



JAEA-Research

2025-004

DOI:10.11484/jaea-research-2025-004

福島第一原子力発電所における生体遮への
放射能濃度の推定に関する研究
(委託研究)

Study on Estimation of Radioactivity Concentration of Biological Shielding
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(Contract Research)

福島廃炉安全工学研究所 廃炉環境国際共同研究センター 分析研究グループ
NAIS

Retrieved Material Analysis Research Group,
Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science,
Fukushima Research and Engineering Institute
NAIS Co. Inc.,

August 2025

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Research

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

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

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.

This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).

Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan

E-mail: ird-support@jaea.go.jp

福島第一原子力発電所における生体遮へいの放射能濃度の推定に関する研究 (委託研究)

日本原子力研究開発機構
福島廃炉安全工学研究所 廃炉環境国際共同研究センター 分析研究グループ

NAIS

(2025年4月4日受理)

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所にて発生する放射性廃棄物の管理を計画する上で、廃棄物中の放射能量の推算が不可欠である。核燃料の損傷に伴う汚染とともに原子炉運転中の放射化による寄与を考慮するが、後者に関して生体遮へいコンクリートは物量が多く重要な対象である。生体遮へいに含まれる放射化生成物の放射能濃度を求めるに当たって、福島第一原子力発電所では現地調査や分析試料の採取が困難であるので、放射能濃度を計算解析により求めることとなる。ここで、実際の構成材料の条件を考慮した検討のためには、微量に含まれる成分の放射化や水による中性子束への影響を考慮する必要があり、計算解析に係わる不確実性の評価が重要となる。

本研究では、生体遮へいコンクリートが含む微量な成分及び水分量を調査するとともに、福島第一原子力発電所の2号機原子炉建屋を対象とした3次元の計算モデルを構築し、放射能濃度を推定した。この推定結果に含まれる不確実性を評価するために、不確実性に寄与する因子を抽出し、それらの因子が計算結果に及ぼす不確実性、すなわち、計算モデルの多様性及び計算モデルに用いるパラメータの変動幅が計算結果に及ぼす影響を検討した。その結果に基づいて、不確実性に寄与する支配的な要因を抽出するとともに、コンクリートを廃棄物として取り扱う方策を検討した。

本報告書は、日本原子力研究開発機構が実施した経済産業省の令和4年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」における委託業務として、NAIS株式会社が実施した成果を取りまとめたものである。

核燃料サイクル工学研究所：〒319-1194 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地33

**Study on Estimation of Radioactivity Concentration of Biological Shielding
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(Contract Research)**

Retrieved Material Analysis Research Group
Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science
Fukushima Research and Engineering Institute
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

NAIS Co. Inc.,

(Received April 4, 2025)

For planning radioactive waste management at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station of the Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated, estimation of radioactivity is essential with considering both contamination from the damaged fuel and activation during reactor operation; with regard to the latter, biological shielding is an important object due to its large amount. It is difficult to conduct field investigations or collect analysis samples at the site, hence the radioactivity should be estimated by calculative analysis with considering the actual conditions of the constituent materials, especially for activation of minor components and water, which affects the neutron flux. Besides it is important to assess the uncertainties involved in the calculation analysis.

In this study, the trace composition and water content in the biological shielding concrete were investigated, and a three-dimensional computational model was constructed for the Unit 2 reactor building at the site to estimate the radioactivity concentration. In order to evaluate the uncertainty in the results, the factors contributing to the uncertainty were extracted and the uncertainty resulted from those factors on the calculation results, i.e. the influence of the diversity of the calculation model the parameters used in the calculation model. Based on the results, the dominant factors contributing to the uncertainty were extracted, and the handling as radioactive waste was discussed.

Keywords: Biological Shielding, Activation Products, Sensitivity Study

This work was performed by NAIS Co. Inc., under contract with Japan Atomic Energy Agency, and includes a part of the results from countermeasures for decommissioning and contaminated water treatment, which was entrusted from Ministry of Economy, Trade and Industry (METI), Japan.

目 次

1. 序論.....	1
2. 放射化生成物放射能濃度の解析と不確実性評価の方法	2
2.1 解析の進め方	2
2.2 放射能濃度解析の手順.....	3
2.3 不確実性因子の分類・整理.....	7
2.4 感度解析の方法.....	11
3. 放射能濃度の解析（標準ケース）	12
3.1 原子炉の構造に関する調査.....	12
3.2 線源強度分布の解析.....	15
3.3 中性子束分布の解析.....	23
3.4 放射能濃度の解析	32
4. 放射能濃度解析における不確実性因子の検討	41
4.1 線源強度分布計算	41
4.2 中性子束計算	43
4.3 放射化計算	50
4.4 不確実性因子の優先度	54
5. 放射能濃度の不確実性に関する感度解析	55
5.1 評価の方法	55
5.2 感度解析の結果.....	57
5.3 感度解析のまとめ	73
6. 廃棄物管理上の分類に係る検討.....	75
6.1 検討の方法.....	75
6.2 クリアランス及び処分区分の検討結果	77
7. 結論.....	81
謝辞.....	82
参考文献	83
付録 A 解析対象の核種を選定する上で考慮した標的核とその反応.....	86
付録 B コンクリート組成に関する調査.....	89
付録 C 標準ケースの ORIGEN-S 入力.....	97

Contents

1. Introduction.....	1
2. Analysis of radioactivity concentrations of activation products and method for uncertainty assessment	2
2.1 Method of analysis	2
2.2 Procedure for analysis of radioactivity concentration.....	3
2.3 Classification and organization of uncertainty factors	7
2.4 Method for sensitivity analysis.....	11
3. Analysis of radioactivity concentration (reference case)	12
3.1 Survey of the reactor structure.....	12
3.2 Analysis of source intensity distribution.....	15
3.3 Analysis of neutron flux distribution	23
3.4 Analysis of radioactivity concentration.....	32
4. Consideration of uncertainty factors in the analysis of radioactivity concentrations of activation products	41
4.1 Calculation of source strength distribution	41
4.2 Neutron flux calculation.....	43
4.3 Activation calculation	50
4.4 Priority of uncertainty factors.....	54
5. Sensitivity analysis of uncertainties in activation product activities	55
5.1 Method of assessment.....	55
5.2 Results of the sensitivity analysis	57
5.3 Summary of the sensitivity analysis	73
6. Considerations for waste management classification.....	75
6.1 Method of study.....	75
6.2 Results of the study on clearance and disposal classification	77
7. Conclusions	81
Acknowledgements	82
References.....	83
Appendix A Target nuclei and their reactions considered in selecting nuclides for analysis	86
Appendix B Investigations on concrete composition	89
Appendix C ORIGEN-S input for the reference case	97

表リスト

表 2.1	燃焼方程式における不確実性に係わる変数	9
表 2.2	中性子束分布における不確実性に係わる変数.....	9
表 2.3	不確実性因子（入力項目）の一覧.....	10
表 3.1	2号機の燃料等仕様.....	13
表 3.2	原子炉圧力容器情報.....	14
表 3.3	線源強度分布に係る解析コードと核データ及び燃焼チェーンライブラリ	15
表 3.4	各領域における任意温度条件	15
表 3.5	BWR 炉心用軽水の物性値	16
表 3.6	ジルカロイ-2 及びジルカロイ-4 の組成割合（wt%）	17
表 3.7	炉心等価半径等	17
表 3.8	集合体体積割合	18
表 3.9	2号機運転条件.....	20
表 3.10	燃焼計算ステップ条件	20
表 3.11	中性子輸送に係る解析コードと核データライブラリ	23
表 3.12	原子炉圧力容器及び格納容器の材質一覧.....	24
表 3.13	中性子エネルギー境界条件.....	26
表 3.14	2号機の運転実績	34
表 3.15	解析の対象核種とターゲット元素の設定	35
表 3.16	コンクリートの配合割合（F#4 BWR）	35
表 3.17	放射化計算のコンクリート組成データ.....	36
表 3.18	生体遮へい上部コンクリート中の放射能濃度（Bq/g）	38
表 3.19	生体遮へい上部コンクリートのクリアランスレベルとの比（D/C の値）	39
表 4.1	30℃における湿り空気密度.....	47
表 4.2	崩壊ライブラリに収録された半減期の比較	52
表 4.3	感度解析の優先度.....	54
表 5.1	クリアランスに関する D/C への寄与（上位の核種、累積 99.99%に達するまで）	56
表 5.2	感度解析ケース一覧.....	57
表 5.3	鉄筋配置と量等に関する感度解析結果.....	58
表 5.4	配管の詳細化に関する感度解析結果	60
表 5.5	核分裂発生領域内分布に関する感度解析結果.....	61
表 5.6	任意温度の選択に関する感度解析結果.....	62
表 5.7	分散低減法オプションに関する感度解析結果.....	63
表 5.8	1 g 当たり換算の分析値と文献値（NUREG）の比較.....	65
表 5.9	コンクリートの組成に関する感度解析結果	66
表 5.10	骨材の微量元素に関するコンクリートの組成.....	67
表 5.11	骨材の元素組成に関する感度解析結果.....	68

表 5.12	コンクリート中の自由水の割合に関する感度解析結果	69
表 5.13	放射化ライブラリに関する感度解析結果	70
表 5.14	崩壊ライブラリに関する感度解析結果.....	71
表 5.15	メッシュ領域幅に関する感度解析結果.....	72
表 5.16	感度解析結果の一覧.....	74
表 6.1	代表位置における主な核種の濃度と処分の濃度上限値	76
表 6.2	感度解析条件における熱中性子束の変動.....	78

図リスト

図 2.1	放射化に起因する放射能の濃度算出処理の概略フロー	3
図 2.2	線源強度分布計算の処理フロー	4
図 2.3	中性子束分布計算の処理フロー	5
図 2.4	放射能濃度計算の処理フロー	6
図 2.5	感度解析処理フロー	11
図 3.1	2号機原子炉建屋躯体の CAD データ	14
図 3.2	軸方向ボイド率分布 (BWR の典型的なボイド率分布)	16
図 3.3	炉心構成図 (2号機と同型)	18
図 3.4	円筒近似モデル	19
図 3.5	燃料濃縮度配置及び軸方向高さ濃縮度分布	19
図 3.6	径方向毎における U-235 燃焼量の軸方向分布	21
図 3.7	径方向毎の線源強度の軸方向分布	22
図 3.8	格納容器等の形状モデル	24
図 3.9	U-235 の Watt 分布	25
図 3.10	Forward-CADIS 法とアナログモンテカルロ法による結果の違い	27
図 3.11	ADVANTG コードで指定した最適化対象領域 (赤: 蓋部、緑: 底部外周、黄: 底部全体)	28
図 3.12	熱中性子束分布 (左: 蓋部、中: 底部外周、右: 底部全体)	29
図 3.13	熱中性子束分布 (結合)	30
図 3.14	熱外中性子束分布 (結合)	30
図 3.15	高速中性子束分布 (結合)	31
図 3.16	全エネルギー中性子束分布 (結合)	31
図 3.17	放射化計算評価領域	37
図 3.18	放射能濃度の寄与割合	39
図 3.19	生体遮へい上部コンクリートのクリアランスレベルとの比 (D/C の減衰)	40
図 4.1	圧力容器の推定水位	43
図 4.2	配管レイアウトの例	44
図 4.3	サプレッションチェンバーの水位	45
図 4.4	U-235 と Pu-239 の (n,γ) 断面積	46
図 4.5	U-235 及び Pu-239 の Watt 分布による核分裂スペクトル	48
図 4.6	核分裂発生領域の分布	48
図 4.7	平均出力 (上) と出力変動を与えた場合 (下) の運転履歴イメージ	51
図 4.8	中性子空間分布に関する集計領域単位のイメージ	53
図 5.1	コンクリートの鉄筋配置に関する円柱状のモデル	58
図 5.2	配管の詳細化に関する球形モデル	59
図 5.3	炉内温度の違いによる中性子束分布の比較	62

図 5.4	分散低減法による中性子束の解析結果への影響	64
図 5.5	コンクリート中の自由水割合に関するモデル	69
図 6.1	中性子束から換算した放射性廃棄物の処分区分	77
図 6.2	中性子束から換算した放射性廃棄物の処分区分（因子⑥のケース）	79
図 6.3	中性子束から換算した放射性廃棄物の処分区分（因子⑦のケース）	79
図 6.4	Sr-90 放射能濃度の推定値に対する不確実性因子の影響	80

1. 序論

原子力施設の廃止措置を計画的かつ効率的に進めて費用低減を図るためには、その計画段階において施設の特性評価や廃止措置の作業計画等について十分な検討が必要である。すなわち、解体工法の選定、廃棄物発生量の推定、放射性廃棄物の処理・処分方法の決定、作業被ばく線量の予測、周辺公衆や環境への影響評価等に基づいて廃止措置計画を立案することが重要である。

このためには、基本情報として施設に残存する放射性核種の種類、濃度やその分布を評価する必要がある。中性子照射を受けた原子炉及び周辺建造物の放射能濃度は計算プログラムを用いて施設の形状や材料、運転履歴等に基づいて解析評価することができる。

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所にて発生する放射性廃棄物を合理的に処理、処分する上で、廃棄物中の長半減期核種の放射能濃度を正確に評価することが重要である。原子炉とその周辺は、事故によって損傷した燃料中の放射性核種（核分裂生成物やアクチノイド核種）により汚染している。この他に、運転中に中性子線によって放射化した材料の放射能濃度を把握しなければならない。この領域は高線量率であるため分析試料の採取が難しく、また、対象の核種は分析が難しいものが多い。このことから、放射化による放射能濃度を解析により評価することが求められる。

原子炉を構成する主要な材料のうち、生体遮へいコンクリートは物量が多く、廃棄物管理の重要な対象である。また、放射化生成物の放射能濃度の評価において微量に含まれる組成の放射化や含有する水による中性子束への影響を考慮する必要があり、実際の構成材料の条件を考慮した検討が不可欠である。そこで、本研究では、コンクリートに含まれる微量な組成及び水分量を調査するとともに、福島第一原子力発電所 2 号機原子炉建屋を対象とした 3 次元の計算モデルを構築し、放射化計算を試行した。

線源強度分布と中性子束分布を順に求め、これをもとに生体遮へいコンクリートの放射能濃度を算出した。解析には、線源強度分布の算出に 3 次元モンテカルロ法コード MVP3.0(-BURN)¹⁾、炉心及び原子炉建屋の中性子輸送計算に 3 次元モンテカルロ法コード MCNP²⁾、分散低減パラメータ作成に自動分散低減コード ADVANTG³⁾、そして放射化計算に SCALE6(ORIGEN-S)⁴⁾をそれぞれ用いた。

解析による放射能濃度の計算結果には、使用する計算モデル、核データライブラリや計算コードへの入力パラメータ（コンクリート組成割合など）に由来する不確実性が含まれる。そこで、過去の解析事例等の知見に基づいて、不確実性に寄与する因子が計算結果に及ぼす影響及び感度（因子の変動が及ぼす影響の程度）を検討した。この不確実性に支配的な要因を抽出するとともに、生体遮へいコンクリート廃棄物の区分を検討した。

2. 放射化生成物放射能濃度の解析と不確実性評価の方法

本章では、放射化生成物放射能濃度の解析とその結果に含まれる不確実性を評価する方法を述べる。

2.1 解析の進め方

放射能濃度の解析では、原子炉の運転履歴、機器・構造物の幾何学的な配置（原子炉の幾何形状）と材料組成（材料の分布、構造物の物質組成）を入力データとし、線源強度分布、中性子束分布及び中性子による放射化の計算を行い、機器毎、核種毎に放射能濃度分布を計算する。図 2.1 は放射能濃度算出処理の概略フローを示したものであり、計算は大別して次の 3 つのステップから構成される⁵⁾。運転中の原子炉の炉心における線源強度分布を計算し、これを入力として運転中の原子炉周辺の各位置での中性子束分布を計算する。さらに、その結果を用いて放射化放射能濃度を計算する。

中性子束の計算では、炉心から離れた生体遮へい体等までの範囲を含む体系を評価対象とすることが重要である。生体遮へいを貫通している圧力容器接続配管やダクト等の配管貫通孔付近では中性子の局所的な流れ（ストリーミング）が生じ、炉心から離れた位置の構造物が放射化することが想定されることから、これらの領域の中性子束分布の計算が必要になる。解析では、これらの領域に対して精度の高い計算結果を得るためにモンテカルロ法による 3 次元計算コードを用い、また分散低減法として ADVANTG コードで用いられる Forward-CADIS 法を適用した。

次に、上記で得られた中性子束の計算結果を読み込み、そのエネルギースペクトルに依存した放射化断面積を用いて原子炉構造材や遮へい体の放射能濃度を計算した。ここでは、中性子スペクトルを適切に反映したライブラリで計算することを目的として、中性子束のエネルギーを 3 群に分けたライブラリで計算を行う ORIGEN-S コードを用いた。

こうして得られた放射能濃度の計算結果には、①使用する計算モデルや核データライブラリ、また、②計算コードへの入力パラメータ（コンクリート組成割合など）に由来する不確実さが含まれる。この不確実さを含めた評価を行うために、不確実さの因子を洗い出した上で分類整理を行った。そして、この因子毎の不確実さが放射能濃度の不確実さに及ぼす影響の度合いを次の考え方で定量評価した。

まず、各因子の値として公開されている情報や公知となっている情報を標準的な値に設定し計算を行い（標準ケース）、その上で、因子をそれぞれ変化させた感度解析を実行した（感度解析ケース）。

標準ケース及び感度解析ケースの解析結果をもとに、当該コンクリートを廃棄物として処分する際の区分、また、放射能濃度の不確実さによる処分区分への影響を考察した。

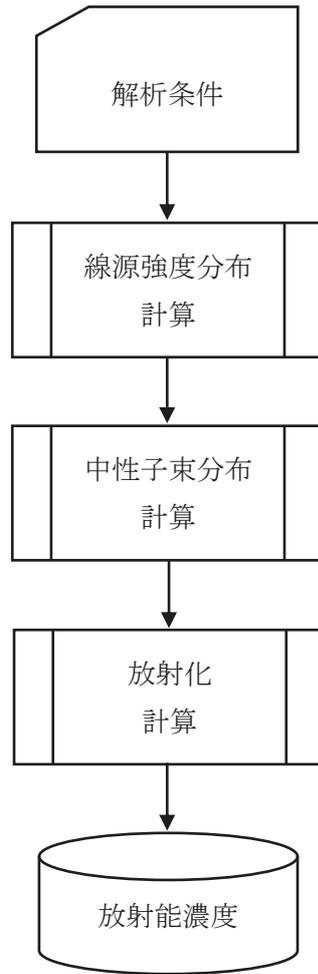


図 2.1 放射化に起因する放射能の濃度算出処理の概略フロー

2.2 放射能濃度解析の手順

2.2.1 線源強度分布の計算

炉心部のパラメータ（炉心形状、燃料組成、炉心部構造材組成、運転履歴等）を入力し、運転時の中性子線源強度分布を計算した。計算コードには、3次元形状の解析に有効なモンテカルロ法コードの1つである MVP3.0-BURN を使用した。また、関連する核データライブラリと燃焼チェーンライブラリには、それぞれ JENDL-4.0⁶⁾と ChainJ40⁷⁾を用いた。線源強度分布の処理フローを図 2.2 に示す。

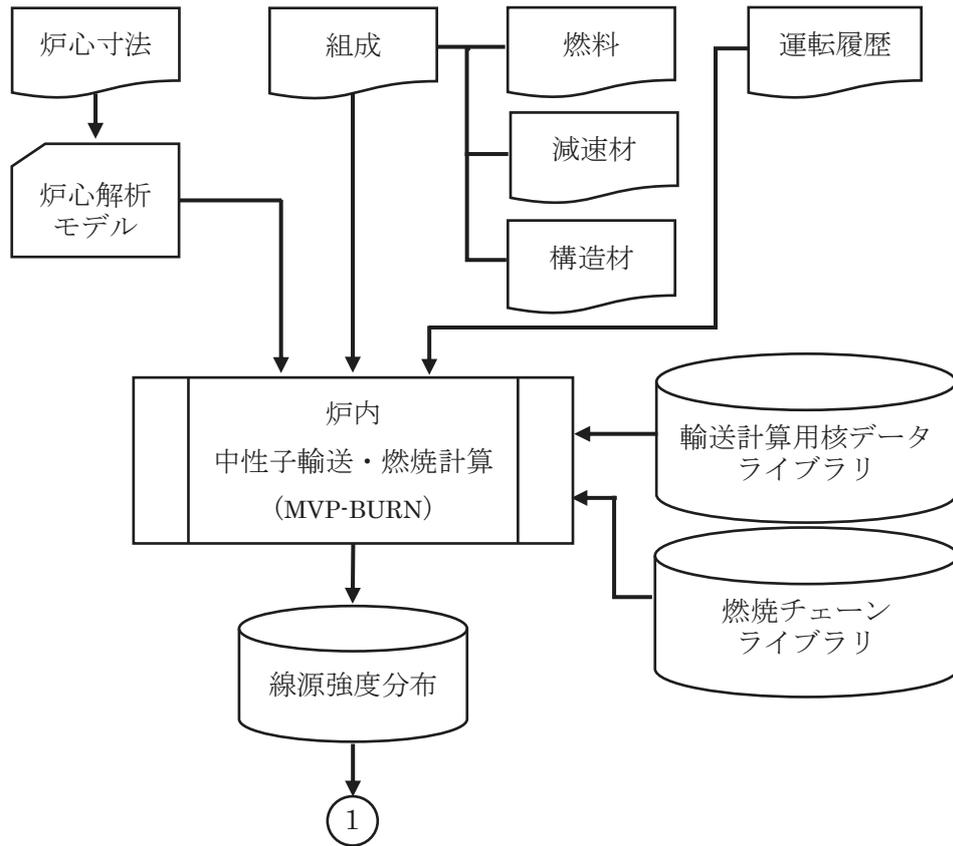


図 2.2 線源強度分布計算の処理フロー
(図中の①は図 2.3 の中性子束分布計算の入力となる。)

2.2.2 中性子束分布の計算

炉心部から中性子を発生させる線源分布及び施設形状データを入力として、生体遮へい体における中性子束分布を計算した。線源強度分布には、2.2.1 項の計算による出力結果を用いた。生体遮へい体の中性子束分布計算の処理フローを図 2.3 に示す。

生体遮へい体を貫通している压力容器接続配管やダクト等の配管貫通孔付近では中性子のストリーミングが生じる。このストリーミングによる中性子で炉心から離れた位置で放射化生成物が生成されることが想定され、漏えい中性子束分布の計算が必要となる。このような領域にはモンテカルロ法による 3 次元の計算コードを適用する必要がある。ここでは、中性子束分布の計算にモンテカルロ法 MCNP、分散低減パラメータ作成に自動分散低減コード ADVANTG、そして中性子束計算コードにおけるデータライブラリとして JENDL-4.0 ベースの AceLibJ40⁸⁾をそれぞれ使用した。

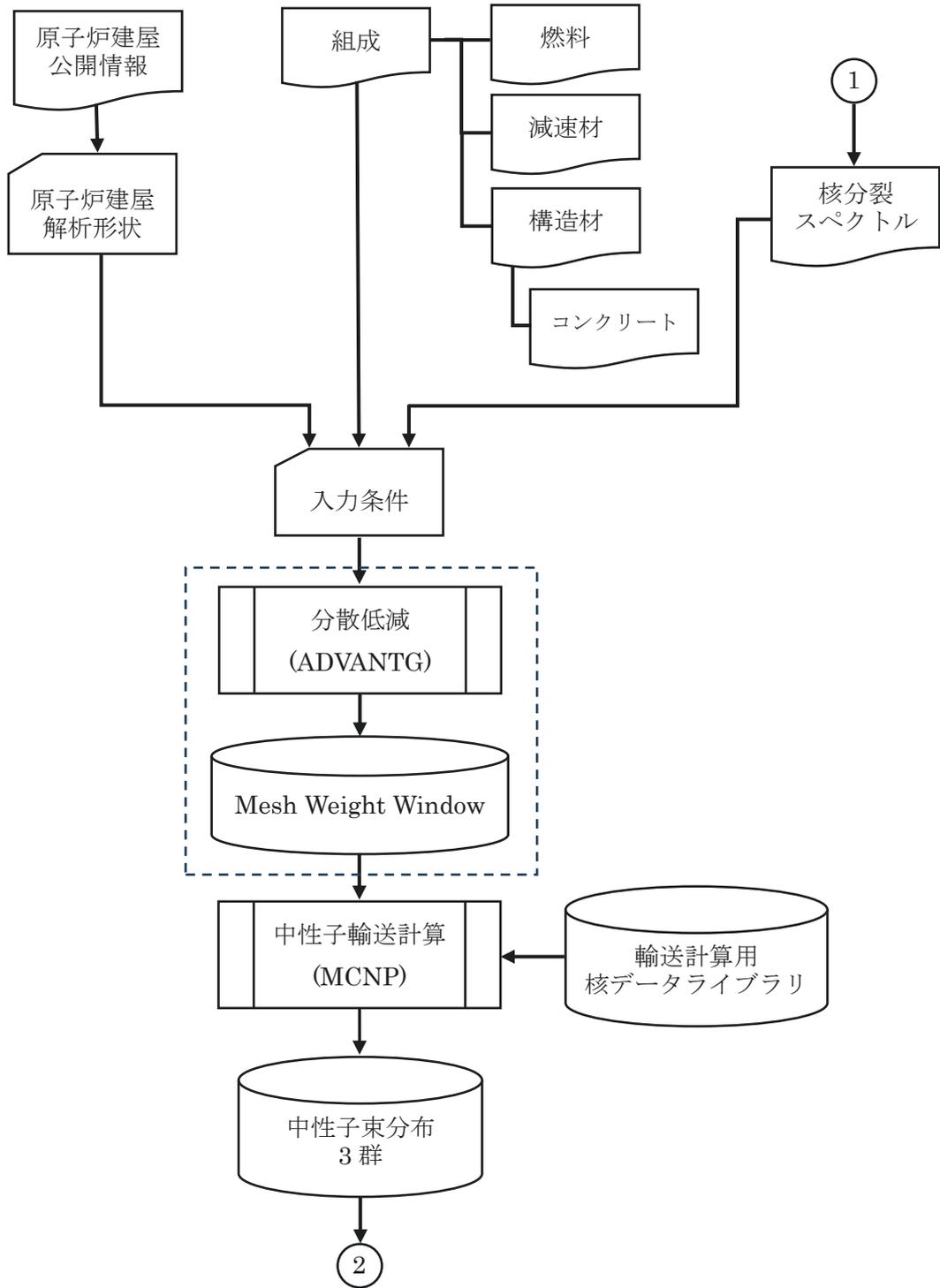


図 2.3 中性子束分布計算の処理フロー

(図中の①は図 2.2 の線源強度分布を示し、②は図 2.4 の放射能濃度計算への入力となる。)

2.2.3 放射能濃度の計算

放射能濃度の計算では、原子炉施設の運転における計算対象部位の照射履歴、中性子束及び構成材料の物質組成を入力データとして、放射性核種の生成及び原子炉停止後の放射性壊変を計算した。放射能濃度計算の処理フローを図 2.4 に示す。

原子炉構造材の放射能濃度を求める場合は、予め対象施設の中性子束分布を計算して、計算領域毎に 1 群の放射化断面積を作成し、その結果を使用することが望ましい。膨大な計算量となるため本研究では、代表点（生体遮へい体中央上部）から生体遮へい全体領域の推定を行った。

放射化計算コードには、ORIGEN-S コード、放射化ライブラリと崩壊ライブラリにはともに ORIGEN-S に付属する ENDF ベースのライブラリを使用した。

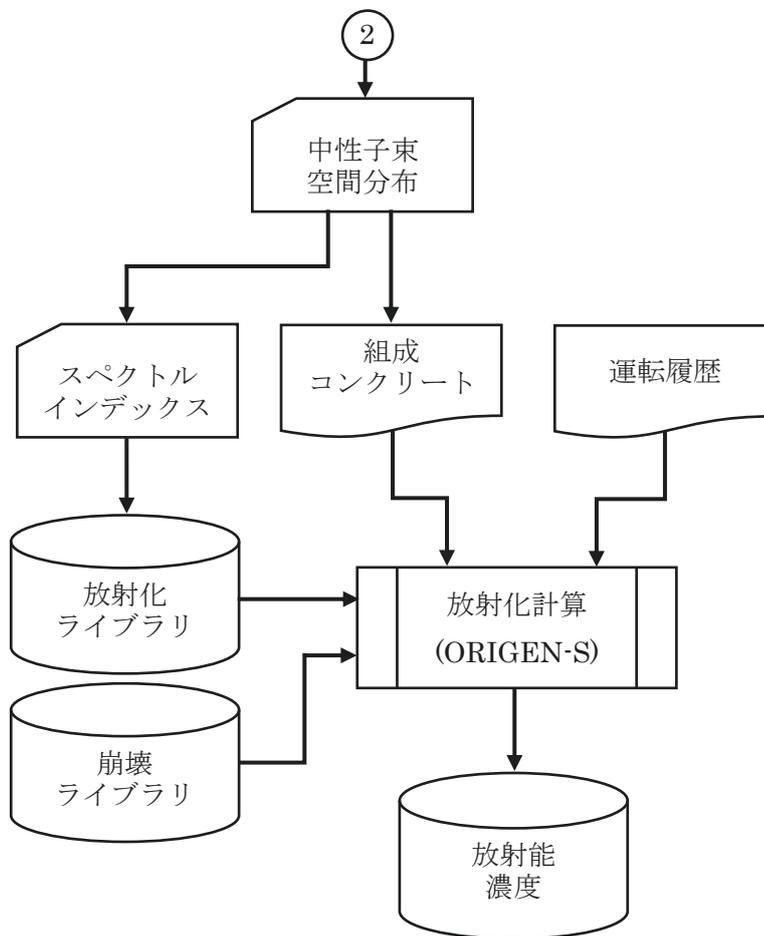


図 2.4 放射能濃度計算の処理フロー
(図中の②は図 2.3 の中性子束分布を示す。)

2.3 不確実性因子の分類・整理

解析コードを用いて放射能濃度を計算する場合には、2.2 節で示したように計算条件に関わる種々の解析モデル、核データライブラリ及び計算コードの変数（以下、これらを因子と呼ぶ。）についてのデータを用いる。これら因子の中には使用するデータ（計算オプションの選定及び計算コード入力変数の値）を一意的に確定できないものが含まれており、計算結果に不確実さをもたらす原因となる。計算結果に含まれる不確実さを評価する上で、これらの因子を洗い出し、それらの変動範囲を設定することが必要である。

不確実さを有する因子（入力項目）を分類・整理するに当たり、まず放射化計算の基礎となる燃焼方程式に基づき予備的検討を行った。その上で、2.2 節に述べた使用計算コードの入力項目から候補となり得るものを抽出し、分類・整理した。

2.3.1 燃焼方程式

コンクリート等の構造材の放射能濃度を定量評価するためには、材料中に含まれる多数の核種の中性子照射による様々な核反応を考慮して以下の式(2-1)の燃焼方程式を解く⁹⁾。

$$\begin{aligned} \frac{dN_i}{dt} = & \sum_{j \neq i} f_{j \rightarrow i} \lambda_j N_j + \sum_{k \neq i} \sum_x N_k \int g_{x,k \rightarrow i}(E) \sigma_{x,k}(E) \Phi(E) dE + \sum_l N_l \gamma_{l \rightarrow i} \int \sigma_{f,l}(E) \Phi(E) \\ & - \{ \lambda_i N_i + \sum_x N_i \int \sigma_{x,i}(E) \Phi(E) dE \} \\ = & \text{崩壊により生成する項} + \text{核反応生成項} + \text{核分裂生成項} - \text{消滅項} \end{aligned} \quad (2-1)$$

ここで、

- N_i : 核種*i*の個数密度 (n/cm³)
- f : 崩壊分岐比 (自発核分裂収率を含む)
- λ : 崩壊定数 (s⁻¹)
- $T_{1/2}$: 半減期 (s)
- $\sigma_{x,i}$: 核変換反応(x)を伴う核種*i*の反応断面積 (barn)
- σ_f : 核分裂反応断面積 (barn)
- g : 核変換反応における基底状態と準励起状態との分岐比
- $\gamma_{l \rightarrow i}$: 核種*l*の核分裂による核分裂生成物核種*i*の収率
- t : 時間 (s)
- $\Phi(E)$: 中性子束 (n/cm²/s)
- E : 中性子エネルギー (eV)

である。核分裂生成項は核燃料における燃焼計算が想定されるが、放射化計算においても U 等の核分裂性核種が不純物として含まれている条件とする場合は無視できない項となる。中性子束 $\Phi(E)$ は式(2-2)によって規格化を行う。

$$\Phi(E) = I\varphi(E) \quad (2-2)$$

ここで、

$\varphi(E)$: 単位時間当たりの中性子を発生させた場合の中性子束 (n/cm²/s / (n/s))

I : 核分裂により発生する単位時間当たりの中性子総数 (n/s)

である。 I は熱出力 W_{th} (MW) を核分裂当たりのエネルギー 200 MeV で除し、発生中性子数 ν を乗じて式(2-3)より求められる。

$$I = \frac{W_{th}}{200 \text{ (MeV)}} \times \nu = 3.2 \times 10^{17} \times W_{th} \times \nu \quad (2-3)$$

