022-009

# DORTコード及びMCNPコードを用いた試験研究炉の 放射能評価手法の検討

Study on Radioactivity Evaluation Method of Research Reactors  
Using DORT and MCNP Codes

河内山 真美 坂井 章浩

Mami KOCHIYAMA 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

June 2022

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

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

## DORT コード及び MCNP コードを用いた試験研究炉の放射能評価手法の検討

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

河内山 真美、坂井 章浩

(2022 年 3 月 23 日受理)

試験研究炉の解体によって発生する低レベル廃棄物を埋設処分するためには、廃棄物に含まれる放射能インベントリを評価することが必要であり、各研究炉の所有者が共通の放射能評価手法を使用することが、埋設処分の事業許可申請に対応する上で効率的である。

本報では、解体で発生する放射化廃棄物の埋設処分に共通的に利用できる放射能評価手法を検討することを目的として、立教大学研究用原子炉について中性子輸送計算及び放射化計算を実施した。中性子輸送計算は JENDL-4.0 を基に作成した断面積ライブラリを使用し、Sn 法の DORT コード及びモンテカルロ法の MCNP コードを用いて実施した。放射化計算は、JENDL/AD-2017 と中性子輸送計算で求めたスペクトルを基に作成した 3 群断面積ライブラリを使用し、SCALE6.0 に含まれる ORIGEN-S により実施した。

DORT コード及び MCNP コード並びに ORIGEN-S コードを用いた放射化計算の結果と放射化学分析による放射能濃度を比較したところ、概ね 0.4 倍～3 倍程度であることを確認した。測定値と計算値の差を適切に考慮することにより、DORT 及び MCNP 並びに ORIGEN-S による放射化放射能の評価方法が埋設処分のための放射能評価に適用できることがわかった。

また、解体で発生する廃棄物をその放射能レベルに応じてクリアランス又は埋設処分方法で区分するため、コンクリート領域及び黒鉛サーマルカラム領域の 2 次元放射能濃度分布の作成も行った。

Study on Radioactivity Evaluation Method of Research Reactors  
Using DORT and MCNP Codes

Mami KOCHIYAMA 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 March 23, 2022)

It is necessary to evaluate radioactivity inventory in wastes before disposal of low-level radioactive wastes generated from dismantling research reactors. It is efficient for owners of each research reactor to use a common radioactive evaluation method in order to comply with the license application for disposal facility.

In this report, neutron transport and activation calculations were carried out for the Rikkyo University research reactor in order to examine a common radioactivity evaluation method for burial disposal of radioactive wastes generated by dismantling. We adopted the neutron transport codes DORT and MCNP and the activation code ORIGEN-S with cross-section libraries based on JENDL-4.0 and JENDL/AD-2017.

The radioactivity concentrations obtained by the radiochemical analysis and both calculation codes were in agreement by 0.4 to 3 times. Therefore, by appropriately considering this difference, the radioactivity evaluation method by DORT, MCNP and ORIGEN-S can be applied to the radioactivity evaluation for buried disposal.

In order to classify wastes from dismantling by clearance or buried disposal method according to their radioactivity levels, we also created radioactivity concentration distributions in the concrete area and graphite thermal column area.

Keywords: Rikkyo University Research Reactor, JENDL-4.0, JENDL/AD-2017, DORT, MCNP, ORIGEN-S, Low-level Radioactive Wastes

目次

1. はじめに	1
2. 研究炉の解体で発生した廃棄物の放射能評価方法	2
2.1 中性子輸送計算及び放射化計算方法	2
2.2 本報で行った検討	2
3. 立教炉の概要	4
3.1 立教炉の概略	4
3.2 立教炉での試料サンプリング	4
4. DORT コード及び ORIGEN-S コードを用いた放射能計算方法	5
4.1 計算の流れ	5
4.2 中性子スペクトル計算	5
4.2.1 巨視的断面積ライブラリ作成	5
4.2.2 原子炉体系のモデル化	5
4.2.3 計算条件等	6
4.3 放射化放射能の計算手順	6
4.3.1 3群放射化断面積作成	6
4.3.2 構造材の元素組成及び運転条件	7
4.3.3 計算対象	7
5. MCNP コード及び ORIGEN-S コードを用いた放射能計算方法	8
5.1 計算の流れ	8
5.2 分散低減法	8
5.3 中性子スペクトル計算	8
5.3.1 MCNP 用ライブラリ	8
5.3.2 原子炉体系のモデル化	8
5.3.3 計算条件等	9
5.3.4 原子炉全体の評価のための WW パラメータ変更	9
5.4 放射化放射能の計算手順	9
5.4.1 3群放射化断面積作成	9
5.4.2 計算条件及び計算対象	9
6. DORT コードと MCNP コードを用いた計算結果及び分析値との比較	10
6.1 サンプリング位置での放射能評価	10
6.1.1 放射化計算に用いた中性子スペクトル	10
6.1.2 放射能濃度	10
6.2 原子炉全体の放射能濃度評価	10
6.2.1 2次元中性子束分布	10
6.2.2 原子炉径方向、垂直方向の中性子束分布	11
6.2.3 2次元放射能濃度分布	11
7. まとめ	12

謝辞	13
参考文献	14
付録 1 DORT 計算における Sn 分点数の影響	52
付録 2 先行計算との計算結果の比較	53
付録 3 本報で行った計算に要した時間	56

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Radioactive Evaluation Method of Wastes Generated by Dismantling .....	2
2.1 Neutron Transport Calculation and Radioactivity Calculation .....	2
2.2 Examination in This Report .....	2
3. Outline of Rikkyo University Research Reactor .....	4
3.1 Summary of Rikkyo University Research Reactor .....	4
3.2 Sampling in Rikkyo University Research Reactor .....	4
4. Calculation Method using DORT and ORIGEN-S Codes .....	5
4.1 Calculation Flow .....	5
4.2 Neutron Spectrum Calculation .....	5
4.2.1 Preparation of Macroscopic Cross-section Libraries .....	5
4.2.2 Modeling of Reactor Structure .....	5
4.2.3 Calculation Condition .....	6
4.3 Radioactivity Calculation .....	6
4.3.1 Preparation of Three-group Cross-section .....	6
4.3.2 Elemental Composition and Operation History .....	7
4.3.3 Calculation Objects .....	7
5. Calculation Method using MCNP and ORIGEN-S Codes .....	8
5.1 Calculation Flow .....	8
5.2 Variance Reduction .....	8
5.3 Neutron Spectrum Calculation .....	8
5.3.1 Library for MCNP Code .....	8
5.3.2 Modeling of Reactor Structure .....	8
5.3.3 Calculation Condition .....	9
5.3.4 Modification of Weight Window Parameters .....	9
5.4 Radioactivity Calculation .....	9
5.4.1 Preparation of Three-group Cross-section .....	9
5.4.2 Calculation Condition and Objects .....	9
6. Calculation Results using DORT and MCNP Codes and Comparison with Measured Ones .....	10
6.1 Evaluation of Radioactivity Concentration in Sampling Position .....	10
6.1.1 Neutron Spectrum for Radioactivity Calculation .....	10
6.1.2 Radioactivity Concentration .....	10
6.2 Evaluation of Radioactivity Concentration in Whole Reactor .....	10
6.2.1 Two-dimensional Neutron Flux Distribution .....	10
6.2.2 Neutron Flux Distribution in Radial and Vertical Directions .....	11
6.2.3 Two-dimensional Radioactivity Concentration Distribution .....	11

7. Conclusion .....	12
Acknowledgments .....	13
References .....	14
Appendix-1 Impact of Sn Quadrature Sets in DORT .....	52
Appendix-2 Comparison with Previous Calculation .....	53
Appendix-3 Calculation Time for This Study .....	56



## 表リスト

表 3.1	立教炉の主要諸元	16
表 4.1	原子炉体系各領域の元素組成	17
表 4.2	放射能濃度評価対象とした領域の微量元素を含む元素組成	20
表 4.3	立教炉の運転履歴	21
表 6.1	サンプリング試料の放射能濃度測定結果と計算結果	22

図リスト

図 3.1	立教炉の概略図	23
図 4.1	DORT を用いた放射能計算フロー	24
図 4.2.1	計算に用いた原子炉体系図 (基本モデル)	25
図 4.2.2	計算に用いた原子炉体系図 (サーマルカラムモデル)	26
図 4.3	コンクリート領域の放射能濃度分布評価におけるライブラリ作成区分の概念図	27
図 5.1	MCNP を用いた放射能計算フロー	28
図 5.2	MCNP の WW の下限 $W_L$ の原子炉全体の分布	29
図 5.3	変更前後の $W_L$ の関係	30
図 6.1.1	ORIGEN-S 用ライブラリの作成に用いた中性子スペクトル (サンプリング位置 P01)	31
図 6.1.2	ORIGEN-S 用ライブラリの作成に用いた中性子スペクトル (サンプリング位置 P02)	32
図 6.1.3	ORIGEN-S 用ライブラリの作成に用いた中性子スペクトル (サンプリング位置 P03)	33
図 6.1.4	ORIGEN-S 用ライブラリの作成に用いた中性子スペクトル (サンプリング位置 P04)	34
図 6.2.1	基本モデル熱中性子束のコンター図	35
図 6.2.2	基本モデル熱外中性子束のコンター図	36
図 6.2.3	基本モデル高速中性子束のコンター図	37
図 6.3.1	サーマルカラムモデル熱中性子束のコンター図	38
図 6.3.2	サーマルカラムモデル熱外中性子束のコンター図	39
図 6.3.3	サーマルカラムモデル高速中性子束のコンター図	40
図 6.4.1	DORT 及び MCNP による基本モデル径方向の熱中性子束分布	41
図 6.4.2	DORT 及び MCNP による基本モデル径方向の熱外中性子束分布	41
図 6.4.3	DORT 及び MCNP による基本モデル径方向の高速中性子束分布	42
図 6.5.1	DORT 及び MCNP による基本モデル垂直方向の熱中性子束分布	43
図 6.5.2	DORT 及び MCNP による基本モデル垂直方向の熱外中性子束分布	43
図 6.5.3	DORT 及び MCNP による基本モデル垂直方向の高速中性子束分布	44
図 6.6.1	DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル径方向の熱中性子束分布と測定値	45
図 6.6.2	DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル径方向の熱外中性子束分布	45
図 6.6.3	DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル径方向の高速中性子束分布	46
図 6.7.1	DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル垂直方向の熱中性子束分布	47
図 6.7.2	DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル垂直方向の熱外中性子束分布	47
図 6.7.3	DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル垂直方向の高速中性子束分布	48
図 6.8.1	基本モデルコンクリート部分の Eu-152 放射能濃度分布 (Bq/g)	49
図 6.8.2	サーマルカラムモデルコンクリート部分の Eu-152 放射能濃度分布 (Bq/g)	50
図 6.8.3	サーマルカラムモデル黒鉛サーマルカラム部分の C-14 放射能濃度分布 (Bq/g)	51

## 1. はじめに

研究施設等廃棄物の埋設事業では、国内の試験研究用原子炉から発生する廃棄物を埋設処分対象としている。試験研究用原子炉は、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という）の他に国内の研究機関、大学、民間企業が所有しており、各事業者が解体によって発生する廃棄物に含まれる放射性核種毎の放射能濃度と放射能（以下、「放射能インベントリ」という）を評価する必要がある。この評価において、各事業者が共通的な評価方法を用いれば埋設事業許可申請書の作成や適合性審査の準備作業を効率的に進めることができる。

原子炉施設の廃止措置に伴って廃棄物となる炉内構造物や生体遮蔽体の放射能インベントリ評価は、国内において、原子炉施設の廃止措置計画やトレンチ処分の事業許可申請のため既に実施されている。その評価では、原子炉内の中性子スペクトルを中性子輸送計算コード DOT3.5<sup>1)</sup>や DORT<sup>2),3)</sup>を用いて計算し、計算で得られた中性子スペクトルを用いて ORIGEN-MD<sup>4)</sup>等で核種毎の放射能濃度を計算する方法が用いられている。近年では中性子輸送計算にモンテカルロ法による MCNP コード<sup>5)</sup>、放射能濃度の計算に ORIGEN-S コード<sup>6)</sup>が使用されている例もある。また、最新の知見に基づいて作られた核データライブラリから中性子輸送計算で使われる多群断面積ライブラリや放射化計算で使われる放射化反応断面積ライブラリも整備されている。共通的な放射能評価方法の構築にあたっては、これらの状況を踏まえつつ、規制における計算実績、最新の知見、汎用性を考慮して検討する必要がある。

我々は、試験研究炉の解体廃棄物の共通的な放射能評価手法の候補として、中性子輸送計算には離散座標法の 2 次元 Sn コード DORT 及びモンテカルロ法の MCNP6.1 コードを、放射化計算には ORIGEN-S コードを用いるとともに、JAEA が開発した JENDL-4.0<sup>7)</sup>と JENDL/AD-2017<sup>8)</sup>の核データライブラリに基づく中性子輸送計算用断面積ライブラリと放射化断面積ライブラリをそれぞれ使用することを考えている。本報では、この手法の妥当性を検討するため、立教大学研究用原子炉<sup>9)</sup>（以下、「立教炉」という）をモデルとして中性子輸送計算及び放射化計算を実施した。

各計算コードを用いて得られた放射能濃度を放射化学分析の結果と比較し、埋設における放射能評価法としての適用可能性を調べるとともに、解体で発生する廃棄物とその放射能レベルに応じてクリアランス又は埋設処分方法で区分するため、コンクリート領域及び黒鉛サーマルカラム領域の放射能濃度分布を求めた。

## 2. 研究炉の解体で発生した廃棄物の放射能評価方法

### 2.1 中性子輸送計算及び放射化計算方法

本報は、研究施設等廃棄物の埋設事業において、試験研究炉の解体等に伴って発生する放射化廃棄物の共通的な放射能評価手法を検討することを目的とする。検討に当たっては、以下の点を念頭に置いた。

- ・ 計算コードの利用実績がある（原子力規制委員会における埋設事業の審査で計算方法が認められると見込まれる）
- ・ 最新の知見を考慮する
- ・ 汎用性が高い、利用しやすい

原子炉施設における放射化計算では、モデル全体における中性子スペクトルを計算した後、対象部分の放射化放射能を評価する。過去の試験研究炉等の炉内構造物及び生体遮蔽体の放射能濃度評価では、中性子スペクトルの計算に離散座標 Sn 法による DOT3.5、DORT、TORT<sup>10</sup>、モンテカルロ法による MCNP が使用されている。DORT コードは、2 次元体系を扱うコードであるが、R-Z 円柱モデルで表現できる原子炉に対して、これまで原子炉内構造物等の放射能評価に使用されてきた実績が多数ある。一方、MCNP は、3 次元で体系を作成することができ、原子炉を正確にモデル化できるメリットがある。最近の計算機の進歩により、計算時間が格段に短縮され、比較的大きな形状でも精度よく MCNP で計算することが可能となった。本報では、Sn コード DOT3.5 より新しい DORT とモンテカルロ法の MCNP を検討に用いることとした。TORT は Sn 法による 3 次元体系を扱えるコードであるが、計算モデルを XYZ 座標系または RZ $\theta$  座標系のどちらかで統一して記述しなければならず、特に XYZ 座標系では円形の原子炉モデルの作成が難しい場合があること、最近の計算事例が見られないことから今回の検討対象とはしなかった。

放射化計算コードの過去の事例では、ORIGEN-MD、ORIGEN-79<sup>11</sup>、ORIGEN-S が使用されている。ORIGEN-MD、ORIGEN-79、ORIGEN-S は、中性子のエネルギーを 3 群に分けて研究炉の炉型ごとの中性子スペクトルの特徴を反映するコードで、これら 3 つのコードの中で最新の SCALE6.0 付属の ORIGEN-S を検討対象とした。

中性子の輸送計算及び放射化計算では、最新の知見を考慮して、JAEA が開発した核データライブラリ JENDL-4.0 及び JENDL/AD-2017 から作成した断面積ライブラリをそれぞれ用いた。

### 2.2 本報で行った検討

本報では、過去にサンプリング試料の放射化学分析を行った場所において放射化計算を行い、サンプリング位置及び材質毎に放射能濃度を評価し、計算手法の適用性を調べた。解体廃棄物の埋設処分の放射能評価に用いる原子炉構造物及び生体遮蔽体の放射化放射能評価では、体系の各辺が 10 m 程度の大きな体系を扱うとともに、その体系が様々な構造物から構成されるため、計算条件やモデルによる不確実性が大きくなり、結果として実際の放射能濃度との差が広がることがある。このため、本報では、測定値と計算値の違いを厳密に議論することではなく、計算方法

が試験研究炉の解体等に伴って発生する放射化廃棄物の放射能評価手法として実用的であることを確認することに主眼を置いた。なお、許認可における廃止措置の放射性廃棄物の放射能濃度は、測定値と比較して、必要に応じて計算値を補正して決定することとなる。

また、原子炉の解体で発生する廃棄物をその放射能レベルに応じてクリアランス又は埋設処分方法で区分するため、原子炉全体について中性子束分布を求めるとともにコンクリート領域と黒鉛サーマルカラム領域の放射能濃度分布を評価した。

### 3. 立教炉の概要

#### 3.1 立教炉の概略

本検討の対象とした立教炉は TRIGA Mark II 型で、熱出力 100kW のタンク型で軽水による自然冷却型である。炉心は有効直径、高さがともに約 36 cm の円筒形で、ウラン濃縮度 20% の U-Zr-H 合金燃料が装填されている。原子炉は、原子炉压力容器、炉内構造物、炉心及び制御棒等から構成され、原子炉压力容器周りには生体遮蔽コンクリートとしてデンスコンクリートが配置されている。1961 年 12 月に臨界に達してから 2001 年 12 月まで約 40 年間運転した後、2002 年 8 月に解体届を提出し、現在、廃止措置準備中<sup>12)</sup>である。立教炉の主要諸元を表 3.1 に、立教炉の概略図（立面図及び平面図）を図 3.1 に示す。立教炉には実験用照射孔やサーマルカラムが存在し、炉心から外側に向けて非対称な配置になっている。これを 2 次元のモデルで計算するため、炉心高さ位置において炉心タンクの外側に生体遮蔽コンクリートが位置する断面（図 3.1 上図の中心から P01 及び P02 方向）を再現した「基本モデル」と、サーマルカラムが位置する断面（図 3.1 上図の中心から P04 方向）を再現した「サーマルカラムモデル」の 2 つの計算モデルを作成した。

#### 3.2 立教炉での試料サンプリング

立教炉の原子炉タンクは、アルミニウム合金製のタンクとそれを覆う炭素鋼製のタンクの二重構造で、その外側に玉石、モルタル、生体遮蔽コンクリートが設置されている。過去の検討において、原子炉タンク付近及びサーマルカラムにおいてコアボーリングを実施し、サンプリング試料としてアルミニウム合金、炭素鋼、生体遮蔽コンクリート及びグラファイトを採取し、それらの元素分析及び放射化学分析を行っている<sup>13)</sup>。試料採取位置を図 3.1 の P01、P02、P03、P04 に示す。

## 4. DORT コード及び ORIGEN-S コードを用いた放射能計算方法

### 4.1 計算の流れ

図 4.1 に中性子輸送断面の作成、中性子スペクトル計算から放射化計算までのフローを示す。本評価では、JENDL-4.0 から作成した中性子 199 群の多群断面ライブラリを用いて DORT による中性子輸送計算を行い、基本モデルとサーマルカラムモデルについて 199 群の中性子スペクトルを計算した。この 199 群の中性子スペクトルを 3 群に縮約し、その 3 群中性子束から ORIGEN-S を用いて放射化放射能を計算した。この放射化計算では、放射能評価対象部分から抽出した 199 群の中性子スペクトルと JENDL/AD-2017 の多群ライブラリ MAXS/AD-2017<sup>14)</sup>から作成した 3 群ライブラリを用いた。

本検討では、(a) サンプル位置 (図 3.1 の P01、P02、P03、P04) での放射能濃度を求めて化学分析値との比較を行うとともに、(b) 原子炉のコンクリート領域及びサーマルカラム領域の放射能濃度分布を求め、コンター図を作成した。コンクリート領域については、基本モデル及びサーマルカラムモデル双方において評価した。

### 4.2 中性子スペクトル計算

#### 4.2.1 巨視的断面ライブラリ作成

中性子輸送計算に用いるため、JENDL-4.0 から作成された MATXS 形式の多群断面ライブラリ MATXSLIB-J40<sup>15)</sup>を TRANSX コード<sup>16),17)</sup>で処理し、上方散乱も考慮した中性子 199 群の巨視的断面ライブラリを作成した。具体的には、TRANSX で熱中性子散乱則データも入った巨視的実効多群ライブラリを物質毎に作成し、GIP コード<sup>18)</sup>で全上方散乱断面を追加した。

MATXSLIB-J40 は、熱中性子を自由ガスモデルで扱っている 406 核種と熱中性子散乱則データを使った 19 種類の物質のライブラリを格納し、中性子 199 群、 $\gamma$ 線 42 群のエネルギー群構造になっている<sup>19)</sup>。

#### 4.2.2 原子炉体系のモデル化

炉心から生体遮蔽コンクリートの外側まで約 3.2 m、垂直方向約 7.2 m の領域について R-Z 座標系のモデルを作成した。メッシュの作成に当たっては、当該物質領域における中性子平均自由行程 ( $\lambda = \Sigma_t^{-1}$ ) をもとにメッシュの幅ができるだけ  $1/2\lambda \sim \lambda$  程度となるように<sup>20)</sup>、基本モデルでは半径方向に 258 メッシュ、高さ方向に 320 メッシュに、サーマルカラムモデルでは半径方向に 280 メッシュ、高さ方向に 324 メッシュに設定した。今回、計算に用いた原子炉体系図 (基本モデル、サーマルカラムモデル) をそれぞれ図 4.2.1、図 4.2.2 に示す。

