T2R2 東京科学大学 リサーチリポジトリ
Science Tokyo Research Repository

論文 / 著書情報
Article / Book Information

題目(和文)	原子力発電所の廃止措置のための放射化放射能評価信頼性向上の研究
Title(English)	Development of a reliable evaluation procedure of radioactivity due to neutron irradiation for decommissioning of nuclear power plants
著者(和文)	田中健一
Author(English)	Ken-Ichi Tanaka
出典(和文)	学位:博士(工学), 学位授与機関:東京工業大学, 報告番号:甲第11099号, 授与年月日:2019年3月26日, 学位の種別:課程博士, 審査員:千葉 敏,小原 徹,片渕 竜也,相樂 洋,筒井 広明
Citation(English)	Degree:Doctor (Engineering), Conferring organization: Tokyo Institute of Technology, Report number:甲第11099号, Conferred date:2019/3/26, Degree Type:Course doctor, Examiner:,,,,
学位種別(和文)	博士論文
Type(English)	Doctoral Thesis

Powered by T2R2 (Science Tokyo Research Repository)

平成30年度　博士論文

原子力発電所の廃止措置のための放射化放射能評価信頼性向上の研究
Development of a reliable evaluation procedure of radioactivity due to neutron irradiation for decommissioning of nuclear power plants

東京工業大学大学院　理工学研究科　原子核工学専攻

田中　健一

指導教員　千葉敏　教授

2019 年 2 月

要旨

放射化放射能の評価は，廃止措置の計画を立案する準備段階の最も早い段階に実施される。評価結果は，除染工事，解体工事，廃棄物の処理処分及び安全確保の計画の立案で利用される。放射化放射能の評価の信頼性が，廃止措置の計画と実施の合理性及び経済性を決めると言っても過言ではない。本研究では，原子力発電所の安全かつ合理的な廃止措置の計画及び実施に資する信頼性の高い放射化放射能評価の手法の研究を行なった。本研究は，敦賀発電所 1 号機（敦１）の原子炉廻り及び原子炉建屋とタービン建屋を接続する主蒸気配管（MS）トンネル室を対象に行った。

発電所に残存する放射能の評価について，測定と計算を有機的に組み合わせて評価対象の放射能の分布の特徴を把握し，現象的な理解に基づく評価を行うことで，原子力発電所の安全かつ合理的な廃止措置の計画及び実施に資する信頼性の高い放射化放射能評価の手法を確立した。また，原子力発電所に残存する放射能は運転停止後，時間と共に減衰していくが，放射化放射能計算の合理化を図り，評価対象範囲全域にわたる放射能の分布の時間変化を視覚的に把握可能とすることを可能にする手法を整備した。この手法を用いた評価結果は，目標とする信頼性を達成し，また，視覚的な放射能分布の時間変化の情報は，効果的な廃止措置の計画の立案と実施時の合理的な安全確保を可能とした。

放射化放射能の評価は，主として計算コードを用いて行われる。放射化放射能は，原子炉で発生した中性子の照射をうけ，構造物等の材料に放射性物質が生成したものである。放射化放射能の計算も，この生成の過程に合わせて大きく中性子束分布の計算と放射化計算の 2 つ段階に分けられる。前者では，原子炉で発生した中性子の評価対象範囲における分布を計算する。後者においては，計算で得られた中性子束分布を用いて構造物等の材料の放射化放射能を計算する。

中性子束分布の計算については，測定から得られる中性子束分布の情報と分布の詳細を定性的に把握するために，分布の重要な特徴が現れる範囲に限定して実施する 3 次元中性子束分布計算の結果を参考にして，評価対象範囲全体を対象とする 2 次元中性子束分布計算を実施する。中性子束の測定は，評価対象範囲の構造物の配置等を調査し，分布の特徴的な現象が発生すると推定される場所で行うことを提案し，実施した。これにより少ない測定箇所で分布に関する多くの情報が得ることを可能にすることで測定の合理化を図るとともに，計算の信頼性の確認と計算モデルの改良を効率的に行うことが可能になった。

敦１では，金属箔を用いて，原子炉廻りの格納容器（PCV）内で 30 箇所，MS トンネル室内で 10 箇所の測定を行った。3 次元中性子束分布計算は，評価対象範囲の全体にわたり行うことが理想であるが，計算資源の制限及び計算モデル構築の労力を勘案し，中性子束の分布が評価上重要でかつ空間的に複雑な分布が発生する範囲に限定した。敦１では，PCV 内の原子炉近傍の最も複雑な構造をしている範囲を対象とした。3 次元中性子束分布計算の結果から分布について多くの新しい知見を得た。2 次元中性子束計算は，計算値を測定値と比