核反応の反応率はエネルギーに依存する断面積 $\sigma_{x,i}$ と中性子束 $\Phi(E)$ を用いて式(2-1)における変数から式(2-4)のように与えられ、連続エネルギーモンテカルロ法を利用すれば精度良く求めることができる。

$$\int R_{x,i}(E)dE = N_i \int \sigma_{x,i}(E)\Phi(E) dE \quad (2-4)$$

反応率を保存するように群縮約を行い、1群断面積と1群中性子束を式(2-5)のように与えれば出力規格化後の式(2-1)は式(2-6)のようになり1群による燃焼方程式となる。

$$\langle \sigma_{x,i} \rangle = \frac{\sum_g g_{x,k \rightarrow i} \sigma_{x,i,g} \Phi_g}{\sum_g \Phi_g} \quad (2-5)$$

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j \neq i} f_{j \rightarrow i} \lambda_j N_j + \sum_{k \neq i} \sum_x N_k \langle \sigma_{x,k} \rangle \langle \Phi \rangle + \sum_l N_l \gamma_{l \rightarrow i} \langle \sigma_{f,l} \rangle \langle \Phi \rangle - \{ \lambda_i N_i + \sum_x N_i \langle \sigma_{x,i} \rangle \langle \Phi \rangle \} \quad (2-6)$$

ただし、式(2-5)に示した1群断面積の作成方法は計算コードによって異なる。

燃焼・崩壊チェーンに含まれる全ての核種について連立させると、崩壊計算や放射化計算は、核種遷移行列 A を使用した以下の行列方程式を解く式(2-7)の問題に帰着される。

$$\frac{d}{dt} \vec{N} = A \vec{N} \quad (2-7)$$

不確かさ因子について式(2-1)における変数として考慮すると表 2.1 のように整理される。ここで、中性子束分布 φ は中性子輸送計算によって求められる値のため式(2-1)とは異なり、ボルツマン輸送方程式¹⁰⁾を解くために必要な表 2.2 に示す変数(一部のみ抜粋)が不確実性因子となる。連続エネルギーで表した定常状態の積分型現出粒子密度方程式 (integral emergent particle density equation) は式(2-8)のように表される。

$$X(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + C(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E) T(\vec{r}' \rightarrow \vec{r}, \vec{\Omega}', E') X(\vec{r}', \vec{\Omega}', E') \quad (2-8)$$

ここで、

\vec{r}	: 位置ベクトル
$\vec{\Omega}$: 方向ベクトル
E	: 粒子エネルギー
$T(\vec{r}' \rightarrow \vec{r}, \vec{\Omega}', E')$: 輸送核
$C(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E)$: 衝突核
$S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$: 線源項
$X(\vec{r}', \vec{\Omega}', E')$: 現出粒子密度

である。

表 2.1 燃焼方程式における不確実性に係わる変数

変数		関連する要素
N	親核種の個数密度 (i, j, k)	初期組成・分析値精度
λ	崩壊定数 (s^{-1})	核データライブラリ
σ_x	核変換反応 (x) を伴う断面積	核データライブラリ
σ_f	核分裂断面積	核分裂核種から生成される核種を考慮する場合の核データライブラリ
g	核変換反応における基底状態と準励起状態との分岐比	核データライブラリ
$\gamma_{l \rightarrow i}$	核種 l の核分裂による FP 核種 (j)の収率	核分裂核種から生成される核種を考慮する場合の核データライブラリ

表 2.2 中性子束分布における不確実性に係わる変数

変数		関連する要素
N	個数密度	組成（燃料、構造材、減速材等）
σ_a	吸収反応を伴う断面積	核データライブラリ
σ_s	散乱断面積	核データライブラリ

2.3.2 不確実性因子の分類・整理

放射能濃度に関する不確実性及び感度解析事例について公開文献等を調査し、因子の抽出及び分析を行った。不確実性因子を計算コード毎に分類・整理した不確実性因子（入力項目）の一覧を表 2.3 に示す。形状モデル・データ、物質を構成する元素等の組成、運転履歴、核データライブラリ等で分類し、因子には実際の入力データに該当するものと入力データセットとしてまとめられたものが含まれている。

表 2.3 不確実性因子（入力項目）の一覧

計算コード	分類	因子
線源分布 (MVP-BURN)	形状モデル・データ (1)	炉心体系形状
	組成 (1)	燃料組成
		減速材密度分布
		燃料集合体構造材組成
	運転履歴 (1)	燃焼度
核データライブラリ (1)	中性子輸送核データのライブラリ 燃焼チェーンのライブラリ	
中性子束 (MCNP)	形状モデル・データ (2)	鉄筋の配置
		主要構成形状モデル
		圧力容器内水位
		配管形状モデル
		サブプレッションチェンバー水位
		制御棒駆動装置形状モデル
		空間の詳細化（窓、通路、扉等）
	組成 (2)	燃料組成
		減速材密度分布
		燃料集合体構造材組成
		コンクリートの元素組成
		コンクリート中の自由水割合 空気条件の空間的な変化
	中性子の発生エネルギーと発生分布	核分裂スペクトル
		核分裂発生領域での中性子分布
	核データライブラリ (2)	中性子輸送核データのライブラリ 炉内任意温度
計算手法オプション	分散低減法	
放射化 (ORIGEN-S)	組成 (3)	コンクリートの元素組成
		骨材の元素組成
		コンクリート中の自由水割合
	運転履歴 (2)	時系列炉心出力
	核データライブラリ (3)	放射化ライブラリ
		崩壊ライブラリ
中性子空間分布の集計単位	スペクトルインデックス	

2.4 感度解析の方法

感度解析を行うに当たっては、初めに各因子の標準データとなる解析条件を選定し、これを標準ケースとした。次に各因子のデータを1個または1データセット毎に変化させた解析を行い、これを感度解析ケースとした。標準ケースと感度解析ケースとの結果を比較することにより、各因子が個別に計算結果に及ぼす影響の程度を評価した。また、不確かさに支配的寄与を及ぼす要因を抽出した。放射能濃度の不確かさ評価に係る感度解析の処理フローを図 2.5 に示す。

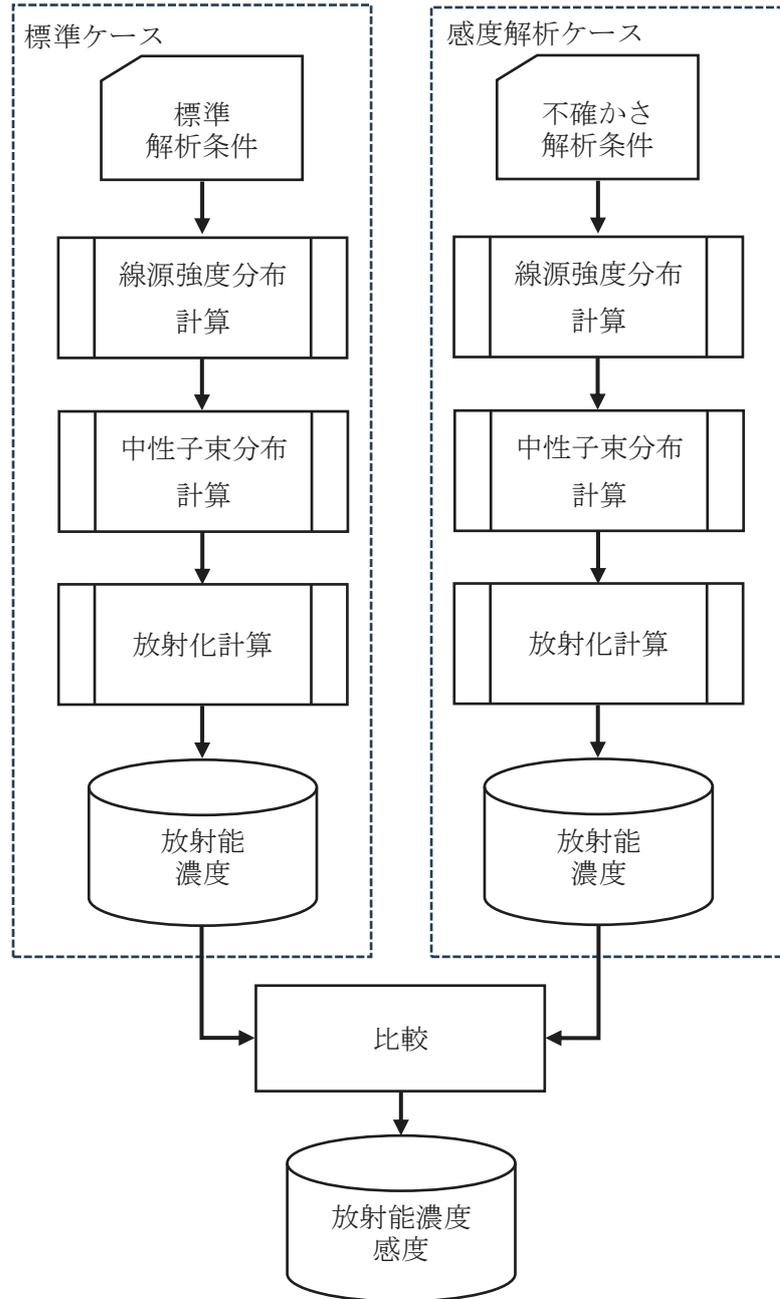


図 2.5 感度解析処理フロー

3. 放射能濃度の解析（標準ケース）

本章では、原子炉とその周辺の放射能濃度に関して、標準データを用いた場合（標準ケース）の解析について述べる。

解析の対象とする原子炉は、燃料デブリの取り出しを始める第1の原子炉であることから2号機とした。2.2節に述べた3段階の解析を行うに当たり、まず、原子炉の構造に関する調査を行い、次に解析条件を検討しその検討結果に基づき、入力データを作成して解析を行った。以下に、原子炉の構造に関する調査、放射能濃度の解析条件と主要入力データ、そして解析結果を述べる。

3.1 原子炉の構造に関する調査

原子炉とその周辺を対象として、放射化の計算に必要となる構造等の情報を特定し、公開されている情報の調査を行った。

3.1.1 中性子発生分布を得るための条件

(1) 燃料等の仕様

2号機の燃料集合体は文献¹¹⁾の情報により9×9Bタイプ¹²⁾を想定した。9×9Bタイプは集合体中心3×3領域分に角型ウォータチャンネルが配置されている。燃料等仕様の一覧を表3.1に示す。

表 3.1 2号機の燃料等仕様

集合体	集合体型	9×9B
	集合体数	548
	ロッドピッチ (cm)	1.450
	集合体ピッチ (cm)	15.20
	燃料ピン数	72
	燃料ピン種類数	6 (内 1 Gd 含有)
燃料ピン	被覆管外径 (cm)	1.100
	被覆管内径 (cm)	0.960
	被覆管組成	ジルカロイ-2
	ペレット直径 (cm)	0.94
	ペレット-被覆管ギャップ (cm)	0.010
	ペレット密度 (%TD)	97.0
	燃料組成	UO ₂ / UO ₂ -Gd ₂ O ₃
	ペレット U-235 濃縮度 (wt%)	2.1 / 3.0 / 3.6 / 4.2 / 4.9
	Gd ₂ O ₃ 含有率 (wt%)	5
集合体情報等	チャンネルボックス外寸 (cm)	13.40
	チャンネルボックス厚さ (cm)	13.90
	集合体ピッチ [wide-wide] (cm)	15.20
	角型ウォータチャンネル外寸 (cm)	3.85
	角型ウォータチャンネル内寸 (cm)	3.65
	集合体ピッチ [narrow-narrow] (cm)	15.20
冷却材条件	冷却材圧力 (MPa)	6.93
	冷却材液体密度 (g/cm ³)	0.74126
	冷却材蒸気密度 (g/cm ³)	0.03612
	ボイド率 (%)	履歴適用
温度条件	燃料温度 (K)	900
	被覆管温度 (K)	600
	減速材温度 (K)	558

(2) 制御棒

BWR は、燃料集合体 4 チャンネルに対して 1 つの十字制御棒¹³⁾が挿入できる構造となっている。BWR 制御棒は軸方向出力分布制御のためには浅く挿入されるのに対して、径方向の制御のための制御棒は相対的に深く挿入される。制御棒により中性子を吸収して隣接する燃料集合体の出力発生を抑制するとともに、中性子束分布の変化を通して周囲の燃料集合体の出力に影響を及ぼすことで炉心全体の径方向分布を制御する¹⁴⁾。

制御棒の運転パターン履歴を公開情報から得ることは難しく、本解析では平衡炉心を想定し、制御棒の形状及び組成を解析条件とした。

3.1.2 中性子束分布を得るための条件

(1) 建屋構造物

建屋構造物に関しては躯体 CAD データが公開されている¹⁵⁾。公開情報より得られた躯体情報を図 3.1 に示す。ただし、一部外壁や格納容器周辺については情報がなかったため、壁面について不足部を補完したモデルを右に示した。同図で補完した箇所を黄色で示す。

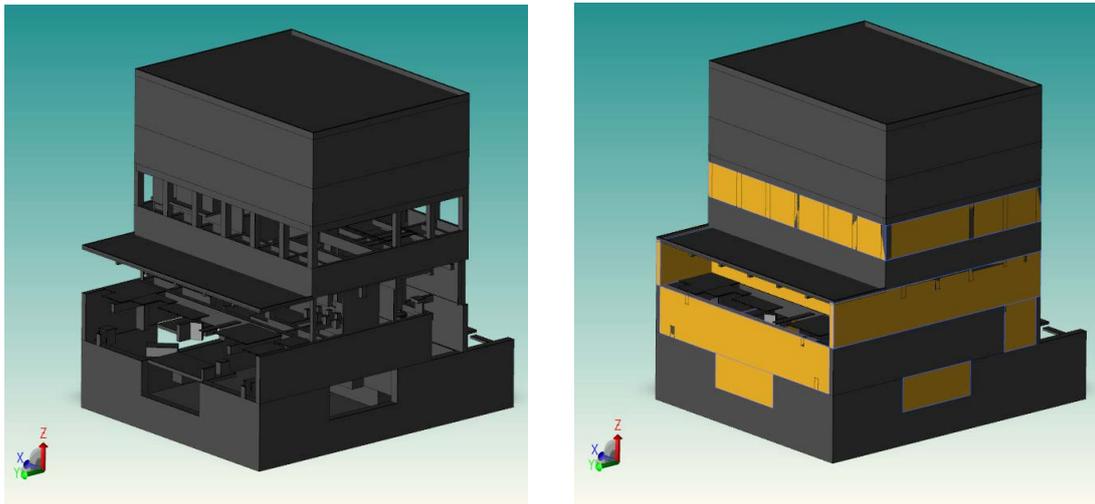


図 3.1 2号機原子炉建屋躯体の CAD データ
(右は壁面等を補完したモデル)

(2) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器

原子炉圧力容器の情報¹⁶⁾を表 3.2 に示す。原子炉格納容器の情報については MARK-I、出力 780 MWe 級の値を引用した。

表 3.2 原子炉圧力容器情報

内径 (m)	5.57
高さ (m)	22.0
容器金属厚さ (mm)	138
ステンレス製ライナー厚さ(mm)	5
炉心有効長(m)	3.71

3.2 線源強度分布の解析

3.2.1 解析条件と主要入力データ

炉心内から生じる中性子（核分裂発生分布）の計算には燃料等の物質の組成、運転履歴、ボイド率には調査結果のデータを使用した。

(1) 計算コード及び核データライブラリ

解析に用いた計算コード及び核データライブラリ及び燃焼チェーンライブラリを表 3.3 に示す。核データライブラリには JENDL-4.0、燃焼チェーンライブラリは ChainJ40 をそれぞれ用いた。

温度条件については、MVP 付属の固定温度ライブラリ作成コード (ART) を用いて作成した。燃料領域は被覆管・構造材及び減速材を均質化した領域とし任意温度は 900 K とした。反射材の温度は飽和温度とした (表 3.4 参照)。燃焼計算においては Gd 含有燃料を考慮した燃焼度刻みステップを検討し、Predictor Corrector 法 (PC 法) を適用した。

表 3.3 線源強度分布に係る解析コードと核データ及び燃焼チェーンライブラリ

項目	バージョン
計算コード	MVP-3.0 (-BURN)
核データライブラリ	JENDL-4.0
燃焼チェーンライブラリ	ChainJ40

表 3.4 各領域における任意温度条件

領域	温度 (K)	備考
燃料	900	均質モデルのため 900K の燃料温度を 条件とした
被覆管・構造材	900	
減速材	900	
反射材	558	飽和温度

(2) 燃料個数密度の算出

UO₂ 燃料と Gd 含有燃料のペレット密度をそれぞれ算出した。

UO₂ 燃料の理論密度は 10.96 g/cm³ とし、これに 97% を乗じた密度から各々の濃縮度に対する原子個数密度 (×10²⁴/cm³) を算出した。また、軸方向上下には天然ウラン (0.71wt% 濃縮度) の装荷を想定した個数密度を算出した。

Gd 含有燃料の場合の燃料密度は、式(3-1)より求めた。

$$\rho_{UO_2} \times (1 - \gamma_{Gd_2O_3}) + \rho_{Gd_2O_3} \times \gamma_{Gd_2O_3} \tag{3-1}$$

ここで、

γ : Gd 含有率 (wt%)

である。Gd₂O₃ の理論密度は 7.07 g/cm³ とした。

(3) 減速材の密度

減速材の密度は式(3-2)を用いて算出した。

$$\rho_{H_2O} = \rho_l(1 - \alpha) + \rho_g \cdot \alpha \quad (3-2)$$

ここで、 ρ_l と ρ_g はそれぞれ液体と気体の密度であり、圧力に依存する。その物性値¹⁷⁾を表 3.5 に示す。炉内圧力を 6.93 MPa とし、冷却材密度は表 3.5 のデータを用いてラグランジュ補間式¹⁸⁾によって算出した。また、 α はボイド率を表し、軸方向の高さに依存する。ボイド率には BWR の典型的なボイド率分布のデータ¹⁹⁾を用いた (図 3.2)。

表 3.5 BWR 炉心用軽水の物性値

圧力 (MPa)	飽和温度 (K)	液体密度 (g/cm ³)	気体密度 (g/cm ³)
3.7663	520	0.8039	0.018897
5.234	540	0.77306	0.026622
7.103	560	0.73818	0.037134
9.4433	580	0.69779	0.051687

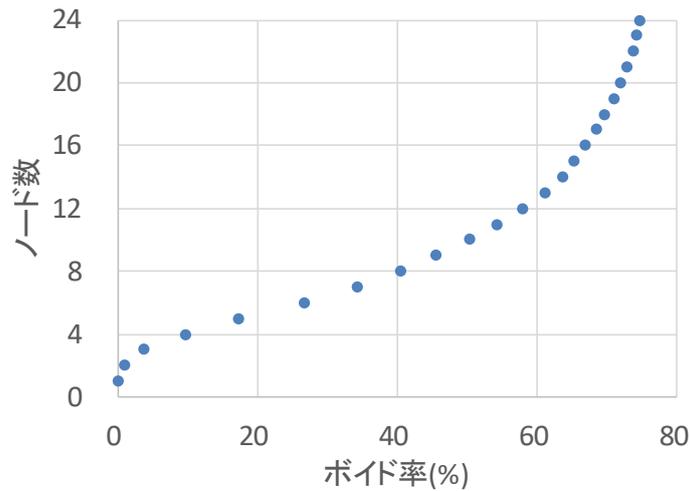


図 3.2 軸方向ボイド率分布 (BWR の典型的なボイド率分布)

(4) 被覆管組成

被覆管 (ジルカロイ-2) 及び構造材 (ジルカロイ-4) の密度²⁰⁾は 6.55 g/cm³とし、元素組成割合 (wt%) は表 3.6 に示す中央値²¹⁾とした。

表 3.6 ジルカロイ-2 及びジルカロイ-4 の組成割合 (wt%)

合金 元素	ジルカロイ-2 (ZrTN802D)			ジルカロイ-4 (ZrTN804D)		
	下限	上限	中央値	下限	上限	中央値
Sn	1.20	1.70	1.45	1.20	1.70	1.45
Fe	0.07	0.20	0.14	0.18	0.24	0.21
Cr	0.05	0.15	0.10	0.07	0.13	0.10
Ni	0.03	0.08	0.06	0.00	0.00	0.00
Zr	98.65	97.87	98.26	98.55	97.93	98.24

(5) 炉心部の形状モデル

2号機は548体の燃料集合体によって構成されている(図3.3²²⁾参照)。炉心部の形状は集合体総面積を等価半径とする円筒形状でモデル化した(図3.4参照)。径方向は集合体4チャンネル分を考慮して18.25cm間隔とする11分割、軸方向はボイド率分布ノード数に対応する24分割とした。また、格納容器領域の半径は2.785mとした。

集合体の燃料濃縮度配置及び軸方向高さ濃縮度分布を図3.5²³⁾に示す。

炉心等価半径を表3.7に、集合体の高さを1として規格化した条件での集合体体積割合を表3.8にそれぞれ示す。

表 3.7 炉心等価半径等

項目	寸法等
集合体本数 (体)	548
集合体ピッチ (cm)	15.2
面積 (cm ²)	126,609.9
等価半径 (cm)	200.75
径寸法 (cm)	18.25
径方向分割数	11

表 3.8 集合体体積割合

領域	体積* (arb.)	体積割合 (%)
燃料 1 (濃縮度 2.1wt%)	2.895	1.25
燃料 2 (濃縮度 3.0wt%)	5.791	2.51
燃料 3 (濃縮度 3.6wt%)	8.686	3.76
燃料 4 (濃縮度 4.2wt%)	23.162	10.03
燃料 5 (濃縮度 4.9wt%)	2.895	1.25
燃料 G (濃縮度 3.6wt%+Gd 含有量 5wt%)	8.686	3.76
被覆管 (Zr-2)	16.309	7.06
角型ウォータチャンネル内 (軽水)	13.323	5.77
角型ウォータチャンネル構造材 (Zr-4)	1.500	0.65
チャンネルボックス内 (ボイド領域)	96.314	41.69
チャンネルボックス構造材 (Zr-4)	13.650	5.91
集合体ピッチ領域 (軽水)	37.830	16.37

* 集合体の高さを 1 として規格化

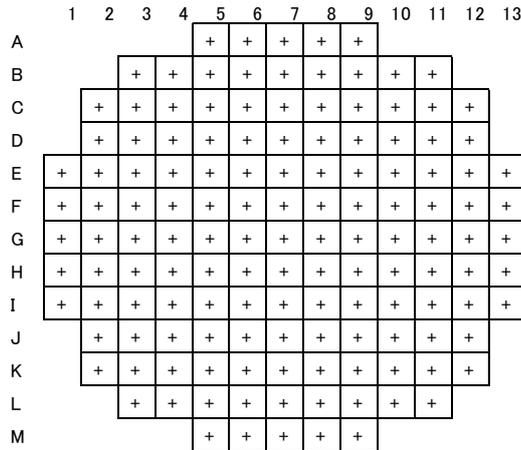


図 3.3 炉心構成図 (2号機と同型)

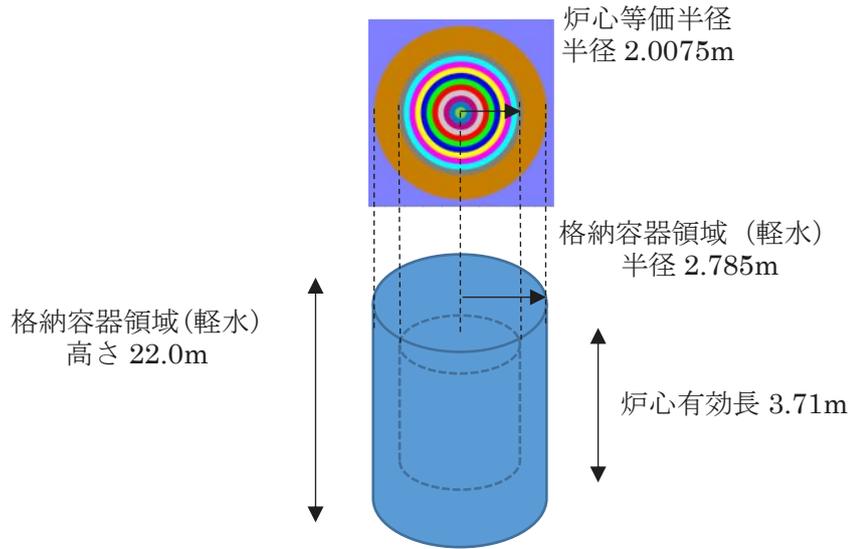


図 3.4 円筒近似モデル

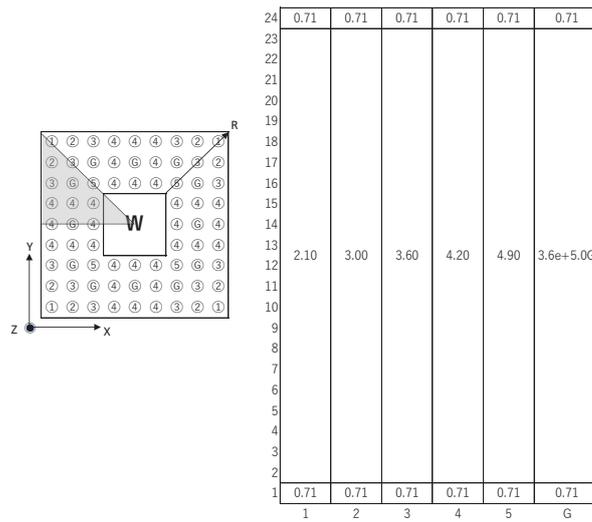


図 3.5 燃料濃縮度配置及び軸方向高さ濃縮度分布
(濃縮度は wt%、燃料 G は濃縮度 3.6wt%、Gd 含有量 5wt%)

(6) 運転条件

平均比出力は 25.3 MW/tHM、炉内平均燃焼度は 23.10 GWd/tHM とした (表 3.9²⁴⁾参照)。文献²⁴⁾には各バッチの運転履歴が記載されているが、一定出力とした (表 3.10)。

表 3.9 2号機運転条件

炉心熱出力 (MWt)	2,381
U235 濃縮度 (wt%)	3.7
集合体数 (本)	548
炉内 U インベントリ (tHM)	94
平均比出力 (MW/tHM)	25.3
炉内平均燃焼度 (GWd/tHM)	23.1

表 3.10 燃焼計算ステップ条件

燃焼 ステップ	比出力 (MW/tHM)	燃焼度 (GWd/tHM)	燃焼 ステップ	比出力 (MW/tHM)	燃焼度 (GWd/tHM)
1	25.3	0.5	16	25.3	14.0
2	25.3	1.0	17	25.3	15.0
3	25.3	1.5	18	25.3	16.0
4	25.3	2.0	19	25.3	17.0
5	25.3	3.0	20	25.3	18.0
6	25.3	4.0	21	25.3	19.0
7	25.3	5.0	22	25.3	20.0
8	25.3	6.0	23	25.3	21.0
9	25.3	7.0	24	25.3	22.0
10	25.3	8.0	25	25.3	23.1
11	25.3	9.0			
12	25.3	10.0			
13	25.3	11.0			
14	25.3	12.0			
15	25.3	13.0			

3.2.2 線源強度分布の算出結果

線源の炉内における領域の重みを考慮するため、燃焼分布を重みとして与えた。炉内燃焼分布の重みは、

$$[\text{U-235 個数密度}] = [23.1\text{GWd/tHM 燃焼後の U-235 個数密度}] - [\text{初期 U-235 個数密度}]$$

を全領域の平均値で規格化した値 (図 3.6 参照) とした。この結果に径方向分割領域における体積の重みづけした値を線源分布条件とした (図 3.7 参照)。BWR はボイド分布の影響によりやや下部側にピークがずれる (ボトムピーク) 傾向を示す。U-235 の燃焼は径方向中心付近がピークとなるが円柱化モデルにおいては体積割合により径方向中心部にピークが現れる。

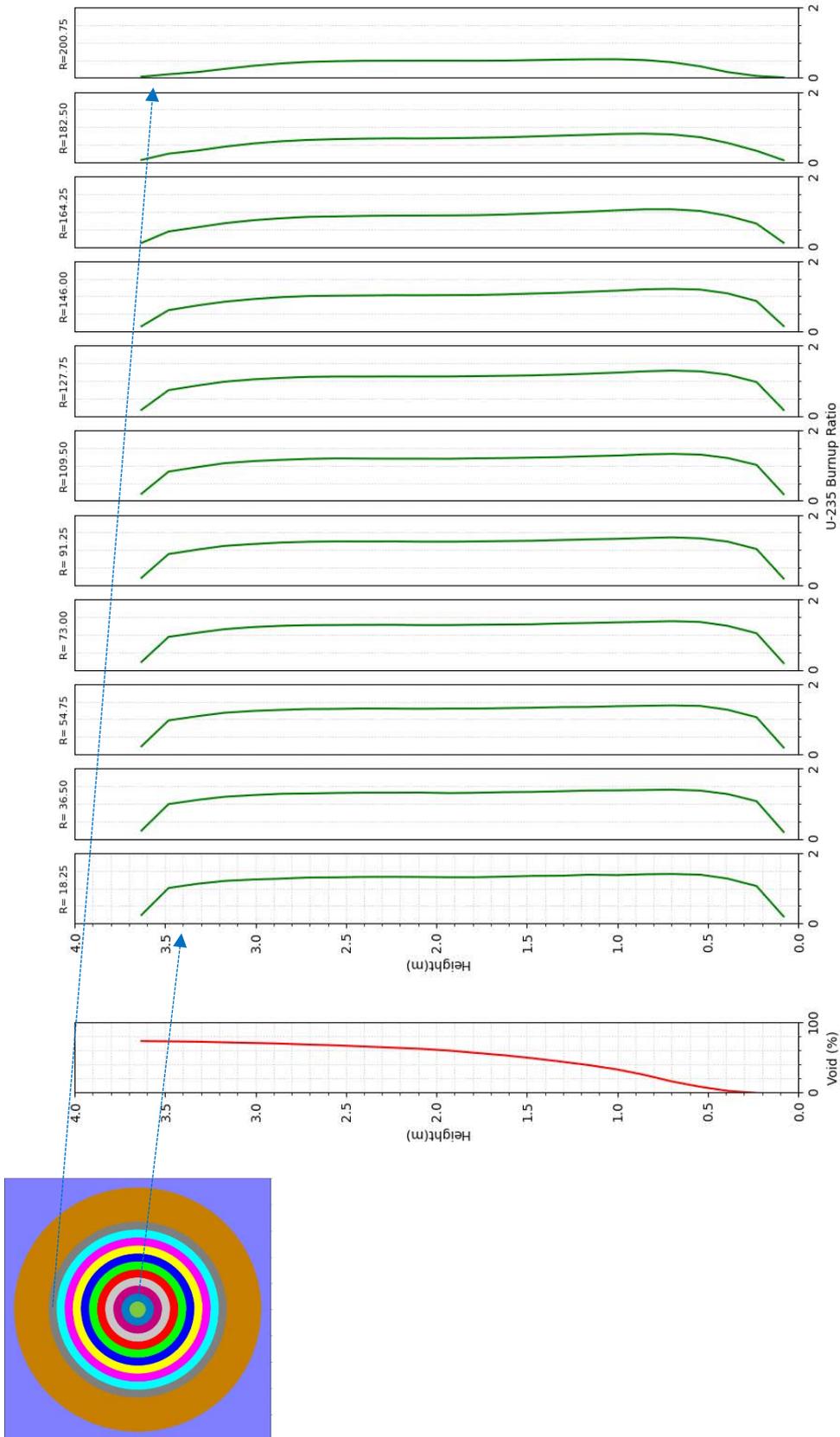


図 3.6 径方向毎における U-235 燃焼量の軸方向分布

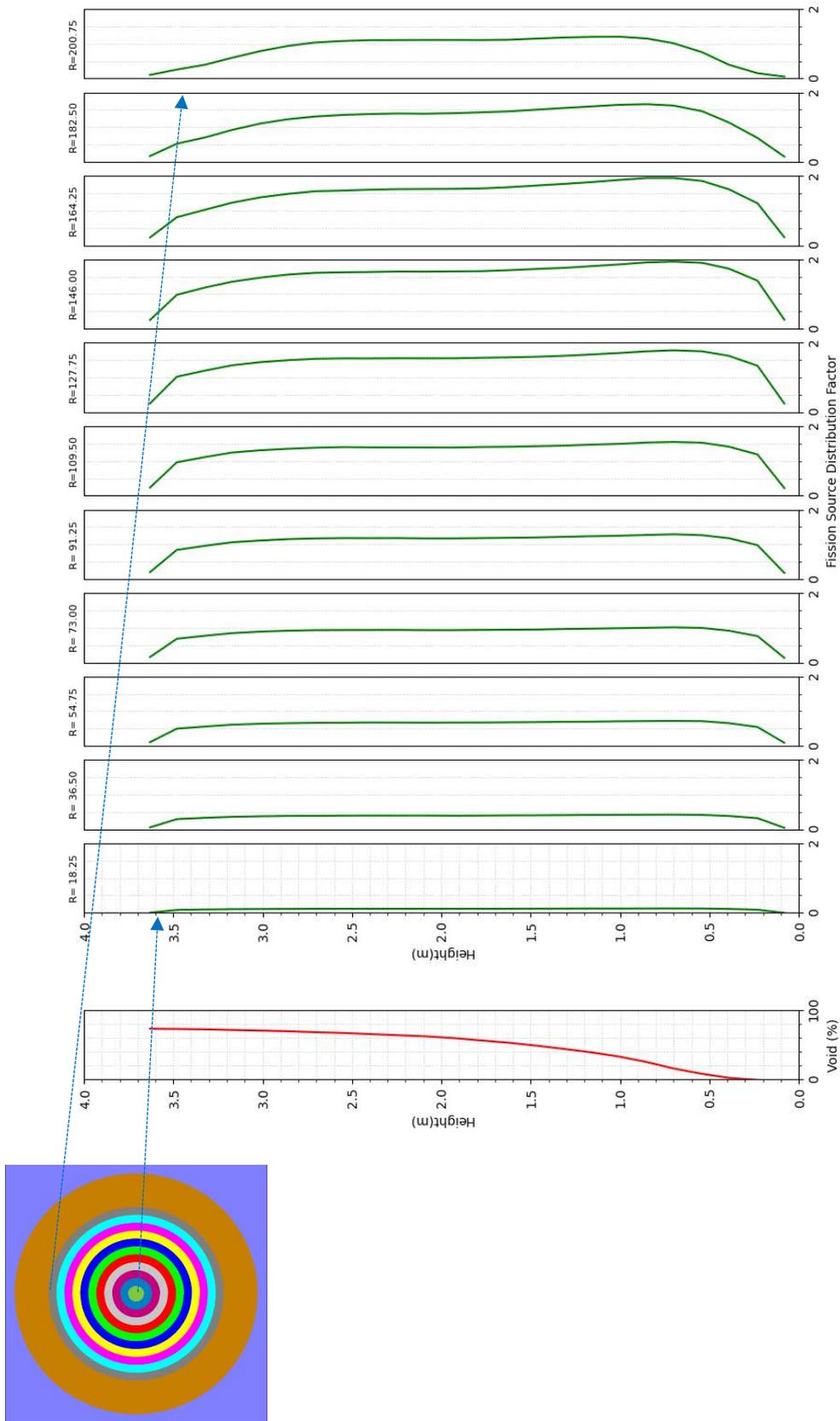


図 3.7 径方向毎の線源強度の軸方向分布

3.3 中性子束分布の解析

3.3.1 解析条件と主要入力データ

中性子輸送に関する計算コード及び核データライブラリ並びに解析モデルの条件等について述べる。

(1) 計算コード及び核データライブラリ

炉心及び原子炉建屋の中性子輸送計算に3次元モンテカルロ法コードMCNP、分散低減パラメータ作成に自動分散低減コードADVANTGを用いた。

コンクリート及び構造材についてはMVP3(-BURN)計算同様にJENDL-4.0に基づくAceLibJ40ライブラリを用いた。AceLibJ40では300Kのみ配布されているが、炉外構造材の放射化計算に用いる中性子輸送計算は炉内燃焼計算とは異なり、固定源問題のため組成は300Kのライブラリでも問題ないと判断した。CADデータからMCNP入力データの作成には変換ツールSuperMC²⁵⁾を用いた。使用した解析コードと核データライブラリを表3.11に示す。