計算に用いた原子炉体系各領域の元素組成は、立教炉の先行計算<sup>13)</sup>に従い、複数の文献<sup>4),21)~24)</sup>及び分析データを基に主に過大評価となるように設定した。なお、アルミニウム合金、炭素鋼、生体遮蔽コンクリート及び黒鉛については、立教炉から採取した試料の分析値<sup>13)</sup>も一部反映させた。原子炉体系各領域の元素組成を表 4.1 に示す。

### 4.2.3 計算条件等

中性子の線源を設定する上で入力するデータは、線源の中性子のエネルギースペクトル、炉心部での線源強度分布、炉心部全体での発生中性子数の3つである。

中性子のエネルギースペクトルはU-235の次式のWatt型の近似式<sup>25),26)</sup>を用いた。

$$\chi(E) = 0.4527e^{-E/0.965} \sinh(2.29E)^{\frac{1}{2}} \quad \dots\dots (3-1)$$

ここで、 $E$  は中性子エネルギー(MeV)で、エネルギー群毎に上式で得られるスペクトルを線源の中性子スペクトルとして設定した。

原子炉の中性子線源の強度は、原子炉モデルの円柱状の燃料領域のR方向、Z方向のメッシュに運転時の燃焼度の平均的な分布を設定した。

炉心部の単位時間当たりの発生中性子数は、式(3-2)を用い、定格熱出力(100 kW)で運転されているときの中性子数( $7.8 \times 10^{15}$  neutron/sec)とした。

$$N = 3.12 \times 10^{10}(\text{fission/sec/W}) \times 2.5(\text{neutrons/fission}) \times P(W) \quad \dots\dots (3-2)$$

ここで、

N:単位時間当たりの炉心からの発生中性子数 (neutron/sec)

P:定格運転時の熱出力 (W)

上述の他、DORT計算で設定すべきパラメータのうち、散乱のルジャンドル展開次数を一般的に2次元Sn計算で十分とされる3(P3)に<sup>20)</sup>、媒質内での中性子の移動方向に関するSn角度分点を全対称のS16(分点数160)に設定した。付録1にSn角度分点数が中性子束分布に及ぼす影響の検討結果を記載した。また、収束条件として、最大外部反復回数(ISRMX)300、エネルギー群当たりの内部反復最大回数(IFXMI)100、メッシュ毎のフラックスの収束精度(EPP)はデフォルトの0.001、外部反復におけるフラックスの収束精度(EPO)はEPPの2倍の0.002に設定した。

## 4.3 放射化放射能の計算手順

### 4.3.1 3群放射化断面積作成

放射化計算で用いる3群ライブラリは、MAXS/AD-2017と放射化計算を行うメッシュでの代表的な199群の中性子スペクトル(DORT計算で算出)からorigen-s.lib-prodコード<sup>14)</sup>を用いて作成した。

(a)サンプリング位置の放射能濃度評価では、サンプリングした位置と材質毎に放射化計算用のライブラリを作成し、基本モデルの場合、各サンプリング位置(P01、P02、P03)における評価対象の材質(アルミニウム合金、炭素鋼、生体遮蔽コンクリート)毎に熱中性子束が最大となるメッシュでの中性子スペクトルを代表として用いてライブラリを作成した。これは、領域の平均的な放射能濃度は、放射エネルギーの高い部分からの寄与が大きいと考えたためである。同様にサーマルカラムモデルではサンプリング位置(P04)の黒鉛について熱中性子束が最大となるメッシュで



の中性子スペクトルを用いてライブラリを作成した。

(b)コンクリート領域の放射能濃度分布の評価では、位置及び材質に応じて断面積ライブラリを作成し、基本モデルでは図 4.3 左のように 3 ヶ所（普通コンクリート、生体遮蔽用デンスコンクリート、基礎部分の普通コンクリート）、サーマルカラムモデルでは図 4.3 右のように 5 ヶ所（普通コンクリート、生体遮蔽用デンスコンクリート上部、コンクリートドア、生体遮蔽用デンスコンクリート下部、基礎部分の普通コンクリート）をライブラリ作成の区分とした。区分毎に最大の熱中性子束を持つメッシュでの 199 群中性子スペクトルを用い、`origen-s.lib-prod` コードによって ORIGEN-S 用のライブラリを作成した。コンクリート領域の最大の熱中性子束を持つメッシュの位置を図 4.3 のライブラリ作成区分の上に丸印で示した。サーマルカラム領域については、サーマルカラムモデルを用いて最も熱中性子束が大きいメッシュでのスペクトルを用いた。

ORIGEN-S 計算では、輸送計算で求めた各メッシュでの 199 群中性子スペクトルを 3 群化した中性子束から 1 群放射化反応断面積を求める際のパラメータを計算し、入力データとした。3 群の中性子のエネルギー境界は、ORIGEN-S の定義に合わせて、0.625 eV 及び 1MeV とした。

#### 4.3.2 構造材の元素組成及び運転条件

放射化放射能の計算に用いる各領域の元素組成（重量）は、立教炉の先行計算<sup>13)</sup>に従い、複数の文献<sup>4),21)~24)</sup>及び元素組成分析の結果<sup>13)</sup>を反映させて表 4.2 のように決定した。

計算に用いた立教炉の運転履歴<sup>13)</sup>は、年度毎の累積時間及び積算熱出力から、1 日当たり 6 時間連続運転したと仮定した場合の年度毎の運転日数及び平均出力を算出し、表 4.3 のように設定した。放射能インベントリを保守的に求めるため、各年度の初めは運転停止、その後、年度末まで連続運転として計算に用いた。

#### 4.3.3 計算対象

(a)サンプリング位置での放射能濃度は、ORIGEN-S 計算で求めた放射能濃度をメッシュの大きさと重み付けをしてサンプリング位置及び材質毎に平均的な放射能濃度を算出した。評価核種は、先行計算で放射化学分析を実施した H-3、Co-60、Ni-63、Eu-152 (P04 については C-14 も実施)とし、原子炉停止後約 15 年後（2016 年 12 月 1 日）時点での放射能濃度を求めた。また、(b)原子炉のコンクリートの放射能濃度分布の評価核種は、放射化によって生成し、Co-60 よりも半減期が長い $\gamma$ 線放出核種である Eu-152 とし、サーマルカラムモデルでは主な構成元素である黒鉛の C-14 についても放射能濃度を評価した。

## 5. MCNP コード及び ORIGEN-S コードを用いた放射能計算方法

### 5.1 計算の流れ

図 5.1 に MCNP コードを用いた中性子スペクトル計算から放射化計算までのフローを示す。本計算では、分散低減パラメータ自動作成コード ADVANTG<sup>27)</sup>を用いて、MCNP 計算の分散低減のためのウエイトウィンドウ (WW) パラメータを生成し、これと JENDL-4.0 から作成された連続エネルギー断面積ライブラリを用いて MCNP による中性子輸送計算を行い、基本モデルとサーマルカラムモデルの 199 群の中性子スペクトルを計算した。次に、MCNP で計算した放射能評価対象部分の 199 群の中性子スペクトルを用いて 3 群の放射化計算用ライブラリを作成し、DORT 計算と同じ条件で ORIGEN-S 計算を行った。

本検討では、(a) サンプル位置での放射能濃度の評価と、(b) 原子炉全体の放射能濃度分布の評価を行った。

### 5.2 分散低減法

モンテカルロ法の計算では統計誤差を低減するために、検出器 (タリー) への入射粒子数を増やす方法がとられる。本検討では、空間とエネルギーから成る位相空間において、予め設定した WW パラメータ ( $W_U$  及び  $W_L$ ) に従って、粒子のスプリットングやロシアンルーレットを実施する WW 法を採用した。入射した粒子の重みが  $W_U$  より大きい場合はスプリットングを受けてその粒子は分割され、 $W_L$  より小さい場合にはロシアンルーレットによりその粒子は一定の確率で消滅し、 $W_L$  以上  $W_U$  以下の場合には粒子数は変化しない。粒子に重みをもたせ、分割や統合が発生した際に、粒子の重みを変えることにより粒子の重みの総和を保存している。

ADVANTG コードは、付属の Sn コードでタリーの寄与の大きさから最適な WW パラメータを自動作成するコードである。本検討では、ADVANTG の Forward CADIS 法<sup>28)</sup>を用いて WW パラメータを生成した。

### 5.3 中性子スペクトル計算

#### 5.3.1 MCNP 用ライブラリ

MCNP 計算では、PHITS<sup>29)</sup>コード付属の JENDL-4.0 から作成された ACE 形式ファイル AceLibJ40 を用いた。

#### 5.3.2 原子炉体系のモデル化

計算モデルは DORT 計算で用いた R-Z モデルと同様のモデルとした。MCNP では円柱などを組み合わせて、同じ材質で構成される一つの領域をセルとして表現する。(a) 試料サンプル位置の評価に用いたセルタリーでは、同じ材質で構成される一つの領域全体をタリーとし、その領域での平均的な 199 群の中性子スペクトルを計算した。ここでは、試料サンプル位置及び材質毎にタリーを設定している。(b) 原子炉全体の評価に用いたメッシュタリーでは、DORT 計算で用いたメッシュと同じ位置、間隔のタリーで中性子スペクトルを計算した。

### 5.3.3 計算条件等

線源の中性子のエネルギースペクトル、炉心部での線源強度分布、炉心部全体での発生中性子数は、4.2.3 項の DORT と同条件とした。

また、ADVANTG で生成した WW ファイルを用いた。

### 5.3.4 原子炉全体の評価のための WW パラメータ変更

(b)原子炉全体の放射能評価に用いる MCNP 計算では、ADVANTG が生成した WW を用いた場合、解体廃棄物には該当しない原子炉冷却水の領域で collisions 数が大きくなり、ここで非常に多くのスプリットングが発生し、多大の計算時間がかかっていた。エネルギー0.025 eV での原子炉全体の  $W_L$  の分布を調べたところ、原子炉上部の冷却水の一部で  $W_L$  が非常に小さく ( $10^{-16}$  以下) になっていたことが原因として考えられたため、 $10^{-16}$  より小さい  $W_L$  を大きい値に変更してスプリットングを抑制し、計算時間の短縮を図った。エネルギー0.025 eV における、ADVANTG で生成した  $W_L$  と変更後の原子炉全体の  $W_L$  の分布の様子を図 5.2 に、変更前後の  $W_L$  の関係を図 5.3 に示す。なお、図 5.3 には変更する前の  $W_L$  も破線で示してある。

## 5.4 放射化放射能の計算手順

### 5.4.1 3群放射化断面積作成

放射化計算で用いる 3群ライブラリは、評価対象領域において MCNP で計算した 199 群中性子スペクトルを荷重関数とし `origen-s.lib-prod` コードを用いて MAXS/AD-2017 から作成した。

荷重関数には(a)試料サンプリング位置の評価ではセルタリーの平均的な中性子スペクトルを用い、(b)原子炉全体の評価では、図 4.3 に示すような材質毎に熱中性子束が最大であった位置のメッシュタリーにおける中性子スペクトルを用いた。

### 5.4.2 計算条件及び計算対象

4.3.2 項と同じ計算条件、4.3.3 項と同じ計算対象で ORIGEN-S の計算を行った。(a)試料サンプリング位置での放射能濃度を求める ORIGEN-S 計算の 3群中性子束の入力データは、セルタリーの結果を用い、(b)コンクリート領域及びサーマルカラム領域の放射能濃度分布計算では、メッシュタリーの結果を用いた。

## 6. DORT コードと MCNP コードを用いた計算結果及び分析値との比較

### 6.1 サンプル位置での放射能評価

#### 6.1.1 放射化計算に用いた中性子スペクトル

ORIGEN-S による放射化計算用のライブラリ作成に用いたサンプル位置 P01、P02、P03、P04 での 199 群の中性子スペクトルをそれぞれ図 6.1.1、図 6.1.2、図 6.1.3、図 6.1.4 に材質毎（アルミニウム、炭素鋼、コンクリート）に示す。これらの図では、199 群の中性子束の和でそれぞれの群の中性子束を除し、1 に規格化している。

#### 6.1.2 放射能濃度

表 6.1 に 2016 年 12 月 1 日時点の放射化学分析の結果（測定値）と放射化計算の結果を示す。材質、核種及びサンプル位置毎に、測定値と DORT 及び MCNP を用いた放射化計算の結果を記載している。P01、P02、P03 の計算結果は基本モデル、P04 の計算結果はサーマルカラムモデルによる計算から得られたものである。測定値と DORT 及び MCNP を用いた計算値との比を取ると、P01、P02、P03 においては、材質及び核種に係わらずサンプル位置で比較的良好一致しており、例えば P01 では計算値が測定値の 0.4~0.9 倍程度、P02 では 0.8~1.5 倍程度、P03 では例外はあるものの 1.5~3 倍程度である。一方、P04 では、H-3、Co-60、Ni-63、Eu-152 の計算値が著しく測定値を過大評価しており、これは計算で用いた起源元素の含有量として分析の定量下限値を使用したためと考えられる。また、C-14 で計算が過小評価になっているのは、先行研究<sup>13)</sup>で説明されているように、黒鉛中の窒素の分析手法に問題があったためであろう。

### 6.2 原子炉全体の放射能濃度評価

#### 6.2.1 2次元中性子束分布

DORT コード及び MCNP コードを用いて計算した、定格熱出力 100 kW 運転時における 3 群中性子束の基本モデルのコンター図を図 6.2.1~図 6.2.3 に、サーマルカラムモデルのコンター図を図 6.3.1~図 6.3.3 示す。それぞれ、左上に DORT 計算による中性子束分布を、右上に MCNP による中性子束分布を、右下には MCNP 計算の相対誤差の分布を 0~1 で示した。また、基本モデルには P01~P03 の試料採取位置を、サーマルカラムモデルには P03、P04 の試料採取位置を示した。

MCNP の相対誤差 (FSD) については、自動生成された WW を変更し意図的に大きくした領域では、FSD の値が大きく計算の不確かさが大きいことが確認できる。中性子束分布が  $10^{10}$ ~ $10^{12}$  と幅広い原子炉体系で ADVANTG によって作成した WW をそのまま適用することは難しいと考えられる。

原子炉冷却水のタンクを構成するモルタルとアルミニウム合金の間には、炉心からの高さ 2.3m までは玉石が充填され、2.3 m より上では空気になっているため、全てのコンター図に共通してこの領域 ( $Z > 2.3$  m、 $R \sim 100$  cm) でストリーミング<sup>20)</sup>の効果が見られる。ストリーミング効果は MCNP コードでは正確に計算できるが、DORT コードでは Sn 分点の制約により正確には計算できないことが知られている。図 6.2.1 の基本モデルの相対誤差の小さい領域では  $1 \times 10^{-4}$

$\text{n/cm}^2/\text{sec}$  より小さい中性子束において、DORT と MCNP の熱中性子束分布の違いが顕著に見られ、隣接する普通コンクリート中 ( $R=120\text{ cm}$ 、 $Z=360\text{ cm}$  付近) において DORT が数桁小さくなっているのは、そのことが原因である。

### 6.2.2 原子炉径方向、垂直方向の中性子束分布

前節のコンター図作成に用いたデータを基に、基本モデルの径方向の DORT 計算及び MCNP 計算による中性子束分布を図 6.4.1～図 6.4.3 に、それぞれ熱中性子束、熱外中性子束及び高速中性子束について示す。同様に、基本モデルの垂直方向の分布を図 6.5.1～図 6.5.3 に、サーマルカラムモデルの径方向の分布を測定値とともに図 6.6.1～図 6.6.3 に、サーマルカラムモデルの垂直方向の分布を図 6.7.1～図 6.7.3 に示す。MCNP 計算の結果は、MCNP の統計誤差と一緒にプロットしている。径方向の分布は炉心中心の高さ、垂直方向の分布は炉心中心における分布である。

図 6.4.1～図 6.7.3 から MCNP と DORT 計算結果はほぼ一致しており、原子炉全体の計算を終わらせるため MCNP の精度を一部落とした手法であっても、大まかな分布を求める上で問題はないと考えられる。また、本検討では行っていないが、MCNP の計算領域を限定し、分布を求めたい方向への粒子のウェイトを大きくすることで、目的の領域において誤差を小さくすることができる。なお、DORT と MCNP 計算結果の差の原因の一つに  $S_n$  分点の影響が考えられ、付録 1 で考察した。

図 6.6.1 では、炉心から約 2.2 m より内側のサーマルカラムにおいて測定された熱中性子束の分布と、サーマルカラムモデルを用いた DORT 及び MCNP による熱中性子束はいずれも測定値と数分の 1 から数倍程度で一致していることがわかる。

### 6.2.3 2次元放射能濃度分布

図 6.8.1～図 6.8.3 に DORT 及び MCNP 計算結果を用いた 2016 年 12 月 1 日時点の放射能濃度のコンター図を示す。図 6.8.1 は、基本モデルのコンクリート領域の Eu-152 の放射能濃度 ( $\text{Bq/g}$ ) の分布、図 6.8.2 はサーマルカラムモデルのコンクリート領域の Eu-152 の放射能濃度分布、図 6.8.3 はサーマルカラムモデルの黒鉛サーマルカラム領域の C-14 の放射能濃度分布である。

例えば、Eu-152 のクリアランスレベルは  $0.1\text{ Bq/g}$  であるので、図 6.8.1 と図 6.8.2 より、コンクリート領域の Eu-152 のみに着目した場合には、径方向についてはサーマルカラム構造が無い方向で中心から 140 cm、サーマルカラムがある方向では中心から 200 cm より外側の部分が、高さ方向については 130 cm～100 cm より外側の部分がクリアランス処分できることがわかる。

## 7. まとめ

本報では、立教炉を対象に、DORT コード及び MCNP コードを用いて中性子輸送計算を行い、SCALE6.0 付属の ORIGEN-S コードを用いて放射化放射能を評価した。試料サンプリング位置での放射能濃度を評価し放射化学分析の結果と比較したところ、評価値は分析値の 0.4 倍～3 倍程度であった。埋設処分における廃棄物の放射能濃度の評価において、実測値と計算値の差を考慮して適切に補正するなどの対応も含めると、上記の放射能評価方法は、埋設処分における廃棄物の放射能濃度に用いることが可能であると言える。

また、モデル化した 2 次元の原子炉全体のコンクリート領域及びサーマルカラム領域の放射能濃度分布も評価することができたことから、原子炉全体を対象に DORT 及び MCNP コード並びに ORIGEN-S コードを用いた放射能評価計算が使用できることがわかった。

今後、実験照射孔など 2 次元 R-Z モデルで表現が難しい部分についても放射能濃度評価を行い、周囲の放射能濃度分布や解体廃棄物の放射エネルギーに対する影響などを確認する。また、DORT、MCNP、ORIGEN などの計算コードや核データの新しいバージョンが公開された場合には、それらの利用の動向を踏まえて評価方法への取り入れを検討していくこととする。

## 謝 辞

本報を執筆するにあたり、立教大学原子力研究所の花井亮氏をはじめ研究炉会合グループの方々のご協力に感謝の意を表します。また、MCNPの計算に関してご協力頂いた埋設技術開発室の戸塚真義氏、立教炉を用いた先行計算に関してご助言頂きましたバックエンド統括本部 バックエンド推進部 廃棄体化推進室の村上昌史氏に感謝の意を表します。最後に、本報をまとめるにあたり、貴重なご意見を頂いた原子力科学研究部門 原子力科学研究所 原子力基礎工学研究センター 炉物理標準コード研究グループの今野力氏に感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) Rhoades, W.A., DOT3.5 Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code, ORNL/RSIC/CCC-276, 1975.
- 2) Rhoades, W.A. et al., The DORT two-dimensional discrete ordinates transport code, Nucl. Sci. Eng. vol. 99, No.1, 1988, pp. 88-89.
- 3) Emmett, M.B. et al., The DORT section of A User's Manual for MASH 1.0 - A Monte Carlo Adjoint Shielding Code System, ORNL/TM-11778, 1992.
- 4) 助川武則ほか, 原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討 (受託研究), JAERI-Tech 2001-058, 2001, 81p.
- 5) Goorley, J.T. et al., Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0, LA-UR-13-22934, 2013.
- 6) Gauld, I.C. et al., ORIGEN-S: SCALE SYSTEM MODULE TO CALCULATE FUEL DEPLETION, ACTINIDE TRANSMUTATION, FISSION PRODUCT BUILDUP AND DECAY, AND ASSOCIATED RADIATION SOURCE TERMS, ORNL/TM-2005/39, Version6 Vol. II, Sect. F7, 2009, 88p.
- 7) Shibata, K. et al., JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, J. Nucl. Sci. Technol., vol.48, No.1, 2011, pp.1-30.
- 8) Shibata, K. et al., Activation Cross-section File for Decommissioning of LWRs, JAEA-Conf 2016-004, 2016, pp.47-52.
- 9) 原澤進, 立教大学における研究炉廃止措置実績, デコミッションング技報, No.33, 2006, pp. 13-25.
- 10) Rhoades, W.A. et al., The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code, ORNL/TM-13221, 1997.
- 11) OAKRIDGE NATIONAL LABORATORY, ORIGEN-79: Isotope Generation and Depletion Code - Matrix Exponential Method, CCC-217, 1979.
- 12) 立教大学原子力研究所 ホームページ, <https://www.rikkyo.ac.jp/research/institute/ifae/> (accessed 2021-12-20).
- 13) 村上昌史ほか, 試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2019-003, 2019, 50p.
- 14) Konno, C., Development of multi-group neutron activation cross-section library from JENDL/AD-2017, Proceedings of the 2019 Symposium on Nuclear Data, November 28-30, 2019, Kyushu University, Chikushi Campus, Fukuoka, Japan, JAEA-Conf 2020-001, 2020, pp.193-197.
- 15) 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 2021-12-20).
- 16) MacFarlane, R.E., TRANSX 2: a code for interfacing MATXS cross-section libraries to nuclear transport codes, LA-12312-MS, 1992, 123p.