較し，その差異の原因を測定と 3 次元中性子束分布計算で得られた知見を用いて考察し，原因に対策を行うための計算モデルの改善及び改善が行われたモデルによる計算を，目標とする信頼性が達成されるまで繰り返した。これによって信頼性のある中性子束分布が得られ，また，この手順を通して敦１の原子炉廻りの中性子束分布の特徴に関する多くの重要な知見を得た。

原子炉で発生した蒸気は主蒸気配管（MS）を通り，タービンに送られ発電に用いられる。また，発電に用いられた上記は復水され給水配管（FW）を通して原子炉に戻される。MS と FW は PCV と生体遮蔽壁（BSW）貫通し，MS トンネル室へ導かれている。PCV 内の中性子束はこの貫通部をストリーミングして MS トンネル室に漏れ出す。この現象を，2 次元計算コードと 3 次元計算コードの接続計算を行なって評価した。この計算では，ストリーミングと室内の拡散を適切に模擬できるよう中性子散乱の方向を取り扱う角度分点の分割に関するパラメータサーベイを実施した。パラメータサーベイの結果，測定と比較し最も信頼性があると判断された角度分点の分割を用いた計算結果を，この範囲の分布とした。また，この分布を用いて，「放射性物質でないもの（NR)」の評価を行った。この結果，NR 境界は BSW の内部に位置し，MS トンネル室内の構造物等はすべて NR であることを確認した。

より正確な放射化放射能評価を実現するため，評価対象範囲全体の中性子の照射を忠実に再現し，かつ停止後の変化を示す時間依存の放射能分布を評価する手法を開発した。この手法を用いることで，放射能分布の時間変化を視覚的に把握すること可能になった。この手法は，効果的な廃止措置の計画の立案と実施時の合理的な安全確保を行うための強力な支援ツールとなっている。

Abstract

Reliable information of radioactivity inventory, which is resulted from the radiological characterization, is important to plan and to promote decommissioning effectively and safely. The information is referred to in planning the decommissioning strategy. Reliable information of radioactivity inventory can be used to optimize the decommissioning processes. In order to perform the radiological characterization reliably, we improved a procedure of an evaluation of neutron-activated materials for a Boiling Water Reactor (BWR). Neutron-activated materials are calculated and their validity was verified with measurements. The evaluation of neutron-activated materials can be divided into two steps. One is a distribution calculation of neutron-flux. Another is an activation calculation of materials. The distribution calculation of neutron-flux is performed with neutron transport calculation codes with appropriate cross section library to simulate neutron transport phenomena well. Using the distribution of neutron-flux, we perform distribution calculations of radioactivity concentration. We also estimate a time dependent distribution of radioactivity classification and a radioactive-waste classification. The information obtained from the evaluation is utilized by other tasks in the preparatory tasks to make the decommissioning plan and the activity safe and rational.

目次

第１章　序論 ---------- 1-1
1.1 研究の背景 ---------- 1-1
1.1.1　国内における廃止措置の状況 ---------- 1-1
1.1.2　廃止措置とは ---------- 1-5
1.1.3　廃止措置準備作業 ---------- 1-6
1.2　放射化放射能評価 ---------- 1-9
1.2.1　放射能インベントリの分類 ---------- 1-9
1.2.2　放射能インベントリ評価の構成 ---------- 1-11
1.2.3　放射化放射能評価の構成 ---------- 1-12
1.3　既往の調査 ---------- 1-13
1.3.1　放射化放射能評価の研究の状況 ---------- 1-13
1.3.2　JPDR の放射化放射能評価 ---------- 1-13
1.3.3　東海発電所の放射化放射能評価 ---------- 1-26
1.3.4　ふげん発電所の放射化放射能評価 ---------- 1-33
1.3.5　JRR-1 の放射化放射能評価 ---------- 1-41
1.3.6　JRR-2 の放射化放射能評価 ---------- 1-50
1.3.7　先行研究の課題 ---------- 1-60
1.4　研究の意義と目的 ---------- 1-61
1.4.1　研究の意義 ---------- 1-61
1.4.2　研究の目的 ---------- 1-63
1.5　敦賀発電所１号機について ---------- 1-20
1.6　信頼性判断の条件 ---------- 1-67
1.6.1　信頼性の判断条件の設定 ---------- 1-67
1.6.2　研究の目的 ---------- 1-68
1.7　本論文の構成 ---------- 1-70
第１章　参考文献 ---------- 1-81

第２章　金属箔を用いた中性子束の測定方法の改善 ---------- 2.1
2.1　概説 ---------- 2-1
2.1.1　意義と目的 ---------- 2-1
2.1.2　研究の概要 ---------- 2-1