表 3.11 中性子輸送に係る解析コードと核データライブラリ

項目	コードまたは核データライブラリ 及びバージョン
中性子輸送計算コード	MCNP6.2
自動分散低減コード	ADVANTG
核データライブラリ	AceLibJ40(300K)
CAD-MCNP 変換ツール	SuperMC3.4

(2) 3次元解析モデルの作成

原子炉建屋形状データは図3.1に示したCADデータをもとに作成を行った。CADデータから手すり、階段などの小さい部品は省略し、一部形状がないデータは近傍の外壁データを参考に補完した。原子炉格納容器、圧力容器、サプレッションチェンバー等の形状データは公開の図面¹⁶⁾を参考に作成し、躯体の形状との干渉を確認しつつ組み込みを行った。燃料領域は燃料体系寸法からモデル化した。制御棒支持部、気水分離器、蒸気乾燥器については詳細情報が得られなかったため、概略モデルを作成して組み込んだ。

① 格納容器等形状モデル

原子炉建屋躯体並びに原子炉圧力容器及び格納容器の情報を反映させた形状モデルを図3.8に示す。また、材質一覧を表3.12に示す。

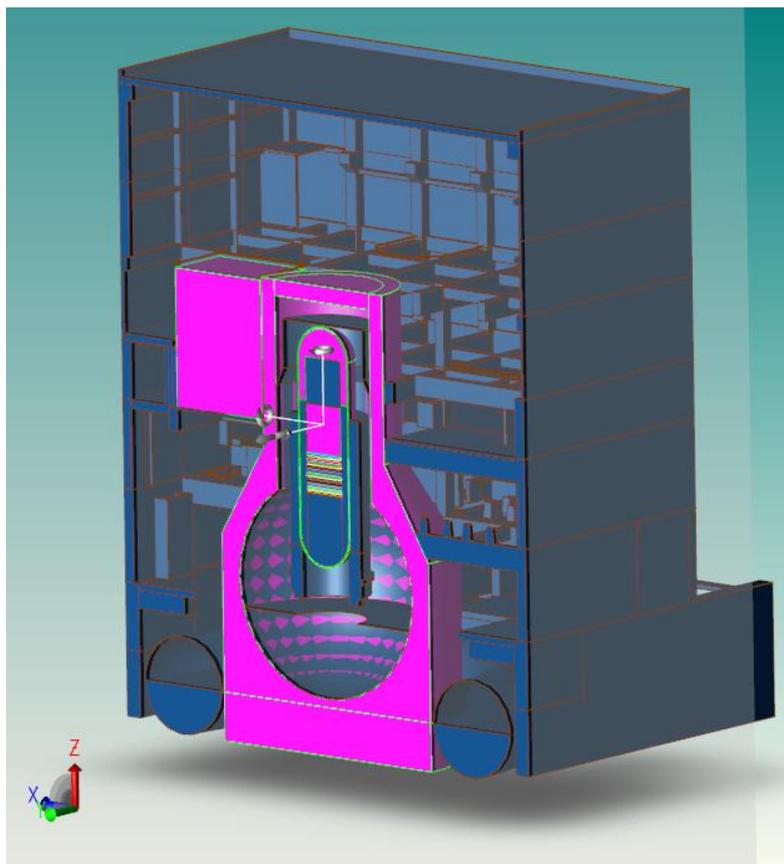


図 3.8 格納容器等の形状モデル

表 3.12 原子炉圧力容器及び格納容器の材質一覧

対象	材質
躯体	コンクリート
格納容器	コンクリート
格納容器内張り	ステンレス
ペDESTAL	コンクリート
圧力容器	炭素鋼
圧力容器内張り	ステンレス
炉内：炉内制御棒構造物	軽水
炉内：燃料	燃料+軽水
炉内：気水分離器	軽水
炉内：蒸気乾燥器	軽水
炉内：冷却水、蒸気	軽水
サプレッションチェンバー	ステンレス
サプレッションチェンバー内水	軽水
プール	軽水

② 線源条件及び中性子束に乗じる規格化値

燃料領域から発生させる線源について、熱中性子核分裂スペクトル及び領域重みは以下の条件とした。

核分裂スペクトルは Watt 分布を用いた。MCNP における Watt 分布は式(3-3)によって算出される。

$$f(E) = C \exp(-E/a) \sinh(bE)^{1/2} \quad (3-3)$$

ここで、U-235 と熱中性子の反応に対しては、

$$a = 0.988(\text{MeV})$$

$$b = 2.249(\text{MeV}^{-1})$$

を用いた。式(3-3)による U-235 の Watt 分布を図 3.9 に示す。

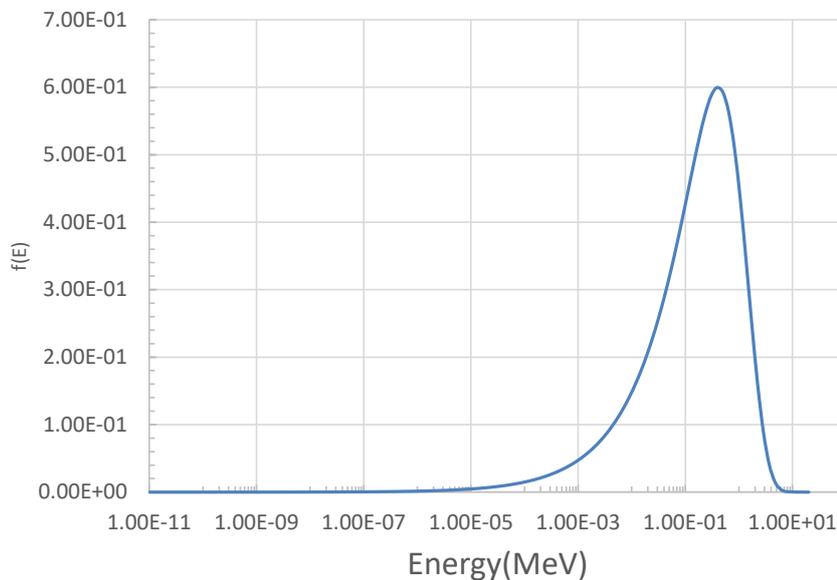


図 3.9 U-235 の Watt 分布

MCNP で得られる中性子束分布は 1 粒子当たり(/source)の量として計算されるので、熱出力 2,381 MW の原子炉に対応した中性子束分布を求めた。すなわち、

$$\begin{aligned} (\text{熱出力 } 2,381\text{MW の原子炉の中性子束分布}) = \\ PN \times (\text{MCNP の中性子束分布の計算結果}) \end{aligned} \quad (3-4)$$

における比例定数PNを中性子束の計算結果に乗じる規格化値として次のとおり求めた。

中性子束は単位時間に単位面積を通過する中性子個数の総和であり、本研究で扱う中性子は核分裂で発生する。したがって、中性子束分布は単位時間に発生する核分裂の数及び核分裂で発生する中性子の数に比例する。いま、1 回の核分裂により発生する平均エネルギーを 200 MeV、対象原子炉で 1 秒間に発生する核分裂の数を f とすれば、 $1\text{eV} = 1.6 \times 10^{-19} [\text{J}]$ であるから対象原子

炉において 1 秒間で発生するエネルギー E は次式で与えられる。

$$E = f \times 200 = f \times 200 \times 10^6 \times 1.6 \times 10^{-19} \text{ [J]} \quad (3-5)$$

一方、当該原子炉の熱出力は 2,381 MW であるから、

$$E = 2381 \times 10^6 \text{ [J]} \quad (3-6)$$

式(3-5)と式(3-6)より f は次式で与えられる。

$$f = 2381 \times 10^6 / (200 \times 10^6 \times 1.6 \times 10^{-19}) \quad (3-7)$$

次に、核分裂で発生する中性子の平均の数を ν (U-235 の核分裂の場合 $\nu = 2.439$)²⁶⁾ とすれば、

$$\text{中性子束分布} \propto f \times \nu \quad (3-8)$$

であるから、式(3-4)の PN は次式で与えられる。

$$\begin{aligned} PN &= f \times \nu = 2381 \times 10^6 / (200 \times 10^6 \times 1.6 \times 10^{-19}) \times 2.439 \\ &= 1.815 \times 10^{20} \end{aligned}$$

すなわち、MCNP 計算結果に 1.815×10^{20} を乗じることにより熱出力 2,381 MW の原子炉の中性子束分布を得ることができる。

(3) 中性子束集計方法

中性子束を集計するタリー (Tally) は RZT メッシュ (半径・高さ・角度からなる円筒型) とし、範囲については、半径は中心から格納容器外周まで高さは格納容器の上下端までを概ね 10 cm 間隔として設定した。炉心から格納容器までは回転対象形状であるので角度による分割はせず、各メッシュでエネルギーを熱・共鳴・高速の 3 群に分けて集計するように設定した。各エネルギーの境界は表 3.13 に示すとおりである。

表 3.13 中性子エネルギー境界条件

中性子エネルギー群	エネルギー範囲 (MeV)
熱	0~8.76E-07
共鳴	8.76E-07~1.0
高速	1.0~20

(4) 分散低減法

中性子束計算をモンテカルロ法で実行する場合、物質中での中性子の振る舞いを現実と全く同じ方法で追跡するアナログモンテカルロ法と、重み (ウェイト) の概念を導入し、中性子の存在割合を表す非アナログモンテカルロ法がある。前者では吸収確率の大きな体系での透過確率を求める問題等において計算結果の分散が大きくなる場合がある²⁷⁾。一例として、生体遮へい上部における中性子束についてアナログモンテカルロ法と非アナログモンテカルロ法の 1 つである (メッシュ) ウェイトウィンドウを自動生成させる Forward-CADIS 法による熱群中性子束の計算結果の比較を図 3.10 に示す。これから、アナログモンテカルロ法では計算結果が安定していないこ

と、遮へい体深部では粒子数が到達しないことから信頼性が低下することが分かる。

本解析では、分散低減法としてウェイトウィンドウを使用し、そのウェイトは ADVANTG コードを用いてメッシュ全体に粒子が到達できることを標的としてウェイトを求めるようにした。ただし、ADVANTG コードを用いた分散低減法では一括で格納容器領域全体における中性子束の最適化を得ることは難しいことから、格納容器の蓋部、底部外周、底部全体の 3 つの領域へ限定した分散低減法の最適化を行い、それぞれの結果を重ね合わせることで全体的に中性子束を得る方法とした。

ADVANTG コードへ指定する最適化対象領域の条件は、円筒形タリー、最外周は格納容器下部外径から 100 cm までとし、蓋部は格納容器蓋コンクリートの領域を重視し高さ 3,800~4,000 cm の範囲に指定した。底部外周は格納容器下部コンクリートの領域を重視し高さ -300~2,000 cm に加えて半径 547.5 cm (格納容器内寸) より内側は除外するように設定した。底部全体は格納容器下部コンクリートの領域を重視し高さ -300~2,000 cm で半径方向の制限を設けていない条件とした。3 つの条件範囲を図示したものを図 3.11 に示す。

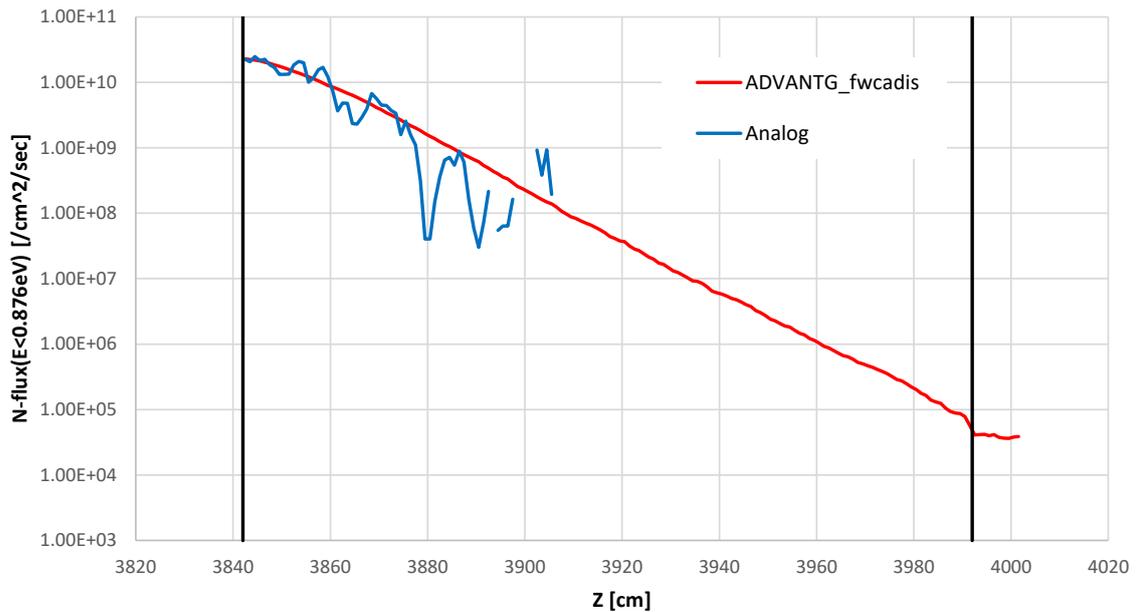


図 3.10 Forward-CADIS 法とアナログモンテカルロ法による結果の違い

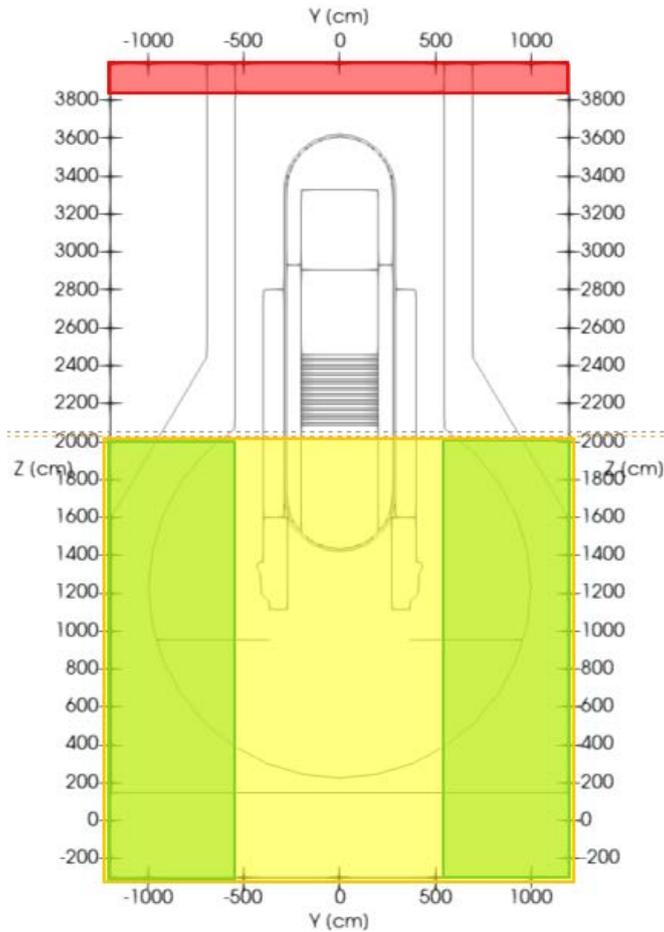


図 3.11 ADVANTG コードで指定した最適化対象領域
(赤：蓋部、緑：底部外周、黄：底部全体)

3.3.2 解析結果

各最適化条件で得られた分散低減パラメータを用いて MCNP による中性子輸送計算で求めた熱中性子束分布を図 3.12 に示す。評価領域を分割して計算し、それらを統合して全体の結果を得ることとしたため、領域の指定に応じて、同一の体系・線源条件でも中性子束分布の結果は異なる。蓋部の結果では格納容器上部を中心に分布が得られたが下部にはほとんど中性子が到達していない。対して底部外周では格納容器の側面やや下部よりの領域で中性子束分布を得られているが中心部を除外しているため炉心の真上真下の領域では中性子束分布が得られていない。底部全体では逆に炉心真下の空間の中性子束分布が得られている。

指定したそれぞれの評価領域に対して同一形状のメッシュタリーを設定し、各評価領域のメッシュでの中性子束計算結果の中で統計誤差が最も小さい値を選出し、それらを集約して当該メッシュでのデータとした。3つの計算結果を結合した熱中性子束分布を図 3.13 に示す。合わせて熱外中性子束分布を図 3.14 に、高速中性子束分布を図 3.15 に、全エネルギー中性子束分布を図 3.16 にそれぞれ示す。分割計算と結合により妥当な中性子束分布を得ることができた。

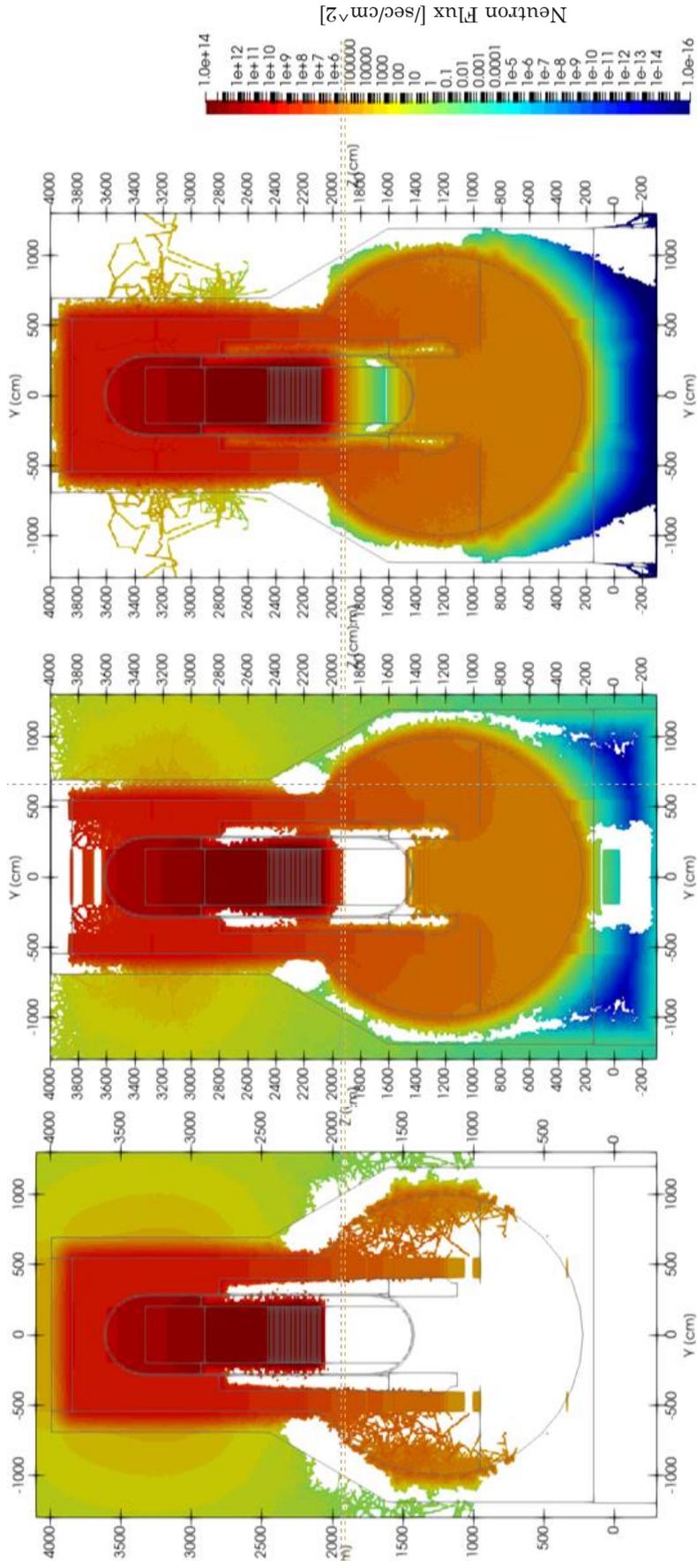


图 3.12 熱中性子束分布 (左: 蓋部、中: 底部、右: 底部全体)

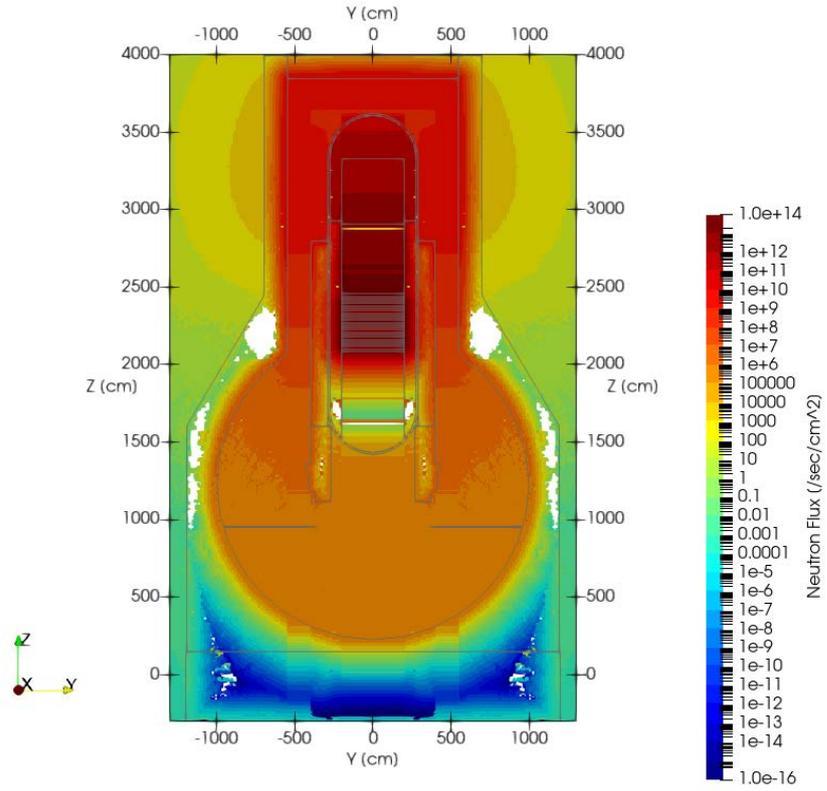


図 3.13 熱中性子束分布 (結合)

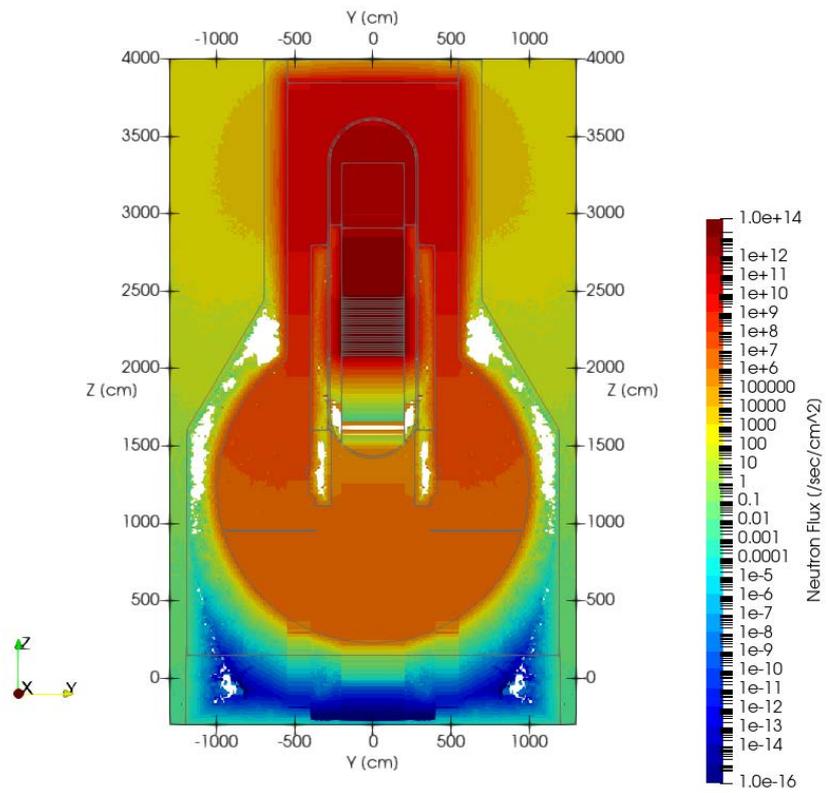


図 3.14 熱外中性子束分布 (結合)

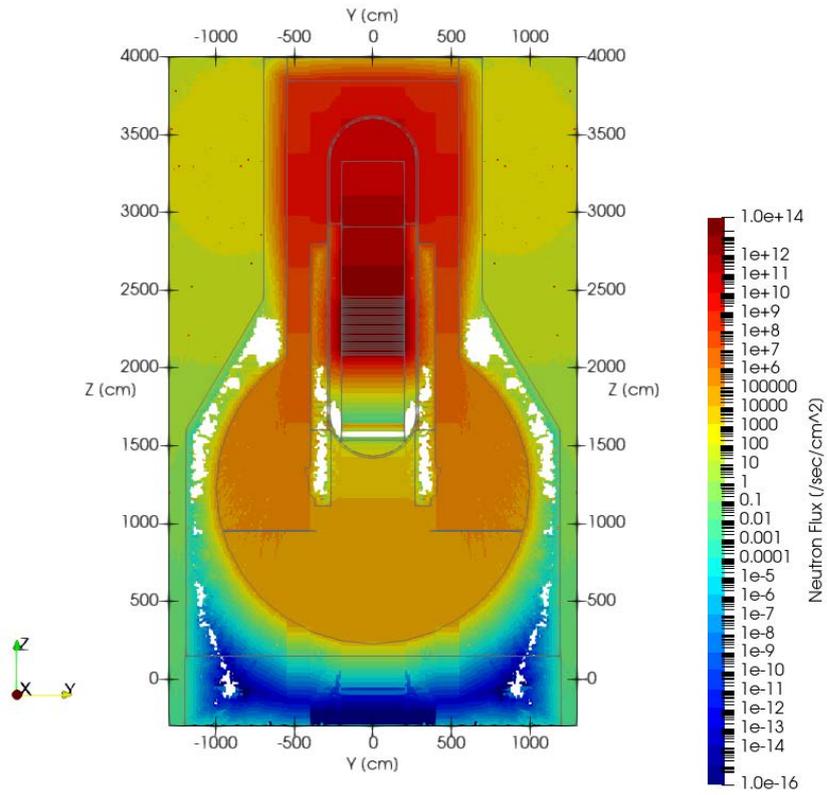


図 3.15 高速中性子束分布 (結合)

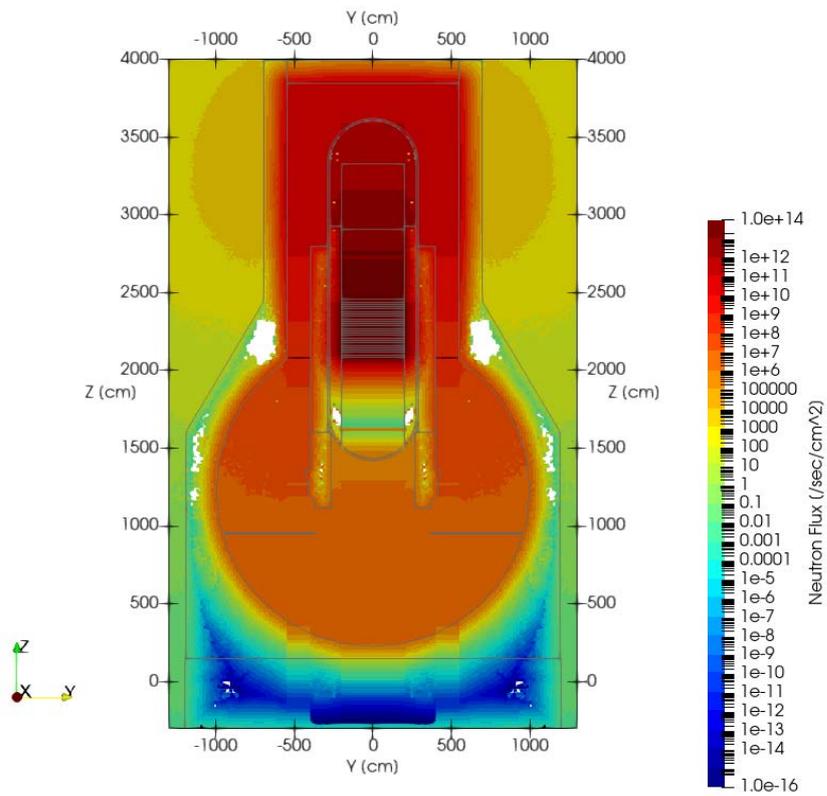


図 3.16 全エネルギー中性子束分布 (結合)

3.4 放射能濃度の解析

3.4.1 解析条件と主要入力データ

中性子の輸送計算から得られた中性子束を用いて、ORIGEN-Sによるコンクリート（生体遮へい）の放射化放射能計算を行った。前節で求めた中性子束分布とともに、2号機の運転履歴、コンクリートの組成とスペクトルインデックスを入力データとした。

(1) 運転履歴

2号機の運転履歴は、日本原子力産業協会がインターネットに公開している原子力発電所の運転実績²⁸⁾を参照して表 3.14 に示すデータを作成した。

(2) コンクリート組成と計算の対象とする核種

放射化コンクリートを処分する際の安全に関わる核種は、コンクリートの微量な成分によっても生成するのでこれを考慮しなければならない。

コンクリートの化学組成は、米国原子力規制委員会の報告²⁹⁾や国内の原子炉（日本原子力研究開発機構「ふげん」³⁰⁾の例を参考とし、Ca、Si、Al、Fe等の12元素を主成分とした計35元素を考慮することとした。計算対象の核種は、NUREG報告とともに廃棄物の処分³¹⁾やクリアランス³²⁾に関する事例を参考とし、放射化の標的（ターゲット）となる上記コンクリート組成と考え合わせて、表 3.15 のように設定した。また、考慮した反応の詳細を付録Aに掲げた。

生体遮へいコンクリートの放射化は、その原料（骨材、セメント材料）に含まれる元素組成に依存する。元素組成は使用された原料の産地に依存するので試料を入手し化学分析を行った。付録Bに詳述するように、複数の試料を分析に供した。

コンクリートはセメントや骨材を原材料として打設される。コンクリートの配合を表 3.16⁹⁾に示し、コンクリート組成を算出した（表 3.17）。水分の含有率は5wt%³³⁾、コンクリートの密度は2.15 g/cm³⁹⁾とした。

(3) スペクトルインデックス

式(2-7)に示した遷移マトリックスの行列要素は、崩壊定数 λ 、分岐比 f 、中性子反応断面積 σ 、核異性体分岐比 g に起因するものに区別して作成し、自発核分裂分岐比、核分裂断面積 σ_f が存在する核種については核分裂収率ライブラリをもとに作成される。