- 17) Konno, C. 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), Santa Fe, 2018, CD-ROM.
- 18) Rhoades, W.A. et al., DOS: The Discrete Ordinates System, ORNL/TM-8362, 1982.
- 19) Okumura, K., Nuclear Data for Prediction of Isotope Generation and Depletion, Proceedings of the 2011 Symposium on Nuclear Data, November 16-17, 2011, Ricotti, Tokai, Japan, JAEA-Conf 2012-001, 2012, pp.39-44.
- 20) 小佐古敏荘ほか編, 放射線遮蔽 (原子力教科書), オーム社, 2010, 208p.
- 21) Oak, H.D. et al., Technology, safety and costs of decommissioning a reference boiling water reactor power station (appendices), NUREG/CR-0672-vol. 2, 1980, 666p.
- 22) Evans, J.C. et al., Long-lived activation products in reactor materials, NUREG/CR-3474, 1984, 167p.
- 23) 川太徳夫ほか, 「ふげん」発電所の主要構造材元素組成分析, 日本原子力学会和文論文誌, vol. 9, No. 4, 2010, pp.405-418.
- 24) 岸本 克己ほか, 中性子束分布計算に3次元体系を導入したJRR-2原子炉本体放射化放射能量評価, JAERI-Tech 2005-016, 2005, 83p.
- 25) Watt, B.E., Energy Spectrum of Neutrons from Thermal Fission of  $U^{235}$ , Phys. Rev., vol.87, No.6, 1952, pp.1037-1041.
- 26) Cranberg, L. et al., Fission Neutron Spectrum of  $U^{235}$ , Phys. Rev., vol.103, No.3, 1956, pp.662-670.
- 27) Mosher, S.W. et al., ADVANTG-An Automated Variance Reduction Parameter Generator, ORNL/TM-2013/416, Rev.1, 2015, 97p.
- 28) Wagner, J.C. et al., FW-CADIS method for global and regional variance reduction of Monte Carlo Radiation transport calculation, Nucl. Sci. Eng., vol.176, No.1, 2014, pp.37-57.
- 29) Sato, T. et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol., vol.55, No.6, 2018, pp.684-690.

表 3.1 立教炉の主要諸元

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

表 4.1 原子炉体系各領域の元素組成 (1/3)

( $1 \times 10^{24} / \text{cm}^3$ )

元素又は核種	炉心	上部反射壁	下部反射壁	炉心部 グラファイト	炉心タンク	側部反射体
H	4.505E-02	2.280E-02	3.470E-02	2.400E-02	—	—
B-10	—	—	—	—	—	—
B-11	—	—	—	—	—	—
C	—	3.532E-02	3.144E-02	3.532E-02	—	8.273E-02
N	—	—	—	—	—	—
O	1.140E-02	1.140E-02	1.735E-02	1.200E-02	—	—
Na	—	—	—	—	—	—
Mg	—	—	—	—	—	—
Al	3.278E-03	1.408E-02	6.131E-03	8.682E-03	6.071E-02	—
Si	—	—	—	—	—	—
P	—	—	—	—	—	—
S	—	—	—	—	—	—
K	—	—	—	—	—	—
Ca	—	—	—	—	—	—
Ti	—	—	—	—	—	—
V	—	—	—	—	—	—
Cr	—	—	—	—	—	—
Mn	—	—	—	—	—	—
Fe	—	—	—	—	—	—
Co	—	—	—	—	—	—
Ni	—	—	—	—	—	—
Cu	—	—	—	—	—	—
Zr	2.237E-02	—	—	—	—	—
Ba	—	—	—	—	—	—
Pb	—	—	—	—	—	—
U-235	1.527E-04	—	—	—	—	—
U-238	6.029E-04	—	—	—	—	—

元素又は核種	回転照射 棚うけ	底部グリッド 板	中央シンプル	原子炉冷却水	アルミニウム タンク	非アルカリ性 玉石
H	—	—	—	6.686E-02	—	9.178E-04
B-10	—	—	—	—	—	—
B-11	—	—	—	—	—	—
C	—	—	—	—	—	—
N	4.269E-05	—	—	—	—	—
O	1.129E-05	—	—	3.343E-02	—	3.250E-02
Na	—	—	—	—	—	1.023E-03
Mg	—	—	—	—	7.932E-04	8.415E-05
Al	—	6.071E-02	6.071E-02	—	5.872E-02	2.796E-03
Si	—	—	—	—	4.576E-04	1.301E-02
P	—	—	—	—	—	—
S	—	—	—	—	—	—
K	—	—	—	—	—	1.204E-03
Ca	—	—	—	—	—	2.136E-04
Ti	—	—	—	—	5.034E-05	2.913E-05
V	—	—	—	—	—	—
Cr	—	—	—	—	1.081E-04	—
Mn	—	—	—	—	4.386E-05	—
Fe	—	—	—	—	1.249E-04	2.810E-04
Co	—	—	—	—	—	—
Ni	—	—	—	—	—	—
Cu	—	—	—	—	6.624E-05	—
Zr	—	—	—	—	—	—
Ba	—	—	—	—	—	—
Pb	—	—	—	—	—	—
U-235	—	—	—	—	—	—
U-238	—	—	—	—	—	—

表 4.1 原子炉体系各領域の元素組成 (2/3)

( $1 \times 10^{24} / \text{cm}^3$ )

元素又は核種	モルタル	炭素鋼タンク	生体遮蔽コンクリート	普通コンクリート	基礎コンクリート	空気
H	1.178E-02	—	9.150.E-03	9.256E-03	9.256E-03	—
B-10	—	—	—	—	—	—
B-11	—	—	—	—	—	—
C	—	9.786.E-04	—	—	—	—
N	—	2.819.E-05	—	—	—	4.269E-05
O	3.912E-02	—	4.227.E-02	4.253E-02	4.253E-02	1.129E-05
Na	6.969E-04	4.704.E-06	1.091.E-03	1.187E-03	1.187E-03	—
Mg	5.739E-04	—	9.053.E-04	8.830E-04	8.830E-04	—
Al	2.249E-03	5.750.E-05	3.454.E-03	3.385E-03	3.385E-03	—
Si	1.201E-02	—	1.178.E-02	1.315E-02	1.315E-02	—
P	—	7.590.E-05	2.612.E-04	—	—	—
S	7.258E-05	7.331.E-05	6.560.E-05	4.959E-05	4.959E-05	—
K	5.117E-04	—	4.759.E-04	5.548E-04	5.548E-04	—
Ca	3.739E-03	1.642.E-06	2.955.E-03	3.211E-03	3.211E-03	—
Ti	4.622E-05	—	6.760.E-05	7.439E-05	7.439E-05	—
V	—	7.384.E-06	3.271.E-06	—	—	—
Cr	—	1.537.E-04	3.392.E-06	—	—	—
Mn	—	8.729.E-04	1.110.E-05	—	—	—
Fe	4.407E-04	8.327.E-02	5.641.E-03	9.727E-04	9.727E-04	—
Co	—	9.015.E-06	—	—	—	—
Ni	—	3.485.E-05	—	—	—	—
Cu	—	1.280.E-04	—	—	—	—
Zr	—	—	—	—	—	—
Ba	—	1.861.E-05	—	—	—	—
Pb	—	—	—	—	—	—
U-235	—	—	—	—	—	—
U-238	—	—	—	—	—	—

元素又は核種	上部グリッド板	アルミケース	サーマルカラム	サーマルカラムボラール板	コンクリートドアボラール板	コンクリートドア
H	—	—	—	—	—	8.061E-03
B-10	—	—	—	4.089E-03	4.089E-03	—
B-11	—	—	—	1.778E-02	1.778E-02	—
C	—	—	8.623E-02	5.390E-03	5.390E-03	—
N	—	—	—	—	—	—
O	—	—	—	—	—	3.168E-02
Na	—	—	—	—	—	5.894E-04
Mg	—	—	—	—	—	5.550E-04
Al	6.071E-02	6.071E-02	—	4.464E-02	4.464E-02	2.107E-03
Si	—	—	1.180E-06	—	—	7.565E-03
P	—	—	—	—	—	—
S	—	—	—	—	—	6.255E-05
K	—	—	—	—	—	2.943E-04
Ca	—	—	—	—	—	2.747E-03
Ti	—	—	—	—	—	3.721E-05
V	—	—	—	—	—	—
Cr	—	—	—	—	—	—
Mn	—	—	—	—	—	—
Fe	—	—	—	—	—	2.420E-02
Co	—	—	—	—	—	—
Ni	—	—	—	—	—	—
Cu	—	—	—	—	—	—
Zr	—	—	—	—	—	—
Ba	—	—	—	—	—	—
Pb	—	—	—	—	—	—
U-235	—	—	—	—	—	—
U-238	—	—	—	—	—	—

表 4.1 原子炉体系各領域の元素組成 (3/3)

( $1 \times 10^{24} / \text{cm}^3$ )

元素又は核種	コンクリート ドアフレーム	スチール シールド
H	—	—
B-10	—	—
B-11	—	—
C	—	—
N	—	—
O	—	—
Na	—	—
Mg	—	—
Al	—	—
Si	—	—
P	—	—
S	—	—
K	—	—
Ca	—	—
Ti	—	—
V	—	—
Cr	—	—
Mn	—	—
Fe	8.454E-02	8.454E-02
Co	—	—
Ni	—	—
Cu	—	—
Zr	—	—
Ba	—	—
Pb	—	—
U-235	—	—
U-238	—	—

表 4.2 放射能濃度評価対象とした領域の微量元素を含む元素組成<sup>13)</sup>

領域 元素	アルミニウムタンク	炭素鋼タンク	生体遮蔽コンクリート	サーマルコラム
重量比 (wt%)				
H			0.57	
Li	0.0000066 <sup>a</sup>	0.00003 <sup>a</sup>	0.00101 <sup>b</sup>	0.00002 <sup>c</sup>
B			0.002	0.00005
C		0.25		100
N		0.0084	0.00217 <sup>b</sup>	0.001 <sup>c</sup>
O			41.8 <sup>b</sup>	
Na		0.0023	1.55	0.0001
Mg	1.2		1.36	0.000008
Al	98.61	0.033	5.76	0.00006
Si	0.8		20.44	0.0032
P		0.05	0.5	
S		0.05	0.13	
Cl		0.004	0.0174 <sup>b</sup>	0.002 <sup>c</sup>
K		0.0012	1.15	
Ca		0.0014	7.32 <sup>b</sup>	
Sc		0.000026	0.00065	
Ti	0.15	0.0002	0.2	
V		0.008	0.0103	0.0012
Cr	0.35	0.17	0.0109	0.000028
Mn	0.15	1.02	0.0377	0.000002
Fe	0.434 <sup>b</sup>	98.9 <sup>b</sup>	19.47 <sup>b</sup>	0.0005 <sup>c</sup>
Co	0.000124 <sup>b</sup>	0.0113 <sup>b</sup>	0.00542 <sup>b</sup>	0.000005 <sup>c</sup>
Ni	0.00215 <sup>b</sup>	0.0435 <sup>b</sup>	0.00471 <sup>b</sup>	0.00002 <sup>c</sup>
Cu	0.262 <sup>b</sup>	0.173 <sup>b</sup>	0.0025	0.00002 <sup>c</sup>
Zn	0.25	0.01	0.0075	
Ga		0.008	0.00088	
As		0.0532	0.00079	
Se		0.00007	0.000092	
Br		0.000085	0.00024	
Rb		0.0048	0.0035	
Sr		0.000015	0.0438	0.000039
Y		0.002	0.00182	
Zr		0.001	0.0071	
Nb	0.00005 <sup>c</sup>	0.00005 <sup>c</sup>	0.00043	
Mo		0.000056	0.00103	
Pd			0.0003	
Ag	0.00005 <sup>c</sup>	0.000114 <sup>b</sup>	0.00002	
Cd			0.00003 <sup>a</sup>	0.00002 <sup>c</sup>
In				0.0000047
Sn			0.0007	
Sb		0.0011	0.00018	
Cs		0.00002 <sup>a</sup>	0.00013	
Ba		0.0273	0.0169 <sup>b</sup>	
La		0.00001	0.0013	
Ce		0.0001	0.00243	
Sm		0.0000017	0.0002	
Eu	0.00005 <sup>c</sup>	0.0000031 <sup>a</sup>	0.00005 <sup>c</sup>	0.000005 <sup>c</sup>
Gd				0.0000005
Tb		0.000045	0.000041	
Dy			0.00023	
Ho		0.00008	0.00009	
Yb		0.0001	0.00014	
Lu		0.00002	0.000027	
Hf		0.000021	0.00022	
Ta		0.000013	0.000044	
W		0.00055	0.00014	
Pb		0.082	0.0061	0.000012
Th		0.000018	0.000221 <sup>b</sup>	
U	0.000091 <sup>b</sup>	0.00002 <sup>a</sup>	0.00005 <sup>c</sup>	0.000005 <sup>c</sup>

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

表 4.3 立教炉の運転履歴

No.	年度*1)	累積時間 (hour)	積算出力 (kWh)	区間運転時間 (hour)	区間積算出力 (kWh)	計算に用いた運転履歴		
						運転日数*2) (day)	停止日数*3) (day)	平均出力*4) (kW)
1	1961	125	4,270	125.1	4,270	20.85	230.00	8.5332E+00
2	1962	935	59,481	810.0	55,211	135.00	189.55	1.7040E+01
3	1963	1,988	117,422	1052.7	57,941	175.45	195.88	1.3760E+01
4	1964	3,003	194,631	1014.7	77,209	169.12	183.38	1.9023E+01
5	1965	4,092	288,296	1089.7	93,665	181.62	158.47	2.1489E+01
6	1966	5,331	388,862	1239.2	100,566	206.53	165.02	2.0288E+01
7	1967	6,531	489,997	1199.9	101,135	199.98	171.38	2.1072E+01
8	1968	7,693	588,421	1161.7	98,424	193.62	182.38	2.1181E+01
9	1969	8,789	676,580	1095.7	88,159	182.62	200.13	2.0115E+01
10	1970	9,778	752,515	989.2	75,935	164.87	214.22	1.9191E+01
11	1971	10,683	821,460	904.7	68,945	150.78	194.65	1.9052E+01
12	1972	11,705	907,917	1022.1	86,457	170.35	154.37	2.1147E+01
13	1973	12,969	1,017,097	1263.8	109,180	210.63	168.47	2.1598E+01
14	1974	14,148	1,116,832	1179.2	99,735	196.53	158.73	2.1145E+01
15	1975	15,385	1,223,369	1237.6	106,537	206.27	213.75	2.1521E+01
16	1976	16,293	1,301,104	907.5	77,735	151.25	226.47	2.1415E+01
17	1977	17,124	1,376,221	831.2	75,117	138.53	238.05	2.2593E+01
18	1978	17,886	1,448,064	761.7	71,843	126.95	243.85	2.3580E+01
19	1979	18,613	1,511,174	726.9	63,110	121.15	245.25	2.1705E+01
20	1980	19,331	1,574,472	718.5	63,298	119.75	265.10	2.2024E+01
21	1981	19,931	1,627,246	599.4	52,774	99.90	240.82	2.2011E+01
22	1982	20,676	1,690,965	745.1	63,719	124.18	262.30	2.1379E+01
23	1983	21,292	1,739,476	616.2	48,511	102.70	224.45	1.9682E+01
24	1984	22,135	1,813,686	843.3	74,210	140.55	201.12	2.2000E+01
25	1985	23,118	1,895,858	983.3	82,172	163.88	227.37	2.0892E+01
26	1986	23,944	1,965,606	825.8	69,748	137.63	226.53	2.1115E+01
27	1987	24,775	2,037,546	830.8	71,940	138.47	223.73	2.1648E+01
28	1988	25,623	2,111,195	847.6	73,649	141.27	226.82	2.1723E+01
29	1989	26,452	2,183,122	829.1	71,927	138.18	226.73	2.1688E+01
30	1990	27,281	2,255,303	829.6	72,181	138.27	224.40	2.1752E+01
31	1991	28,125	2,330,336	843.6	75,033	140.60	234.95	2.2236E+01
32	1992	28,905	2,400,905	780.3	70,569	130.05	239.62	2.2610E+01
33	1993	29,658	2,469,221	752.3	68,316	125.38	233.50	2.2702E+01
34	1994	30,447	2,538,940	789.0	69,719	131.50	234.05	2.2091E+01
35	1995	31,232	2,609,759	785.7	70,819	130.95	244.08	2.2534E+01
36	1996	31,958	2,674,938	725.5	65,179	120.92	297.12	2.2460E+01
37	1997	32,365	2,709,841	407.3	34,903	67.88	287.73	2.1423E+01
38	1998	32,829	2,748,197	463.6	38,356	77.27	294.83	2.0684E+01
39	1999	33,250	2,783,085	421.0	34,888	70.17	344.33	2.0717E+01
40	2000	33,374	2,793,325	124.0	10,240	20.67	—	2.0645E+01

\*1) 4月1日～翌年3月31日

\*2) 運転日数(d)=区間運転時間(h)/6(h/d)にて算出

\*3) 停止日数(d)=365(d)-翌年度の運転日数(d)

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

表 6.1 サンプルング試料の放射能濃度測定結果と計算結果

材質 (領域)	核種	サンプリング	測定値 (Bq/g)	DORT (Bq/g)	MCNP (Bq/g)	DORT/測定	MCNP/測定
アルミニウム合金 (アルミニウムタンク)	H-3	P01	0.105 ± 0.001	0.0570	0.0543	0.54	0.52
		P02	0.0255 ± 0.0007	0.0364	0.0368	1.4	1.4
		P03	0.00234 ± 0.00052	0.0367	0.0284	16	12
	Co-60	P01	0.154 ± 0.006	0.100	0.0962	0.65	0.62
		P02	0.0682 ± 0.0045	0.0647	0.0654	0.94	0.96
		P03	0.0417 ± 0.005	0.0630	0.0504	1.5	1.2
	Ni-63	P01	0.314 ± 0.009	0.135	0.166	0.43	0.53
		P02	0.119 ± 0.009	0.0986	0.113	0.83	0.95
		P03	0.0588 ± 0.005	0.107	0.0861	1.8	1.5
炭素鋼 (炭素鋼タンク)	H-3	P03	<0.0016	0.173	0.131	>108	>82
	Co-60	P01	3.38 ± 0.07	3.09	3.10	0.92	0.92
		P02	1.45 ± 0.03	1.97	2.15	1.4	1.5
		P03	0.785 ± 0.019	1.35	1.03	1.7	1.3
	Ni-63	P01	0.588 ± 0.019	0.364	0.374	0.62	0.64
		P02	0.258 ± 0.016	0.256	0.260	0.99	1.00
		P03	0.0727 ± 0.0086	0.162	0.124	2.2	1.7
Eu-152	P03	<0.077	0.0347	0.0246	>0.45	>0.32	
デンスコンクリート (生体遮蔽コンクリート)	H-3	P01	9.91 ± 0.01	7.95	8.26	0.80	0.83
		P02	4.79 ± 0.01	5.69	5.90	1.2	1.2
		P03	1.136 ± 0.003	3.60	2.79	3.2	2.5
	Co-60	P01	1.13 ± 0.02	0.890	0.930	0.79	0.82
		P02	0.518 ± 0.01	0.617	0.666	1.2	1.3
		P03	0.18 ± 0.002	0.383	0.316	2.1	1.8
	Eu-152	P01	1.38 ± 0.02	0.690	0.771	0.50	0.56
		P02	0.536 ± 0.01	0.577	0.552	1.1	1.0
		P03	0.116 ± 0.002	0.328	0.261	2.8	2.3
黒鉛 (サーマルカラム)	H-3	P04	1.65 ± 0.01	6.85E+03	7.06E+03	4.2E+03	4.3E+03
	C-14	P04	323 ± 0.3	129	133	0.40	0.41
	Co-60	P04	0.337 ± 0.003	31.4	32.5	93	97
	Ni-63	P04	0.0788 ± 0.0055	3.79	3.91	48	50
	Eu-152	P04	0.0145 ± 0.0018	2.57E+03	2.64E+03	1.8E+05	1.8E+05



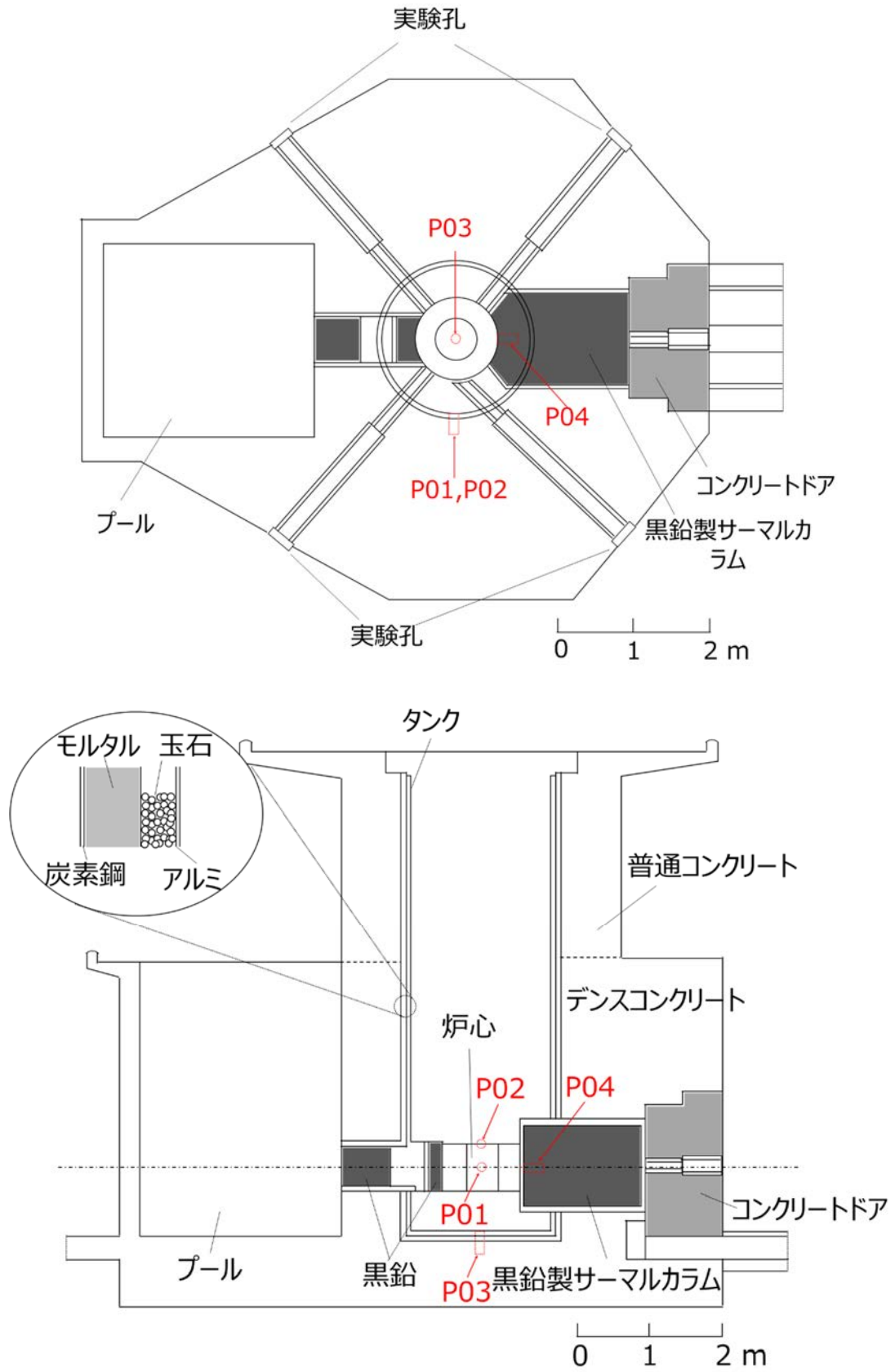


図 3.1 立教炉の概略図（上：平面図、下：立面図）

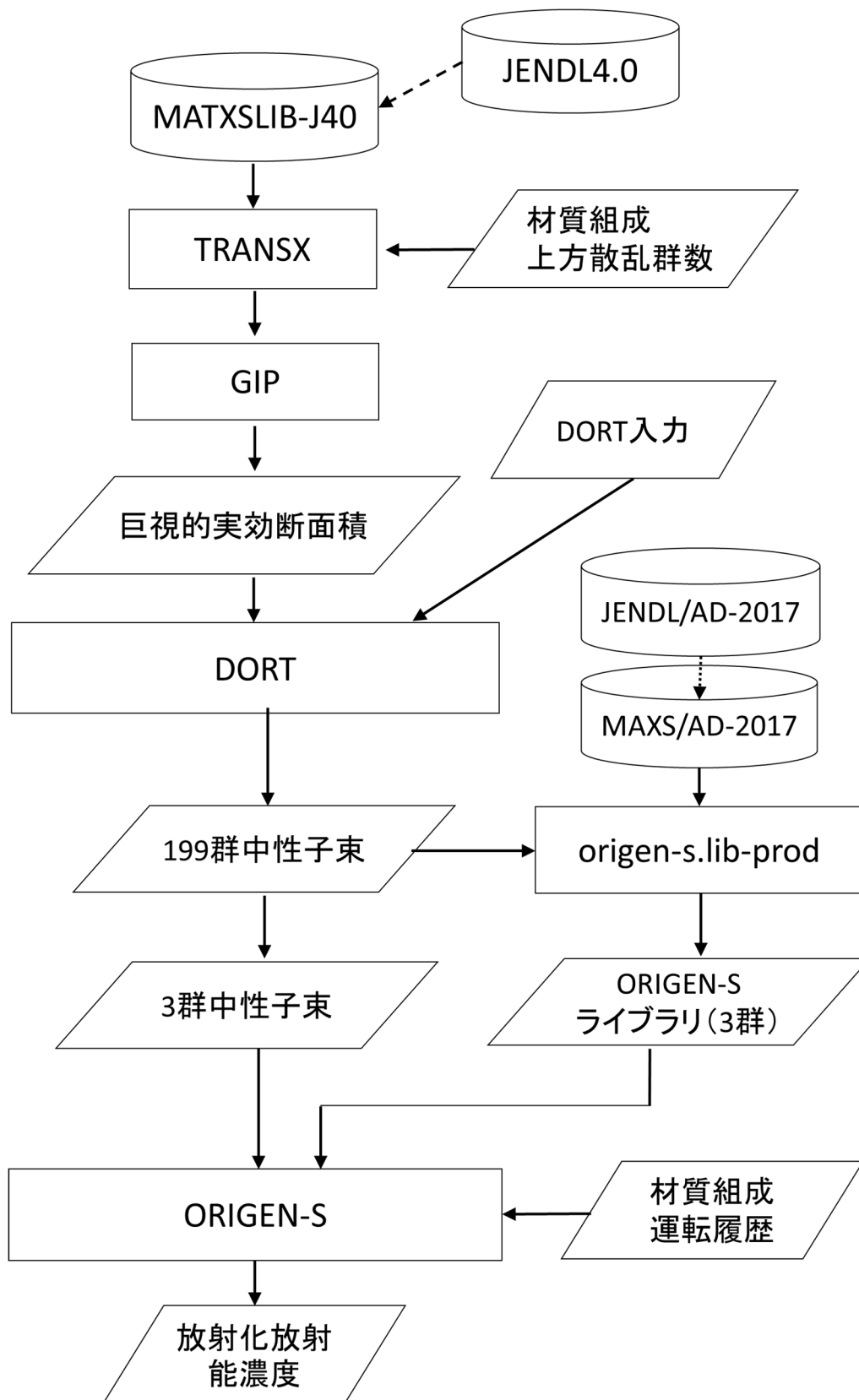


図 4.1 DORT を用いた放射能計算フロー

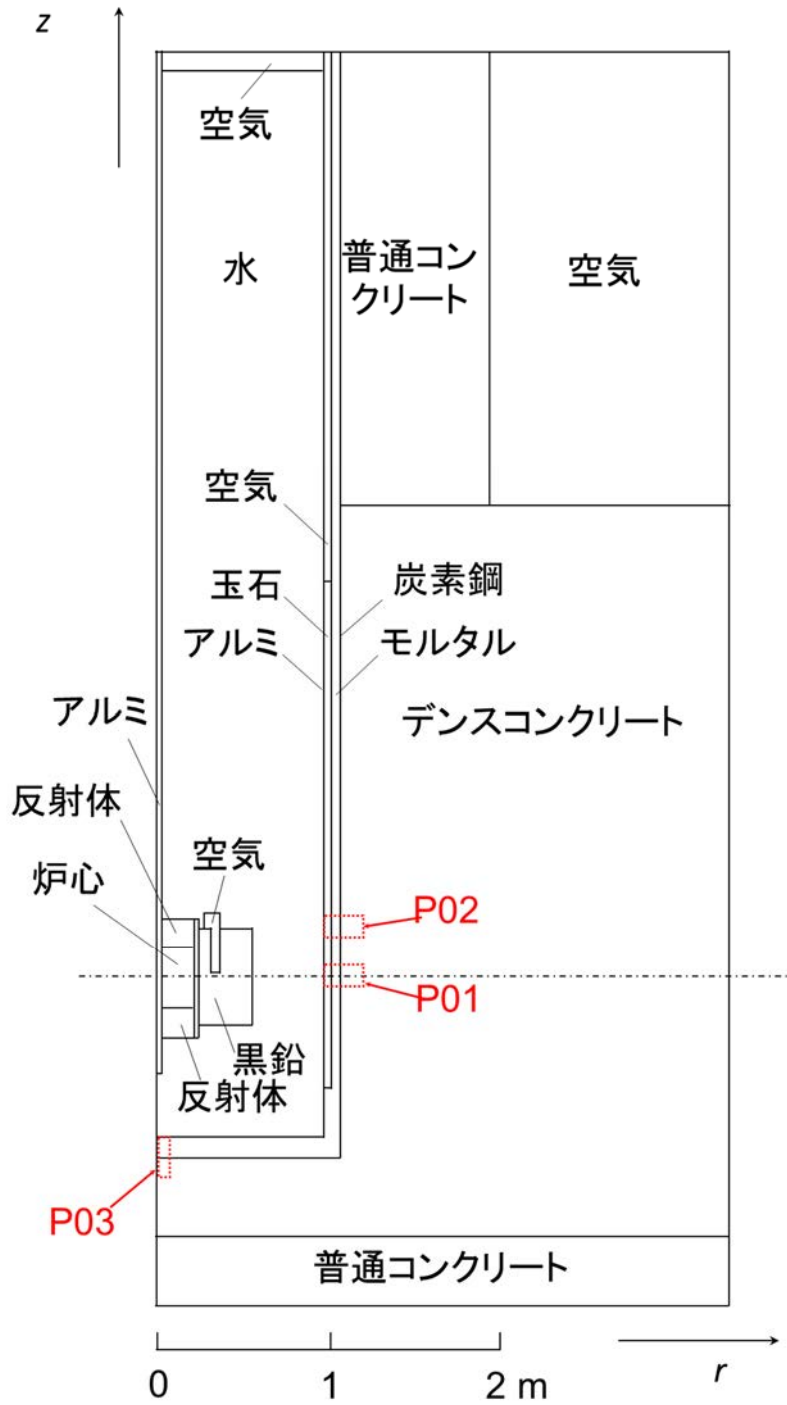


図 4.2.1 計算に用いた原子炉体系図 (基本モデル)

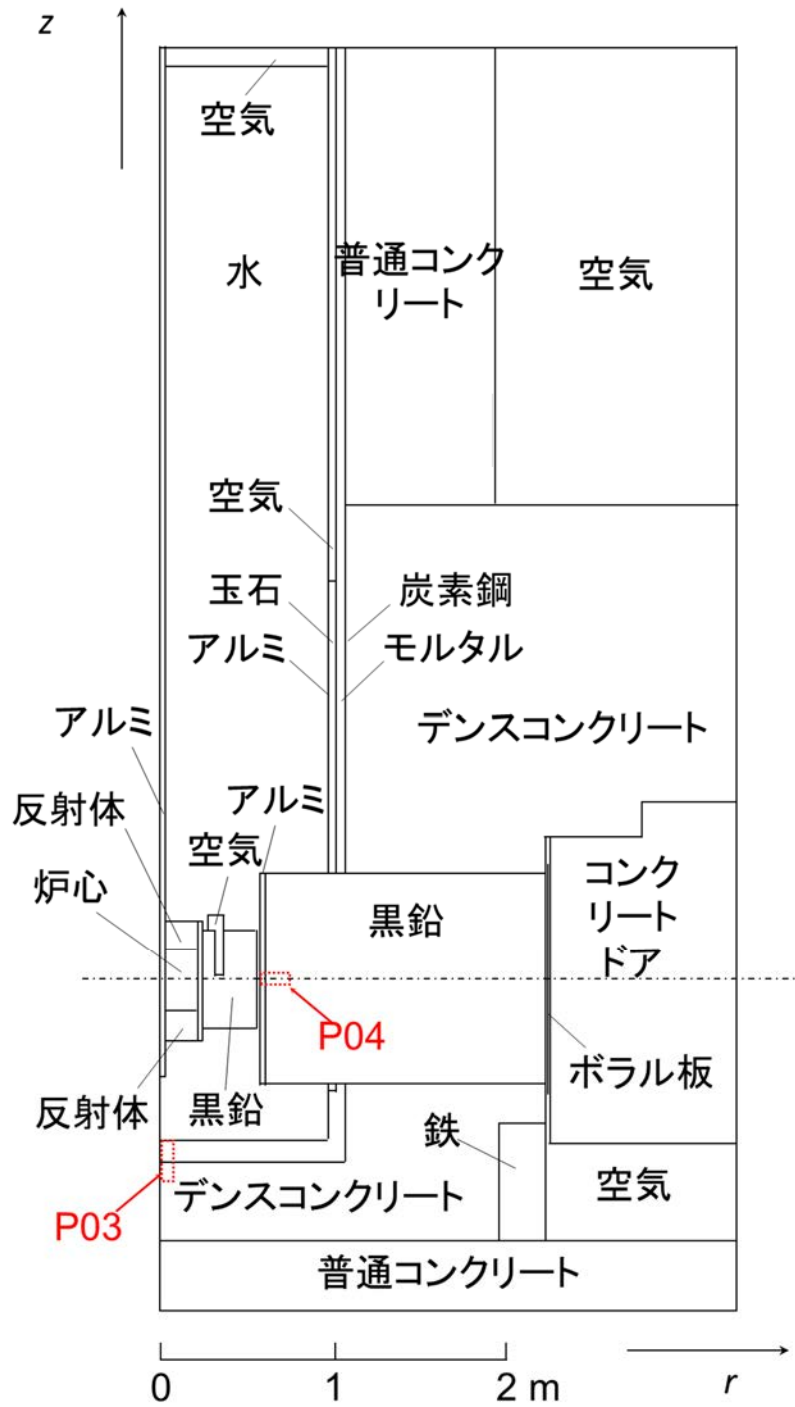


図 4.2.2 計算に用いた原子炉体系図 (サーマルカラムモデル)