ORIGEN-Sでは、中性子のエネルギー領域を高速群、熱外（共鳴）群、熱群に分けて式(3-9)より入力データを作成する。

$$\sigma_{eff} = THERM \times \sigma_0 + RES \times \sigma_{res} + FAST \times \sigma_{Mev} \quad (3-9)$$

ここで、

σ_{eff}	: 放射化断面積
σ_0	: 熱群断面積
σ_{res}	: 熱外（共鳴）群断面積
σ_{Mev}	: 高速群における断面積

であり、THERM、RESとFASTをスペクトルインデックスと呼ぶ。

$$THERM = \sqrt{\frac{\pi \cdot T_0}{4 \cdot T}} \quad (3-10)$$

$$RES = \frac{\varphi_m}{\varphi_t} \quad (3-11)$$

$$FAST = \frac{\varphi_f}{\varphi_t} \quad (3-12)$$

ここで、

THERM : 2,200 m/s 中性子の反応率に対する絶対温度 T (K) において、Maxwell-Boltzmann 分布するエネルギーを持つ中性子を $1/v$ 法則 (v は中性子速度) で吸収する中性子反応断面積率比

RES : 熱中性子束に対する共鳴中性子束比

FAST : 熱中性子束に対する 1 MeV 以上での高速群中性子束比

φ_t : 熱群 ($E < 0.876$ eV) の中性子束 ($\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$)

φ_m : 熱外 (共鳴) 群 ($0.876 \text{ eV} \leq E < 1 \text{ MeV}$) の中性子束 ($\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$)

φ_f : 高速群 ($1 \text{ MeV} \leq E$) の中性子束 ($\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$)

である。なお、0.876 eV は ORIGEN-S の境界値に対応した値である。

ORIGEN-S 用の入力ファイルを作成するために、ライブラリファイルとして運転期間 (day)、最高熱出力に対する割合 (運転日数内の平均出力(kW)/最高熱出力(kW)) 及びターゲットの物質組成を用意した。

(4) 解析評価の対象

放射化解析評価の対象は、中性子束が比較的大きく、放射性廃棄物の処分区分やクリアランスの取り扱いを検討する事例として、格納容器の上部を選んだ。格納容器蓋部の高さ 3,842 cm から 3,992 cm、半径 10 cm とした領域の放射化を解析した (図 3.17 参照)。

表 3.14 2号機の運転実績

番号	年月日	運転状況 0:運転停止 1:運転開始	運転日数 (日)	番号	年月日	運転状況 0:運転停止 1:運転開始	運転日数 (日)
1	1974/7/18	1	0	59	1986/11/4	1	4,492
2	1974/10/10	0	84	60	1987/2/15	0	4,595
3	1974/10/31	1	105	61	1987/7/12	1	4,742
4	1975/1/11	0	177	62	1988/5/6	0	5,041
5	1975/1/12	1	178	63	1988/5/20	1	5,055
6	1975/2/16	0	213	64	1988/8/27	0	5,154
7	1976/1/4	1	535	65	1988/12/21	1	5,270
8	1976/1/31	0	562	66	1990/1/28	0	5,673
9	1976/2/1	1	563	67	1990/7/31	1	5,857
10	1976/3/18	0	609	68	1991/4/10	0	6,110
11	1976/3/19	1	610	69	1991/5/12	1	6,142
12	1976/5/5	0	657	70	1991/9/10	0	6,263
13	1976/5/7	1	659	71	1992/1/29	1	6,404
14	1976/5/24	0	676	72	1992/1/30	0	6,405
15	1976/5/25	1	677	73	1992/2/15	1	6,421
16	1976/6/14	0	697	74	1992/9/29	0	6,648
17	1976/8/14	1	758	75	1992/11/30	1	6,710
18	1976/10/14	0	819	76	1993/1/16	0	6,757
19	1976/10/15	1	820	77	1993/5/26	1	6,887
20	1977/1/5	0	902	78	1994/4/10	0	7,206
21	1978/3/3	1	1,324	79	1994/11/28	1	7,438
22	1978/3/29	0	1,350	80	1994/12/18	0	7,458
23	1978/3/30	1	1,351	81	1994/12/21	1	7,461
24	1978/5/29	0	1,411	82	1995/12/22	0	7,827
25	1978/5/30	1	1,412	83	1996/3/18	1	7,914
26	1978/6/13	0	1,426	84	1997/2/18	0	8,251
27	1978/6/14	1	1,427	85	1997/6/5	1	8,358
28	1978/12/1	0	1,597	86	1998/8/12	0	8,791
29	1979/6/7	1	1,785	87	1999/7/10	1	9,123
30	1979/7/13	0	1,821	88	2000/7/23	0	9,502
31	1979/7/14	1	1,822	89	2000/10/10	1	9,581
32	1979/7/29	0	1,837	90	2001/12/2	0	9,999
33	1979/8/2	1	1,841	91	2002/3/23	1	10,110
34	1979/10/19	0	1,919	92	2003/3/31	0	10,483
35	1979/10/20	1	1,920	93	2004/4/7	1	10,856
36	1979/11/4	0	1,935	94	2004/9/29	0	11,031
37	1979/11/5	1	1,936	95	2004/11/5	1	11,068
38	1980/4/1	0	2,084	96	2004/12/9	0	11,102
39	1980/9/18	1	2,254	97	2005/2/28	1	11,183
40	1980/9/22	0	2,258	98	2005/4/18	0	11,232
41	1980/9/23	1	2,259	99	2005/7/5	1	11,310
42	1981/5/12	0	2,490	100	2005/10/10	0	11,407
43	1981/5/13	1	2,491	101	2005/11/10	1	11,438
44	1981/9/6	0	2,607	102	2006/3/20	0	11,568
45	1982/2/11	1	2,765	103	2006/5/20	1	11,629
46	1982/2/14	0	2,768	104	2006/9/4	0	11,736
47	1982/2/15	1	2,769	105	2007/1/18	1	11,872
48	1982/11/14	0	3,041	106	2007/10/12	0	12,139
49	1982/11/21	1	3,048	107	2007/10/22	1	12,149
50	1983/2/13	0	3,132	108	2008/3/12	0	12,291
51	1983/7/26	1	3,295	109	2008/5/22	1	12,362
52	1984/3/3	0	3,516	110	2009/4/22	0	12,697
53	1984/3/12	1	3,525	111	2009/7/22	1	12,788
54	1984/6/1	0	3,606	112	2010/6/17	0	13,118
55	1984/10/26	1	3,753	113	2010/7/20	1	13,151
56	1985/9/6	0	4,068	114	2010/9/16	0	13,209
57	1986/2/19	1	4,234	115	2010/11/19	1	13,273
58	1986/11/3	0	4,491	116	2011/3/11	0	13,385

表 3.15 解析の対象核種とターゲット元素の設定

元素	解析対象核種	原材料分析の対象	
		主成分元素	微量元素*1
H	H-3	○	
Li	H-3		>1 ppm
C	C-14	○	
O	C-14	○	
Na		○	
Mg		○	
Al		○	
Si		○	
S		○	
Cl	Cl-36		>1 ppm
K		○	
Ca	Ca-41	○	
Sc	Ca-41		>1 ppm
Ti	Ca-41	○	
Mn	(Mn-54)		>1 ppm
Fe	(Mn-54)	○	
Co	(Mn-54,) Co-60		>1 ppm
Ni	Co-60, Ni-59, Ni63		>1 ppm
Cu	Co-60, Ni-63		>1 ppm
Zn	Ni-63		>1 ppm
Se	Se-79		>0.1 ppm
Sr	Sr-90		>1 ppm
Zr	Sr-90, Zr-93		>1 ppm
Nb	Zr-93, Nb-93m, Nb-94		>1 ppm
Mo	Zr-93, Nb-93m, Nb-94, Mo-93		>1 ppm
Pd	Pd-107		>0.1 ppm
Ag	Pd-107, Ag-108m		>0.1 ppm
Sn	Sn-126		>1 ppm
Cs	I-129, Cs-135, Cs-137		>1 ppm
Ba	Cs-135, Cs-137		>1 ppm
La	Cs-135, Cs-137		>1 ppm
Sm	Sm-151		>1 ppm
Eu	Sm-151, Eu-152, Eu-154		>0.1 ppm
Th	α 核種		>0.1 ppm
U	α 核種, 核分裂生成物		>0.1 ppm

*1 濃度は目安としての想定

表 3.16 コンクリートの配合割合 (F#4 BWR)

分類	配合量 (kg/m ³)	備考
セメント	301	フライアッシュ B 種
細骨材	734	山砂 (福島県 折木)
粗骨材	1,042	山砂利 (福島県 折木)
水	165	
混和剤	0.752	P. No. 8, 5L

表 3.17 放射化計算のコンクリート組成データ

元素	質量数	不純物	組成比 (1g 当たり)
H			6.087E-03
Li		○	3.415E-05
C			7.912E-04
O			5.019E-01
Na			2.889E-02
Mg			1.817E-02
Al			7.294E-02
Si			2.200E-01
S			3.160E-04
Cl		○	1.410E-05
K			1.897E-02
Ca			9.563E-02
Sc		○	7.579E-06
Ti			3.832E-03
Mn		○	4.654E-04
Fe			3.117E-02
Co		○	1.501E-05
Ni		○	3.461E-05
Cu		○	6.677E-05
Zn		○	4.978E-05
Se		○	1.378E-07
Sr		○	2.003E-04
Zr		○	1.068E-04
Nb		○	8.608E-06
Mo		○	1.084E-05
Pd		○	9.601E-08
Ag		○	1.099E-07
Sn		○	4.954E-06
Cs		○	4.573E-06
Ba		○	2.754E-04
La		○	1.796E-05
Sm		○	4.260E-06
Eu		○	7.194E-07
Th	232	○	1.202E-05
U	234	○	2.222E-10
U	235	○	2.977E-08
U	238	○	4.156E-06

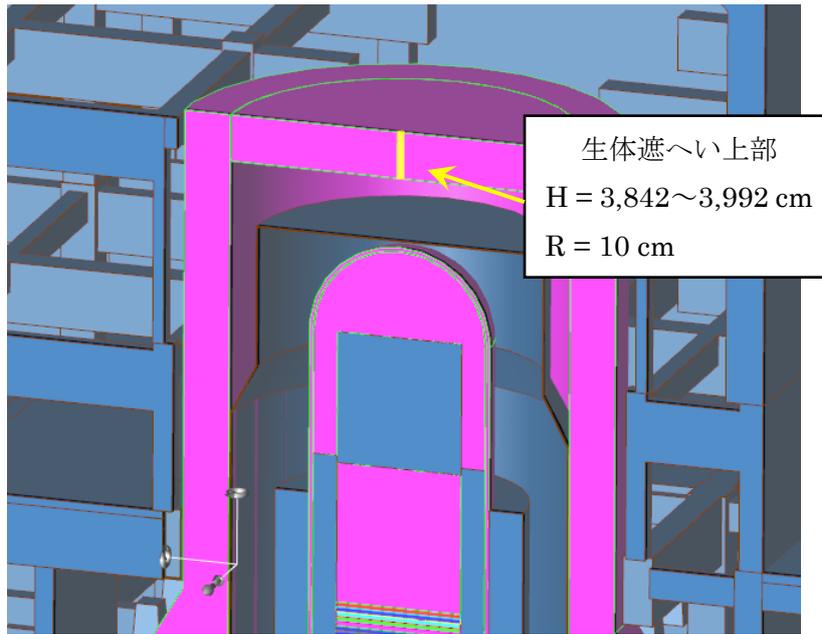


図 3.17 放射化計算評価領域

3.4.2 解析結果

評価対象領域での放射能濃度の解析結果を表 3.18 に示す。ここで放射能濃度にはコンクリート組成の放射化由来と不純物ウランの核分裂生成物由来の寄与があり、表 3.18 に示した核種のうちいくつかの核種について寄与の割合を図 3.18 に示すように、Cs-137 は核分裂生成物が主体である一方、Eu-152 と Eu-154 は放射化が支配的である。原子炉の停止後 30 年後において、放射能濃度は高い方から H-3、Eu-152、Ca-41、Co-60、Eu-154、Ni-63、Fe-55、C-14、Ba-133、Cl-36、Cs-137、Sr-90 の順であった。これらのうちガンマ線を放出する核種の線量率に対する寄与は、Eu-152、Eu-154 と Co-60 が支配的であり、コンクリートの放射化において微量成分を考慮しなければならない証左である。

放射性廃棄物としての特性を考える上で、クリアランスレベルを用いて核種の寄与を検討した。放射能濃度 D をクリアランスレベル C で除した量 D/C により比較することとし、算出した D/C を表 3.19 に示す。30 年後において D/C の合計が 99.9% を占める主要な核種には、Eu-152 (85.5%)、Co-60 (8.5%)、Eu-154 (3.1%)、H-3 (2.3%)、Ba-133 (0.3%)、C-14 (0.05%) が挙げられ、Cs-137 がこれに次ぐ。これら核種の D/C の減衰の様子を図 3.19 に示す。数百年後にはほとんどの核種が減衰し、 D/C は 1 を下回るようになり、C-14 が主たる核種となる。C-14 の D/C は 1 万年後においても 1 を超えているので、当該領域のコンクリートは放射性廃棄物としての処分を要することになる。

表 3.18 生体遮へい上部コンクリート中の放射能濃度 (Bq/g)

核種	停止直後	10y	30 y	100 y	1,000 y	10,000 y
H-3	1.3E+05	7.2E+04	2.3E+04	4.6E+02	4.8E-20	
C-14	5.6E+00	5.6E+00	5.6E+00	5.5E+00	5.0E+00	1.7E+00
Cl-36	6.6E-01	6.6E-01	6.6E-01	6.6E-01	6.6E-01	6.4E-01
Ca-41	9.4E+01	9.4E+01	9.4E+01	9.4E+01	9.3E+01	8.8E+01
Sc-46	2.3E+03	1.7E-10				
Mn-54	9.4E+01	2.8E-02	2.6E-09			
Fe-55	3.3E+04	2.6E+03	1.6E+01	3.1E-07		
Fe-59	1.1E+03	2.1E-22				
Co-58	1.4E+00	4.4E-16				
Co-60	4.4E+03	1.2E+03	8.5E+01	8.5E-03		
Ni-59	2.5E-01	2.5E-01	2.5E-01	2.5E-01	2.5E-01	2.3E-01
Ni-63	2.8E+01	2.6E+01	2.2E+01	1.4E+01	2.7E-02	2.3E-29
Zn-65	1.5E+02	4.6E-03	4.4E-12			
Sr-90	9.7E-01	7.6E-01	4.6E-01	8.3E-02	2.0E-11	
Nb-94	8.1E-02	8.1E-02	8.1E-02	8.1E-02	7.8E-02	5.8E-02
Nb-95	8.4E+00	1.4E-16				
Tc-99	9.5E-04	9.5E-04	9.5E-04	9.5E-04	9.4E-04	9.2E-04
Ru-106	1.4E-01	1.5E-04	1.8E-10			
Ag-108m	1.3E-01	1.2E-01	1.1E-01	7.6E-02	5.6E-04	2.6E-25
Ag-110m	2.1E+00	8.3E-05	1.3E-13			
Sb-124	4.5E-06	2.4E-24				
Te-123m	9.1E-10	5.9E-19				
I-129	2.5E-07	2.5E-07	2.5E-07	2.5E-07	2.5E-07	2.5E-07
Cs-134	7.2E+02	2.5E+01	3.0E-02	1.8E-12		
Cs-137	1.0E+00	7.9E-01	5.0E-01	9.9E-02	9.2E-11	
Ba-133	2.2E+01	1.1E+01	3.1E+00	3.0E-02	5.3E-28	
Eu-152	4.1E+03	2.4E+03	8.5E+02	2.2E+01	1.0E-19	
Eu-154	3.5E+02	1.6E+02	3.1E+01	1.1E-01		
Tb-160	2.6E-08	1.6E-23				
Ta-182						
Pu-239	3.0E-02	3.0E-02	3.0E-02	3.0E-02	2.9E-02	2.3E-02
Pu-241	1.2E-06	7.7E-07	2.9E-07	9.9E-09	1.9E-27	2.7E-28
Am-241	1.8E-08	3.3E-08	4.8E-08	5.1E-08	1.2E-08	6.7E-15

* 空欄は値がごく小さいことを示す。

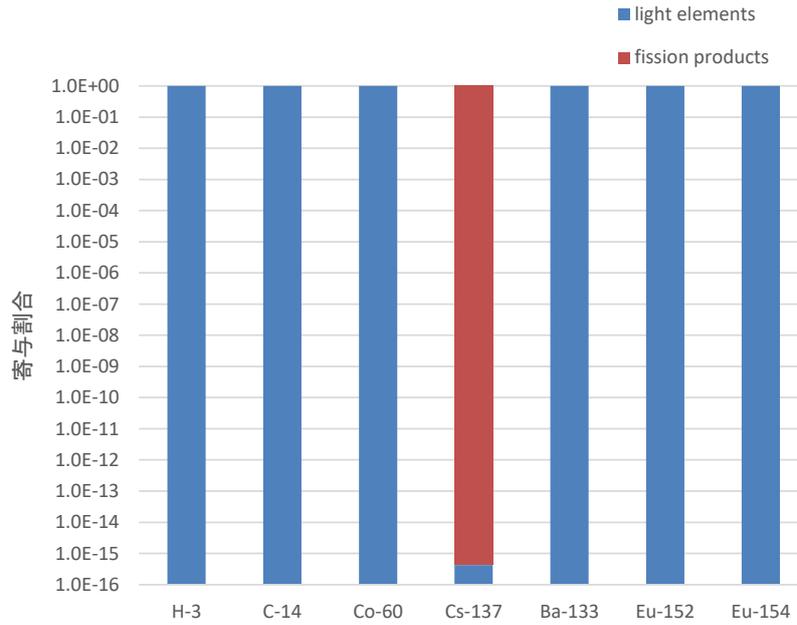


図 3.18 放射能濃度の寄与割合

表 3.19 生体遮へい上部コンクリートのクリアランスレベルとの比 (D/C の値)

核種	10 y	30 y	100 y	1,000 y	10 ⁴ y	10 ⁵ y
H-3	7.2E+02	2.3E+02	4.6E+00	4.8E-22		
C-14	5.6E+00	5.6E+00	5.5E+00	5.0E+00	1.7E+00	3.1E-05
Co-60	1.2E+04	8.5E+02	8.5E-02			
Cs-137	7.9E+00	5.0E+00	9.9E-01	9.2E-10		
Ba-133	1.1E+02	3.1E+01	3.0E-01	5.3E-27		
Eu-152	2.4E+04	8.5E+03	2.2E+02	1.0E-18		
Eu-154	1.6E+03	3.1E+02	1.1E+00			

* 空欄は値がごく小さいことを示す。

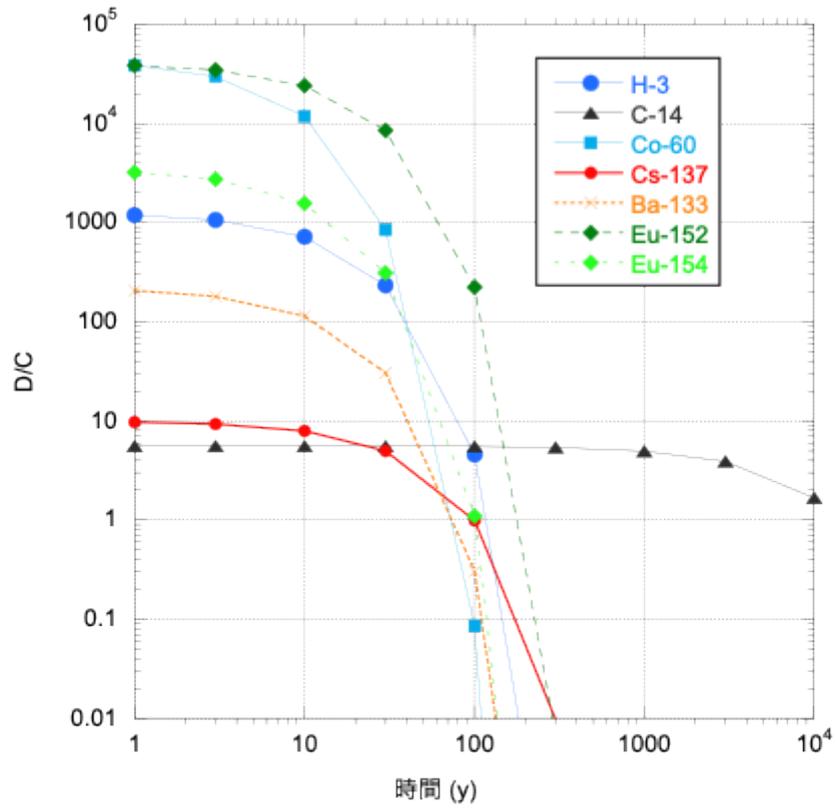


図 3.19 生体遮へい上部コンクリートのクリアランスレベルとの比 (D/C の減衰)

4. 放射能濃度解析における不確実性因子の検討

線源、中性子束及び放射化に関する計算に係る不確実性の因子を表 2.3 に示した。これらそれぞれについて検討した。

4.1 線源強度分布計算

線源強度分布計算コードの入力項目を、形状モデル・データ、組成、運転履歴及び核データライブラリに分類し、それぞれの不確実性について述べる。

4.1.1 形状モデル・データ (1)

中性子線源強度分布の算出は炉心体系形状が関わる。

(1) 炉心体系形状

体系形状のモデルはその詳細度が結果に影響する。形状のモデルと計算手法は次のとおり分類される。

- ① 詳細なモデルでは压力容器から集合体、燃料濃縮度を軸方向まで考慮する体系を想定できる。形状どおりに計算するためにモンテカルロ法による手法が候補となる。
- ② 集合体均質モデルでは、モンテカルロ法とともに、単一の集合体詳細モデルを衝突確率法や Characteristic 法等で解析を行い得られる炉定数を用いて拡散計算法、近代ノード法等により炉内中性子束分布を得る手法^{34,35,36)}が考えられる。
- ③ 円柱化近似は集合体体積を実機と同体積で近似した体系である。計算手法としては、①、②の上記手法が適用できる。

中性子エネルギー依存の大きい反応率を示す核種を考慮するには、炉心体系を実機に基づき詳細にモデル化することが望ましく、一方で多くの計算リソースを要する。線源強度分布を得るための燃焼計算では、その詳細さを追求すると燃料のシャッフリング履歴が必要となる。炉心は通常、平衡炉心として運転されるため中性子束のエネルギー分布の変動幅は小さく、費用対効果を考慮して体系形状を選定した。

標準ケースでは、データ作成に必要な情報や作業量を考慮して、炉心体系形状として円柱化近似のモデルを用いた。感度解析の優先度は低いとした。

計算体系は、原子炉施設の構造・組立図を参照して設定した。円柱形状の体系について、炉心部は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た。炉心領域の物質組成は、領域温度、炉水中のボイド分布の違い等を考慮して設定した。炉心の燃料集合体、制御棒、上部及び下部燃料格子領域のような複雑形状の場合は均質化した。これらは材料も単一ではないため、燃料、燃料被覆材、炉水、炉内構造物等のそれぞれの体積比率で物質組成を均質化し、組成データを作成した。ただし、炉心全体を均質と仮定して計算を行うと、制御棒付近では中性子束を過大評価する可能性がある。

4.1.2 組成 (1)

燃料・減速材及び構造材の組成が関わる。一般に製造時の情報を参照することは難しく、公開

情報をもとにして条件を設定した。

(1) 燃料組成

燃料組成は運転とともに変化し、その変動が不確かさの因子となる。炉心体系形状や運転履歴等の条件に比べればその不確か性による放射化への影響は小さいと考え、感度解析の対象としなかった。標準ケースでは燃焼後の組成を用いた。

(2) 減速材密度分布

BWR の減速材は軽水であり、ボイドによる軸方向の密度変化が線源強度分布に影響する。運転履歴の取得は難しく、典型的なボイド率分布を用いることが多い。減速材の密度は感度解析の対象としなかった。

(3) 燃料集合体構造材組成

構造材に用いられるジルカロイ-2 及びジルカロイ-4 の組成は、中性子吸収の反応率が大きく変動すると考えにくく、感度解析の対象としなかった。

4.1.3 運転履歴 (1)

(1) 燃焼度

燃焼度は炉内の線源強度分布に影響する。BWR の場合は 4~5 サイクルで燃料がシャッフリングされ平衡炉心が形成される。各燃料集合体の履歴に基づく詳細な解析の必要はないため燃焼度は感度解析の対象としなかった。

4.1.4 核データライブラリ (1)

線源強度分布の計算に係る核データライブラリには、中性子輸送核データと燃焼チェーンのライブラリが挙げられる。

(1) 中性子輸送核データのライブラリ

代表的な評価済み核データライブラリには JENDL や ENDF が挙げられる。臨界固有値計算を目的としておらず生体遮へいの漏えい中性子の影響は少ないと判断し、感度解析の対象としなかった。

標準ケースでは JENDL-4.0 を使用した。

(2) 燃焼チェーンのライブラリ

燃焼計算において、式(2-1)に示す核反応や崩壊の分岐比により核種の生成量が影響を受ける。代表的な燃焼チェーンライブラリ JENDL-4.0 をベースにした ChainJ40 には 4 つのライブラリが用意されている。線源強度分布の算出において U-235 の生成量に着目したので燃焼チェーンライブラリは感度解析の対象としなかった。

標準ケースでは、ChainJ40 の u4cm6fp119bp14T_J40 ライブラリを使用した。

4.2 中性子束計算

中性子束計算コードの入力項目を、形状モデル・データ、組成、中性子の発生エネルギーと発生分布、核データライブラリ、計算オプションに分類し、それぞれの不確実性について述べる。

4.2.1 形状モデル・データ (2)

(1) 鉄筋の配置

コンクリート中の鉄筋の配置は中性子束に影響すると考えられる一方で、配置が複雑であるためにモデル化には多くの作業や計算量を要する。

標準ケースでは、放射化放射能を保守的に評価する観点から鉄筋が存在しないとした。鉄筋による遮へい効果は重要であるため、感度解析ケースとして鉄筋が存在する場合を検討した。

(2) 主要構成形状モデル

MCNP 等のモンテカルロ法コードを用いる場合、CAD データ相当の形状体系に基づいて中性子漏えいを精度良く評価することが可能である。この観点から近似を要しない形状体系を作成することが望ましい一方で、構造材等の詳細情報が得られたとしてもモデル作成に係る作業量が膨大となり、入手可能な情報は限られていることから、感度解析の対象としなかった。

標準ケースでは、CAD データを含めて公開情報に基づいて原子炉建屋形状データを作成した。

(3) 压力容器内水位

压力容器内の水位は感度解析の対象としなかった。

標準ケースでは、推定される定常時の水位とし、設定した水位を図 4.1 に示す。

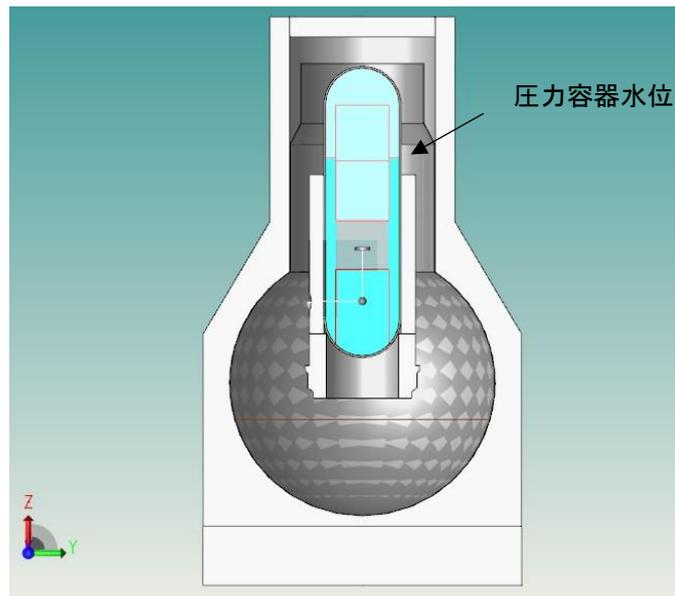


図 4.1 压力容器の推定水位

(4) 配管形状モデル

配管は中性子を遮へいするために放射化に影響を及ぼす因子である。公開 CAD データの配管レイアウトを図 4.2 に示すように配管は多数存在し、複雑な形状をしているためにその形状のモデル化は不確実性の因子になる。

標準ケースでは配管を考慮しなかった。感度解析ケースでは、形状を簡素化して生体遮へいコンクリートを球形とし、その中に鉄が環状に存在するモデルとした。

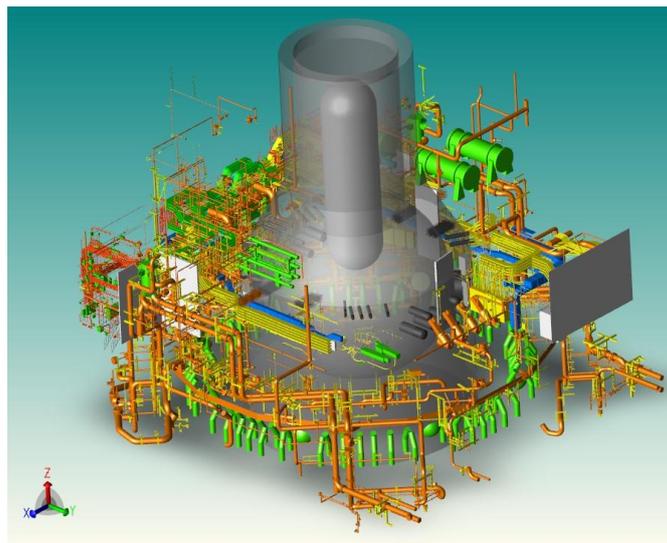


図 4.2 配管レイアウトの例

(5) サプレッションチェンバー水位

サプレッションチェンバーの水位についての情報は入手が困難であるため、感度解析の対象としなかった。

標準ケースでは、図 4.3 に示すようにサプレッションチェンバーの中心高さを水位として設定した。

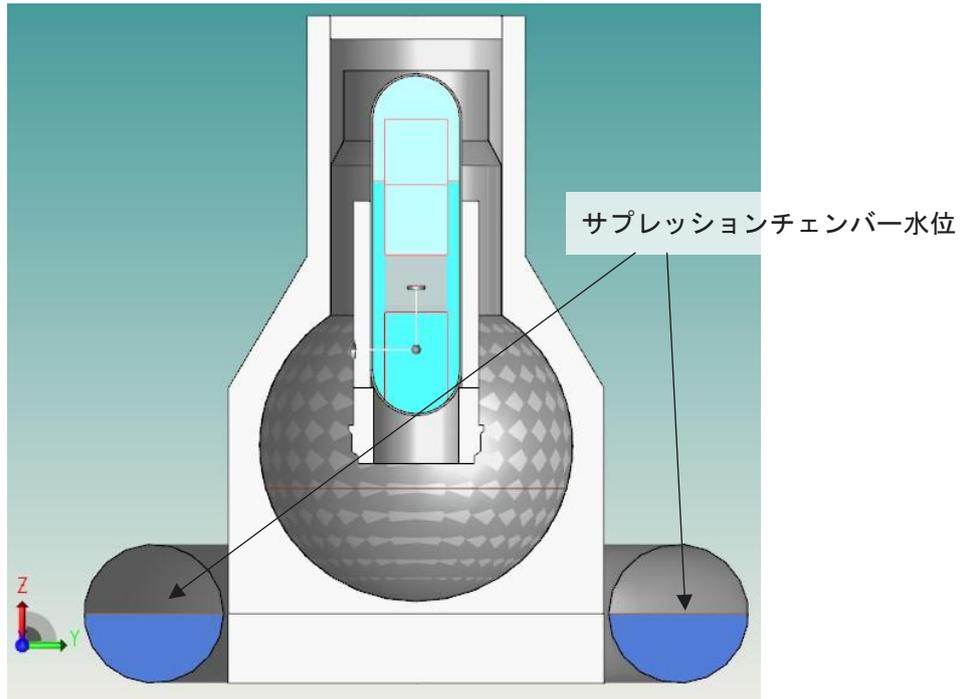


図 4.3 サプレッションチェンバーの水位

(6) 制御棒駆動装置形状モデル

原子炉圧力容器下部には制御棒駆動機構ハウジングがあり、下部方向への中性子の漏えい量は制御棒の位置と制御棒駆動装置の形状に影響される。公開情報が得られなかったため、結果の保守性を考慮しつつ、標準ケースでは制御棒駆動装置を体系に含めないこととした。

(7) 空間の詳細化（窓、通路、扉等）

原子炉建屋には窓、通路、扉等や備品なども存在する。これらの情報を解析に反映させることは困難である。中性子束への影響は小さいと判断し標準ケースでは考慮しなかった。

4.2.2 組成 (2)

(1) 燃料組成

燃料の燃焼が進むことで重核種（マイナーアクチノイド）が生成する。Pu-239 は熱中性子領域の吸収断面積が U-235 に比べて大きく（図 4.4）、その影響が考えられる。しかしながら、感度解析を行うためには詳細な体系モデルによる炉内インベントリ評価が必要となるため、感度解析ケースには選定しなかった。