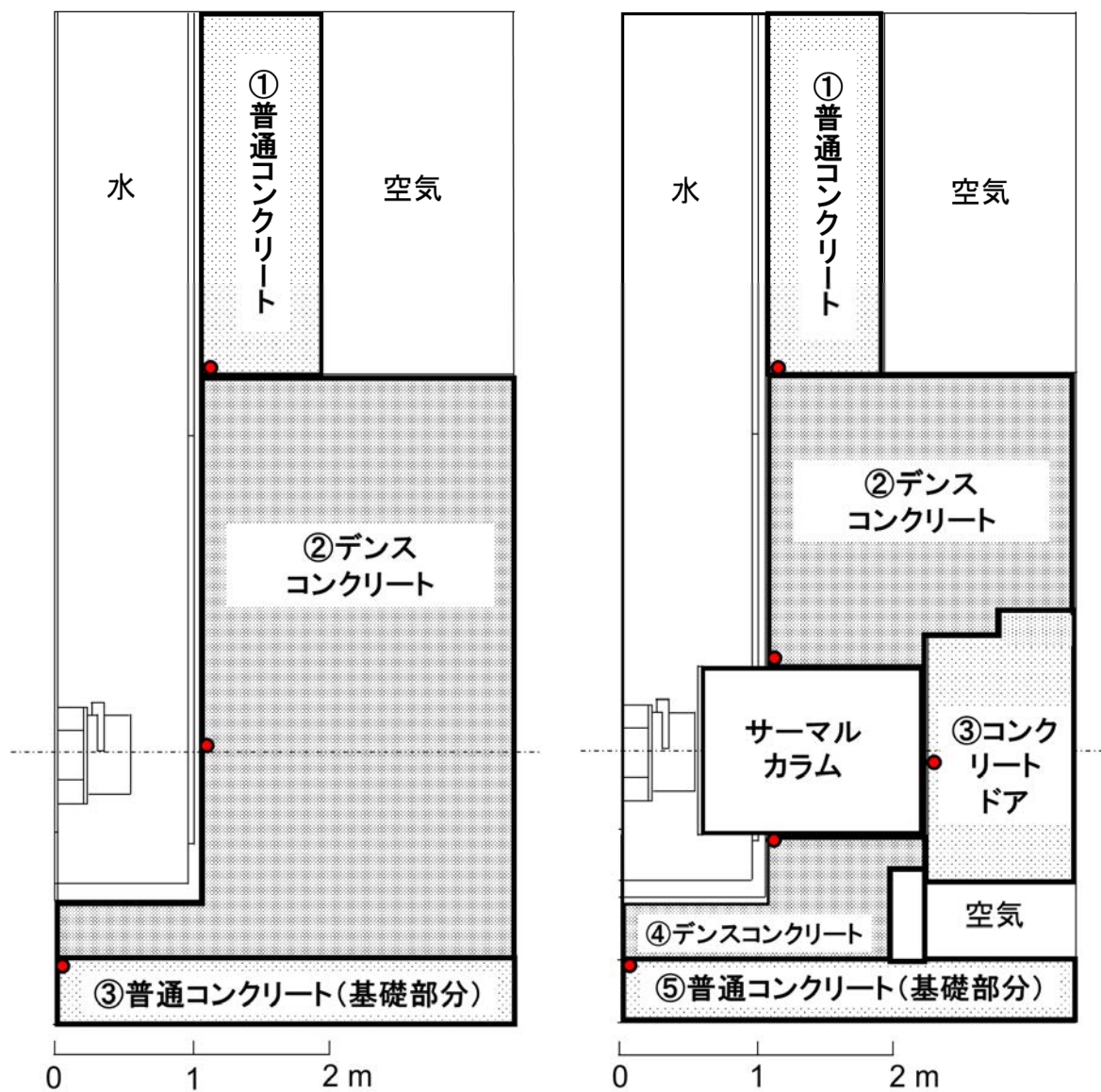


図 4.3 コンクリート領域の放射能濃度分布評価におけるライブラリ作成区分の概念図

左：基本モデル、右：サーマルカラムモデル

丸印：各領域の ORIGIN-S 計算用ライブラリ作成のためのスペクトルを抽出したメッシュの位置を示している。

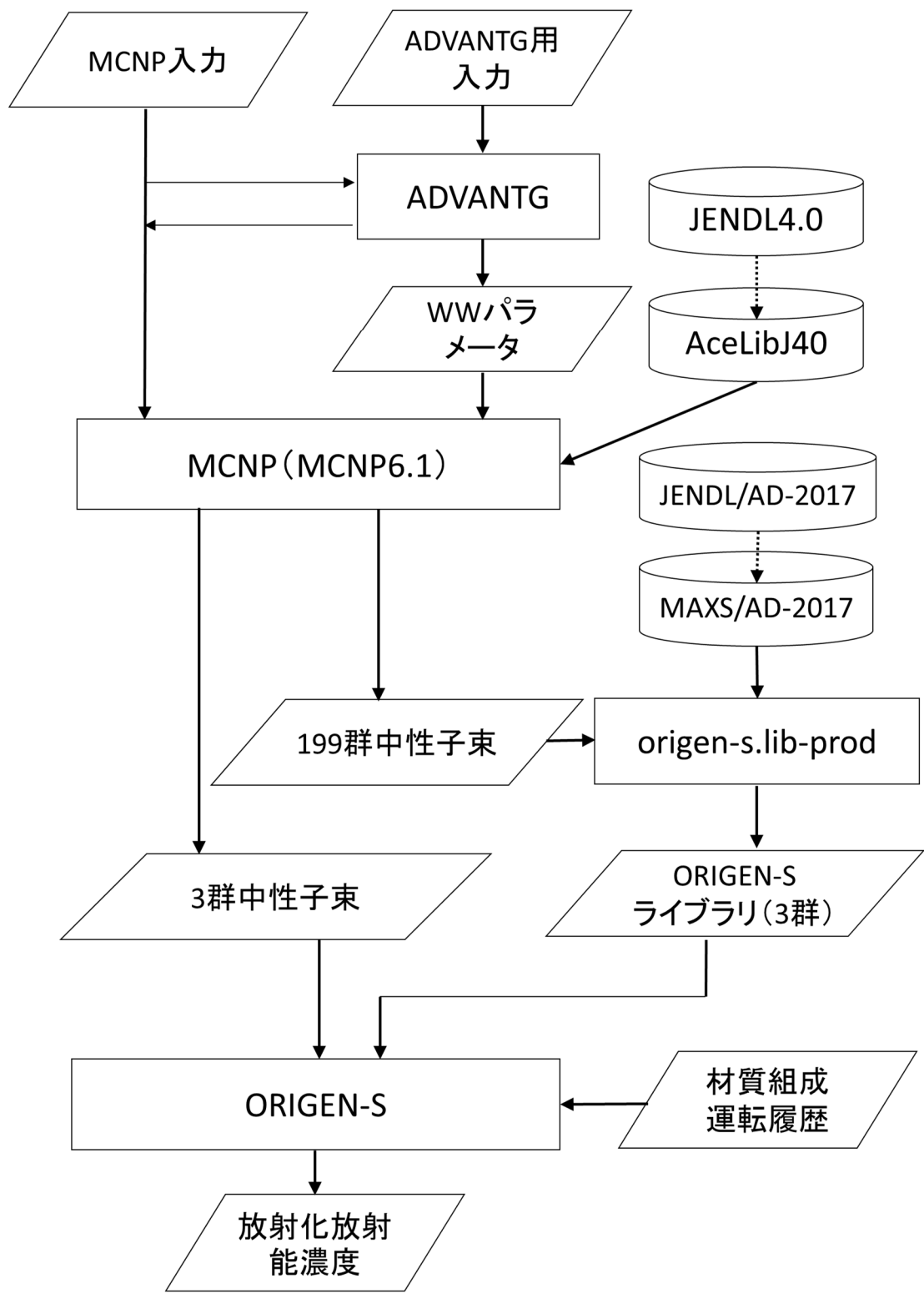


図 5.1 MCNP を用いた放射能計算フロー

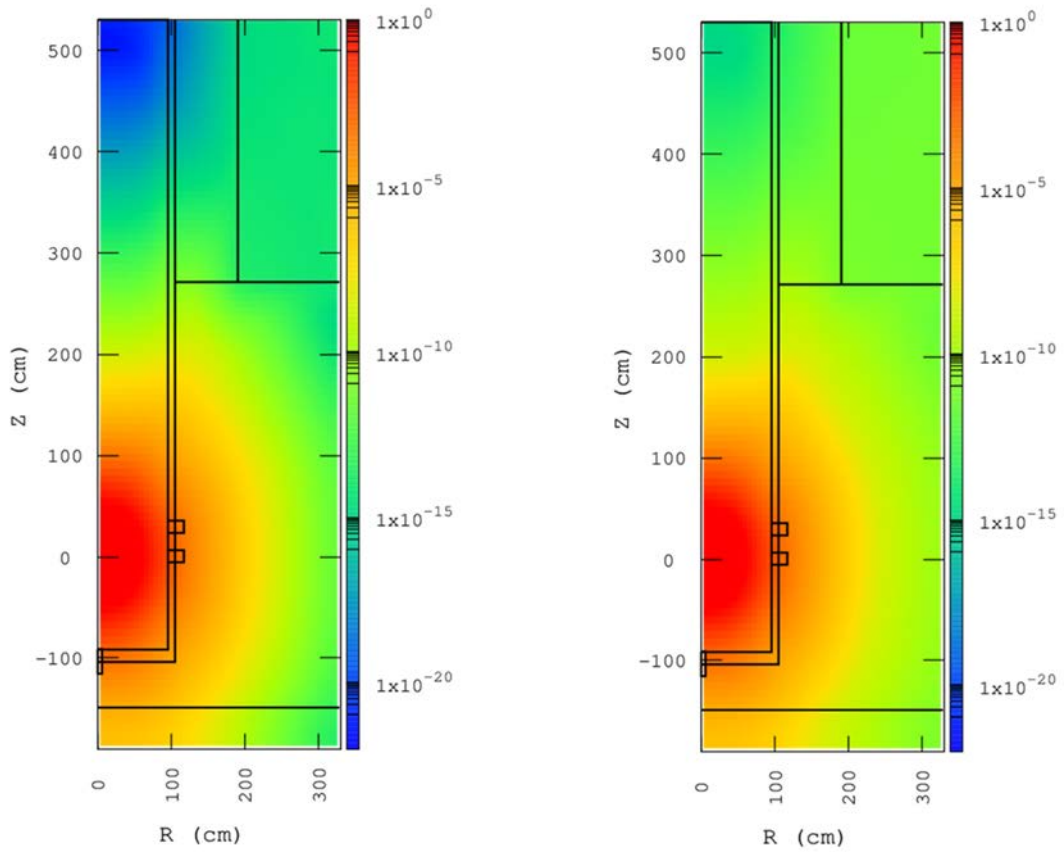


図 5.2 MCNP の WW の下限  $W_L$  の原子炉全体の分布  
 (左 : ADVANTG によって生成された  $W_L$ 、右 : 変更後の  $W_L$ )

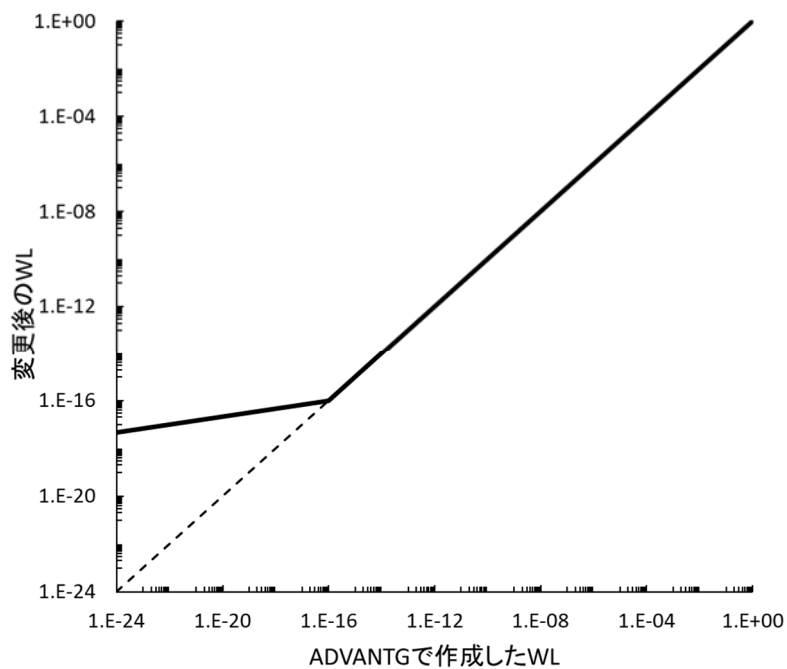


図 5.3 変更前後の  $W_L$  の関係  
 (実線：変更前後の  $W_L$ 、破線：変更前の  $W_L$  の対応関係)



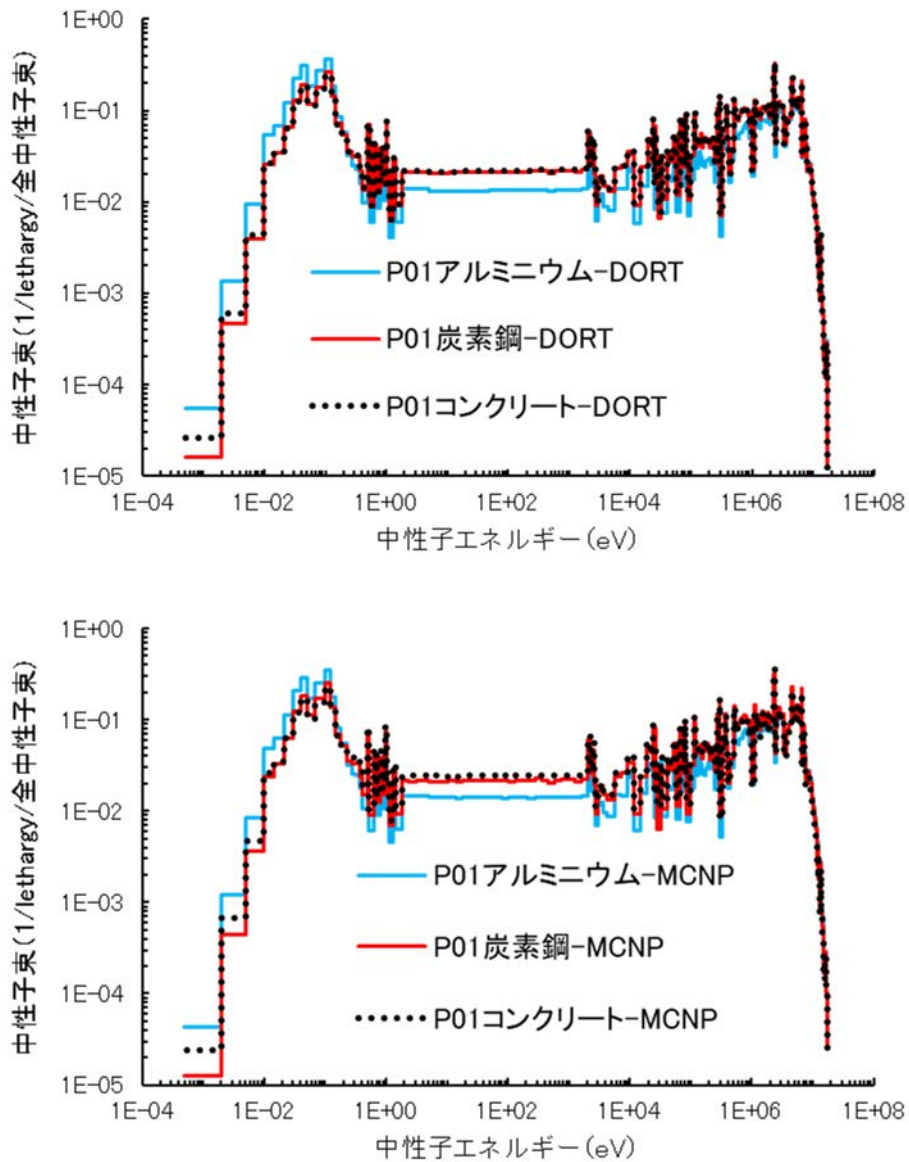


図 6.1.1 ORIGEN-S 用ライブラリの作成に用いた中性子スペクトル (サンプリング位置 P01)  
(上 : DORT、下 : MCNP)

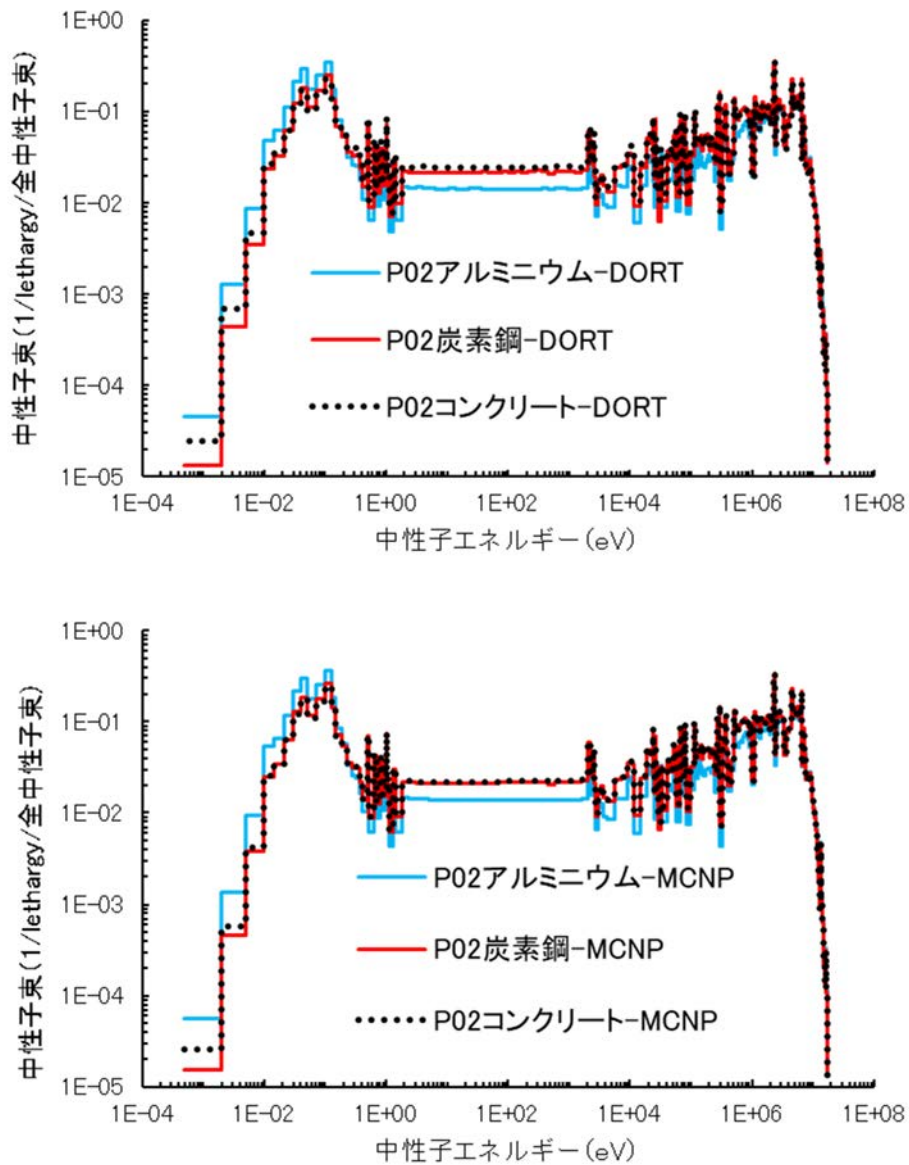


図 6.1.2 ORIGEN-S 用ライブラリの作成に用いた中性子スペクトル (サンプリング位置 P02)  
(上 : DORT、下 : MCNP)

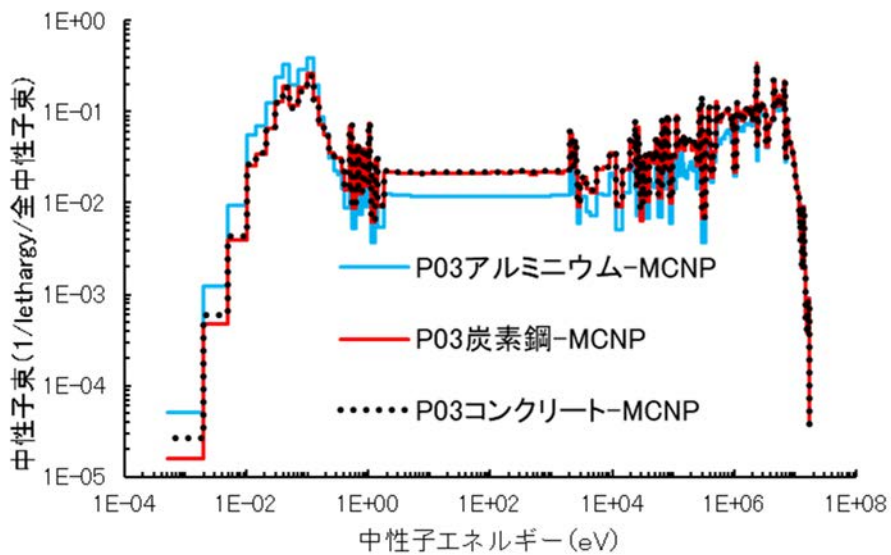
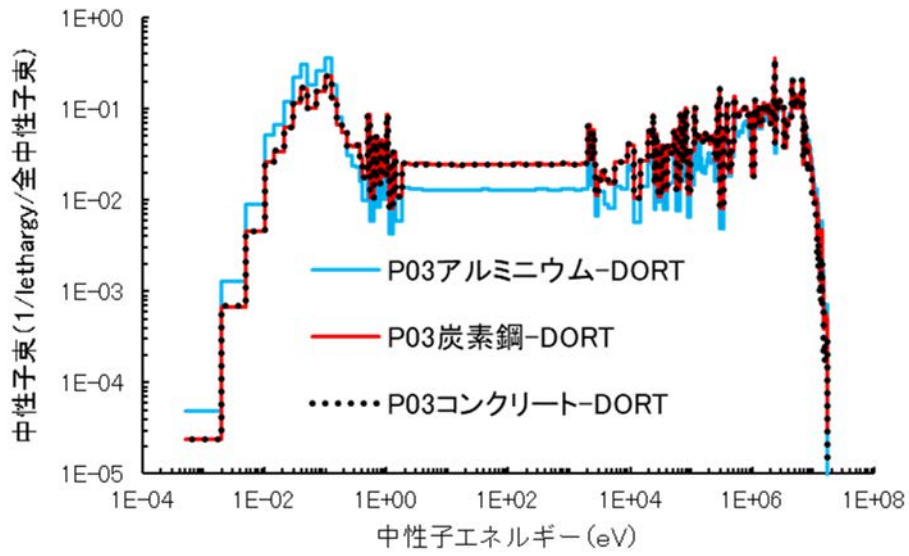


図 6.1.3 ORIGEN-S 用ライブラリの作成に用いた中性子スペクトル (サンプリング位置 P03)  
(上 : DORT、下 : MCNP)

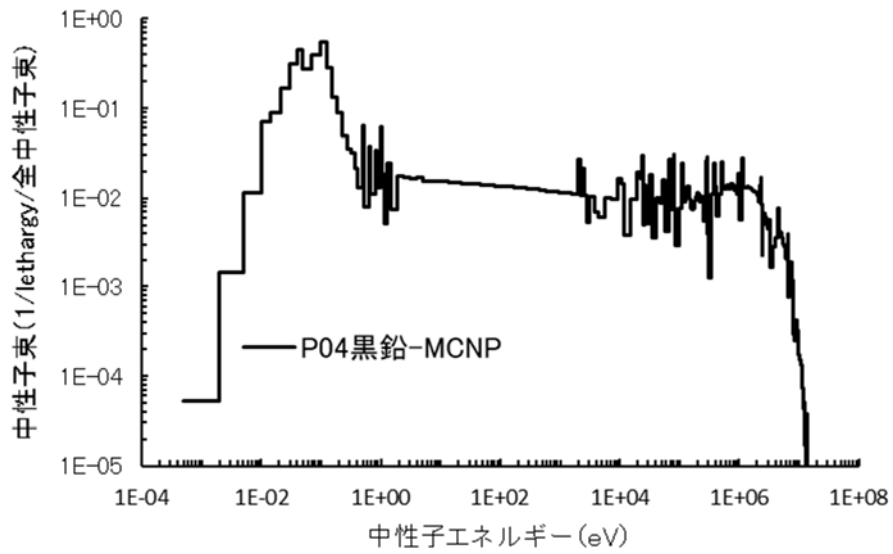
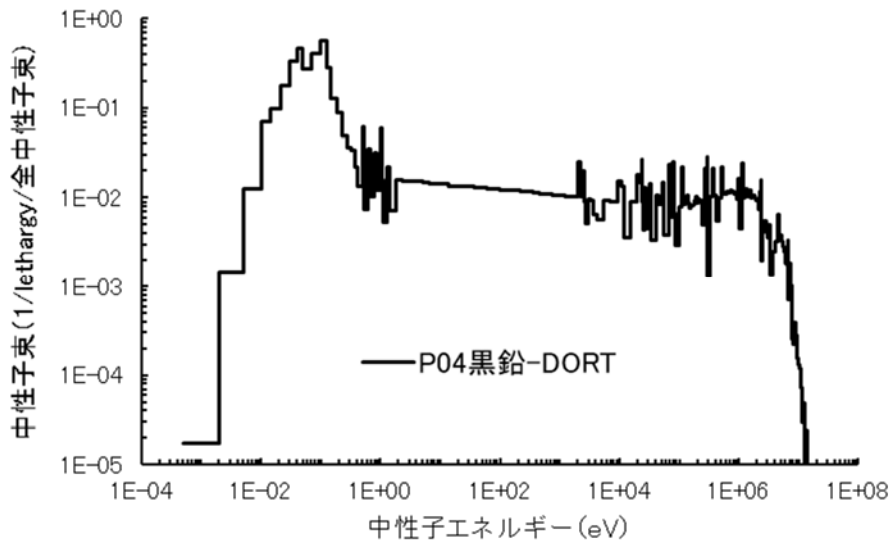


図 6.1.4 ORIGEN-S 用ライブラリの作成に用いた中性子スペクトル (サンプリング位置 P04)  
(上 : DORT、下 : MCNP)

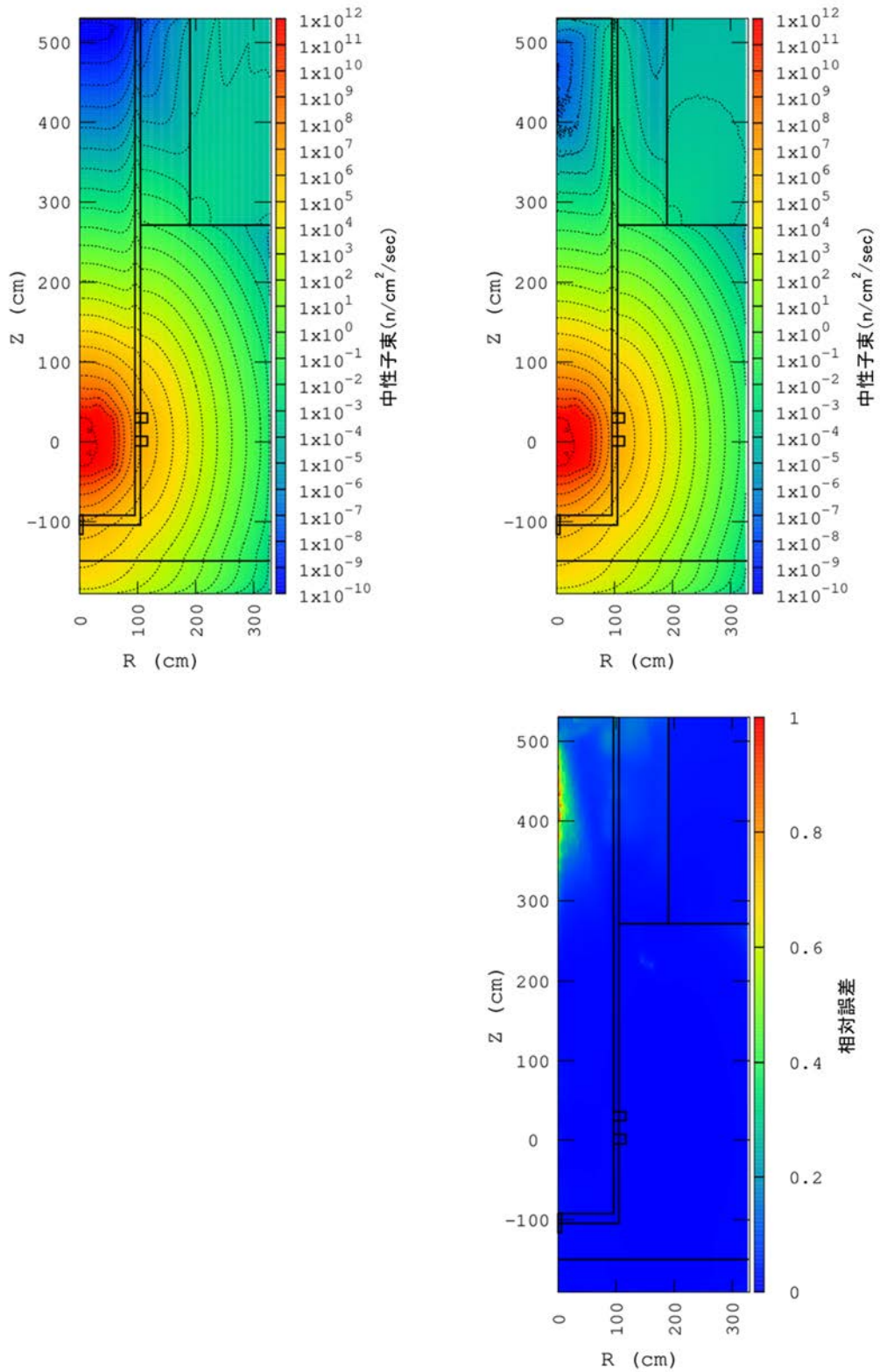


図 6.2.1 基本モデル熱中性子束のコンター図  
 (左上 : DORT 計算、右上 : MCNP 計算、右下 : MCNP の相対誤差)