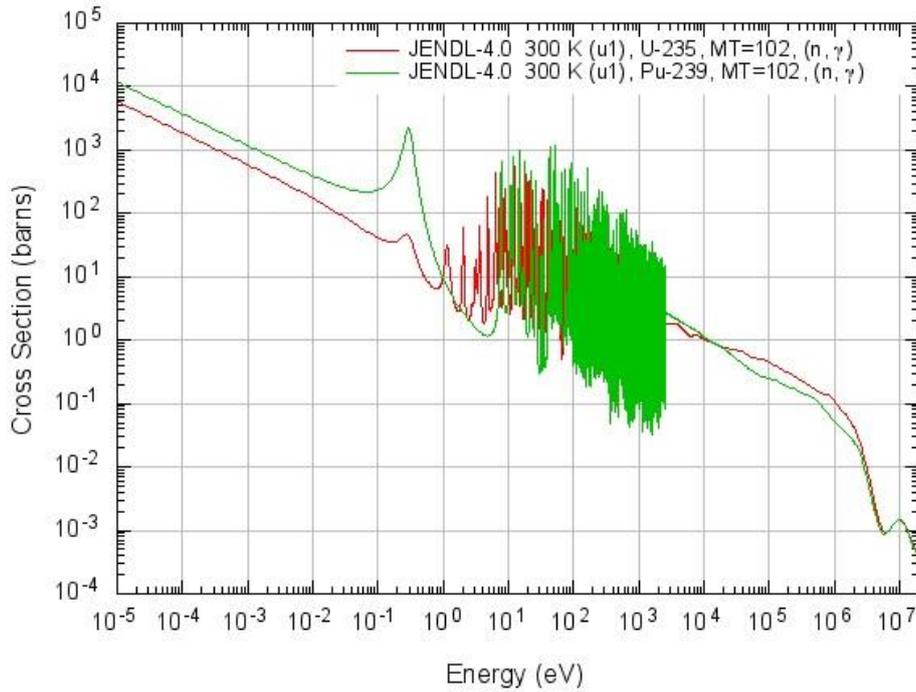


図 4.4 U-235 と Pu-239 の (n,γ) 断面積

(2) 減速材密度分布

4.1.2 (2) に述べた内容と同様である。

(3) 燃料集合体構造材組成

燃料集合体構造材の組成は文献値の他に情報源がないため、感度解析ケースに選定しなかった。

(4) コンクリートの元素組成

標準ケースでは、分析により求めた 2 サンプルの平均値を組成比とした。感度解析ケースでは、ppm オーダの元素については川砂利（大、中、小）、川砂の最大値を用いた。

(5) コンクリート中の自由水割合

コンクリート内部の含水率を試験により求めた報告があり³³⁾、時間とともに減少する傾向が認められている。コンクリートの表面付近での含水率の変化が大きく、仕上材が抑制する効果をもたらす。水/セメント比が 40%ないし 50%である場合に、表面ではおよそ 6%から 3%程度に減少した。

標準ケースでは含水率を 5wt%とした。感度解析ケースでは含水率を 3wt%とした。

(6) 空気条件の空間的な変化

湿り空気密度を次式(4-1)を用いて求める³⁷⁾と、表 4.1 に示すように絶対湿度 $x(\text{kg}\cdot\text{kg}^{-1})$ の変化に対する空気の密度変化量は微々たるものであり、感度解析ケースに選定しなかった。

$$\rho_m = 1.2930 \frac{T_0 P}{T P_0} \left\{ \frac{0.6217(1+x)}{0.6217+x} \right\} (\text{kg}\cdot\text{m}^{-3}) \quad (4-1)$$

ここで、

$$T_0 = 273.1 \text{ (K)}$$

$$P_0 = 1 \text{ (atm)} = 1.013250 \times 10^6 \text{ (dyne}\cdot\text{cm}^{-2}\text{)}$$

である。

表 4.1 30°Cにおける湿り空気密度

絶対湿度 $x \text{ (kg}\cdot\text{kg}^{-1}\text{)}$	密度 $\rho_m \text{ (kg}\cdot\text{m}^{-3}\text{)}$
0	1.1650
0.005	1.1615
0.010	1.1580
0.015	1.1546
0.020	1.1513
0.025	1.1480

4.2.3 中性子の発生エネルギーと発生分布

中性子の発生エネルギーは核分裂スペクトルと関連し、中性子発生分布はその発生領域における分布として表され、それぞれを検討した。

(1) 核分裂スペクトル

炉内で発生する中性子は、U-235 の核分裂によるものが主であるが、燃焼が進むにつれて U-238 の中性子吸収反応により生成された Pu-239 の核分裂の寄与が増大する³⁸⁾。これら両核種の中性子スペクトルとしては Watt 分布の近似式が知られており、式(4-2)によって表される。

$$f(E) = C \exp(-E/a) \sinh(bE)^{1/2} \quad (4-2)$$

ここで、パラメータ a と b の値は次表のとおりである。

核種	$a \text{ (MeV)}$	$b \text{ (MeV}^{-1}\text{)}$
U-235	0.988	2.249
Pu-239	0.966	2.842

計算した U-235 及び Pu-239 の核分裂スペクトルを図 4.5 に示す。両核種のスペクトルには大差がないことから、核分裂スペクトルは感度解析の対象としなかった。

標準ケースでは、U-235 の核分裂スペクトルを用いた。

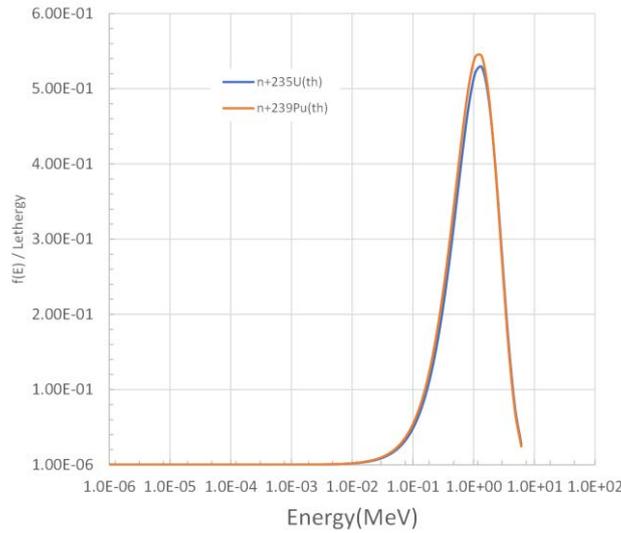


図 4.5 U-235 及び Pu-239 の Watt 分布による核分裂スペクトル

(2) 核分裂発生領域での中性子分布

円柱体系において、核分裂発生領域での中性子分布には一様分布と径・軸方向分布が考えられる（図 4.6 参照）。BWR 炉心の中性子輸送計算から得られる軸方向分布は、軸方向のボイド率により有意に変動し、結果として放射化生成物放射能濃度に影響を及ぼすと考えられ、感度解析の対象とした。

標準ケースでは図 4.6 (a)に示す径・軸方向分布、感度解析ケースでは図 4.6 (b)に示す一様分布とした。

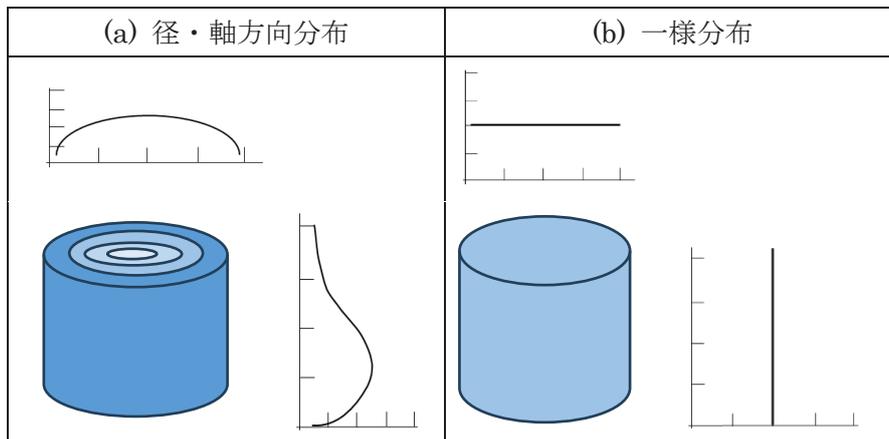


図 4.6 核分裂発生領域の分布

4.2.4 核データライブラリ (2)

輸送計算において核データライブラリは、漏えい中性子のエネルギー分布に影響を及ぼす可能性があり、中性子輸送核データライブラリ及び炉内温度を変動させた場合の核データの影響について検討した。

(1) 中性子輸送核データのライブラリ

中性子輸送に関する核データのライブラリとして、評価済みの ENDF、JENDL が用いられる。核データライブラリによる放射化放射能濃度計算への影響の度合いは低いと判断し、感度解析の対象としなかった。

標準ケースでは、JENDL-4.0 に基づく AceLibJ40 ライブラリを使用した。

(2) 炉内任意温度

中性子と原子核との相互作用は、両者の相対運動のエネルギーに関係する。原子炉内の温度が上昇した際に物質の原子核の熱運動が活発になって中性子を吸収しやすくなり、炉心の反応度が低下する（ドップラー効果）。物質中の原子核は熱運動をしているので、中性子と原子核の相対運動のエネルギーは一定ではなく広がったものとなり、相対運動のエネルギーが広がるほど両者の相互作用の確率は高くなる。例えば、核燃料を構成する主要な核種 U-238 は、核燃料の温度上昇とともに相対運動のエネルギーが広がって共鳴吸収の確率が増加するために、中性子の吸収が多くなり、炉心の反応度が低下する。したがって、この効果は原子炉出力に対して負のフィードバックとして働く¹⁴⁾。

炉内の任意温度を高く設定した場合は、共鳴吸収効果が高まるため中性子は減少する方向となる。任意温度は、中性子束の増減、ひいては放射化生成物放射能濃度に影響を及ぼす因子である。

標準ケースでは任意温度を 300 K に設定した。感度解析ケースは MCNP の温度設定オプションにて 900 K に設定した。

4.2.5 計算手法オプション

遮へい解析に代表される中性子・光子の深層透過問題解析において、モンテカルロ法は物理現象を最も忠実に表せる方法であり、遮へい実験解析や核データの精度評価などの研究のためのツールとして普及している。一方で、原子力施設の設計や許認可といった、計算結果に高い信頼性や再現性が要求される解析では使用例はまだ少ない。その原因は、深層透過問題の解析に必須である分散低減法の難しさにある。深層透過問題では、効率的に分散低減法を適用し信頼性の高い解を得る必要があるが、何回もの試行錯誤を必要とする。すなわち解析結果が解析者の知識と経験に依存する可能性が生じ、現時点では設計や許認可解析には向いていないとされる。より高い精度による安全性の確保とコスト低減が両立するようなモンテカルロ法解析の要求は高まっている。そこで期待されるのが、客観的に効率的な分散低減を行える自動分散低減法の適用である。モンテカルロ法を用いる場合に、分散低減法は計算結果の信頼性を左右する因子となり、また、計算結果は分散低減法の計算オプションの設定に依存する。以上のことから、分散低減法オプションを不確実性の因子として検討した。

自動分散低減法として代表的な CADIS 法と、これに基づき MCNP コードの分散低減法である Weight Window 法と線源バイアス法のパラメータを生成する ADVANTG による自動分散低減法の収束性について不確実性を検討した。

(1) 分散低減法

CADIS 法に基づく方法は、ADVANTG によって Mesh-Weight Window の作成が可能である。

生体遮へい厚さを単層ではなく多層にモデル化することにより、セルインポートランス、セル Weight Window の設定が可能となるが、大規模計算モデルではモデル作成の作業量が膨大となる。一方で、セルを分割しない方法に密度減少法があり、この方法は、遮へい体の原子個数密度を一様に減少させることにより、仮想的に遮へい体の厚さを薄くし、短い時間でタリーに中性子を到達させ Weight Window Generator により Weight Window を作成することを可能とする。

ADVANTG は体系全領域に適した Forward-CADIS 法の機能も有する。標準ケースでは Forward-CADIS 法を使用した。Forward-CADIS 法の有効性についての検討も兼ねて、感度解析ケースでは CADIS 法を使用した³⁹⁾。

4.3 放射化計算

放射化計算コードの入力項目を、コンクリート組成、運転履歴、核データライブラリ及び中性子空間分布の集計単位に分類し、不確実性を検討した。

4.3.1 組成 (3)

生体遮へいコンクリートの原料試料の分析において、試料数が不確実性の因子となりうる。試料数を増やすことにより不確実性が低減すると期待されるが、数を限る場合には、分析により得られた値と文献値との比較や、分析値の最大あるいは最小値を設定した解析により、それぞれが放射化計算結果に及ぼす影響の度合いを検討することとなる。

(1) コンクリートの元素組成

コンクリート組成は、類似するコンクリート原材料試料からの分析値に基づいた設定を標準ケースとし、感度解析ケースでは、米国原子力規制委員会の報告²⁹⁾に記載のコンクリート組成（平均値）を用いた。

(2) 骨材の元素組成

標準ケースでは、分析値の平均値を用い、感度解析ケースでは、試料数が少ないので保守性を考え（放射化が大となる条件）、分析の最大値を用いた。

(3) コンクリート中の自由水割合

4.2.2 に述べた内容に同様である。

4.3.2 運転履歴 (2)

放射化生成物放射能濃度に影響を及ぼす中性子束の発生は炉心出力に依存し、炉心出力は運転の期間において一般に変動する。運転履歴の時間依存性を運転ヒストグラム（運転期間一炉心出力ヒストグラム）でモデル化する時に、実際の運転履歴の時系列データをなるべく忠実に模擬することが望ましい。一方で、炉心出力の積分量を適切に設定して不確実性を抑えることができる。

(1) 時系列炉心出力

出力変動に関して、対象の運転期間について区間の炉心出力との積分量を一定に保つように設

定する方法を採り²⁴⁾ (図 4.7 参照)、感度解析の対象とはしなかった。

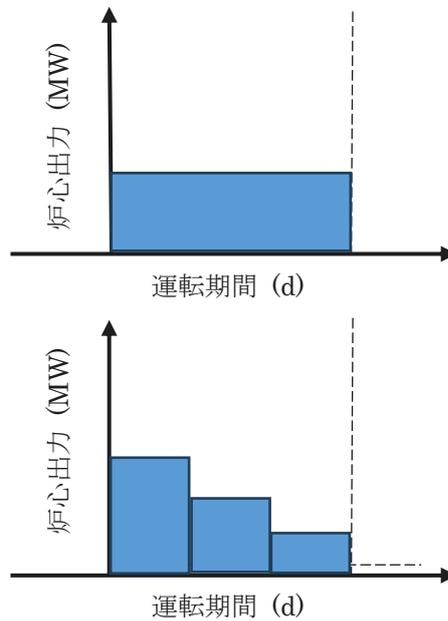


図 4.7 平均出力 (上) と出力変動を与えた場合 (下) の運転履歴イメージ

4.3.3 核データライブラリ(3)

放射化計算では、中性子スペクトルを適切に反映したライブラリを用いる。本研究では、放射化計算コードとして ORIGEN-S を使用し、必要な核データライブラリは、放射化ライブラリと崩壊ライブラリである。

(1) 放射化ライブラリ

標準ケースに ORIGEN-S 付属 ENDF ベースのライブラリ、感度解析ケースに JENDL-5 ベースのライブラリ³⁸⁾をそれぞれ用いた。

(2) 崩壊ライブラリ

崩壊ライブラリに関する不確実性は式(2-1)の λ に起因するため、ORIGEN-S の付属ライブラリについて調査を行い、他ライブラリや文献値との比較により不確実性を検討した。

標準ケースでは ORIGEN-S の付属ライブラリ ENDF ベースのライブラリ、感度解析ケースでは JENDL-DDF2015⁴⁰⁾ライブラリをそれぞれ用いた。両者の違いを表 4.2 に示す。

表 4.2 崩壊ライブラリに収録された半減期の比較

核種	半減期 (s)		ライブラリの差* (%)
	ORIGEN-S 付属	JENDL-DDF2015	
H-3	3.891E+08	3.888E+08	0.1
C-14	1.808E+11	1.799E+11	0.5
Cl-36	9.499E+12	9.500E+12	0.0
Ca-41	3.250E+12	3.220E+12	0.9
Mn-54	2.697E+07	2.696E+07	0.0
Fe-55	8.615E+07	8.660E+07	-0.5
Fe-59	3.845E+06	3.844E+06	0.0
Co-58	6.127E+06	6.120E+06	0.1
Co-60	1.663E+08	1.663E+08	0.0
Ni-59	2.367E+12	2.400E+12	-1.4
Ni-63	3.159E+09	3.190E+09	-1.0
Zn-65	2.107E+07	2.108E+07	0.0
Se-79	9.300E+12	1.190E+13	-28.0
Sr-90	8.883E+08	9.085E+08	-2.3
Zr-93	4.828E+13	4.800E+13	0.6
Nb-93m	5.090E+08	5.090E+08	0.0
Nb-94	6.406E+11	6.400E+11	0.1
Nb-95	3.021E+06	3.023E+06	-0.1
Mo-93	1.104E+11	1.300E+11	-17.8
Tc-99	6.662E+12	6.660E+12	0.0
Ru-106	3.209E+07	3.212E+07	-0.1
Pd-107	2.051E+14	2.050E+14	0.0
Ag-108m	4.008E+09	1.380E+10	-244.3
Ag-110m	2.158E+07	2.158E+07	0.0
Sn-126	3.156E+12	7.300E+12	-131.3
Sb-124	5.201E+06	5.200E+06	0.0
Te-123m	1.034E+07	1.030E+07	0.4
I-129	4.954E+14	4.950E+14	0.1
Cs-134	6.507E+07	6.520E+07	-0.2
Cs-135	7.258E+13	7.300E+13	-0.6
Cs-137	9.467E+08	9.490E+08	-0.2
Sm-151	2.840E+09	2.800E+09	1.4
Eu-152	4.206E+08	4.272E+08	-1.6
Eu-154	2.711E+08	2.714E+08	-0.1
Tb-160	6.247E+06	6.247E+06	0.0
Hf-182	2.840E+14	2.810E+14	1.1
Ta-182	9.936E+06	9.914E+06	0.2
Pu-241	4.528E+08	4.510E+08	0.4

* (ORIGEN-S - JENDF-DDF2015)/(ORIGEN-S) (%).

4.3.4 中性子空間分布の集計単位

中性子空間分布を得るためにモンテカルロ法において Mesh Tally による集計を行う。Mesh Tally は飛跡長検出器 (Track length estimator) であり、飛跡長検出器は体積検出器とも呼ばれ、検出器体積中を通過する放射線の飛跡 L (cm) を合計し、検出器の体積 V (cm³) で除することによって単位時間当たりの放射線束 ϕ (n/cm²/s) を検出器位置で求めるものである。この関係は式 (4-3) で表される⁴²⁾。

$$\phi = (\sum_i L_i) / V \tag{4-3}$$

(1) スペクトルインデックス

Mesh 領域の体積によってスペクトルインデックスに差異が生じる可能性がある。Mesh 領域によってはコンクリートと他物質が混在した領域における中性子束分布となるため、コンクリート領域に合わせた細分化が好ましいが大規模の計算体系ではメッシュ数が膨大となる。

標準ケースの大きさに対し、これを細分化した場合を感度解析ケースとした (図 4.8)。

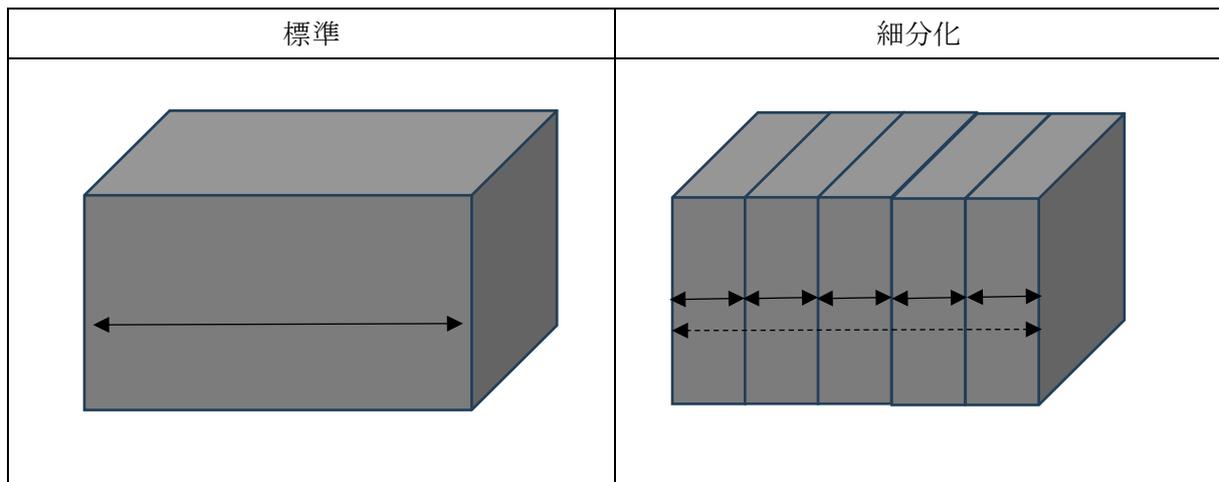


図 4.8 中性子空間分布に関する集計領域単位のイメージ

4.4 不確実性因子の優先度

計算コード毎に抽出した不確実性因子に対して感度を有すると判断できるもの、また感度解析が実行可能と思われるものについて検討を行い、優先度が高く感度解析の対象とするものを優先度「高」に設定した。結果を表 4.3 に示す。

表 4.3 感度解析の優先度

計算コード	分類	因子	優先度*	
線源分布 (MVP-BURN)	形状モデル・データ (1)	炉心体系形状		
		組成 (1)	燃料組成	
			減速材密度分布	
		燃料集合体構造材組成		
	運転履歴 (1)	燃焼度		
	核データライブラリ (1)	中性子輸送核データのライブラリ		
燃焼チェーンのライブラリ				
中性子束 (MCNP)	形状モデル・データ (2)	鉄筋の配置	高	
		主要構成形状モデル		
		圧力容器内水位		
		配管形状モデル	高	
		サブプレッションチェンバー水位		
		制御棒駆動装置形状モデル		
		空間の詳細化 (窓、通路、扉等)		
	組成 (2)	燃料組成		
		減速材密度分布		
		燃料集合体構造材組成		
		コンクリートの元素組成		
		コンクリート中の自由水割合		
		空気条件の空間的な変化		
	中性子の発生エネルギーと発生分布	核分裂スペクトル		
		核分裂発生領域での中性子分布	高	
核データライブラリ (2)	中性子輸送核データのライブラリ			
	炉内任意温度	高		
計算手法オプション	分散低減法	高		
放射化 (ORIGEN-S)	組成 (3)	コンクリートの元素組成	高	
		骨材の元素組成	高	
		コンクリート中の自由水割合	高	
	運転履歴 (2)	時系列炉心出力		
	核データライブラリ (3)	放射化ライブラリ	高	
		崩壊ライブラリ	高	
	中性子空間分布の集計単位	スペクトルインデックス	高	

* 優先度が高い項目を「高」と示した。

5. 放射能濃度の不確実性に関する感度解析

生体遮へいコンクリートの放射化生成物放射能に関して、標準ケースとする入力データに対して不確実性の因子となるデータを個別に変化させる方法により感度解析を行った。感度解析の評価は、因子の変動に対する放射能濃度の変化に着目した。

本章では、評価の指標、着目する核種と感度解析のケースについて述べ、感度解析で対象とした因子とそれによる変動に関する結果を順次示していく。なお、放射能濃度の不確実さが放射性廃棄物の処分区分に及ぼす影響については6章にて述べる。

5.1 評価の方法

5.1.1 評価の指標

生体遮へいコンクリートの放射化による放射能を3.4.1節にて示した格納容器上部の部位を対象として計算した。放射性廃棄物管理において重要と考えられる核種について標準ケースと感度解析ケースの放射能の差を因子毎に検討した。すなわち、次式に表す放射能の差を感度評価の指標とした。

$$(A_u - A_s)/A_s \quad (5-1)$$

ここで、 A_s は標準ケースの放射能、 A_u は感度解析ケースの放射能である。

5.1.2 考慮する核種

放射性核種を廃棄物として処置する時に、基準に照らしてその方策を決定する。基準は処置の方法や核種によって異なり、検討対象とした生体遮へいコンクリートは、事故に伴う燃料由来の汚染がない場合には、クリアランスの可能性を検討する汚染のレベルである。定量的には、対象とする物質の放射能濃度 D と基準濃度 C の比を求め、その総和 $\Sigma(D/C)$ がクリアランスの指標となる。

表5.1は、表3.19で示した放射能濃度の解析結果（炉停止から30年後）を D/C の値が大きいものから順に並び変え $\Sigma(D/C)$ への寄与割合と累積値を示したものである。寄与の大きい核種は、順に Eu-152 、 Co-60 、 Eu-154 、 H-3 、 Ba-133 、 C-14 、 Cs-137 であり、これらで累積99.95%に達する。また、 Eu と Co 核種が97%を占める。これら7核種の放射能を標準と感度解析ケースについて求め、その差により因子の影響を検討した。

表 5.1 クリアランスに関する D/C への寄与（上位の核種、累積 99.99%に達するまで）

核種	D* ¹ (Bq/g)	C (Bq/g)	D/C	D/C への寄与	
				相対割合	累積
Eu-152	8.525E+02	0.1	8.525E+03	85.533%	85.533%
Co-60	8.521E+01	0.1	8.521E+02	8.549%	94.082%
Eu-154	3.104E+01	0.1	3.104E+02	3.114%	97.197%
H-3	2.335E+04	100	2.335E+02	2.343%	99.539%
Ba-133	3.053E+00	0.1	3.053E+01	0.306%	99.846%
C-14	5.572E+00	1	5.572E+00	0.056%	99.902%
Cs-137	4.991E-01	0.1	4.991E+00	0.050%	99.952%
Ag-108m	1.109E-01	0.1	1.109E+00	0.011%	99.963%
Ca-41	9.361E+01	100	9.361E-01	0.009%	99.972%
Nb-94	8.114E-02	0.1	8.114E-01	0.008%	99.980%
Cl-36	6.593E-01	1	6.593E-01	0.007%	99.987%
Sr-90	4.625E-01	1	4.625E-01	0.005%	99.992%

*1 高さ 3,842~4,992 cm, 半径 0~10 cm, 30 y.

5.1.3 感度解析ケース

4 章にて選定した感度解析ケースの一覧を変化させたパラメータとともに表 5.2 に示す。感度解析ケース①、②と⑧は変化させるパラメータの性質に合わせて、円柱または球体状の簡易なモデルを用いた。中性子束分布は 3 つのスペクトルインデックス（THERM、RES 及び FAST）のそれぞれについて、感度解析ケースのスペクトルインデックスを以下の補正により求めた。

感度解析ケースでのスペクトルインデックス

= 原子炉建屋形状モデルを設定した場合の標準ケースでのスペクトルインデックス)

× (簡易モデルを設定した場合の感度解析ケースでのスペクトルインデックス

/ 簡易モデルを設定した場合の標準ケースでのスペクトルインデックス)

表 5.2 感度解析ケース一覧

因子	パラメータ		備考
	標準ケース	感度解析ケース	
① 鉄筋の配置	鉄筋なし	鉄筋あり	円柱モデルで補正
② 配管形状モデル	鉄材なし	鉄材あり	球体モデルで補正
③ 核分裂発生領域での中性子分布	径・軸方向	一様	
④ 炉内任意温度	300 K	900 K	
⑤ 分散低減法	Forward-CADIS	CADIS	
⑥ コンクリートの元素組成	分析平均	分析最大	
⑦ 骨材の元素組成	分析平均	文献 (NUREG)	
⑧ コンクリート中の自由水割合	5wt%	3wt%	球体モデルで補正
⑨ 放射化ライブラリ	ENDF	JENDL-5	
⑩ 崩壊ライブラリ	ENDF	JENDF- DDF2015	
⑪ スペクトルインデックス	150 cm 幅平均	10 cm 幅刻み	

5.2 感度解析の結果

5.2.1 鉄筋の配置 (ケース①)

(1) 解析条件

コンクリート鉄筋の存在に関して、標準ケースは鉄筋がない条件とし、感度解析ケースでは、図 5.1 に示すように主筋 D25 (公称直径 25.4 mm)⁴³⁾ に相当する配置を設定した。標準ケースで設定した原子炉建屋形状モデルに鉄筋を配置することは困難であったため、格納容器を簡易な円柱状のモデルとした。軽水領域半径 18.75 cm に対して 6.25 cm の厚さの位置における 1 cm 球を評価領域とした。

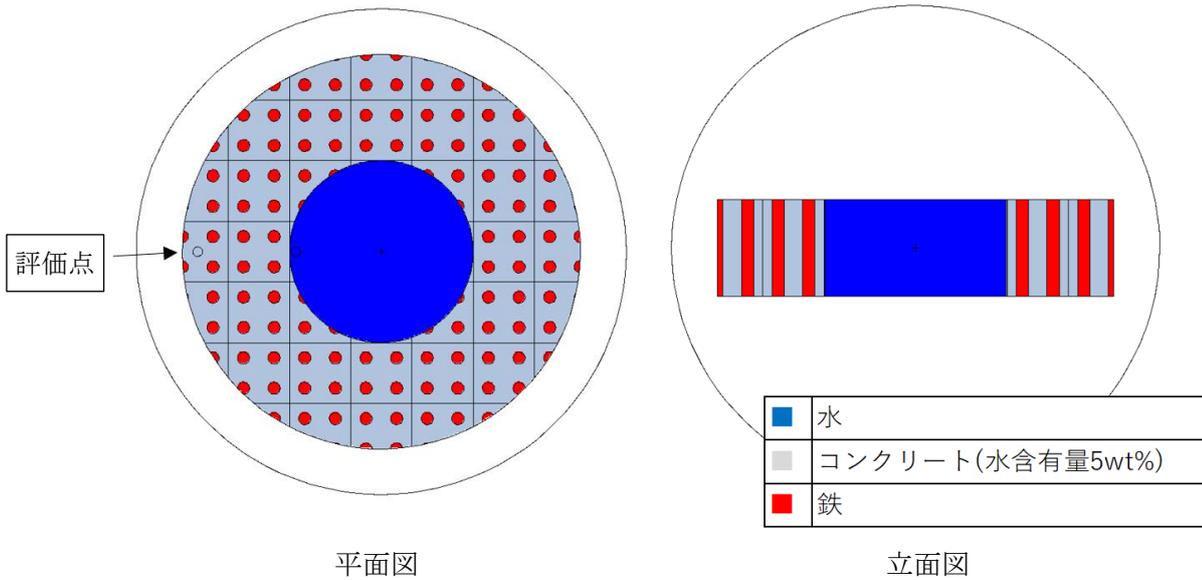


図 5.1 コンクリートの鉄筋配置に関する円柱状のモデル

(2) 感度解析結果

指標とした 7 核種の放射能濃度を標準ケースと感度解析ケースのそれぞれについて求め、その差を表 5.3 に示す。鉄筋が存在すると中性子吸収反応により評価点における放射化が抑制され、放射能濃度は標準ケースに比べて 10~20%低くなる。

表 5.3 鉄筋配置と量等に関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		鉄筋なし (A_s)	鉄筋あり (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	1.89E+04	-18.9
	C-14	5.57E+00	5.08E+00	-8.8
	Co-60	8.52E+01	7.56E+01	-11.3
	Cs-137	2.11E-16	2.31E-16	9.6
	Ba-133	3.05E+00	2.70E+00	-11.5
	Eu-152	8.53E+02	6.87E+02	-19.4
	Eu-154	3.10E+01	3.02E+01	-2.6
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	3.86E-04	-17.5
	C-14	1.09E-07	8.92E-08	-18.4
	Ba-133	1.08E-13	9.64E-14	-10.8
	Cs-137	4.99E-01	4.12E-01	-17.4
	Eu-152	5.41E-06	3.62E-06	-33.1
	Eu-154	7.66E-07	6.21E-07	-18.9
合計	H-3	2.34E+04	1.89E+04	-18.9
	C-14	5.57E+00	5.08E+00	-8.8
	Co-60	8.52E+01	7.56E+01	-11.3
	Cs-137	4.99E-01	4.12E-01	-17.4
	Ba-133	3.05E+00	2.70E+00	-11.5
	Eu-152	8.53E+02	6.87E+02	-19.4
	Eu-154	3.10E+01	3.02E+01	-2.6

5.2.2 配管形状モデル (ケース②)

(1) 解析条件

格納容器の周辺には、図 4.2 に示したように配管・足場などが存在する。標準ケースでは配管を考慮せず、感度解析ケースでは簡易な球形モデルを用いた。球形モデルを設定した場合の標準と感度解析ケースの球形状モデルを図 5.2 に示す。配管を考慮する場合は、生体遮へいコンクリートの中に鉄が環状に存在するモデルとした。領域 2 は厚さが 1 cm の領域であり、標準ケースではボイドとしていたところ、感度解析ケースでは鉄を設定した。