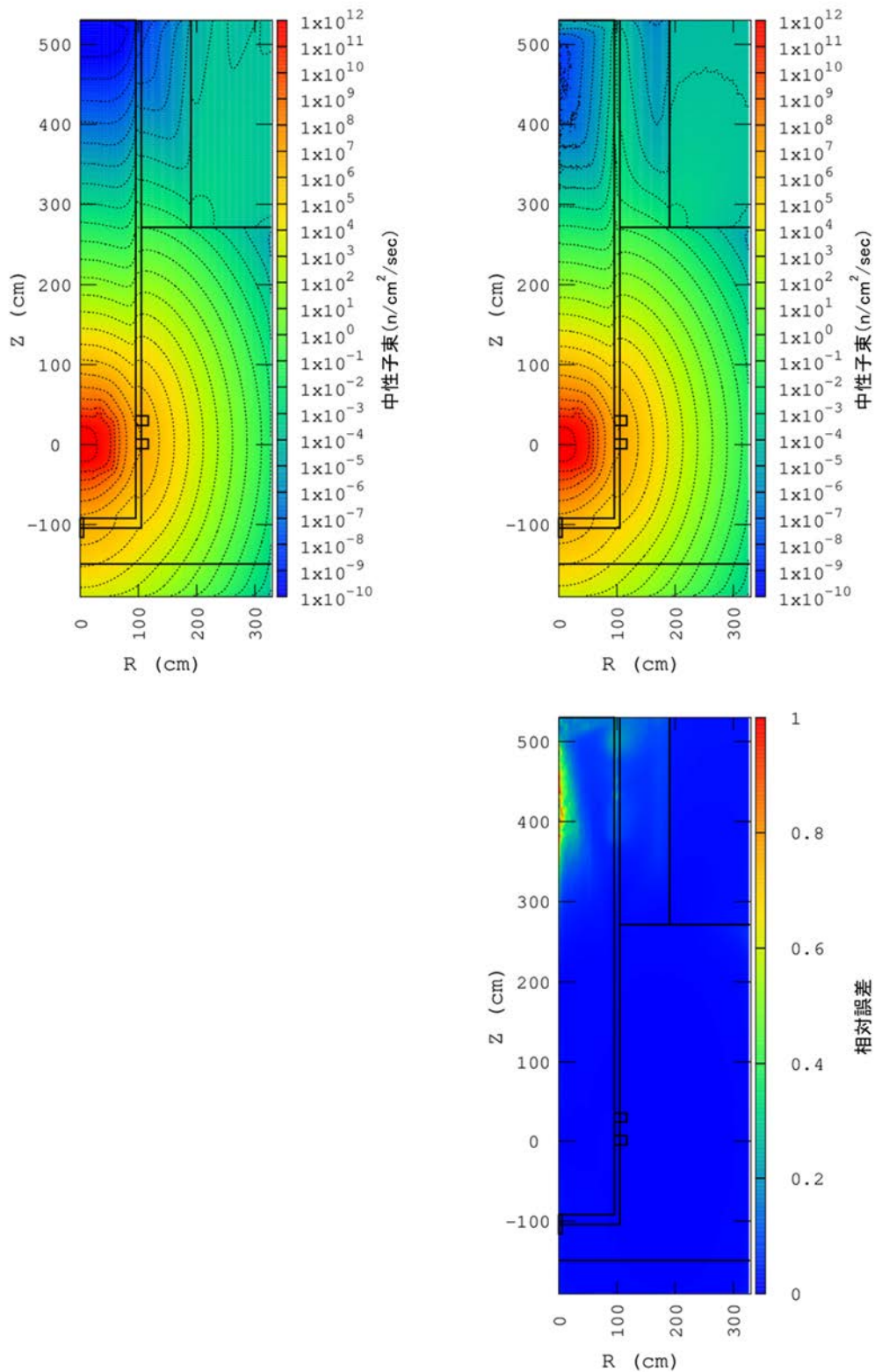


図 6.2.2 基本モデル熱外中性子束のコンター図  
 (左上 : DORT 計算、右上 : MCNP 計算、右下 : MCNP の相対誤差)

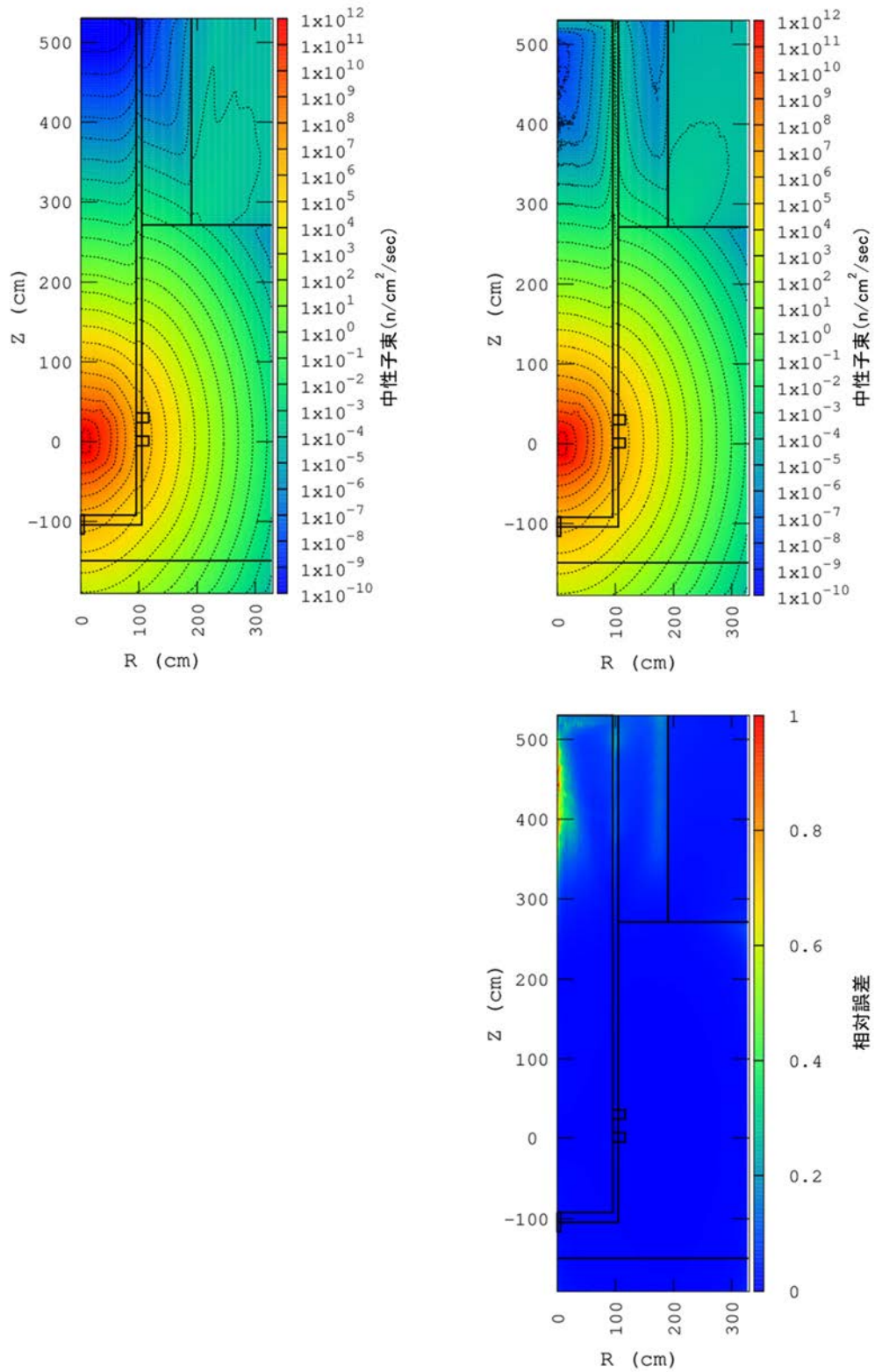


図 6.2.3 基本モデル高速中性子束のコンター図  
(左上 : DORT 計算、右上 : MCNP 計算、右下 : MCNP の相対誤差)

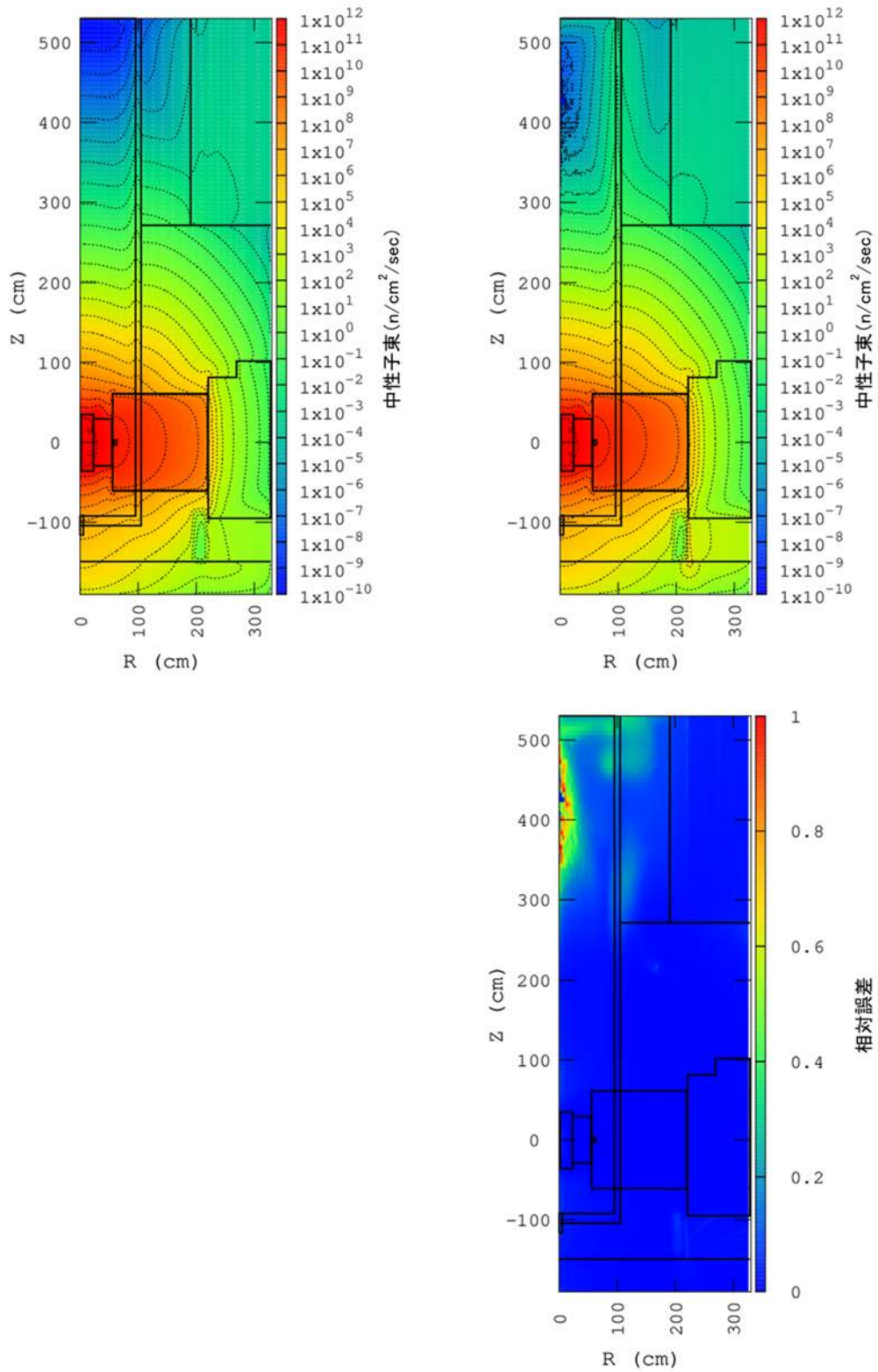


図 6.3.1 サーマルカラムモデル熱中性子束のコンター図  
(左上：DORT 計算、右上：MCNP 計算、右下：MCNP の相対誤差)



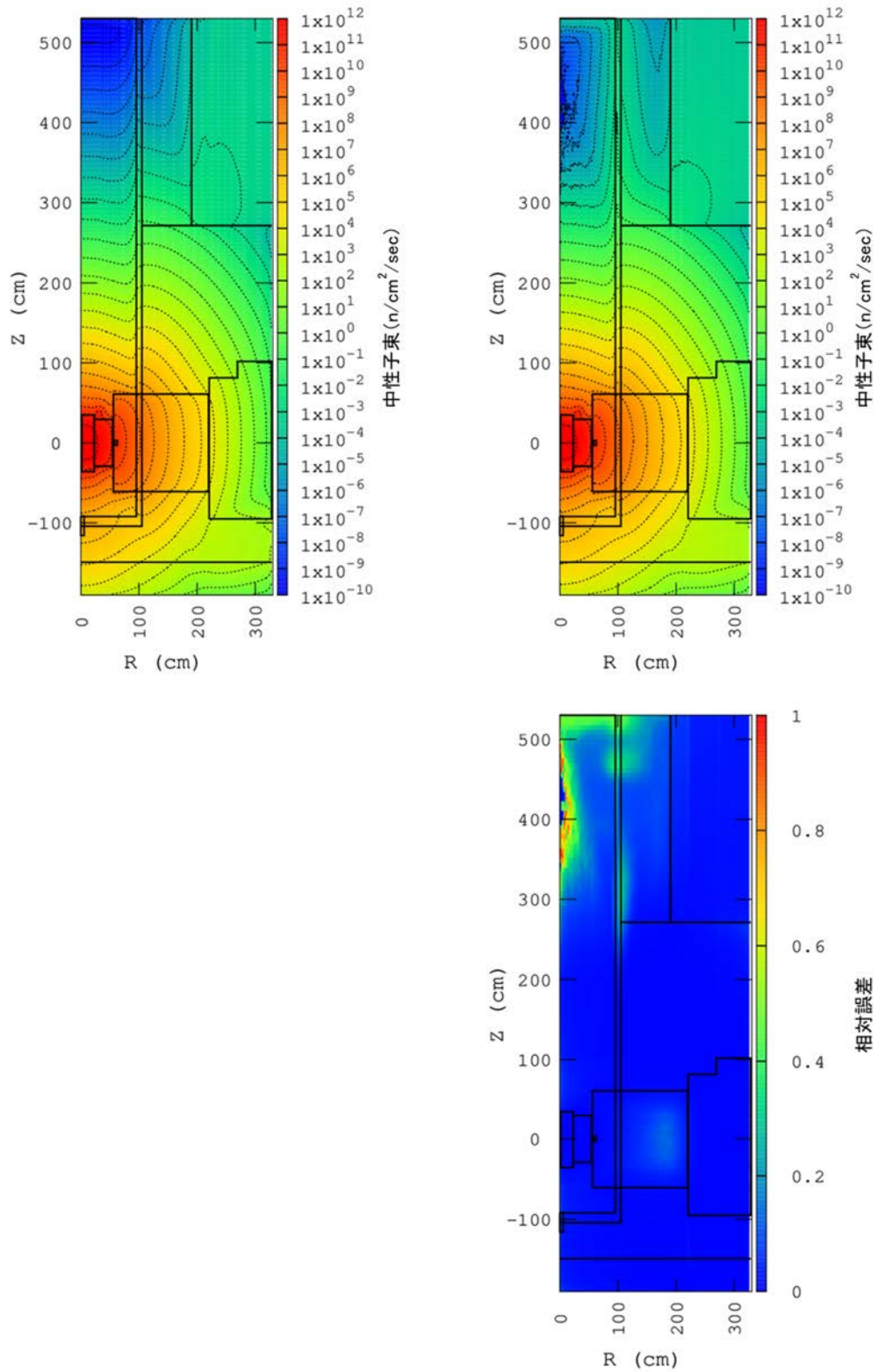


図 6.3.2 サーマルカラムモデル熱外中性子束のコンター図  
 (左上 : DORT 計算、右上 : MCNP 計算、右下 : MCNP の相対誤差)

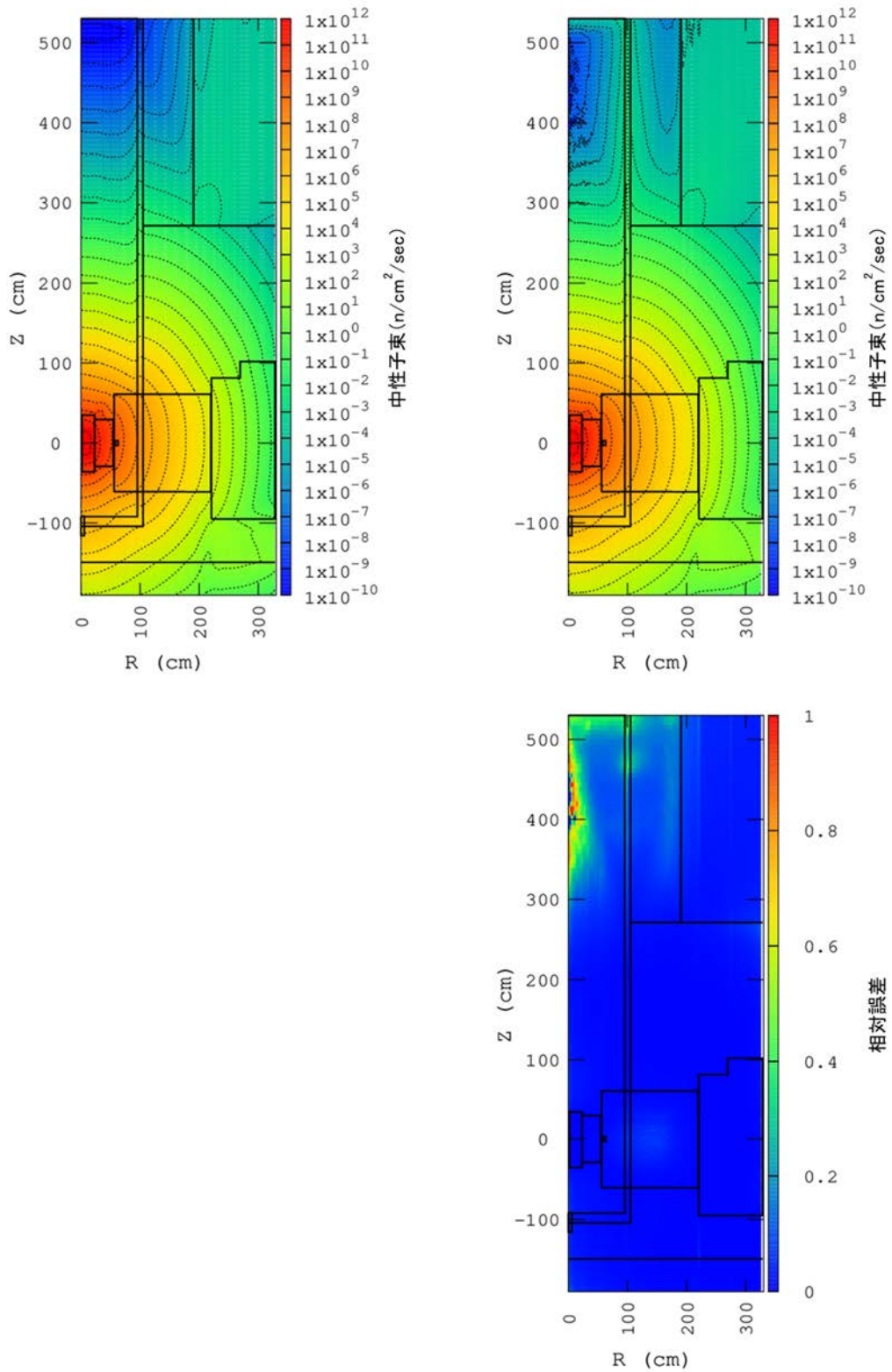


図 6.3.3 サーマルカラムモデル高速中性子束のコンター図  
 (左上 : DORT 計算、右上 : MCNP 計算、右下 : MCNP の相対誤差)

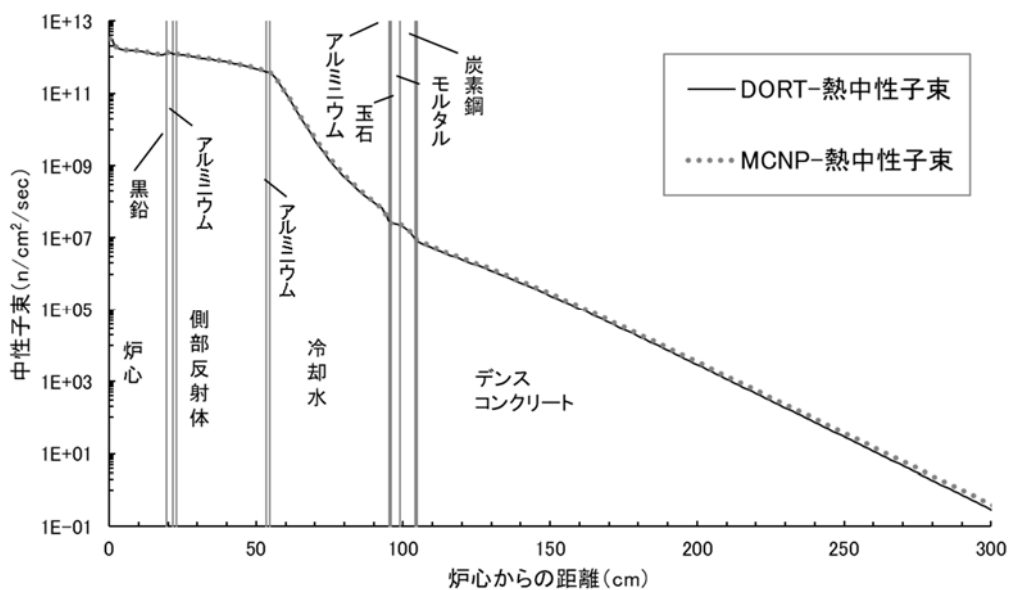


図 6.4.1 DORT 及び MCNP による基本モデル径方向の熱中性子束分布

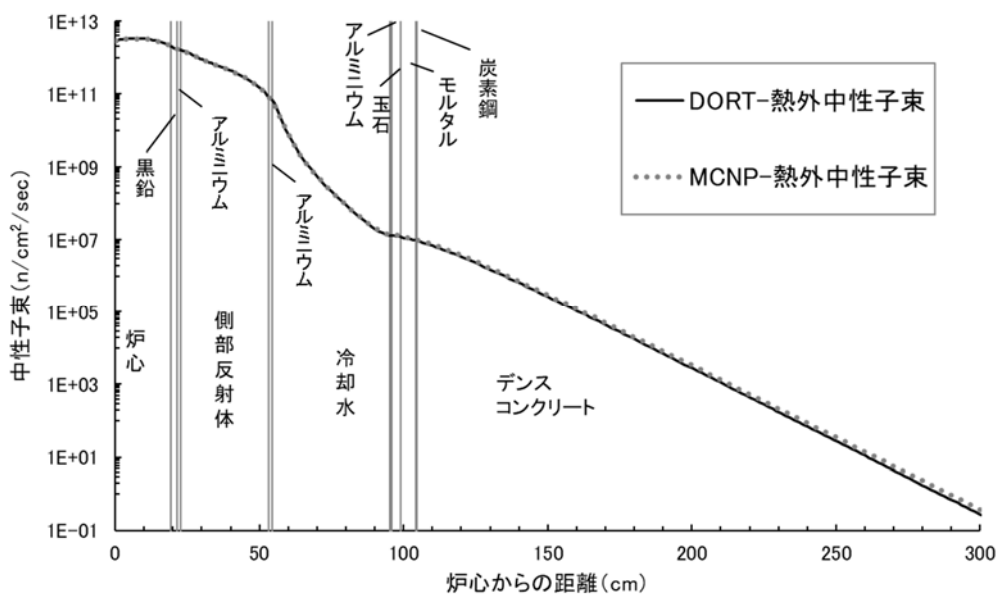


図 6.4.2 DORT 及び MCNP による基本モデル径方向の熱外中性子束分布

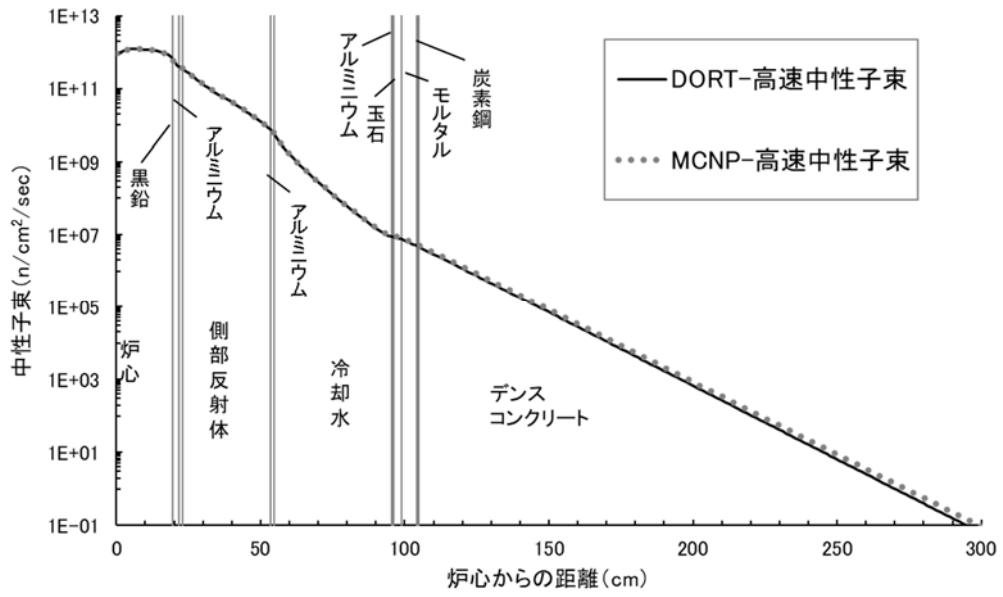


図 6.4.3 DORT 及び MCNP による基本モデル径方向の高速中性子束分布

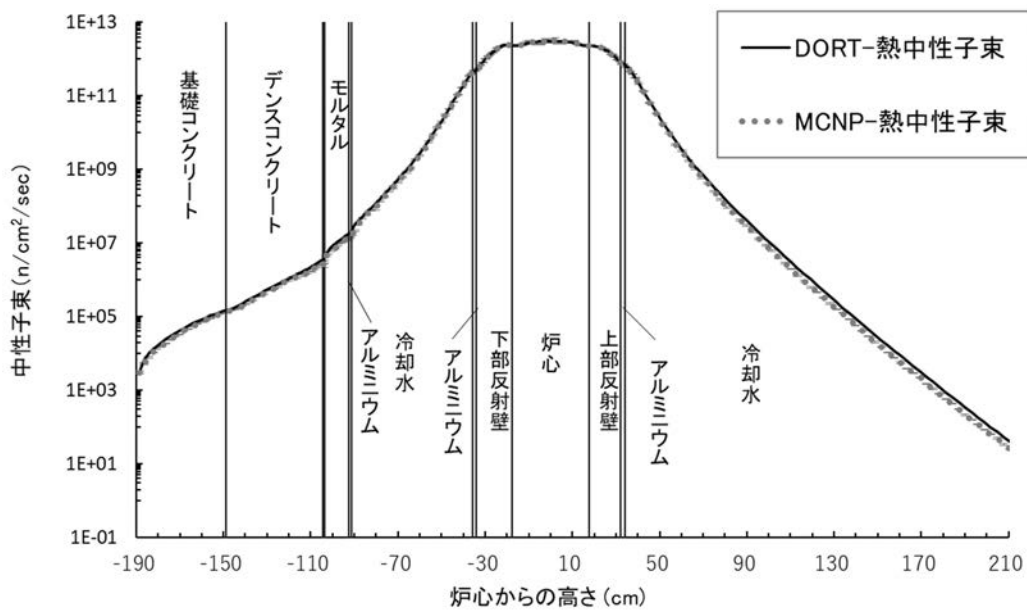


図 6.5.1 DORT 及び MCNP による基本モデル垂直方向の熱中性子束分布

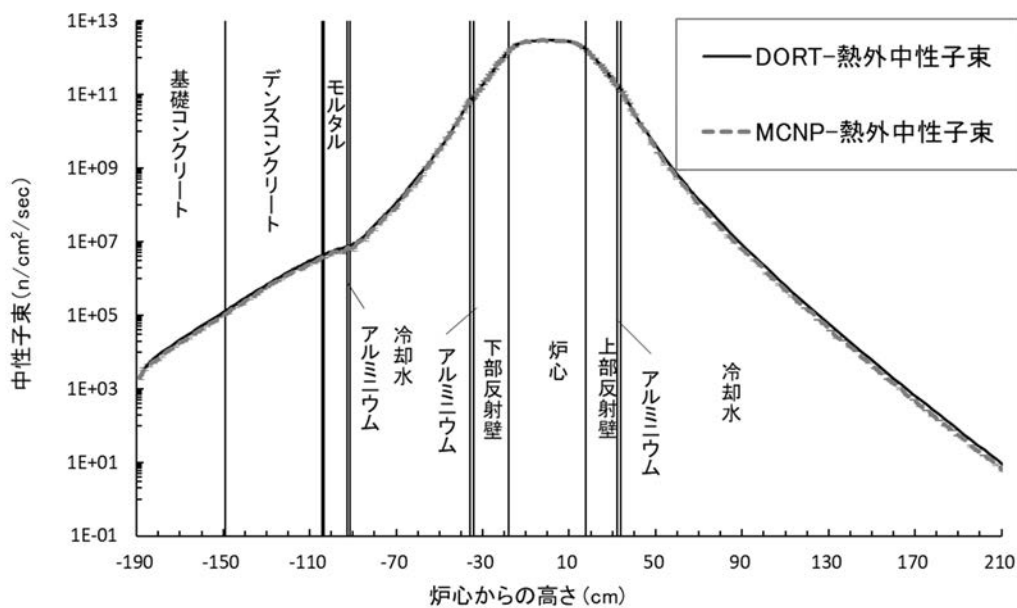


図 6.5.2 DORT 及び MCNP による基本モデル垂直方向の熱外中性子束分布

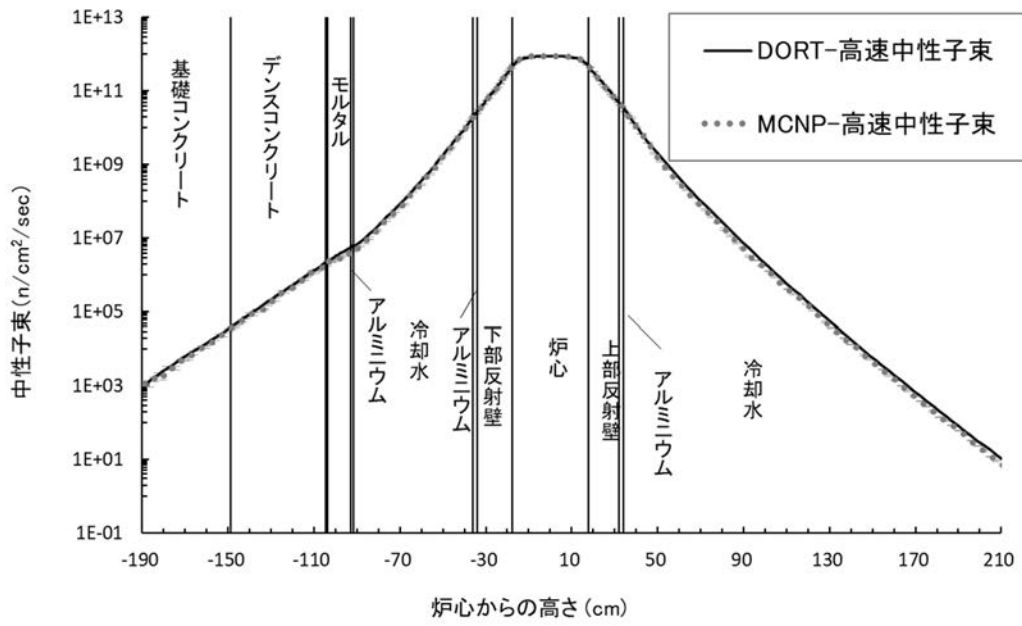


図 6.5.3 DORT 及び MCNP による基本モデル垂直方向の高速中性子束分布

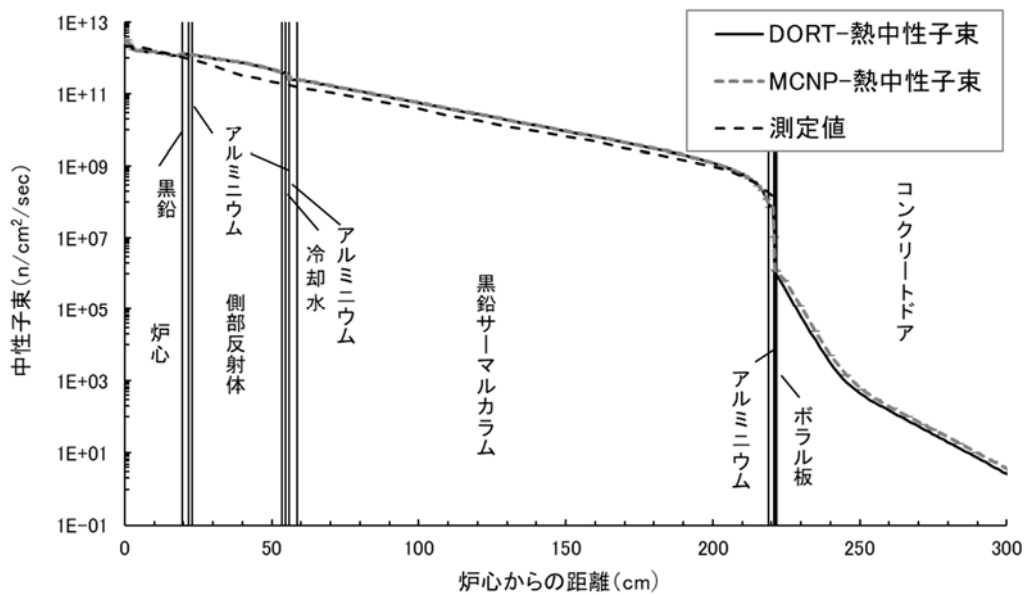


図 6.6.1 DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル径方向の熱中性子束分布と測定値

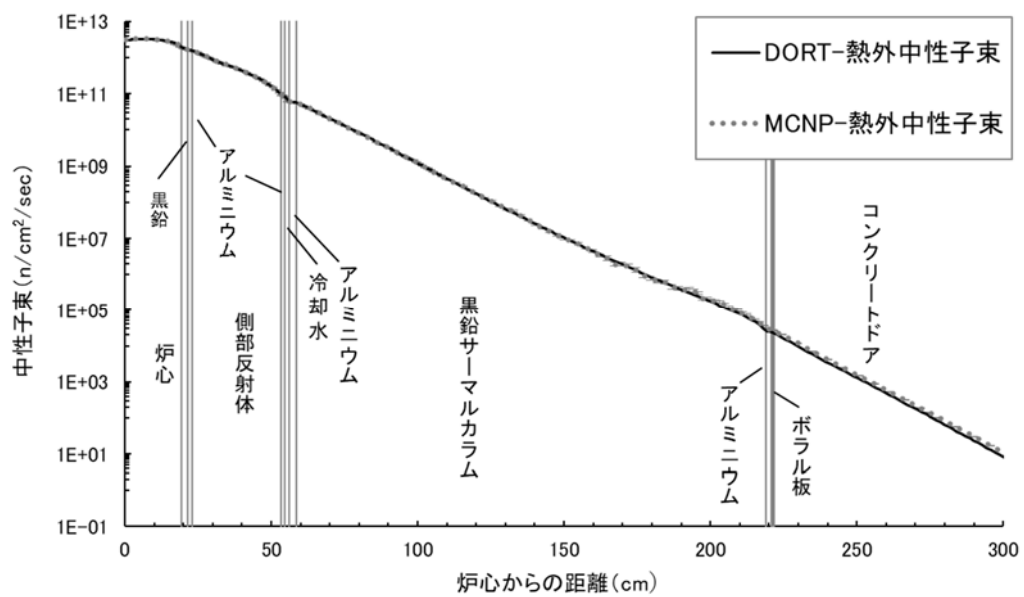


図 6.6.2 DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル径方向の熱外中性子束分布

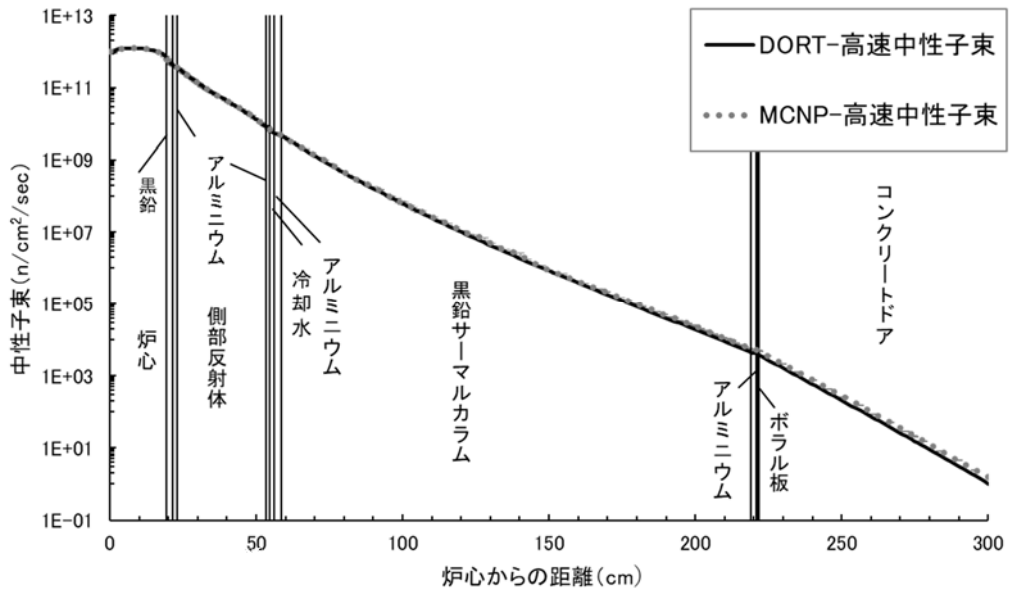


図 6.6.3 DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル径方向の高速中性子束分布



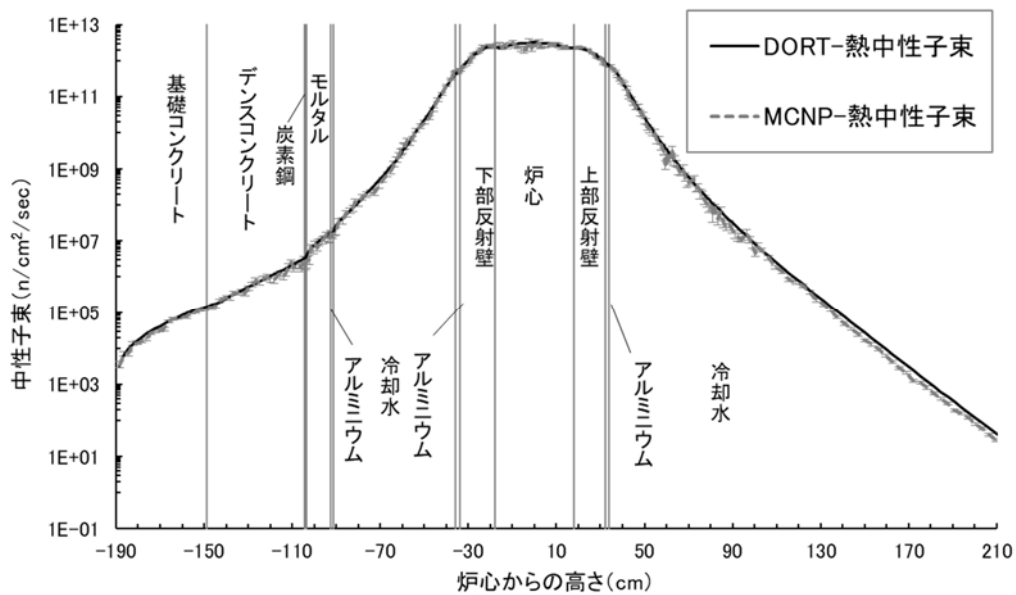


図 6.7.1 DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル垂直方向の熱中性子束分布

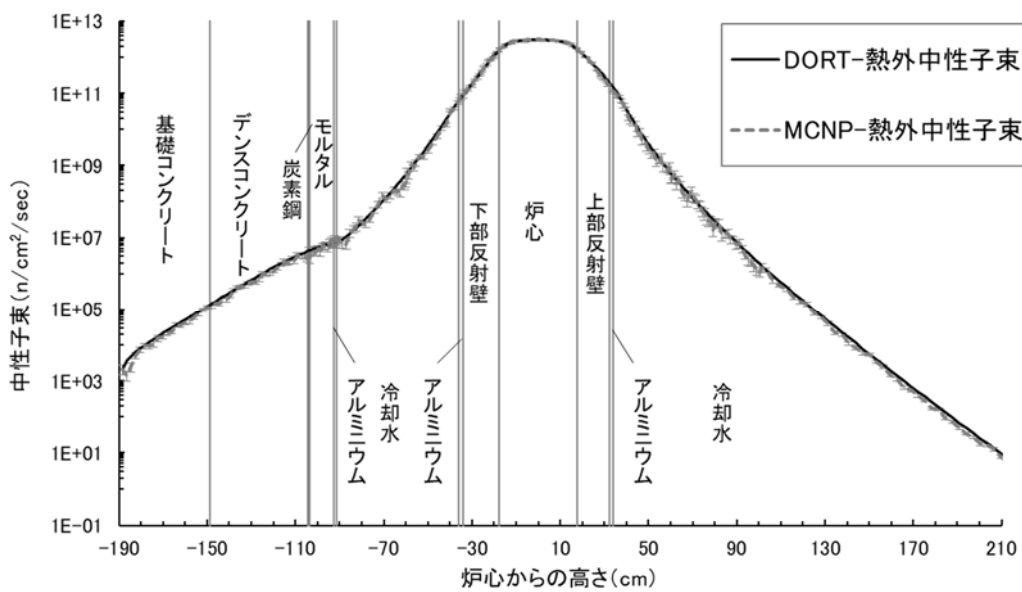


図 6.7.2 DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル垂直方向の熱外中性子束分布

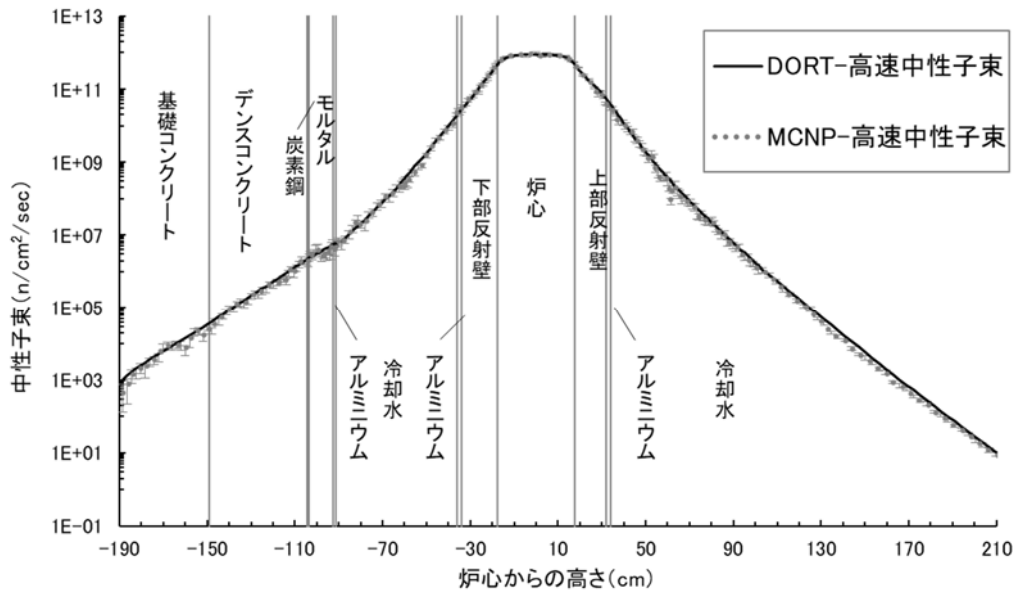


図 6.7.3 DORT 及び MCNP によるサーマルカラムモデル垂直方向の高速中性子束分布

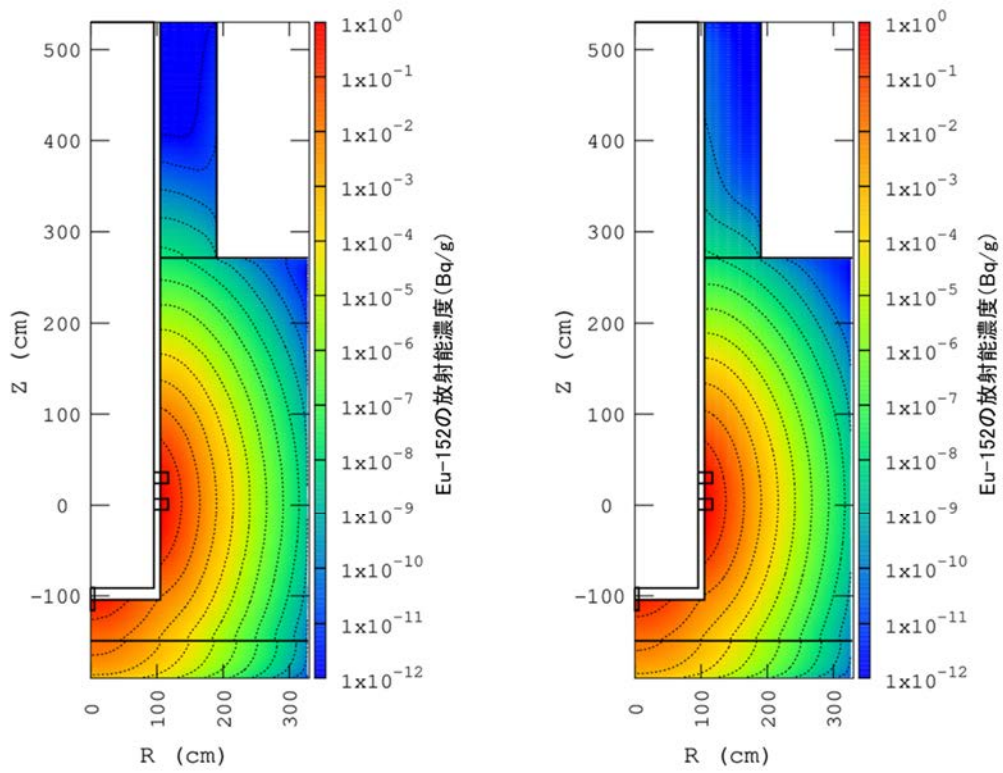


図 6.8.1 基本モデルコンクリート部分の Eu-152 放射能濃度分布 (Bq/g)  
 (左 : DORT、右 : MCNP、2016 年 12 月 1 日時点)

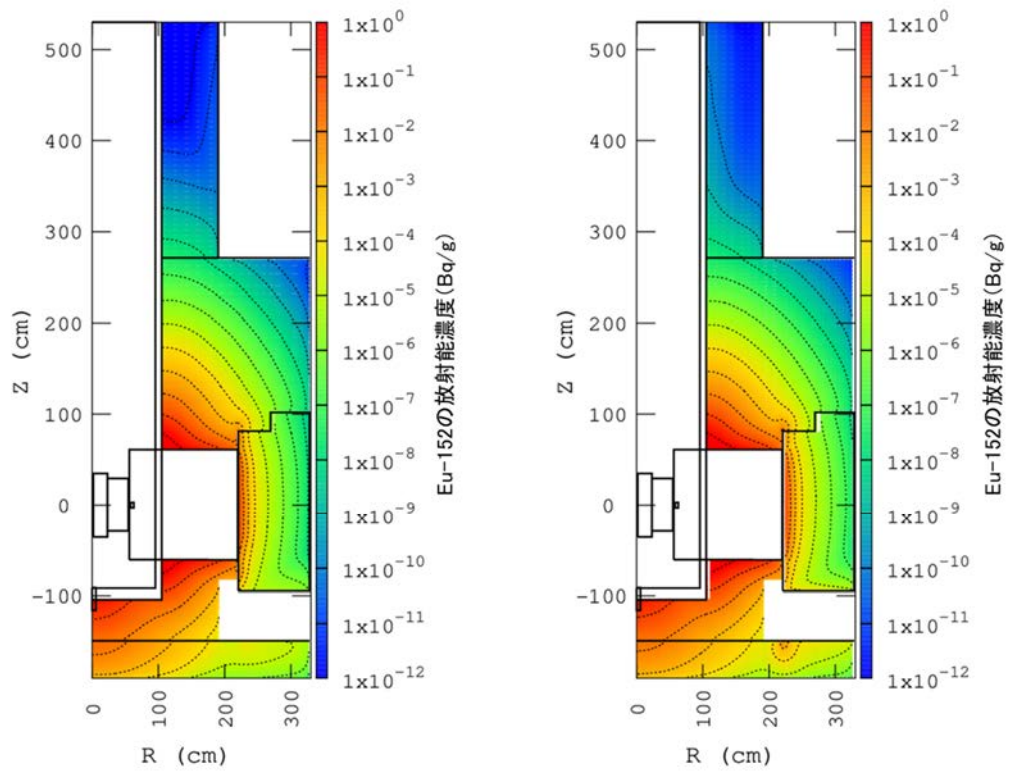


図 6.8.2 サーマルカラムモデルコンクリート部分の Eu-152 放射能濃度分布 (Bq/g)  
 (左 : DORT、右 : MCNP、2016 年 12 月 1 日時点)

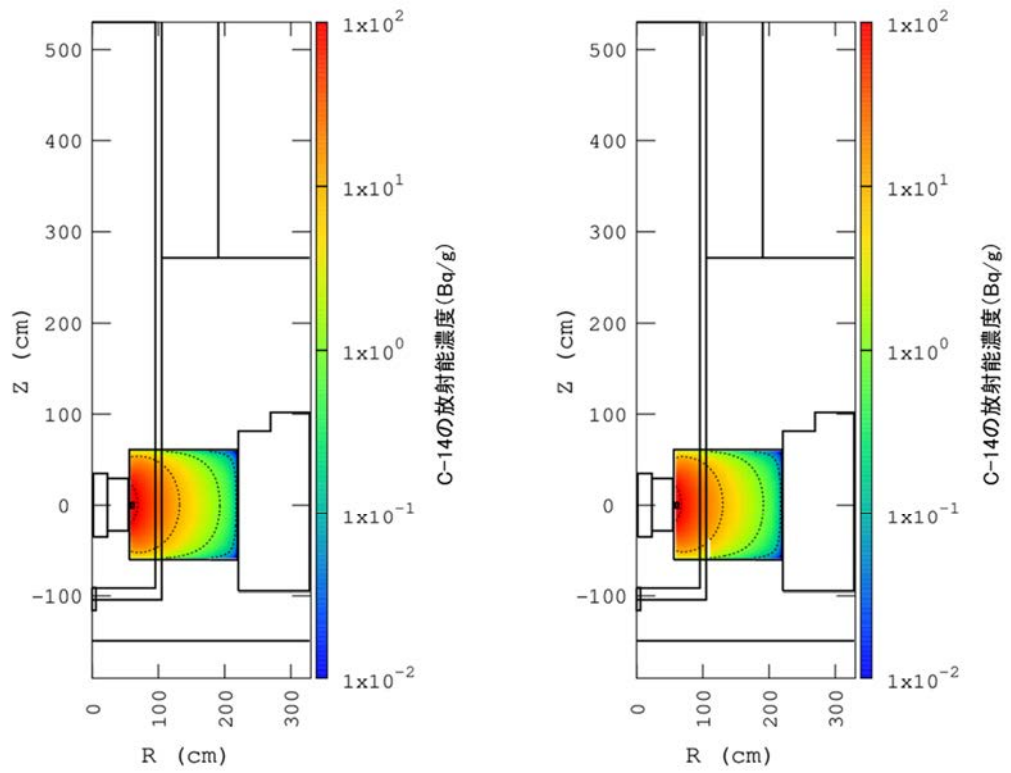


図 6.8.3 サーマルカラムモデル黒鉛サーマルカラム部分の C-14 放射能濃度分布 (Bq/g)  
 (左 : DORT、右 : MCNP、2016 年 12 月 1 日時点)

付録 1

DORT 計算における Sn 分点数の影響

立教炉の基本モデルを用いて全対称の Sn 角度分点数を変えた DORT 計算を行った。Sn 角度分点による径方向の中性子束分布の影響を調べるため、MCNP 計算に対する DORT 計算の熱中性子束の比を図-付 1.1 にプロットした。また、Sn 分点数を変えた際に、同じ計算機を使用した時に要した計算時間を表-付 1.1 に示す。

MCNP に対する DORT の熱中性子束の比は、S4 を除き、デンスコンクリートの外側にいくほど小さくなるのがわかる。S4 は分点数が粗く冷却水やデンスコンクリートでの減衰が大きいことから適切な計算ができていないと考えられる。S8 の角度分点が使われることが多いが、S16 が最も MCNP 計算との差が小さく、計算時間も現実的な時間であるので、S16 を採用することが望ましいと考える。

表-付 1.1 Sn 分点数の数と計算時間

分点名	分点数	計算時間(hr)
S4	16	6.5
S8	48	7
S12	96	9
S16	160	11

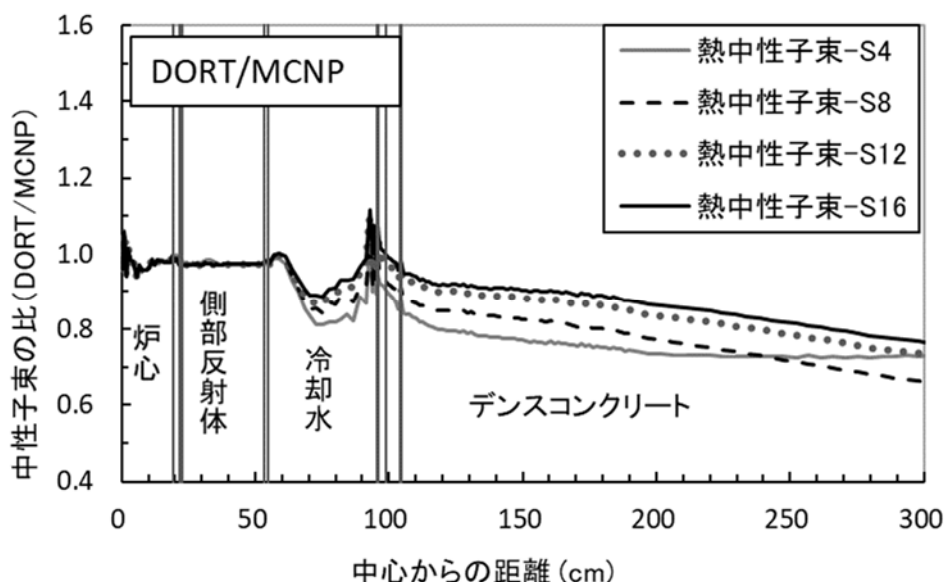