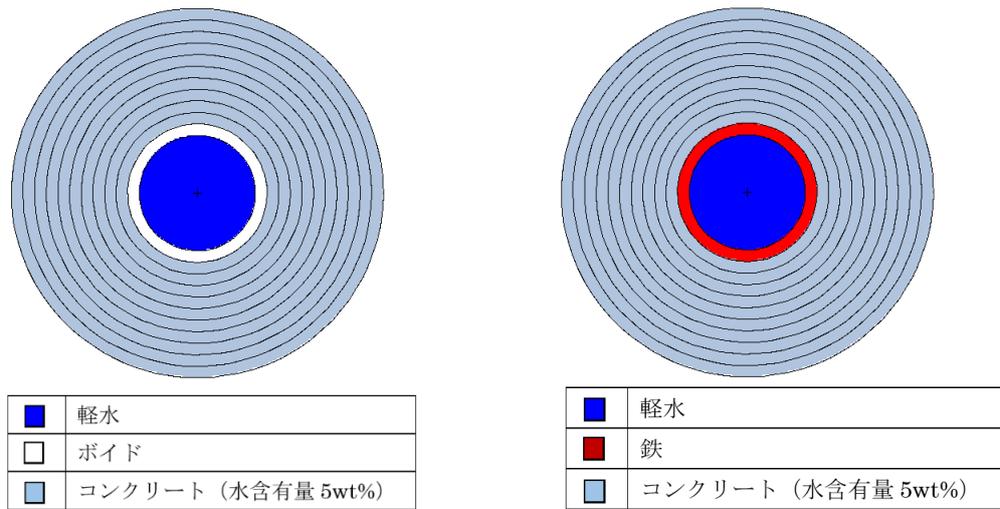


図 5.2 配管の詳細化に関する球形モデル

左：標準ケース、領域 1 軽水、領域 2 ボイド、領域 3-12 コンクリート含有 (水含有量 5wt%)

右：感度解析ケース、領域 1 軽水、領域 2 鉄、領域 3-12 コンクリート含有 (水含有量 5wt%)

(2) 感度解析結果

7 核種の放射能濃度の解析結果を表 5.4 に示す。配管 (鉄) による中性子の吸収により、各核種の放射能濃度は低下した。その度合いは、「①鉄筋の配置」の場合と比較して同程度以下である。

表 5.4 配管の詳細化に関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		配管なし (A_s)	配管あり (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	2.10E+04	-9.9
	C-14	5.57E+00	5.28E+00	-5.3
	Co-60	8.52E+01	7.97E+01	-6.5
	Cs-137	2.11E-16	2.20E-16	4.3
	Ba-133	3.05E+00	2.85E+00	-6.6
	Eu-152	8.53E+02	7.66E+02	-10.2
	Eu-154	3.10E+01	3.03E+01	-2.5
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	4.24E-04	-9.3
	C-14	1.09E-07	9.87E-08	-9.7
	Ba-133	1.08E-13	1.01E-13	-6.8
	Cs-137	4.99E-01	4.53E-01	-9.3
	Eu-152	5.41E-06	4.42E-06	-18.3
	Eu-154	7.66E-07	6.79E-07	-11.3
合計	H-3	2.34E+04	2.10E+04	-9.9
	C-14	5.57E+00	5.28E+00	-5.3
	Co-60	8.52E+01	7.97E+01	-6.5
	Cs-137	4.99E-01	4.53E-01	-9.3
	Ba-133	3.05E+00	2.85E+00	-6.6
	Eu-152	8.53E+02	7.66E+02	-10.2
	Eu-154	3.10E+01	3.03E+01	-2.5

5.2.3 核分裂発生領域での中性子分布（ケース③）

(1) 解析条件

円柱体系において核分裂発生領域における発生分布（線源強度分布）を不確かさ因子として検討した。径・軸方向の核分裂発生分布は、図 4.6 に示したように標準ケースでは径及び軸方向の分布を設定し、感度解析ケースでは一様分布とした。

(2) 感度解析結果

7 核種の放射能濃度の解析結果を表 5.5 に示す。BWR 炉心の軸方向中性子束分布はボトムピークの傾向を示すため、一様分布とすると評価領域とした上部への漏えい量が増すこととなる。そのため感度を有する結果となった。Cs-137 の放射化生成物に大きな感度を示したが図 3.18 に示したよう総量に占める割合はほぼ無視できるため懸念される感度要因ではない。

表 5.5 核分裂発生領域内分布に関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		分布あり (A_s)	一様分布(A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	6.15E+04	163
	C-14	5.57E+00	1.50E+01	168
	Co-60	8.52E+01	2.29E+02	169
	Cs-137	2.11E-16	5.02E-15	2,283
	Ba-133	3.05E+00	8.20E+00	168
	Eu-152	8.53E+02	2.22E+03	160
	Eu-154	3.10E+01	8.54E+01	175
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	1.24E-03	165
	C-14	1.09E-07	2.89E-07	164
	Ba-133	1.08E-13	6.26E-13	479
	Cs-137	4.99E-01	1.32E+00	165
	Eu-152	5.41E-06	3.71E-05	586
	Eu-154	7.66E-07	5.54E-06	624
合計	H-3	2.34E+04	6.15E+04	163
	C-14	5.57E+00	1.50E+01	168
	Co-60	8.52E+01	2.29E+02	169
	Cs-137	4.99E-01	1.32E+00	165
	Ba-133	3.05E+00	8.20E+00	168
	Eu-152	8.53E+02	2.22E+03	160
	Eu-154	3.10E+01	8.54E+01	175

5.2.4 炉内任意温度 (ケース④)

(1) 解析条件

炉内温度条件は、標準ケースで 300 K、感度解析ケースでは 900 K にそれぞれ設定した。

(2) 感度解析結果

主要な 7 核種の放射能濃度の比較を表 5.6 に示す。炉内温度が上昇しドップラー効果が働いたとしても、生体遮へい領域の放射化計算結果に及ぼす感度は低いことが確認できた。炉内温度の違いによる炉外 ($z=4,002$ cm) の中性子束分布の比較を図 5.3 に示すように差異はみられない。

表 5.6 任意温度の選択に関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		300 K (A_s)	900 K (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	2.33E+04	-0.04
	C-14	5.57E+00	5.57E+00	-0.05
	Co-60	8.52E+01	8.51E+01	-0.08
	Cs-137	2.11E-16	2.10E-16	-0.29
	Ba-133	3.05E+00	3.05E+00	-0.10
	Eu-152	8.53E+02	8.52E+02	-0.09
	Eu-154	3.10E+01	3.10E+01	-0.06
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	4.67E-04	-0.17
	C-14	1.09E-07	1.09E-07	-0.09
	Ba-133	1.08E-13	1.08E-13	-0.19
	Cs-137	4.99E-01	4.99E-01	-0.06
	Eu-152	5.41E-06	5.40E-06	-0.20
	Eu-154	7.66E-07	7.64E-07	-0.14
合計	H-3	2.34E+04	2.33E+04	-0.04
	C-14	5.57E+00	5.57E+00	-0.05
	Co-60	8.52E+01	8.51E+01	-0.08
	Cs-137	4.99E-01	4.99E-01	-0.06
	Ba-133	3.05E+00	3.05E+00	-0.10
	Eu-152	8.53E+02	8.52E+02	-0.09
	Eu-154	3.10E+01	3.10E+01	-0.06

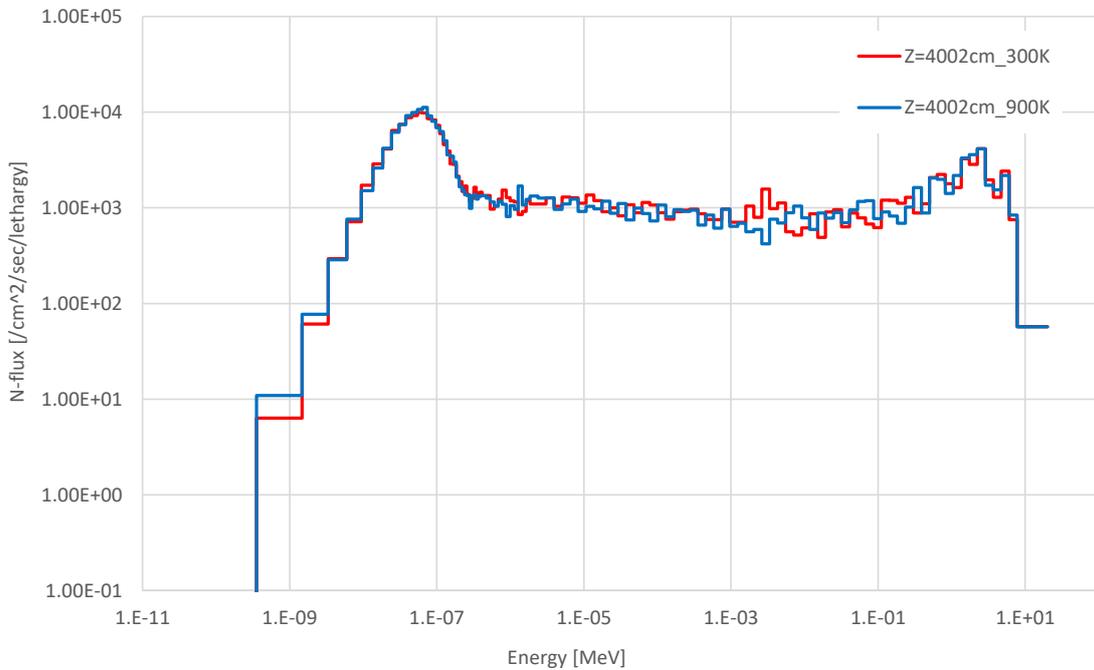


図 5.3 炉内温度の違いによる中性子束分布の比較

5.2.5 分散低減法（ケース⑤）

(1) 解析条件

同発生粒子数条件下において分散低減オプションを Forward-CADIS 法（標準ケース）から CADIS 法（感度解析ケース）に変更した。

(2) 解析結果

7 核種の放射能濃度の比較を表 5.7 に示す。CADIS 法に替えると放射能濃度は約 20%減少した。

図 5.4 には、高さ方向の中性子束について、標準ケースと感度解析ケースの結果を比較した。分散値について Forward-CADIS 法の方が小さく、また深部においても安定している。一方、CADIS 法は深部で振動している。相対的に Forward-CADIS が優れていることが分かる。

表 5.7 分散低減法オプションに関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		Forward-CADIS (A_s)	CADIS (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	1.85E+04	-20.9
	C-14	5.57E+00	4.51E+00	-19.1
	Co-60	8.52E+01	6.89E+01	-19.2
	Cs-137	2.11E-16	1.05E-16	-50.1
	Ba-133	3.05E+00	2.47E+00	-19.2
	Eu-152	8.53E+02	6.73E+02	-21.0
	Eu-154	3.10E+01	2.57E+01	-17.2
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	3.70E-04	-21.0
	C-14	1.09E-07	8.65E-08	-20.8
	Ba-133	1.08E-13	7.80E-14	-27.8
	Cs-137	4.99E-01	3.95E-01	-20.8
	Eu-152	5.41E-06	3.39E-06	-37.4
	Eu-154	7.66E-07	5.03E-07	-34.3
合計	H-3	2.34E+04	1.85E+04	-20.9
	C-14	5.57E+00	4.51E+00	-19.1
	Co-60	8.52E+01	6.89E+01	-19.2
	Cs-137	4.99E-01	3.95E-01	-20.8
	Ba-133	3.05E+00	2.47E+00	-19.2
	Eu-152	8.53E+02	6.73E+02	-21.0
	Eu-154	3.10E+01	2.57E+01	-17.2

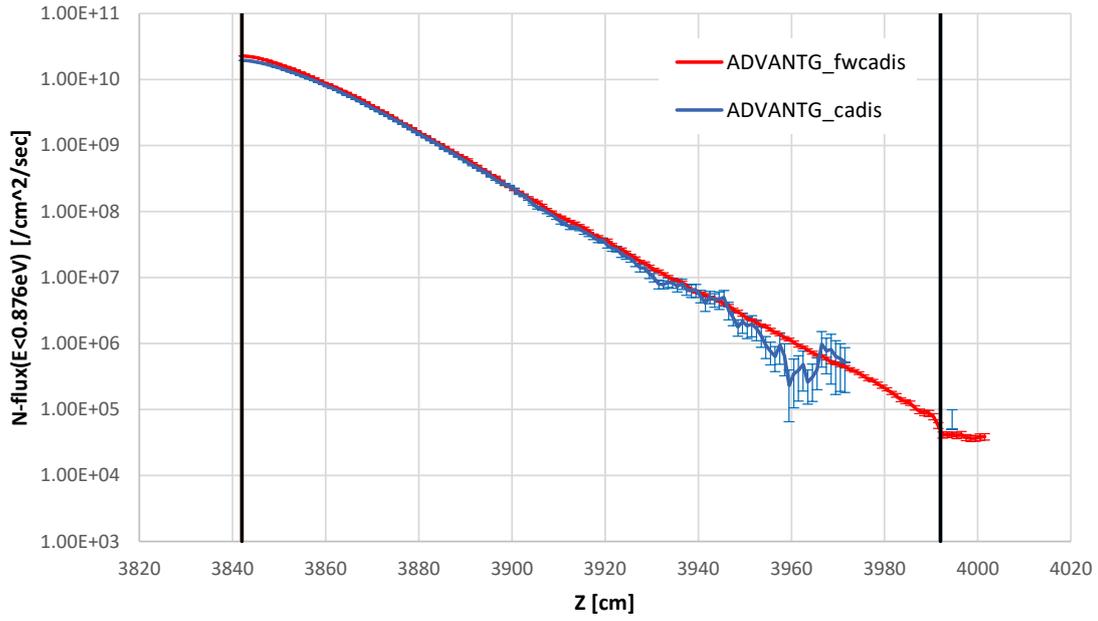


図 5.4 分散低減法による中性子束の解析結果への影響

5.2.6 コンクリートの元素組成 (ケース⑥)

(1) 解析条件

コンクリートの組成について、感度解析ケースでは、米国原子力規制委員会の報告²⁹⁾に記載の値を用いた。1 g 当たりに換算した値の比較を表 5.8 に示す。ここで、分析により求めた質量 W_s と文献値 W_u の差は次式により求めた。

$$(W_u - W_s) / W_s \tag{5-2}$$

表 5.8 1 g 当たり換算の分析値と文献値 (NUREG) の比較

元素	分析値 (g) W_s	文献値 (g) W_u	差 (%) $(W_u - W_s) / W_s$	元素	分析値 (g) W_s	文献値 (g) W_u	差 (%) $(W_u - W_s) / W_s$
H	6.09E-03	6.10E-03	0.2	Sr	2.00E-04	4.38E-04	118.7
Li	3.42E-05	2.00E-05	-41.4	Y	—	1.82E-05	—
B	—	2.00E-05	—	Zr	1.07E-04	7.10E-05	-33.5
C	7.91E-04	—	—	Nb	8.61E-06	4.30E-06	-50.0
N	—	1.20E-04	—	Mo	1.08E-05	1.03E-05	-5.0
O	5.02E-01	5.45E-01	8.6	Pd	9.60E-08	3.00E-06	3024.7
Na	2.89E-02	7.39E-03	-74.4	Ag	1.10E-07	2.00E-07	82.0
Mg	1.82E-02	—	—	Cd	—	3.00E-07	—
Al	7.29E-02	3.10E-02	-57.5	Sn	4.95E-06	7.00E-06	41.3
Si	2.20E-01	1.68E-01	-23.6	Sb	—	1.80E-06	—
P	—	5.00E-03	—	Cs	4.57E-06	1.30E-06	-71.6
S	3.16E-04	3.10E-03	881.0	Ba	2.75E-04	9.50E-04	245.0
Cl	1.41E-05	4.50E-05	219.1	La	1.80E-05	1.30E-05	-27.6
K	1.90E-02	7.50E-03	-60.5	Ce	—	2.43E-05	—
Ca	9.56E-02	1.83E-01	91.4	Pr	—	2.00E-06	—
Sc	7.58E-06	6.50E-06	-14.2	Sm	4.26E-06	—	—
Ti	3.83E-03	2.12E-03	-44.7	Eu	7.19E-07	5.50E-07	-23.5
V	—	1.03E-04	—	Tb	—	4.10E-07	—
Cr	—	1.09E-04	—	Dy	—	2.30E-06	—
Mn	4.65E-04	3.77E-04	-19.0	Ho	—	9.00E-07	—
Fe	3.12E-02	3.90E-02	25.1	Yb	—	1.40E-06	—
Co	1.50E-05	9.80E-06	-34.7	Lu	—	2.70E-07	—
Ni	3.46E-05	3.80E-05	9.8	Hf	—	2.20E-06	—
Cu	6.68E-05	2.50E-05	-62.6	Ta	—	4.40E-07	—
Zn	4.98E-05	7.50E-05	50.7	W	—	1.40E-06	—
Ga	—	8.80E-06	—	Pb	—	6.10E-05	—
As	—	7.90E-06	—	Th	1.20E-05	3.50E-06	-70.9
Se	1.38E-07	9.20E-07	567.6	U-234	2.22E-10	1.43E-10	-35.5
Br	—	2.40E-06	—	U-235	2.98E-08	1.92E-08	-35.5
Rb	—	3.50E-05	—	U-238	4.16E-06	2.68E-06	-35.5

(2) 感度解析結果

解析結果の比較を表 5.9 に示す。放射化による C-14、Cs-137 と Ba-133 が大きく増加した。C-14 の変化は標準ケースでは表 3.17 に示したように N を考慮していなかったことに起因するものと考えられる。Ba-133 は、コンクリート初期組成が約 250%異なるためと考えられる。Cs-137 は U の核分裂生成物が支配的になるため U 濃度が感度をもたらす。

表 5.9 コンクリートの組成に関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		分析値 (A_s)	文献値 (A_u)	
放射化 生成物	H-3	2.34E+04	1.37E+04	-41.4
	C-14	5.57E+00	3.37E+01	505.2
	Co-60	8.52E+01	5.57E+01	-34.7
	Cs-137	2.11E-16	6.25E-16	196.9
	Ba-133	3.05E+00	1.05E+01	244.9
	Eu-152	8.53E+02	6.52E+02	-23.6
	Eu-154	3.10E+01	2.37E+01	-23.6
核分裂 生成物	H-3	4.68E-04	3.01E-04	-35.7
	C-14	1.09E-07	7.05E-08	-35.5
	Ba-133	1.08E-13	5.67E-14	-47.5
	Cs-137	4.99E-01	3.21E-01	-35.7
	Eu-152	5.41E-06	3.48E-06	-35.7
	Eu-154	7.66E-07	4.93E-07	-35.6
合計	H-3	2.34E+04	1.37E+04	-41.4
	C-14	5.57E+00	3.37E+01	505.2
	Co-60	8.52E+01	5.57E+01	-34.7
	Cs-137	4.99E-01	3.21E-01	-35.7
	Ba-133	3.05E+00	1.05E+01	244.9
	Eu-152	8.53E+02	6.52E+02	-23.6
	Eu-154	3.10E+01	2.37E+01	-23.6

5.2.7 骨材の元素組成 (ケース⑦)

(1) 解析条件

骨材を分析した平均値を標準ケースとし、骨材の微量元素 (ppm 桁の濃度) について分析の最大値に基づく組成を感度ケースとした。放射化計算に用いた 1 g 当たりに換算したコンクリートの組成を表 5.10 に示す。

表 5.10 骨材の微量元素に関するコンクリートの組成

元素	分析 (g) W_s	分析 (g) W_u	差 (%) $(W_u - W_s)/W_s$
H	6.09E-03	6.09E-03	-0.005%
Li	3.42E-05	4.15E-05	21.6%
C	7.91E-04	7.91E-04	-0.04%
O	5.02E-01	5.02E-01	-0.04%
Na	2.89E-02	2.89E-02	-0.04%
Mg	1.82E-02	1.82E-02	-0.04%
Al	7.29E-02	7.29E-02	-0.04%
Si	2.20E-01	2.20E-01	-0.04%
S	3.16E-04	3.40E-04	7.7%
Cl	1.41E-05	1.43E-05	1.6%
K	1.90E-02	1.90E-02	-0.04%
Ca	9.56E-02	9.56E-02	-0.04%
Sc	7.58E-06	1.14E-05	49.8%
Ti	3.83E-03	3.83E-03	-0.04%
Mn	4.65E-04	6.25E-04	34.3%
Fe	3.12E-02	3.12E-02	-0.04%
Co	1.50E-05	2.53E-05	68.3%
Ni	3.46E-05	8.25E-05	138.3%
Cu	6.68E-05	7.58E-05	13.5%
Zn	4.98E-05	6.74E-05	35.4%
Se	1.38E-07	1.38E-07	-0.04%
Sr	2.00E-04	2.51E-04	25.6%
Zr	1.07E-04	1.13E-04	5.5%
Nb	8.61E-06	9.92E-06	15.3%
Mo	1.08E-05	1.08E-05	-0.04%
Pd	9.60E-08	9.60E-08	-0.04%
Ag	1.10E-07	1.10E-07	-0.04%
Sn	4.95E-06	5.71E-06	15.2%
Cs	4.57E-06	6.56E-06	43.5%
Ba	2.75E-04	3.24E-04	17.6%
La	1.80E-05	2.25E-05	25.1%
Sm	4.26E-06	5.53E-06	29.8%
Eu	7.19E-07	9.68E-07	34.5%
Th	1.20E-05	2.00E-05	66.7%
U	4.19E-06	6.71E-06	60.4%

(2) 感度解析結果

7 核種の放射能濃度の解析結果を表 5.11 に示す。分析値の平均に対して最大値を与えたため、感度は増加傾向を示すこととなり、核種によっては変動幅が 50%を超えるものがあった。

表 5.11 骨材の元素組成に関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		平均値 (A_s)	最大値 (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	2.83E+04	21.2
	C-14	5.57E+00	5.57E+00	-0.1
	Co-60	8.52E+01	1.43E+02	68.3
	Cs-137	2.11E-16	2.56E-16	21.5
	Ba-133	3.05E+00	3.59E+00	17.5
	Eu-152	8.53E+02	1.15E+03	34.5
	Eu-154	3.10E+01	4.17E+01	34.5
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	7.50E-04	60.2
	C-14	1.09E-07	1.75E-07	60.3
	Ba-133	1.08E-13	1.75E-13	62.3
	Cs-137	4.99E-01	8.00E-01	60.3
	Eu-152	5.41E-06	8.68E-06	60.3
	Eu-154	7.66E-07	1.23E-06	60.3
合計	H-3	2.34E+04	2.83E+04	21.2
	C-14	5.57E+00	5.57E+00	-0.1
	Co-60	8.52E+01	1.43E+02	68.3
	Cs-137	4.99E-01	8.00E-01	60.3
	Ba-133	3.05E+00	3.59E+00	17.5
	Eu-152	8.53E+02	1.15E+03	34.5
	Eu-154	3.10E+01	4.17E+01	34.5

5.2.8 コンクリート中の自由水割合 (ケース⑧)

(1) 解析条件

自由水割合を標準ケースでは 5wt%、感度解析ケースでは 3wt%にそれぞれ設定した。解析に当たっては、生体遮へいコンクリートの形状を球形モデルとした。標準ケースでは、図 5.5 に左に示すようにコンクリートの全領域に対して水含有率を 5wt%に設定した。感度解析ケースでは図 5.5 に右に示すよう炉心側のコンクリート表面領域での水含有率を 3wt%、それ以外の領域を 5wt%に設定した。

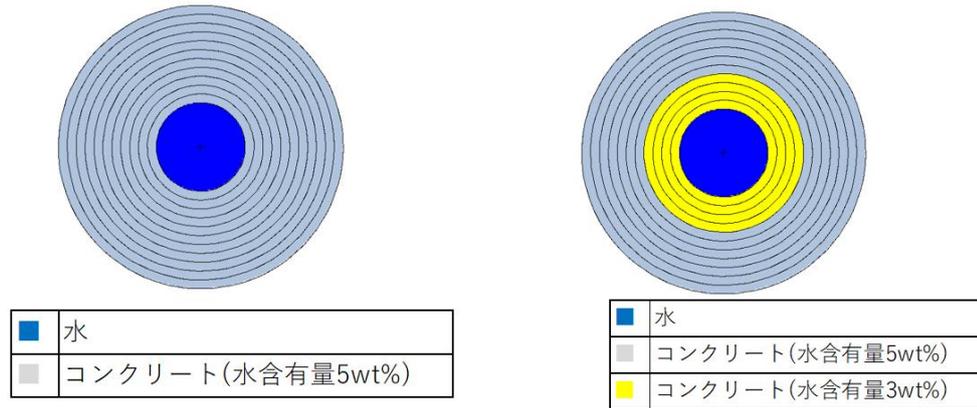


図 5.5 コンクリート中の自由水割合に関するモデル

左：標準ケース、領域 1 水、領域 2-12 コンクリート（水含有量 5wt%）

右：感度解析ケース、領域 1 水、領域 2-4 コンクリート（水含有量 3wt%）、領域 5-12 コンクリート（水含有 5wt%）

(2) 感度解析結果

7 核種の放射能濃度の比較を表 5.12 に示す。表面の水含有量が低減すると、表面領域における中性子の熱化量が少なくなる。放射化断面積は熱中性子に対する感度を有するため表面の放射化量は低減される傾向を示す。変動は数%であった。

表 5.12 コンクリート中の自由水の割合に関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		5wt% (A_s)	3wt% (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	2.25E+04	-3.6
	C-14	5.57E+00	5.45E+00	-2.1
	Co-60	8.52E+01	8.31E+01	-2.5
	Cs-137	2.11E-16	2.16E-16	2.8
	Ba-133	3.05E+00	2.97E+00	-2.6
	Eu-152	8.53E+02	8.21E+02	-3.7
	Eu-154	3.10E+01	3.06E+01	-1.4
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	4.52E-04	-3.4
	C-14	1.09E-07	1.05E-07	-3.6
	Ba-133	1.08E-13	1.05E-13	-3.0
	Cs-137	4.99E-01	4.83E-01	-3.3
	Eu-152	5.41E-06	5.04E-06	-6.8
	Eu-154	7.66E-07	7.31E-07	-4.5
合計	H-3	2.34E+04	2.25E+04	-3.6
	C-14	5.57E+00	5.45E+00	-2.1
	Co-60	8.52E+01	8.31E+01	-2.5
	Cs-137	4.99E-01	4.83E-01	-3.3
	Ba-133	3.05E+00	2.97E+00	-2.6
	Eu-152	8.53E+02	8.21E+02	-3.7
	Eu-154	3.10E+01	3.06E+01	-1.4

5.2.9 放射化ライブラリ (ケース⑨)

(1) 解析条件

放射化ライブラリを、ORIGEN-S 付属 ENDF ベースの `origen.rev03.pwrlib.data` (標準ケース) から JENDL-5 ベースの `origen.rev03.pwrj5.data`⁴⁰⁾ (感度解析ケース) に変更した。

(2) 感度解析結果

7 核種の放射能濃度の比較を表 5.13 に示す。放射化による Cs-137 に感度がみられ、これは既に 5.2.3 節に述べた。Ba-133(n,γ) の σ_{th} に着目してみると、付属ライブラリの 25.8 に対して JENDL-5 は 9 であり、-65% の差はこれに起因する。

放射化により生成する Cs-137 について感度がみられた。Cs-136(n, γ) の σ_{th} は、付属ライブラリの 1.3054 に対して JENDL-5 では約 10 倍の 13.117 であり、 σ_{th} の違いが結果に反映されたと判断される。一方、核分裂による Cs-137 については 2-3% の差であるが、こちらの方が放射化に比べて 10 桁以上多く生成されるため Cs-137 の全体には影響しない。

表 5.13 放射化ライブラリに関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		pwrlib (A_s)	pwrj5 (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	2.35E+04	0.7
	C-14	5.57E+00	5.55E+00	-0.3
	Co-60	8.52E+01	8.51E+01	-0.2
	Cs-137	2.11E-16	4.81E-16	128.3
	Ba-133	3.05E+00	1.06E+00	-65.1
	Eu-152	8.53E+02	8.79E+02	3.1
	Eu-154	3.10E+01	3.11E+01	0.1
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	4.80E-04	2.6
	C-14	1.09E-07	1.12E-07	2.8
	Ba-133	1.08E-13	1.84E-13	70.6
	Cs-137	4.99E-01	5.12E-01	2.6
	Eu-152	5.41E-06	5.57E-06	2.9
	Eu-154	7.66E-07	7.88E-07	2.9
合計	H-3	2.34E+04	2.35E+04	0.7
	C-14	5.57E+00	5.55E+00	-0.3
	Co-60	8.52E+01	8.51E+01	-0.2
	Cs-137	4.99E-01	5.12E-01	2.6
	Ba-133	3.05E+00	1.06E+00	-65.1
	Eu-152	8.53E+02	8.79E+02	3.1
	Eu-154	3.10E+01	3.11E+01	0.1

5.2.10 崩壊ライブラリ (ケース⑩)

(1) 解析条件

崩壊ライブラリを、ORIGEN-S 付属 ENDF ベースの `origen.rev04.end6dec.data` (標準ケース) から JENDL-DDF2015 に置き換えた。

(2) 感度解析結果

7 核種の放射能濃度の比較を表 5.14 に示す。対象核種の半減期は表 4.2 に示すようにライブラリ間で大きな差異がないため、崩壊ライブラリによる放射能濃度への影響は小さい。長半減期の核種を評価する場合は最新の崩壊ライブラリを使用することが望ましい⁴⁴⁾。

表 5.14 崩壊ライブラリに関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		end6dec (A_s)	ddf2015 (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	2.33E+04	-0.09
	C-14	5.57E+00	5.57E+00	0.00
	Co-60	8.52E+01	8.52E+01	0.00
	Cs-137	2.11E-16	2.11E-16	0.00
	Ba-133	3.05E+00	3.05E+00	0.00
	Eu-152	8.53E+02	8.68E+02	1.87
	Eu-154	3.10E+01	3.11E+01	0.26
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	4.68E-04	0.00
	C-14	1.09E-07	1.09E-07	0.00
	Ba-133	1.08E-13	1.08E-13	0.00
	Cs-137	4.99E-01	4.99E-01	0.00
	Eu-152	5.41E-06	5.41E-06	0.00
	Eu-154	7.66E-07	7.66E-07	0.00
合計	H-3	2.34E+04	2.33E+04	-0.09
	C-14	5.57E+00	5.57E+00	0.00
	Co-60	8.52E+01	8.52E+01	0.00
	Cs-137	4.99E-01	4.99E-01	0.00
	Ba-133	3.05E+00	3.05E+00	0.00
	Eu-152	8.53E+02	8.68E+02	1.87
	Eu-154	3.10E+01	3.11E+01	0.26

5.2.11 スペクトルインデックス (ケース⑪)

(1) 解析条件

メッシュ領域サイズについて、標準ケースでは 150 cm の厚さのコンクリートを単一のメッシュと設定した。感度解析ケースでは、10 cm の厚さを 1 メッシュとした。

(2) 感度解析結果

7 核種の放射能濃度の比較を表 5.15 に示す。メッシュ領域を細分化することによる放射能濃度

への影響は小さい。一部の核種に認められる差異は、核分裂発生領域での中性子分布（ケース③）について既に述べたとおりである。

表 5.15 メッシュ領域幅に関する感度解析結果

分類	核種	放射能濃度 (Bq/g)		差 (%) ($A_u - A_s$)/ A_s
		15 領域平均 (A_s)	15 領域分割 (A_u)	
放射化生成物	H-3	2.34E+04	2.34E+04	0.3
	C-14	5.57E+00	5.57E+00	0.0
	Co-60	8.52E+01	8.52E+01	0.0
	Cs-137	2.11E-16	7.90E-15	3,651.0
	Ba-133	3.05E+00	3.05E+00	-0.1
	Eu-152	8.53E+02	8.37E+02	-1.8
	Eu-154	3.10E+01	3.10E+01	-0.1
核分裂生成物	H-3	4.68E-04	4.75E-04	1.4
	C-14	1.09E-07	1.10E-07	0.5
	Ba-133	1.08E-13	3.30E-13	205.5
	Cs-137	4.99E-01	5.04E-01	0.9
	Eu-152	5.41E-06	2.10E-05	287.3
	Eu-154	7.66E-07	3.12E-06	307.9
合計	H-3	2.34E+04	2.34E+04	0.3
	C-14	5.57E+00	5.57E+00	0.0
	Co-60	8.52E+01	8.52E+01	0.0
	Cs-137	4.99E-01	5.04E-01	0.9
	Ba-133	3.05E+00	3.05E+00	-0.1
	Eu-152	8.53E+02	8.37E+02	-1.8
	Eu-154	3.10E+01	3.10E+01	-0.1

5.3 感度解析のまとめ

放射化コンクリートのクリアランスを検討する際に重要な 7 核種の放射能濃度を指標として、抽出した因子について感度解析を行った。結果を表 5.16 にまとめて示す。本感度解析より以下の事が判明した。

- 1) 因子①鉄筋の配置及び②配管形状モデルは、鉄構造材を考慮することで放射能濃度が減少する。標準ケースは放射エネルギーが大きく、廃棄物管理の観点から保守的な解析結果である。
- 2) 因子③核分裂発生領域での中性子分布は、線源強度を一様分布とすると放射能濃度が 1.7 倍の増加傾向を示し、影響が大きい。
- 3) 因子④炉内任意温度は、高温によるドップラー効果を考慮しても压力容器外のコンクリートの放射能濃度に影響しない。
- 4) 因子⑤分散低減法は、モンテカルロ法においては適切な分散低減法を用いることが重要である。
- 5) 因子⑥コンクリートの元素組成及び⑦骨材の元素組成は、コンクリートに含まれる微量元素の組成が放射能に直接的に反映される。したがって、微量元素の組成を精度良く求めることが重要である。C-14 について N の寄与を考慮すべきである。
- 6) 因子⑧コンクリート中の自由水割合は、コンクリートの表面の水分含有量が少なくなると、表面における熱中性子が減少するため放射能濃度は低くなるのが分かる。
- 7) 因子⑨放射化ライブラリ及び因子⑩崩壊ライブラリは、いずれも核データライブラリの影響は小さい。
- 8) 因子⑪スペクトルインデックスは、コンクリート領域における評価メッシュのサイズは平均で評価する場合 150 cm 程度での大きさで十分であることが分かった。