図-付 1.1 MCNP 計算の熱中性子束に対する Sn 分点を变えた DORT 計算の熱中性子束の比

## 付録 2

## 先行計算との計算結果の比較

以前、JAEA が行った先行計算 (村上昌史ほか、JAEA-Technology 2019-003<sup>13)</sup>) と本報の DORT 及び ORIGEN-S 計算の放射能濃度評価の違いについて検討する。

サンプリング位置 (P01-P04) における放射能濃度評価は、先行計算より本報計算の方が小さく、先行計算の 10% から 90% 程度になった。この差は中性子スペクトルの違いが原因であると考え、検討を行った。

ここで、両評価における中性子束計算に用いた断面積ライブラリに起因する違いを明らかにするため、断面積ライブラリ及び熱中性子束の上方散乱に係る計算条件 (外部反復回数及び外部反復の収束条件) のみを本報計算に合わせ、他の条件は先行計算に合わせた「追加計算」を行った。それぞれの DORT 計算の条件の違いを表-付 2.1 に示す。

先行計算、本報計算及び追加計算による基本モデル炉心高さでの水平方向の熱中性子束分布を図-付 2.1 に示す。冷却水領域からデンスコンクリートの浅い領域にかけて、本報計算及び追加計算が先行計算に比べて減衰が大きく、熱中性子束が小さくなっている。先行計算より放射能濃度が小さくなった理由は、主に熱中性子束のこの違いに起因すると考えられる。なお、熱中性子束の違いが大きかった領域には、P01 のサンプリング範囲も含まれている。

炉心中心高さ、中心から約 63cm にある冷却水位置 (この位置は P01 のサンプリング範囲に含まれている) での中性子スペクトルを図-付 2.2 に示す。先行計算のスペクトルは 0.5eV 以下\*の熱中性子領域で熱中性子ピークを十分には再現できていない。これは、先行計算で用いている多群ライブラリ JSSTDJ-J32 の熱中性子領域の群数が 3 群と少ないことが原因である。

これらの結果から、先行計算と本報計算のサンプリング位置での放射能濃度の主な違いは、DORT 計算で使用している断面積ライブラリ (含む上方散乱考慮) の違いに起因すると考えられる。

\*本報計算、追加計算では熱中性子束と熱外中性子束の境界を 0.625 eV、先行計算では 0.5 eV と定義しているが、境界の違いによる影響はほとんどない。

表-付 2.1 本検討と先行計算の DORT 計算条件

	先行計算 JAEA-Technology 2019-003	本報計算	追加計算
DORT ライブラリ	JSSTD-L-J32	MATXSLIB-J40	MATXSLIB -J40
群数	100 群	199 群	199 群
上方散乱効果の有無	上方散乱なし	上方散乱あり	上方散乱あり
Sn 分点	n=8	n=16	n=8
ルジャンドル展開次数	L=5	L=3	L=5
基本モデルメッシュ数 r×z	198×320	258×320	198×320
外部反復回数	1	300	300
外部反復の収束条件	—	0.002	0.002
発生中性子数	7.88E+15	7.80E+15	7.88E+15



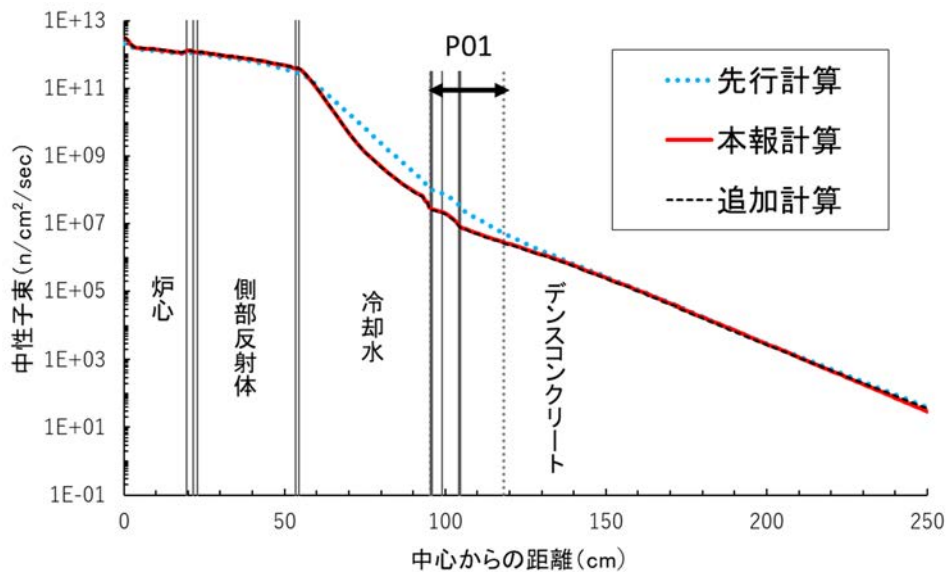


図-付 2.1 先行計算、本報計算、追加計算の炉心高さでの水平方向の熱中性子束分布

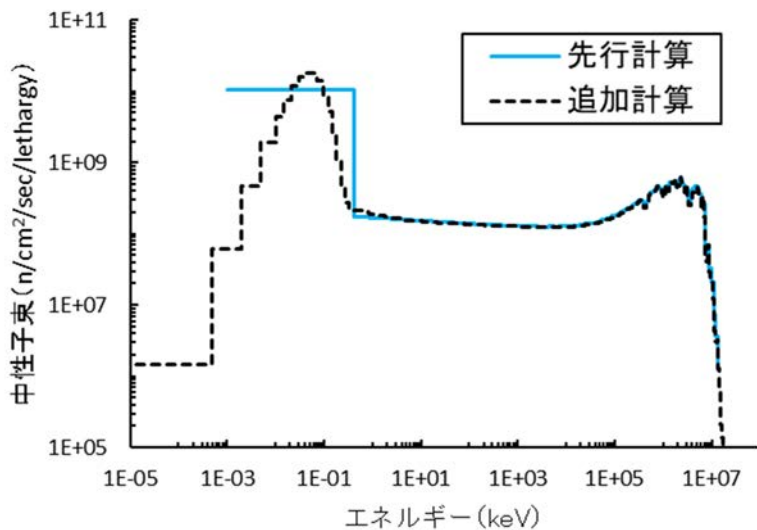


図-付 2.2 冷却水領域での先行計算と本報追加検討の中性子スペクトル

## 付録 3

## 本報で行った計算に要した時間

基本モデル及びサーマルカラムモデルについて、原子炉体系全体の中性子スペクトル計算に要した時間を以下の表-付 3.1 に記す。また、原子炉のコンクリート部分に関して ORIGEN-S による放射化計算を行った際に要した時間を以下の表-付 3.2 に示す。ORIGEN-S の計算は、DORT 及び MCNP の後にそれぞれ実施しているが、計算時間はほぼ同じである。

表-付 3.1 中性子輸送計算に要した計算時間

コード	モデル	メッシュ数	ヒストリ数	並列数	CPU	計算時間
MCNP	基本	—	1E+09	40	Intel Xeon Gold 6258R 2.7GHz, 28C	約 8hr
	サーマルカラム	—	1E+08	40	Intel Xeon Gold 6258R 2.7GHz, 28C	約 7.4hr
DORT	基本	約 83,000	—	1	Intel Corei7-7700K, 4.2GHz, 4C	約 5.3hr
	サーマルカラム	約 91,000	—	1	Intel Corei7-7700K 4.2GHz, 4C	約 29.5hr

表-付 3.2 ORIGEN-S に要した計算時間

評価点数	並列数	CPU	計算時間	評価点あたりの計算時間
約 46,000	1	Intel Corei7-7700K, 4.2GHz, 4C	約 46.6hr	約 3.6 sec/評価点