まとめると、構造物に関する形状、含まれる鉄の考慮及びコンクリート初期組成は放射能濃度に影響を及ぼす。線源強度分布の影響は大きく、一様分布は過度の保守性をもたらす、分布を注意深く与えることは必須である。計算コードに関して、放射化計算にモンテカルロ法を用いる場合、粒子透過問題が課題となるが、適切な分散低減法を工夫して適用すれば中性子束分布の収束性が良い結果が得られる。最適な分散低減法の適用を見極める上で、種々の分散低減法を適用する感度解析が重要である。コンクリートの組成は微量な成分にも配慮する必要がある。

表 5.16 感度解析結果の一覧

因子		①鉄筋の配置	②配管形状モデル	③核分裂発生領域での中性子分布	④炉内任意温度
ケース	標準 (A_s)	鉄筋なし	鉄材なし	分布あり	300 K
	感度解析 (A_u)	鉄筋あり	鉄材あり	一様分布	900 K
差* (%)	H-3	-18.93	-9.94	163.34	-0.04
	C-14	-8.83	-5.31	168.49	-0.05
	Co-60	-11.29	-6.47	168.87	-0.08
	Cs-137	-17.41	-9.26	164.68	-0.06
	Ba-133	-11.46	-6.58	168.46	-0.10
	Eu-152	-19.45	-10.16	159.82	-0.09
	Eu-154	-2.64	-2.55	175.23	-0.06

因子		⑤分散低減法	⑥コンクリートの元素組成	⑦骨材の元素組成	⑧コンクリート中の自由水割合
ケース	標準 (A_s)	Forward-CADIS 法	分析値 (平均)	分析値 (平均)	5wt%
	感度解析 (A_u)	CADIS 法	文献値 (NUREG)	分析値 (最大)	3wt%
差 (%)	H-3	-20.94	-41.41	21.24	-3.60
	C-14	-19.11	505.17	-0.05	-2.12
	Co-60	-19.15	-34.69	68.29	-2.52
	Cs-137	-20.82	-35.72	60.35	-3.33
	Ba-133	-19.23	244.91	17.52	-2.59
	Eu-152	-21.01	-23.57	34.55	-3.70
	Eu-154	-17.17	-23.58	34.47	-1.35

因子		⑨放射化ライブラリ	⑩崩壊ライブラリ	⑪スペクトルインデックス
ケース	標準 (A_s)	ORIGEN-S 付属ライブラリ	ORIGEN-S 付属ライブラリ	150 cm 厚さ平均
	感度解析 (A_u)	JENDL-5	JENDL-DDF2015	150 cm 厚さ 10 cm 分割
差 (%)	H-3	0.73	-0.09	0.26
	C-14	-0.32	0.00	-0.01
	Co-60	-0.18	0.00	0.00
	Cs-137	2.60	0.00	0.89
	Ba-133	-65.15	0.00	-0.07
	Eu-152	3.12	1.87	-1.78
	Eu-154	0.13	0.26	-0.09

* ($A_u - A_s$)/ A_s (%)

6. 廃棄物管理上の分類に係る検討

原子炉施設の廃止措置において生体遮へいコンクリートの処置方法を検討するために、放射能濃度の分布が重要な情報であり、その計算を試行した。

6.1 検討の方法

6.1.1 放射能濃度分布の計算方法

前章までに放射能濃度は式(2-1)に基づき、代表的な位置として格納容器上部の領域を対象に ORIGIN-S を用いて計算した。放射性廃棄物の分類は、その放射能濃度を廃棄物の区分に対応する基準と比較することで行う。生体遮へいコンクリートの全領域を対象に ORIGIN-S を用いて放射能濃度計算を行うには多大な労力と計算コストを要するので、全領域に対する計算結果を求めた中性子束をもとにレベル区分の仕分けを行う方法を検討した。

廃棄物の分類においては、比較的半減期の長い核種を取り扱うことから、式(2-1)の放射性核種の壊変に係る項からの寄与は小さいとして無視すれば、式(2-1)は次式で近似される。

$$\frac{dN_i}{dt} \approx \left\{ \sum_{k \neq i} \sum_x N_k \int g_{x,k \rightarrow i}(E) \sigma_{x,k}(E) \Phi(E) dE + \sum_l N_l \gamma_{l \rightarrow i} \int \sigma_{f,l}(E) \Phi(E) dE - \sum_x N_i \int \sigma_{x,i}(E) \Phi(E) dE \right\} \quad (6-1)$$

また、コンクリート中では中性子スペクトルの変化が小さいことから、上式より放射化放射能は中性子束に比例する形となる。放射能濃度が中性子束に比例すると仮定し、放射能濃度の基準値に対応する中性子束（以下、中性子束基準値と呼ぶ）が得られれば、各評価領域の中性子束をこの基準値と比較してレベル区分を行うことができる。

6.1.2 廃棄物管理における分類の基準と結果の表現

放射能濃度が中性子束に比例すると仮定すると、次の関係式(6-2)が成り立つ。

$$\Sigma(D/C) \propto \phi \quad (6-2)$$

ここで、D は当該領域における放射能濃度、C はクリアランスレベル、 $\Sigma(D/C)$ はクリアランス対象核種にわたる総和である。いま、既知の参照中性子束 ϕ_{ref} に対する参照放射能濃度 D_{ref} 、また、中性子束基準値を ϕ_c とすれば、式(6-2)より次式が得られる。

$$\frac{\Sigma(D_{ref}/C)}{\phi_{ref}} = \frac{1}{\phi_c} \quad (6-3)$$

ここで、上式右辺の分子が 1 になるよう中性子束基準値 ϕ_c を求める。

既知の参照放射能濃度として格納容器蓋部の高さ 3,842 cm から 3,992 cm、半径 10 cm の領域における原子炉停止後から 30 年後時点での濃度を用いた。このとき、 $\Sigma(D_{ref}/C)$ は 9.97×10^3 であり、この領域の参照熱中性子束は 1.24×10^9 (1/s/cm²) である。これから、クリアランス区分に係る中性子束基準値が 1.25×10^5 (1/s/cm²) と求められた。放射能濃度の解析や放射化学的分析等に係る不確実性を考慮する場合には、保守的により小さな値を設定することとなる。 $\Sigma(D/C)$ が所定の値より小さくなる中性子束の領域を描画して、クリアランスが期待される範囲が得られる。

低レベル廃棄物の処分区分は、処分の方法に応じて余裕深度処分 (L1)、ピット処分 (L2) やト

レンチ処分 (L3) と称される。それぞれの区分に相当する領域を同定するためには濃度上限値の推奨値⁴⁵⁾を指標とした。表 6.1 に示すように L3 には Sr-90、L2 には C-14、L1 には α 核種の D がそれぞれ重要である。L3 の濃度上限推奨値がいずれの計算値も上回っており、中性子束基準値を正確に求めることが重要であると言える。

表 6.1 代表位置における主な核種の濃度と処分の濃度上限値

核種	格納容器の上部領域 における放射能濃度 の計算値*1 (Bq/t)	濃度上限値の推奨値*2 (Bq/t)		
		トレンチ処分 (L3)	ピット処分 (L2)	余裕深度処分 (L1)
C-14	5.6E+06	—	1.00E+11	1.00E+16
Cl-36	6.6E+05	—	—	1.00E+13
Co-60	8.5E+07	1.00E+10	1.00E+15	—
Ni-63	2.2E+07	—	1.00E+13	—
Sr-90	4.6E+05	1.00E+07	1.00E+13	—
Tc-99	9.5E+02	—	1.00E+09	1.00E+14
I-129	2.5E-01	—	—	1.00E+12
Cs-137	5.0E+05	1.00E+08	1.00E+14	—
α 核種*2	Am-241	1.3E-01	—	1.00E+10
	Np-237	4.8E-02	—	1.00E+11

*1 平均熱中性子束 1.240E+9 (/s/cm²)、原子炉停止後から 30 年後における生成量。

*2 α 核種の濃度上限値は、ピット処分において Am-241、余裕深度処分において Np-237 に対する値である。

6.2 クリアランス及び処分区分の検討結果

6.2.1 標準ケース解析結果

生体遮へいコンクリートのクリアランスと処分区分の領域を見積もった結果を図 6.1 に示す。放射能濃度を中性子束から計算し、格納容器内部の領域も値を得たので、便宜的に同様に表示した。

生体遮へいコンクリートの炉心に近い内側は、L3 処分区分に相当し、その外側が、クリアランスが期待される領域になる。上方では、L3 処分区分の領域が下方に比べて広い。

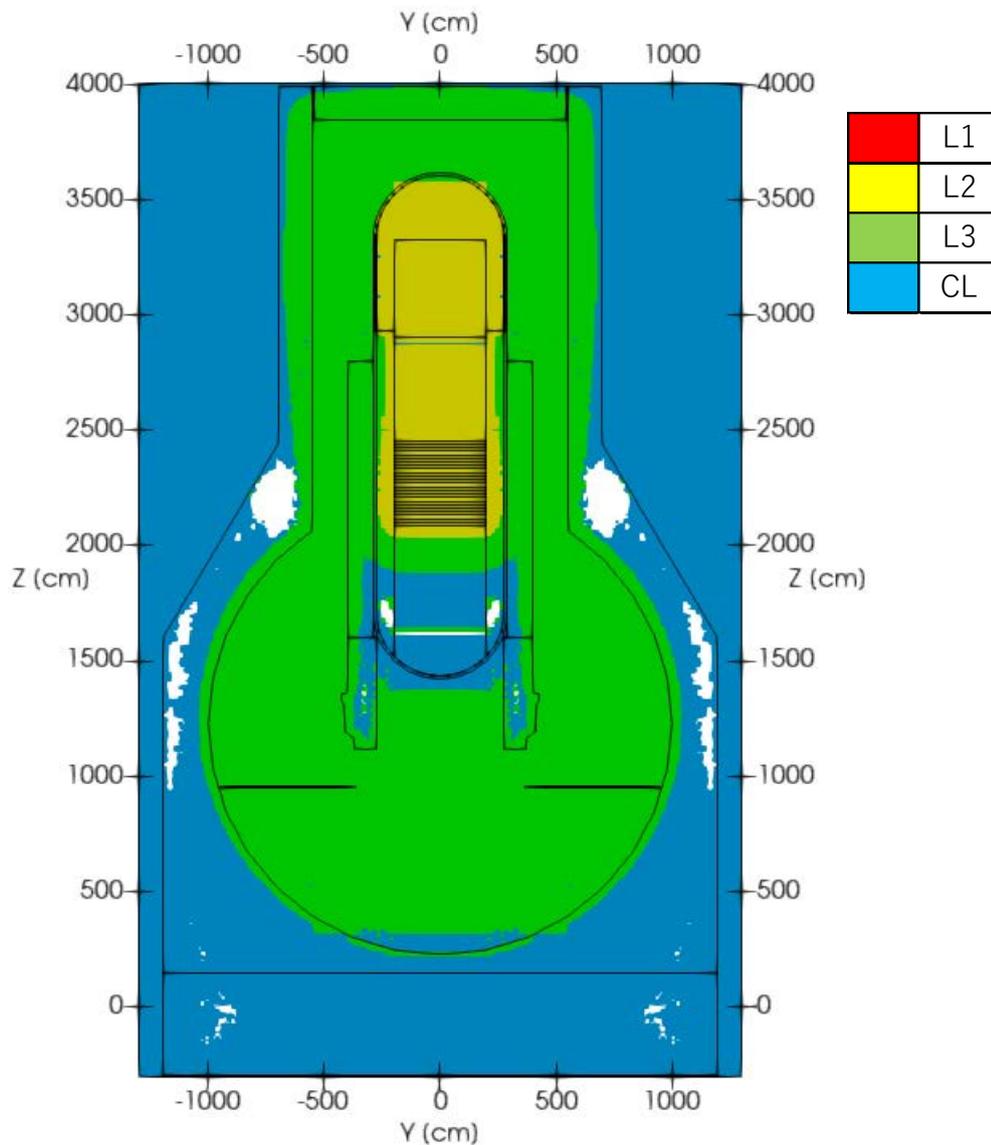


図 6.1 中性子束から換算した放射性廃棄物の処分区分
(L1 : 該当なし、L2 : 黄色、L3 : 緑色、CL:青色)

6.2.2 感度解析結果

因子に関する感度解析のうち原子炉建屋形状を用いて中性子分布解析を行ったケースについて、クリアランスと L3 区分の上限値に相当する中性子束を表 6.2 に示す。因子⑥と因子⑦による影響が大きく、それぞれの分布を図 6.2 と図 6.3 にそれぞれ示す。

クリアランスに関して、因子⑥の「コンクリートの元素組成」について $\Sigma(D/C)=1$ に相当する熱中性子束は、標準ケースに比べて約 0.73 倍と小さくなり、すなわち、L3 処分とすべき対象が増加した。一方で因子⑦の「骨材の元素組成」は約 1.31 倍となり、L3 相当の廃棄物量が減少した。他の因子は $\pm 2\%$ 以内の変動幅であった。中性子束とコンクリートの厚さの関係を図 3.10 に示したように、厚さに対して対数的に減少する。1 cm 当たり数%の割合で減少するので、 $\pm 2\%$ の変化は数 mm の厚さに相当する。

放射化計算を行った代表領域（炉停止から 30 年後、生体遮へい中央上部）における放射能濃度を L3 処分の濃度上限の推奨値と比較する。Sr-90 の放射能濃度の不確実性因子による変動幅と L3 濃度上限値の比較を図 6.4 に示す。この評価地点ではこれら核種の放射濃度はその変動幅を考慮しても濃度上限値よりほぼ 1 桁以上低く L3 廃棄物に相当するとみられる。

考慮すべき重要な核種、基準とすべき濃度、基準濃度に対する保守性の程度を定められないが、上記の結果により今回検討した手法の応用事例を示すことができた。

表 6.2 感度解析条件における熱中性子束の変動

ケース	代表位置における平均熱中性子束 (/s/cm ²)	クリアランス			トレンチ処分 (L3)		
		$\Sigma(D/C)$ (主要な核種、30 年)	$\Sigma(D/C)=1$ に相当する熱中性子束 (/s/cm ²)	熱中性子束の標準に対する比	D/C (Sr-90, 30 年)	D/C=1 に相当する熱中性子束 (/s/cm ²)	熱中性子束の標準に対する比
標準	1.2E+09	1.0E+04	1.2E+05	1	4.6E-02	2.7E+10	1
因子③	3.3E+09	2.6E+04	1.3E+05	1.00	1.2E-01	2.7E+10	0.99
因子④	1.2E+09	1.0E+04	1.2E+05	0.99	4.6E-02	2.7E+10	0.99
因子⑤	9.8E+08	7.9E+03	1.2E+05	0.99	3.7E-02	2.7E+10	1.00
因子⑥	1.2E+09	1.4E+04	9.1E+04	0.73	7.4E-02	1.7E+10	0.62
因子⑦	1.2E+09	7.6E+03	1.6E+05	1.31	3.0E-02	4.2E+10	1.56
因子⑨	1.2E+09	1.0E+04	1.2E+05	0.98	4.7E-02	2.6E+10	0.98
因子⑩	1.2E+09	1.0E+04	1.2E+05	0.98	4.6E-02	2.7E+10	1.00

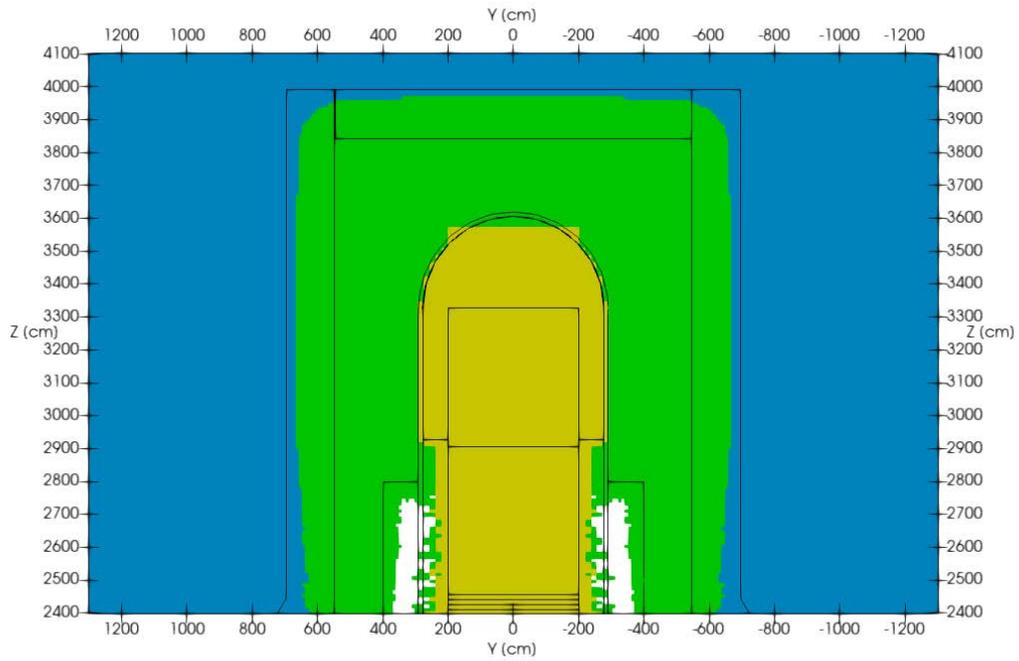


図 6.2 中性子束から換算した放射性廃棄物の処分区分 (因子⑥のケース)
(L1 : 該当なし、L2 : 黄色、L3 : 緑色、CL:青色)

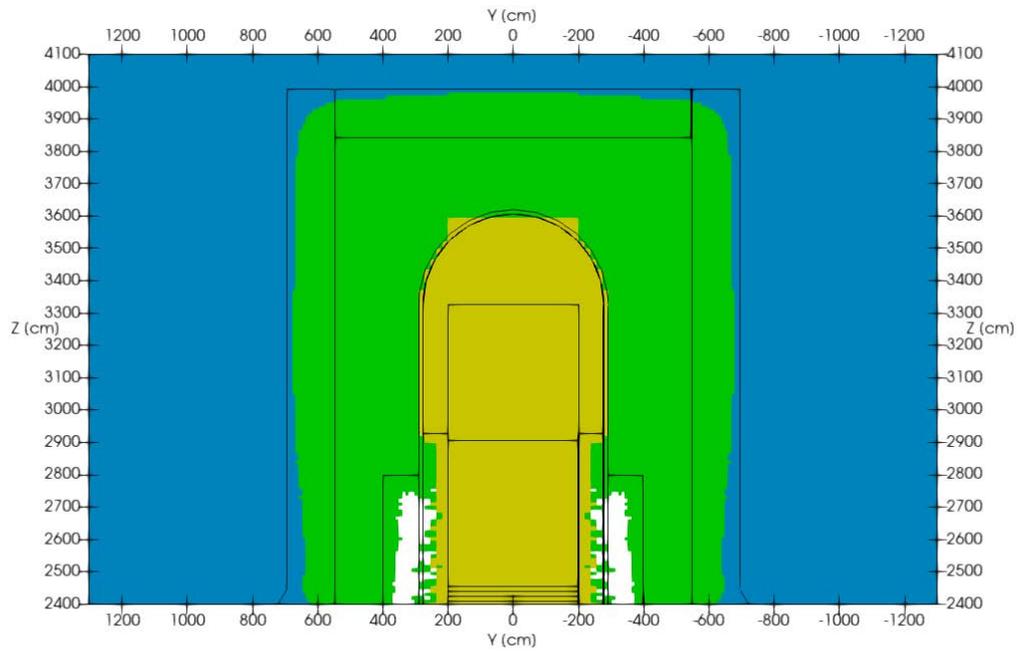


図 6.3 中性子束から換算した放射性廃棄物の処分区分 (因子⑦のケース)
(L1 : 該当なし、L2 : 黄色、L3 : 緑色、CL:青色)

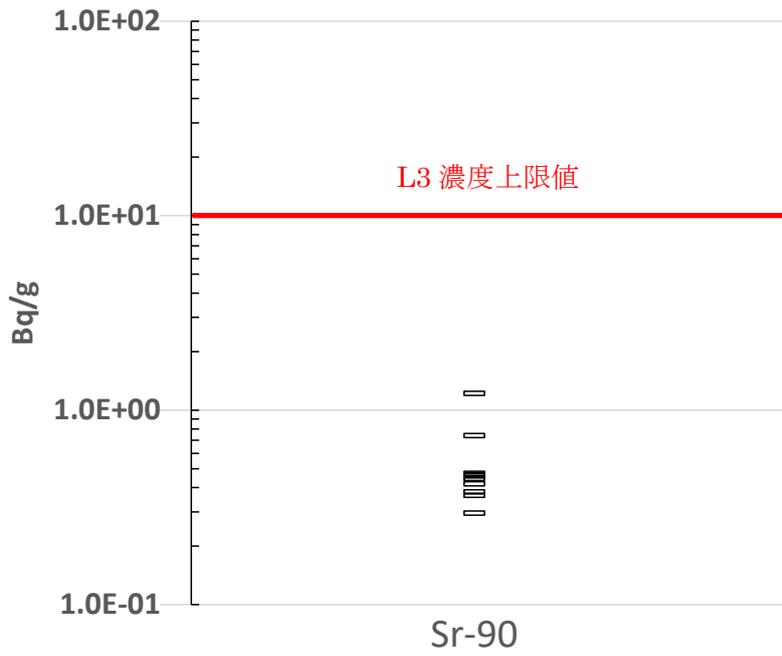


図 6.4 Sr-90 放射能濃度の推定値に対する不確実性因子の影響

7. 結論

生体遮へいコンクリートを対象としてその放射化量を中性子輸送計算及び放射化計算を行い求めた。解析の条件は公開されている情報をもとに構築した。

商用炉のような体系の大きな施設を対象とする放射化計算では、体系近似を要しない 3 次元モンテカルロ法による解析システムは確立されておらず、分散低減（計算オプション）を確立することが課題であった。本研究により分散低減法について、分散低減法の手法が収束性に対して、殊に透過問題を扱う上で感度を有することを確認し、生体遮へい等の炉外に及ぶ中性子束分布を得るために Forward-CADIS 法が有効であることを明らかにした。検討した手法は別の炉心への適用が期待される。

感度解析においては、格納容器と生体遮へいコンクリートの間に位置する金属構造材の条件がコンクリートの放射化に大きく影響を及ぼすことが分かった。しかしながら、詳細な構造を反映したモデルの作成とそれに基づく解析は資源を要するので、例えば、鉄筋量⁴⁶⁾についてはコンクリートに対する割合を算出し、均質組成としたモデルを構築する方法が考えられる。

コンクリートの組成も感度を有し、本検討では、建設時のコンクリート原料の入手先を参考として試料を入手、分析して組成を決定した。コンクリート組成の文献値と比較して変動が認められたことから、実機の調査や分析を通じた検証が重要である。

計算解析の結果を活用し、廃棄物としての取り扱い方法を検討するため、中性子束を濃度に換算する方法を検討した。

本報告書では福島第一原子力発電所 2 号機の生体遮へいコンクリートを対象に放射化生成物の放射能濃度の不確かさを含めて計算し、それに基づき生体遮へいコンクリート廃棄物の処分区分を検討した。同炉はシビアアクシデントの影響により生体遮へいコンクリート表面や亀裂に付着した核分裂生成物によって汚染されている。したがって、生体遮へいコンクリート廃棄物の処分区分を検討するに当たって、放射化生成物とともに損傷した燃料に由来する汚染を考慮する必要がある。後者の汚染については、今後解析あるいは現地測定を踏まえた検討が期待される。現段階においては放射化生成物生成量の不確かさを含めて評価することは有意義であり、本研究成果を踏まえてさらなる精度向上に向けた研究が望まれる。

謝辞

コンクリート骨材の分析は株式会社コベルコ化研にご協力いただきました。ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) Nagaya, Y. et al., MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAEA-Data/Code 2016-018, 2017, 421p.
- 2) Werner, C. (ed.), MCNP® User's Manual, Code Version 6.2, LA-UR-17-29981, 2017, 733p.
- 3) Mosher, S. et al., ADVANTG—An Automated Variance Reduction Parameter Generator, ORNL/TM-2013/416 Rev. 1, 2015, 97p.
- 4) I. C. Gauld, O. W. Hermann, R. M. Westfall, “ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms,” ORNL/TM-2005/39, Version 6 Vol. II, Sect. F7 [SCALE manual], 2756p.
- 5) 助川武則 ほか, 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.
- 6) 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.
- 7) 奥村啓介 ほか, JENDL-4.0 に基づく燃焼チェーンデータ ChainJ40 の開発, 日本原子力学会 2012 年春の年会, 福井大学, 2012, E21.
- 8) 羽倉洋行 ほか, JENDL-4.0 に基づく PHITS 用中性子・光子・電子ライブラリの整備, 広島大学, 日本原子力学会 2012 年秋の大会, 2012, I28.
- 9) 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会, 放射線遮蔽ハンドブック -基礎編-, 日本原子力学会, 2015, 369p.
- 10) 「放射線挙動工学」研究専門委員会「中性子遮蔽設計法」ワーキング・グループ, 中性子遮蔽設計ハンドブック, 日本原子力学会, 1993, 615p.
- 11) エネルギー総合工学研究所, 福島第一原子力発電所について, Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities, <https://fdada.info/home/accident/specification/> (参照 2024 年 10 月 22 日) .
- 12) 広瀬勉 ほか, 核燃料工学の基礎—軽水炉燃料を中心に, 軽水炉燃料 (1), 日本原子力学会誌, vol.46, no.6, 2004, pp.410-417.
- 13) 玉木昭平, 原子力用 B₄C 制御材, セラミックス, vol.42, no. 8, 2007, pp.610-612.
- 14) 岡芳明 編著, 原子炉設計, オーム社, 2010, 281p.
- 15) 日本原子力研究開発機構 檜葉遠隔技術開発センター, 福島第一原子力発電所 原子炉建屋内データ外部利用, https://naraha.jaea.go.jp/facilities/pdf/fukushima_vr_data.pdf (参照 2022 年 11 月 1 日) .
- 16) 和田孝直, 沸騰水型原子炉新形格納容器の構造, 日立評論, vol.56. no.8 , 1974, pp.1-6.
- 17) 日本機械学会, 伝熱工学資料, 改訂第 4 版, 日本機械学会. 1986, 365p.
- 18) 堀之内總一 ほか, ANSI C による数値計算法入門, 第 2 版, 森北出版, 2002, pp.47-52
- 19) 菊地丈夫 ほか, SWAT4.0 を用いた BWR 燃料の照射後試験解析, JAEA-Research 2017-021, 2018, 56p.

- 20) 宇根勝己 ほか, 核燃料工学の基礎-軽水炉燃料を中心に, 第 5 回 燃料のふるまい, 日本原子力学会誌, vol.46, no.10, 2004, pp.728-736.
- 21) 萩茂樹 ほか, 核燃料工学の基礎-軽水炉燃料を中心に, 第 8 回 軽水炉燃料の加工, 軽水炉燃料の核・熱水力設計, 日本原子力学会誌, vol.47, no.1, 2005, pp.35-44.
- 22) 小林圭二, BWR 臨界事故と日本の原子力安全文化, 第 103 回原子力安全問題ゼミ, 2007 年 5 月 11 日, p. 9,
<http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/NSRG/seminar/100/seminar/No103/kobayashi.pdf> (参照 2024 年 10 月 22 日) .
- 23) 渡辺大貴 ほか, 三次元中性子輸送・燃焼計算に基づく BWR 使用済燃料内の中性子源核種 ^{242}Cm ・ ^{244}Cm 組成および中性子放出率の分布, 日本原子力学会和文論文誌, vol.16, no.3, 2017, pp.107-118.
- 24) 西原健司 ほか, 福島第一原子力発電所の燃料組成評価, JAEA-Data/Code-2012-018, 2012, 190p.
- 25) Wu, Y. et al., CAD-Based Monte Carlo Program for Integrated Simulations of nuclear System SuperMC, Annals of Nuclear Energy, vol.82, 2015, pp.161-168.
- 26) 平川直弘 ほか, 原子炉物理入門, 東北大学出版会, 2003, 148p.
- 27) 長家康展, 粒子輸送モンテカルロ計算の基礎原理とそこに潜む不確かさ, 日本原子力学会, 第 44 回炉物理夏期セミナーテキスト, 2012, pp.65-99.
- 28) 一般社団法人 日本原子力産業協会, 日本の原子力発電所の運転実績,
<https://www.jaif.or.jp/category/column/npp/> (参照 2024 年 10 月 22 日) .
- 29) Evans, J. C. et al., Long-lived activation products in reactor materials, NUREG/CR-3474, 1984, 167p.
- 30) 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.
- 31) 坂井 章浩 ほか, 「研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定(その 3), JAEA-Technology-2010-021, 2010, 152p.
- 32) 日本原子力学会, 日本原子力学会標準 クリアランスの判断方法:2005, AESJ-SC-F005:2005, 日本原子力学会, 2005, 257p.
- 33) 今原恵治 ほか, 長期乾燥時におけるコンクリートの含水状態および乾燥収縮ひずみに及ぼす仕上材の影響, 日本建築仕上学会, 2012 年大会学術講演会研究発表論文集, 2012, pp.43-46.
- 34) 牛尾直史, Characteristics 法の基礎, 第 36 回 炉物理夏期セミナー「基礎から学ぶ炉心解析」, 2004, pp.27-46.
- 35) 山本章夫, 拡散方程式の数値解法の基礎, 第 36 回 炉物理夏期セミナー「基礎から学ぶ炉心解析」, 2004, pp.47-80.
- 36) 奥村啓介, 近代ノード法と不連続因子の基礎, 第 36 回 炉物理夏期セミナー「基礎から学ぶ炉心解析」, 2004, pp.81-102.
- 37) 本橋罔司 ほか, 湿り空気の物性定数, 農業機械学会誌, vol.37, no.4, 1976, pp.694-698.
- 38) 日本原子力学会編, 原子力がひらく世紀, 第 3 版, 日本原子力学会, 2011, 406p.

- 39) ニュークリア・テクノロジー・コンサルティング, ADVANTG と MCNP を用いた最適分散低減法によるモンテカルロ法遮蔽解析, 令和 5 年度 RSICC ユーザ会講習会テキスト, 2023, 84p.
- 40) 岩本信之, JENDL-5 放射化断面積データの概要, 原子力学会 2022 年秋の大会, 茨城大学, 2022, 3N_PL01.
- 41) Katakura, J. et al., JENDL Decay Data File, JAEA-Data/Code 2015-030, 2016, 97p.
- 42) 小佐古敏荘 ほか (編), 放射線遮蔽, オーム社, 2010, 204p.
- 43) JFE スチール株式会社, 鋼構造設計便覧,
<https://www.jfe-steel.co.jp/products/building/binran/> (参照 2024 年 10 月 22 日) .
- 44) Okumura, K. et al., Analyses of Assay Data of LWR Spent Nuclear Fuels with a Continuous-Energy Monte Carlo Code MVP and JENDL-4.0 for Inventory Estimation of ^{79}Se , ^{99}Tc , ^{126}Sn and ^{135}Cs , Progress in Nuclear Science and Technology, vol.2, 2011, pp.369-374.
- 45) 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, 平成 19 年 5 月 21 日.
- 46) 野村顕雄 ほか, 福島原子力発電所第 3 号機工事報告, コンクリートジャーナル, vol.12, no.6, 1974, pp.72-81.

付録 A 解析対象の核種を選定する上で考慮した標的核とその反応

解析対象の核種を選定する上で考慮した標的核とその反応を次表に掲げる。DCHAIN-SP2001 (甲斐 哲也ら, 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, 2001) より中性子との反応における標的要素と主反応を整理した。

番号	核種	標的要素	標的核と反応
1	H-3	H, Li	H-2(n,capture), He-3(n,p), Li-7(n,na)
2	C-14	C,N,O	C-13(n,capture), N-14(n,p), N-15(n,np), N-15(n,d), O-16(n.He-3), O-17(n.nHe-3), O-17(n,a), O-18(n,na)
3	Cl-36	Cl	Cl-35(n,capture), Cl-37(n,2n), Ar-36(n,p), Ar-37(n,np), Ar-37(n,d), Ar-38(n,nd), Ar-38(n,t)
4	Ca-41	Ca, Sc, Ti	Ca-40(n,capture), Ca-42(n,2n), Sc-44m(n,nt), Ti-44(n,nHe-3), Ti-44(n,a), Ti-45(n,na)
5	Mn-54	Mn, Fe, Co	Mn-53(n,capture), Mn-55(n,2n), Fe-54(n,p), Fe-55(n,d), Fe-56(n,nd), Fe-56(n,t), Co-55(n,2p), Co-56(n,He-3), Co-57(n,nHe-3), Co-57(n,a), Co-58(n,na), Co-58m(n,na)
6	Fe-55	Fe, Co, Ni	Fe-54(n,capture), Fe-56(n,2n), Fe-57(n,3n), Co-55(n,p), Co-56(n,np), Co-56(n,d), Co-57(n,nd), Co-57(n,t), Co-58(n,nt), Co-58m(n,nt), Ni-56(n,2p), Ni-57(n,He-3), Ni-58(n,a), Ni-59(n,na)
7	Co-60	Co, Ni, Cu	Co-59(n,capture), Ni-60(n,p), Ni-61(n,np), Ni-61(n,d), Ni-62(n,nd), Ni-62(n,t), Cu-63(n,nHe-3), Cu-63(n,a), Cu-64(n,na)
8	Ni-59	Ni	Ni-58(n,capture), Ni-60(n,2n), Ni-61(n,3n)
9	Ni-63	Ni, Cu, Zn	Ni-62(n,capture), Ni-64(n,2n), Cu:Cu-63(n,p), Cu-64(n,np), Cu-64(n,d), Cu-65(n,nd), Cu-65(n,t), Zn-64(n,2p), Zn-65(n,He-3), Zn-66(n,nHe-3), Zn-66(n,a), Zn-67(n,na)
10	Zn-65	Zn, Ga, Ge	Zn-64(n,capture), Zn-66(n,2n), Zn-67(n,3n), Ga-67(n,nd), Ga-67(n,t), Ge-68(n,nHe-3), Ge-68(n,a), Ge-69(n,na)
11	Sr-90	Sr, Y, Zr, U	Sr-89(n,capture), Y-90(n,p), Y-91(n,np), Y-91(n,d), Zr-91(n,2p), Zr-92(n,He-3), Zr-93(n,nHe-3), Zr-93(n,a), Zr-94(n,na), U(n,f)
12	Nb-94	Nb, Mo, Tc, U	Nb-93(n,capture), Nb-93m(n,capture), Nb-95(n,2n), Nb-95m(n,2n), Nb-96(n,3n), Mo-94(n,p), Mo-95(n,np), Mo-95(n,d), Mo-96(n,nd), Mo-96(n,t), Mo-97(n,nt), Tc-95(n,2p), Tc-95m(n,2p), Tc-96(n,He-3), Tc-97(n,a), Tc-97m(n,a), Tc-98(n,na), U(n,f)

番号	核種	標的元素	標的核と反応
13	Tc-99	Tc, Ru, Rh, U	Tc-98(n,capture), Ru-99(n,p), Ru-100(n,np), Ru-100(n,d), Ru-101(n,nd), Ru-101(n,t), Ru-102(n,nt), Rh-100(n,2p), Rh-101(n,He-3), Rh-101m(n,He-3), Rh-102(n,nHe-3), Rh-102m(n,nHe-3), Rh-102(n,a), Rh-102m(n,a), Rh-103(n,na), U(n,f)
14	I-129	I, Cs, U	I-128(n,capture), I-130(n,2n), I-131(n,3n), Xe-129(n,p), Xe-129m(n,p), Xe-130(n,np), Xe-130(n,d), Xe-131(n,nd), Xe-131(n,t), Xe-131m(n,nd), Xe-131m(n,t), Xe-132(n,nt), Cs-131(n,He-3), Cs-132(n,a), Cs-133(n,na), U
15	Cs-134	Cs, Ba, La, U	Cs-133(n,capture), Cs-135(n,2n), Cs-136(n,3n), Ba-134(n,p), Ba-135(n,np), Ba-135(n,d), Ba-135m(n,np), Ba-135m(n,d), Ba-136(n,nd), Ba-136(n,t), Ba-137(n,nt), La-135(n,2p), La-137(n,a), La-138(n,na), U(n,f)
16	Cs-137	Cs, Ba, La, U	Cs-136(n,capture), Ba-137(n,p), Ba-138(n,np), Ba-138(n,d), Ba-139(n,nd), Ba-139(n,t), Ba-140(n,nt), La-138(n,2p), La-139(n,He-3), La-140(n,a), La-141(n,na), U(n,f)
17	Eu-152	Eu, Gd, Tb, U	Eu-151(n,capture), Eu-153(n,2n), Eu-154(n,3n), Gd-152(n,p), Gd-153(n,np), Gd-153(n,d), Gd-154(n,nd), Gd-154(n,t), Gd-155(n,nt), Tb-153(n,2p), Tb-154(n,He-3), Tb-155(n,a), Tb-156(n,na), Tb-156m2(n,na), U(n,f)
18	Eu-154	Eu, Gd, Tb, U	Eu-153(n,capture), Eu-155(n,2n), Eu-156(n,3n), Gd-154(n,p), Gd-155(n,np), Gd-155(n,d), Gd-156(n,nd), Gd-156(n,t), Gd-157(n,nt), Tb-155(n,2p), Tb-156(n,He-3), Tb-156m2(n,He-3), Tb-157(n,a), Tb-158(n,na), U(n,f)
19	Ba-133	Ba, La, Ce	Ba-132(n,capture), Ba-134(n,2n), Ba-135(n,3n), Ba-135m(n,3n), La-135(n,nd), La-135(n,t), Ce-134(n,2p), Ce-135(n,He-3), Ce-136(n,a), Ce-137m1(n,na), U(n,f)
20	Sc-46	Sc, Ti, V	Sc-45(n,capture), Sc-46(n,2n), Sc-48(n,3n), Ti-46(n,p), Ti-47(n,np), Ti-47(n,d), Ti-48(n,t), V-48(n,He-3), V-49(n,a), V-50(n,na),
21	Fe-59	Fe, Co, Ni	Fe-58(n,capture), Fe-60(n,2n), Co-59(n,p), Co-60(n,np), Co-60(n,d), Ni-60(n,2p), Ni-61(n,He-3), Ni-62(n,a), Ni-63(n,na),
22	Co-58	Co, Ni	Co-57(n,capture), Co-59(n,2n), Co-60(n,3n), Ni-58(n,p), Ni-59(n,np), Ni-59(n,d), Ni-60(n,nd), Ni-60(n,t)

番号	核種	標的元素	標的核と反応
23	Nb-95	Nb, Mo, Tc, U	Nb-94(n,capture), Nb-95(n,2n), Mo-95(n,p), Mo-96(n,np), Mo-96(n,d), Mo-97(n,nd), Mo-97(n,t), Mo-98(n,nt), Tc-96(n,2p), Tc-97(n,He-3), Tc-97m(n,He-3), Tc-98(n,nHe-3), Tc-98(n,α), Tc-99(n,na), U(n,f)
24	Ru-106	Ru, Pd, U	Ru-105(n,capture), Pd-107(n,2p), Pd-108(n,He-3), Pd-109(n,α), Pd-110(n,na), U(n,f)
25	Ag-108m	Ag, Cd, In, U	Ag-107(n,capture), Ag-109(n,2n), Ag-110m(n,3n), Cd-108(n,p), Cd-109(n,np), Cd-109(n,d), Cd-110(n,nd), Cd-110(n,t), Cd-111(n,nt), In-111(n,α), U(n,f)
26	Ag-110m	Ag, Cd, In, U	Ag-109(n,capture), Ag-111(n,2n), Cd-110(n,p), Cd-111(n,np), Cd-111(n,d), Cd-112(n,nd), Cd-112(n,t), Cd-113(n,nt), Cd-113m(n,nt), In-111(n,2p), In-113(n,α), In-114m(n,na), U(n,f)
27	Sb-124	Sb, Te, I, U	Sb-123(n,capture), Sb-125(n,2n), Sb-126(n,3n), Te-124(n,p), Te-125(n,np), Te-125(n,d), Te-125m(n,np), Te-125m(n,d), Te-126(n,nd), Te-126(n,t), Te-127(n,nt), Te-127m(n,nt), I-125(n,2p), I-126(n,He-3), I-127(n,α), I-128(n,na), U(n,f)
28	Te-123m	Te, I, U	Te-122(n,capture), Te-124(n,2n), Te-125(n,3n), Te-125m(n,3n), I-123(n,p), I-124(n,np), I-124(n,d), I-125(n,nd), I-125(n,t), I-126(n,nt), Xe-124(n,2p), Xe-125(n,He-3), Xe-126(n,α), Xe-127(n,na), U(n,f)
29	Tb-160	Tb, Dy, Ho, U	Tb-159(n,capture), Tb-161(n,2n), Dy-160(n,p), Dy-161(n,np), Dy-161(n,d), Dy-162(n,nd), Dy-162(n,t), Dy-163(n,nt), Ho-163(n,α), Ho-164(n,na), Ho-164m(n,na), U(n,f)
30	Ta-182	Ta, W, Re, U	Ta-181(n,capture), Ta-183(n,2n), W-182(n,p), W-183(n,np), W-183(n,d), W-184(n,nd), W-184(n,t), W-185(n,nt), Re-183(n,2p), Re-184(n,He-3), Re-184m(n,He-3), Re-185(n,α), Re-186(n,na), Re-186m(n,na), U(n,f)

付録 B コンクリート組成に関する調査

内部が汚染している 1 から 4 号機原子炉建屋を対象として、放射化を考慮すべき区域にて使用されている可能性が高い骨材の産地を推定し、代表的なセメント材料とともに入手してこれらを分析し、主要な元素とともに微量に含まれる元素の濃度を求めた。得られた分析データをもとにして、元素組成のばらつきを検討した。

B.1 分析試料

3号機の工事報告¹⁾によると骨材の産地は「阿武隈川産および新田川産の川砂と、新田川産の川砂利」であった。現時点で、川砂や川砂利の採取業者は少なく、福島県二本松市の株式会社 松本より阿武隈川産（福島県二本松市榎戸 2 丁目）の大きさの異なる 3 種類の川砂利（写真 B.1 から B.3）と川砂（1 種類、写真 B.4）を入手した。

セメントとしては、上記報告から中庸熟ポルトランドセメントとフライアッシュセメントが使用されていると推定された。中庸熟ポルトランドセメントは秩父産を原料とした太平洋セメント製（写真 B.5）を、フライアッシュセメントは、常磐火力産業株式会社産を原料とした日立セメント製（写真 B.6）をそれぞれ入手した。

分析には、川砂を 2 点、川砂利を 3 種類について 2 点ずつ、セメント（2 種類について 1 点ずつ）の計 10 点を供した。



写真 B.1 試料：川砂利 大



写真 B.2 試料：川砂利 中



写真 B.3 試料：川砂利 小



写真 B.4 試料：川砂



写真 B.5 試料：中庸熟ポルトランドセメント



写真 B.6 試料：フライアッシュセメント

B.2 分析方法

(1) 前処理（川砂利試料の粉碎）

川砂利（大、中、小）は紙ワイパーで包みハンマーで粗割りした後、タングステンカーバイド乳鉢を用いて粉碎した。川砂利には異なる色の石が混在していたため、粗割りしたあと、元の石の色の量比を再現するように選んで粉碎した。川砂利試料の粉碎状態を写真 B.7 に示す。川砂利試料もタングステンカーバイド乳鉢を用いて粉碎して分析に供した。



写真 B.7 粉碎した川砂利試料

(2) 分析項目と分析方法

各試料は 35 元素と化合物を分析した。分析方法を表 B. 1 に示す。ここで、H、C、O、Na、Mg、Al、Si、S、K、Ca、Ti、Fe は主成分と見なした元素である。微量であると想定した元素については、ICP 発光分析法で分析した後、10 ppm 以下の場合に ICP-質量分析法で分析した。

表 B.1 分析項目と分析方法、装置

分析項目*	分析方法及び装置
H	不活性ガス融解－熱伝導度法 分析装置：LECO 製水素分析装置 RH404
C, S	燃焼－赤外線吸収法 分析装置：LECO 製炭素・硫黄分析装置 CS844
O	不活性ガス融解－赤外線吸収法 分析装置：堀場製作所製酸素窒素分析装置 EMGA-920
Na, K	原子吸光法 分析装置：VARIAN 製 AA240FS
Cl	燃焼－イオンクロマトグラフ法 分析装置：Metrohm 製 Compact IC Flex
Si	二酸化けい素重量法 参考規格：JIS R 5202 セメントの化学分析法
Mg, Al, Ca, Ti, Mn, Fe, <u>Ni</u> , <u>Zn</u> , <u>Sr</u> , <u>Zr</u> , Ba	ICP 発光分析法 分析装置：島津製作所製 ICPV-1017
Li, Sc, Co, <u>Ni</u> , Cu, <u>Zn</u> , Se, <u>Sr</u> , <u>Zr</u> , Nb, Mo, Pd, Ag, Sn, Cs, La, Sm, Eu, Th, U	ICP 質量分析法 分析装置：Agilent Technology 製 Agilent770
化合物	加熱気化－カールフィッシャー式容量滴定法 分析装置：三菱化学製 VA-22 型水分気化装置及び CA-06 型水分測定装置

* 下線で示した元素は、試料によって ICP-発光分析法と ICP-質量分析法を使い分けた。

化合物の分析では、一旦 105℃で付着水を除去した後、950℃に加熱して出てきた水分を化合物とした。

B.3 分析結果

各試料の分析結果を表 B.2 にまとめる。分析値は主成分元素については小数点以下 1 桁、微量元素については有効数字 2 桁で表示した。

表 B.2 分析結果

元素	川砂利 (大)		川砂利 (中)		川砂利 (小)		川砂		フライアッシュセメント	中庸熟ポルトランドセメント
	n=1	n=2	n=1	n=2	n=1	n=2	n=1	n=2		
H	0.04	0.07 %	0.11	0.12 %	0.08	0.12 %	0.02	0.04 %	0.04 %	0.16 %
Li	23	27 ppm	39	40 ppm	51	54 ppm	37	38 ppm	11 ppm	19 ppm
C	0.12	0.12 %	0.17	0.15 %	0.05	0.07 %	0.03	0.09 %	<0.01 %	0.03 %
O	53.2	53.6 %	45.4	46.0 %	49.1	50.5 %	55.5	54.8 %	24.3 %	24.0 %
Na	2.3	2.5 %	2.4	2.6 %	3.1	2.2 %	4.8	5.0 %	0.3 %	0.1 %
Mg	4.5	4.5 %	4.4	4.2 %	1.4	1.4 %	0.2	0.2 %	1.0 %	0.8 %
Al	7.9	8.0 %	8.1	7.9 %	6.9	7.1 %	10.0	9.8 %	5.0 %	1.8 %
Si	20.0	21.0 %	22.1	22.0 %	29.2	30.5 %	20.8	21.0 %	25.7 %	23.6 %
S	32	29 ppm	68	74 ppm	123	106 ppm	8.9	9.1 ppm	0.8 %	0.2 %
Cl	<1	<1 ppm	<1	1.1 ppm	1.6	1.0 ppm	<1	<1 ppm	190 ppm	95 ppm
K	1.7	1.9 %	1.1	1.3 %	0.6	0.7 %	3.8	3.6 %	0.4 %	0.4 %
Ca	4.3	3.9 %	6.9	7.1 %	4.7	3.7 %	2.1	1.9 %	38.1 %	46.2 %
Sc	15	14 ppm	2.5	2.6 ppm	5.3	5.6 ppm	10	11 ppm	4.2 ppm	2.9 ppm
Ti	0.4	0.5 %	0.8	0.9 %	0.5	0.6 %	0.3	0.2 %	0.3 %	0.01 %
Mn	770	780 ppm	200	200 ppm	380	380 ppm	600	590 ppm	40 ppm	330 ppm
Fe	3.8	3.8 %	5.2	4.9 %	3.1	2.4 %	2.9	3.1 %	2.5 %	1.7 %
Co	35	33 ppm	3.3	3.3 ppm	4.8	4.9 ppm	16	17 ppm	9.8 ppm	19 ppm
Ni	150	140 ppm	2.4	2.2 ppm	5.3	5.6 ppm	12	13 ppm	19 ppm	42 ppm
Cu	29	26 ppm	<1	<1 ppm	2.1	2.2 ppm	5.9	6.0 ppm	41 ppm	430 ppm
Zn	80	78 ppm	15	14 ppm	35	38 ppm	36	36 ppm	500 ppm	120 ppm
Se	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	2.5 ppm	0.4 ppm
Sr	240	250 ppm	30	31 ppm	160	150 ppm	280	280 ppm	120 ppm	260 ppm
Zr	110	120 ppm	98	100 ppm	120	120 ppm	130	140 ppm	78 ppm	53 ppm
Nb	9.8	10 ppm	13	14 ppm	10	11 ppm	7.0	6.9 ppm	3.6 ppm	5.8 ppm
Mo	<1	<1 ppm	<1	<1 ppm	<1	<1 ppm	<1	<1 ppm	28 ppm	72 ppm
Pd	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	<0.1 ppm	<0.1 ppm
Ag	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	<0.1	<0.1 ppm	<0.1 ppm	0.2 ppm
Sn	2.0	1.8 ppm	4.0	3.9 ppm	5.1	4.8 ppm	1.6	1.8 ppm	<1 ppm	19 ppm
Cs	5.1	4.9 ppm	7.1	7.1 ppm	12	11 ppm	1.9	1.9 ppm	1.2 ppm	<1 ppm
Ba	290	290 ppm	91	94 ppm	330	340 ppm	390	390 ppm	72 ppm	200 ppm
La	13	12 ppm	21	27 ppm	19	18 ppm	23	21 ppm	2.6 ppm	12 ppm
Sm	3.1	3.4 ppm	7.2	7.5 ppm	4.3	4.3 ppm	3.4	3.1 ppm	2.2 ppm	5.5 ppm
Eu	0.9	1.1 ppm	<0.1	0.1 ppm	0.8	0.5 ppm	0.8	0.8 ppm	0.4 ppm	1.2 ppm
Th	7.1	6.5 ppm	33	34 ppm	13	11 ppm	7.9	8.2 ppm	2.9 ppm	6.4 ppm
U	2.9	2.8 ppm	9.8	11 ppm	4.3	4.3 ppm	2.2	2.5 ppm	1.1 ppm	4.1 ppm
化合水	0.68	0.80 %	1.05	0.96 %	0.59	0.62 %	0.74	0.55 %	0.94 %	1.02 %

B.4 分析試料の妥当性に関する検討

(1) 微量成分である Eu と Co の濃度

放射化コンクリートの管理において ^{152}Eu と ^{60}Co が重要と考えられており、これらは微量成分である Eu と Co をそれぞれ起源としている。入手した骨材とセメントの試料中の Eu と Co の濃度を国内外の事例と比較するため、国内の低放射化コンクリートの検討報告²⁾と米国原子力規制委員会³⁾の報告を参照した。

分析により求めた Eu と Co の濃度を上記報告のデータとともに図 B. 1 にプロットして示す。ここで、米国のデータは複数の施設の平均値である。入手した試料の Eu 及び Co 濃度は既往データのばらつき範囲にあった。3.4 節に述べた放射能濃度の解析結果は、既往の知見に符合するものと考えられる。

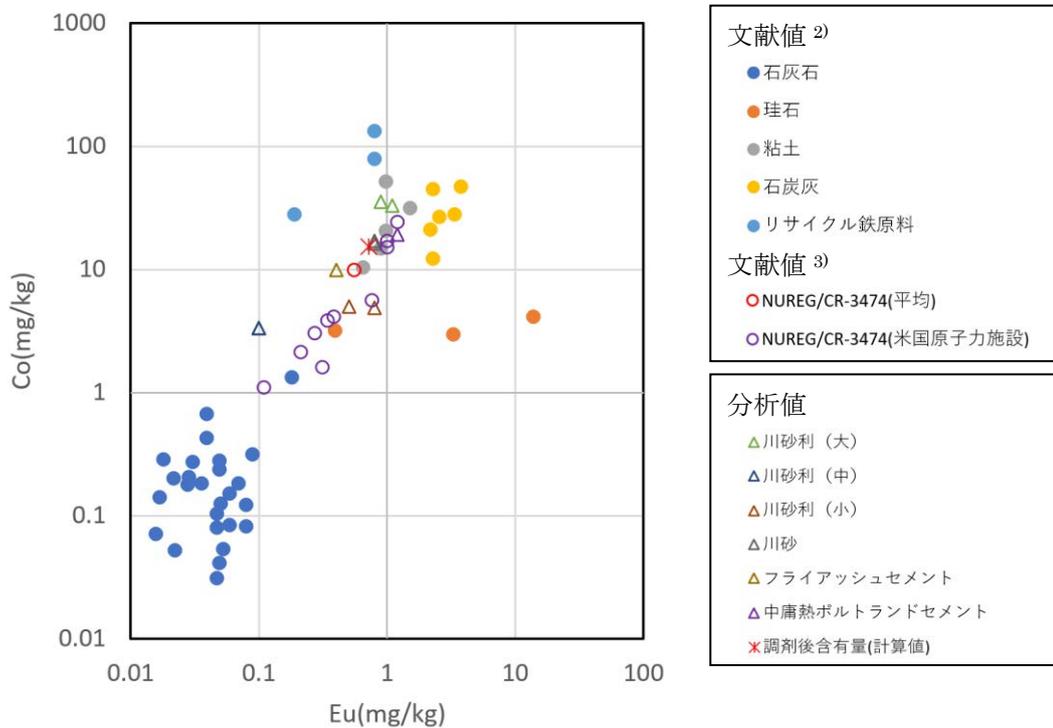


図 B. 1 コンクリート原材料の Eu と Co 濃度（本研究試料と既往データの比較）

(2) コンクリートの密度

表 3.16 に示した遮へい用コンクリートの配合例を参考に分析値のコンクリート組成を算出した。水分含有率 5wt%としたコンクリートの密度を表 B.3 に示す。ここで、コンクリートの個数密度は、原子量と同位体組成比を日本化学会 原子量専門委員会による推奨値⁴⁾を参照し、上下限値の平均値を用いた。

算出したコンクリートの組成について以下 2 つの文献値と比較を行った。

文献①⁵⁾との質量比較を表 B.4 と図 B. 2 に示す。水が無い場合、水素の質量が Dry のコンクリートを下回るが、水の有る（水分含有率 5%）場合、Dry と Wet の範囲に収まる。

文献②⁶⁾との質量比較を表 B.5 と図 B. 3 に示す。水が無い場合、水素の質量が普通コンクリー

トを下回るが、水の有る（水分含有率 5%）場合はほぼ同等となる。

以上の比較結果をうけて、分析値は妥当であることを確認した。

表 B.3 コンクリート密度

コンクリート種類	密度 (g/cm ³)
Dry	2.18 ⁵⁾
Wet	2.35 ⁵⁾
普通コンクリート	2.05 ⁶⁾
分析に使用した値	2.15

表 B.4 質量 (g) について文献①と分析値の比

元素	文献値		分析値	
	Dry	Wet	水無	水有
H	8.72E-03	2.89E-02	1.70E-03	1.37E-02
O	1.05E+00	1.21E+00	1.03E+00	1.12E+00
Na	4.73E-03	4.70E-03	6.47E-02	6.47E-02
Mg	3.07E-02	3.06E-02	4.07E-02	4.07E-02
Al	1.51E-01	1.51E-01	1.63E-01	1.63E-01
Si	6.05E-01	6.02E-01	4.93E-01	4.93E-01
K	2.84E-02	2.82E-02	4.25E-02	4.25E-02
Ca	1.75E-01	1.74E-01	2.14E-01	2.14E-01
Fe	1.25E-01	1.25E-01	6.98E-02	6.98E-02

表 B. 5 質量 (g) について文献②と分析値の比較

元素	文献値	分析値	
	普通コンクリート	水無	水有
H	8.53E-03	1.70E-03	1.37E-02
O	1.04E+00	1.03E+00	1.12E+00
Mg	2.36E-03	4.07E-02	4.07E-02
Al	9.14E-03	1.63E-01	1.63E-01
Si	7.92E-01	4.93E-01	4.93E-01
S	1.44E-03	7.08E-04	7.08E-04
Ca	1.41E-01	2.14E-01	2.14E-01
Fe	5.61E-02	6.98E-02	6.98E-02

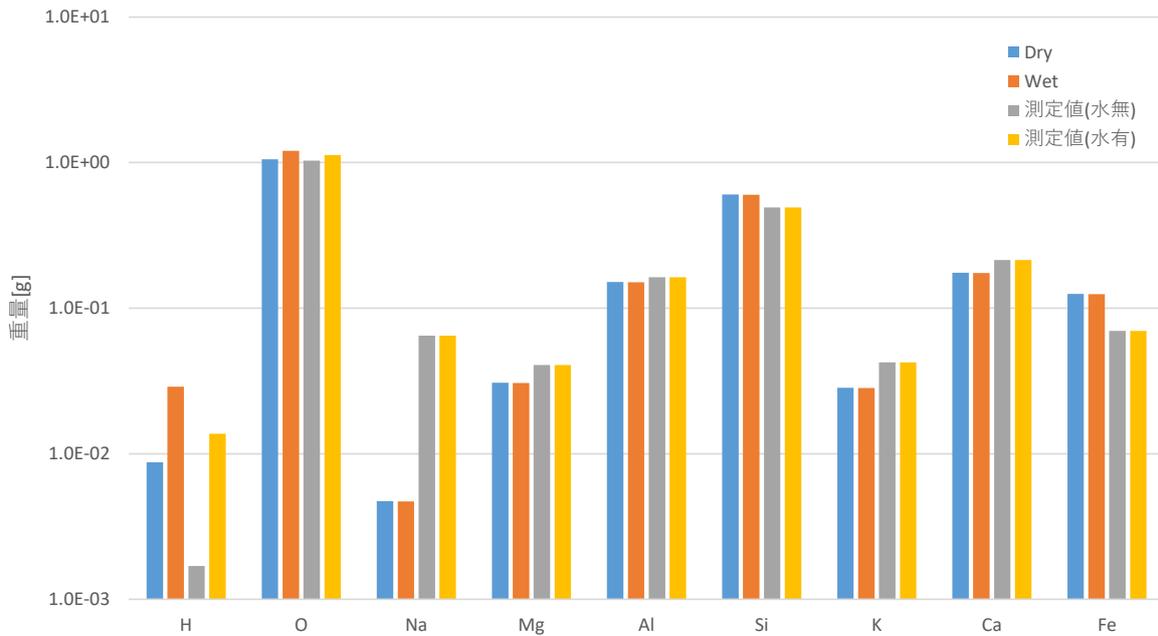


図 B. 2 質量について文献①と分析値の比較

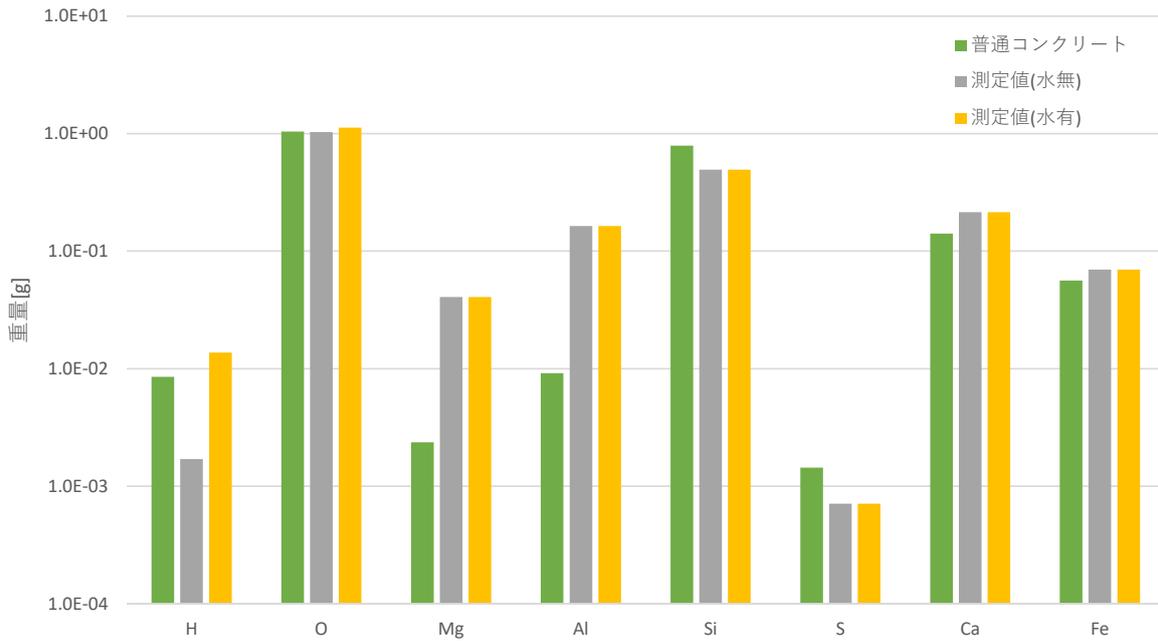


図 B.3 質量について文献②と分析値の比較

B.5 参考文献

- 1) 野村顕雄 ほか, 福島原子力発電所第3号機工事報告, コンクリートジャーナル, vol.12, no. 6, 1974, pp.72-81.
- 2) 田野崎隆雄 ほか, コンクリート系低放射化材料の開発, コンクリート工学年次論文集, vol.29, no.1, 2007, pp. 81-86.
- 3) Evans, J. C. et al., Long-lived activation products in reactor materials, NUREG/CR-3474, 1984, 167p.
- 4) 日本化学会 原子量専門委員会, 原子量表 (2021), 日本化学会, 2021, 8p.
- 5) McConn Jr, R. et al., Radiation Portal Monitor Project, Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling, PNL-15870 Rev. 1, 2011, 357p.
- 6) 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会, 放射線遮蔽ハンドブック, 基礎編, 日本原子力学会, 2015, 369p.

付録 C 標準ケースの ORIGEN-S 入力

```

=origens
0$$ a5 28 e 1$$ 1 1t
Fukushimal_2
' ***** 1
3$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$ 0 4t
56$$ 10 10 1 a6 3 a10 0 a13 37 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushimal_2
1 gram
59**
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
60**
1.00 85.00
106.00 178.00
179.00 214.00
536.00 563.00
564.00 610.00
66$$ 2 a5 2 a9 2 e
73$$
10000
30000
60000
80000
110000
120000
130000
140000
160000
170000
190000
200000
210000
220000
250000
260000
270000
280000
290000
300000
340000
380000
400000
410000
420000
460000
470000
500000
550000
560000
570000

```

620000
630000
902320
922340
922350
922380
74**
6.0870E-03
3.4150E-05
7.9120E-04
5.0190E-01
2.8890E-02
1.8170E-02
7.2940E-02
2.2000E-01
3.1600E-04
1.4100E-05
1.8970E-02
9.5630E-02
7.5790E-06
3.8320E-03
4.6540E-04
3.1170E-02
1.5010E-05
3.4610E-05
6.6770E-05
4.9780E-05
1.3780E-07
2.0030E-04
1.0680E-04
8.6080E-06
1.0840E-05
9.6010E-08
1.0990E-07
4.9540E-06
4.5730E-06
2.7540E-04
1.7960E-05
4.2600E-06
7.1940E-07
1.2020E-05
2.2220E-10
2.9770E-08
4.1560E-06
75\$\$
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 2 2 2 2
t
! *****
3\$\$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35\$\$ 0 4t
56\$\$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushimal_2
1 gram
59**

```

0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
60**
    1.00      48.00
    50.00     67.00
    68.00     88.00
    149.00    210.00
    211.00    293.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
! *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$$ 0 4t
56$$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
60**
    422.00     448.00
    449.00     509.00
    510.00     524.00
    525.00     695.00
    883.00     919.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
! *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$$ 0 4t
56$$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
0.0000E+00 1.1470E+09
60**
    1.00      16.00
    20.00     98.00
    99.00    114.00
    115.00   263.00
    433.00   437.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
! *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$$ 0 4t
56$$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2

```

```

1 gram
59**
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
60**
   1.00      232.00
  233.00     349.00
  507.00     510.00
  511.00     783.00
  790.00     874.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
| *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$$ 0 4t
56$$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
60**
   163.00     384.00
   393.00     474.00
   621.00     936.00
  1102.00    1359.00
  1360.00    1463.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
| *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$$ 0 4t
56$$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
 0.0000E+00  1.1470E+09
60**
   147.00     446.00
   460.00     559.00
   675.00    1078.00
  1262.00    1515.00
  1547.00    1668.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
| *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$$ 0 4t

```

```

56$$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
60**
 141.00      142.00
 158.00      385.00
 447.00      494.00
 624.00      943.00
 1175.00     1195.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
! *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$$ 0 4t
56$$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
60**
 3.00      369.00
 456.00    793.00
 900.00    1333.00
 1665.00   2044.00
 2123.00   2541.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
! *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$$ 0 4t
56$$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
 0.0000E+00 1.1470E+09
60**
 111.00     484.00
 857.00     1032.00
 1069.00    1103.00
 1184.00    1233.00
 1311.00    1408.00
66$$$ 2 a5 2 a9 2 e t
! *****
3$$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e

```

```

4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$ 0 4t
56$$ 10 10 1 a6 3 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
  0.0000E+00 1.1470E+09
  0.0000E+00 1.1470E+09
  0.0000E+00 1.1470E+09
  0.0000E+00 1.1470E+09
  0.0000E+00 1.1470E+09
60**
  31.00      161.00
  222.00     329.00
  465.00     732.00
  742.00     884.00
  955.00    1290.00
66$$ 2 a5 2 a9 2 e t
' *****
3$$ a4 -82 a16 2 a33 18 e
4** 8.7607E-01 1.0473E+00 5.8715E-02 e 2t
35$$ 0 4t
56$$ 6 6 1 a10 10 a14 4 3 0 2 1 1 e 57** a3 1-14 e 5t
Fukushima1_2
1 gram
59**
  0.0000E+00 1.1470E+09
  0.0000E+00 1.1470E+09
  0.0000E+00 1.1470E+09
60**
  91.00      421.00
  454.00     512.00
  576.00     688.00
66$$ 2 a5 2 a9 2 e t
'
' *****
56$$ 0 10 a10 6 a14 5 a17 2 e 5t
60** 0 1 3 10 30 100 300 1000 3000 10000
65$$ 6z 1 1 1 18z 1 1 1 18z 1 1 1 12z e
61** 5r1-38 1+6 1+4
81$$ 2 0 26 1 e
82$$ f2
6t
0year
1year
3year
10year
30year
100year
300year
1000year
3000year
10000year
56$$ f0 t
end

```