2.1.3　本章の位置づけ ---------- 2-2
2.2　金属箔による原子炉廻りの中性子束測定の先行例 ---------- 2-3
2.2.1　商業用 BWR における測定 ---------- 2-3
2.2.2　ガス炉における測定 ---------- 2-4
2.2.3　測定の先行例の課題と敦 1 における対策 ---------- 2-7
2.3　金属箔を用いた中性子束の測定 ---------- 2-8
2.3.1　金属箔による測定の原理 ---------- 2-8
2.3.2　金属箔と収納容器---------- 2-10
2.3.3　PCV 内の照射期間と金属箔の測定場所---------- 2-12
2.3.4　MS トンネル室内の照射期間と金属箔の測定場所---------- 2-19
2.4 測定結果 ---------- 2-20
2.4.1　放射能分析の手順---------- 2-20
2.4.2　PCV 内の測定結果 ---------- 2-20
2.4.3　MS トンネル室内の測定結果 ---------- 2-25
2.5　まとめ ---------- 2-27
2.5.1 金属箔を用いた中性子束測定のまとめ ---------- 2-27
2.5.2　PCV 内の中性子束測定 ---------- 2-27
2.5.3　MS トンネル室内の中性子束の測定 ---------- 2-28
2.5.4　測定値の参照 ---------- 2-29
第 2 章　参考文献 ---------- 2-30
補足説明　金属箔による中性子束測定が行えない場合に関する提案---------- 2-31

第 3 章　格納容器内の 3 次元中性子束分布計算 ---------- 3-1
3.1　概説 ---------- 3-1
3.1.1 意義と目的 ---------- 3-1
3.1.2　格納容器内の 3 次元中性子束分布計算の概要---------- 3-1
3.1.3　本章の位置づけ ---------- 3-2
3.1.4　先行事例の調査 ---------- 3-5
3.1.5　モンテカルロ法による試み ---------- 3-5
3.2　計算対象範囲と計算モデル ---------- 3-6
3.2.1　計算対象範囲 ---------- 3-6
3.2.2　幾何形状モデル ---------- 3-8
3.2.3　2 次元中性子束分布計算モデルの改善で実施した事項の反映 ---------- 3-13

3.2.4　線源モデル ---------- 3-13
3.2.5　計算コードと計算条件 ---------- 3-15
3.3　格納容器内の3次元中性子束分布計算結果 ---------- 3-16
3.3.1　3次元中性子束分布計算結果---------- 3-16
3.4　3次元中性子束分布計算と実測値との比較 ---------- 3-43
3.5　まとめ ---------- 3-45
3.5.1　3次元計算の成果---------- 3-45
3.5.2　3次元計算結果の利用 ---------- 3-45
第3章　参考文献 ---------- 3-46

第4章　原子炉廻りの2次元中性子束分布計算の信頼性向上 ---------- 4-1
4.1　概説 ---------- 4-1
4.1.1 意義と目的 ---------- 4-1
4.1.2　研究の概要 ---------- 4-1
4.1.3　本章の位置づけ ---------- 4-2
4.2　原子炉廻りの2次元中性子束計算モデル ---------- 4-5
4.2.1　2次元計算モデルの概要 ---------- 4-5
4.2.2　2次元計算モデル改善の手順 ---------- 4-7
4.2.3　2次元中性子束分布計算モデルの改善の経緯 ---------- 4-8
4.2.4　計算モデル改善の要件 ---------- 4-12
4.3　2次元中性子束分布計算の計算条件 ---------- 4-14
4.3.1　計算コードと計算条件 ---------- 4-14
4.3.2　幾何形状モデル ---------- 4-16
4.3.3　線源モデル ---------- 4-16
4.4　原子炉廻りの2次元中性子分布計算結果 ---------- 4-19
4.4.1　空間メッシュと角度分点セットの選択 ---------- 4-19
4.4.2　計算値と測定値の比較 ---------- 4-19
4.4.3　2次元中性子束分布 ---------- 4-22
4.4.4　測定点の中性子エネルギースペクトル---------- 4-23
4.4.5　測定場所ごとの中性子エネルギースペクトルの特徴 ---------- 4-27
4.5　まとめ ---------- 4-35
4.5.1 2次元計算信頼性向上の成果 ---------- 4-35
4.5.2 2次元計算結果の利用 ---------- 4-36

第４章　参考文献 ---------- 4-37

第５章　２次元及び３次元の接続による主蒸気配管トンネル室内の
中性子束分布計算 ---------- 5-1
5.1　概説 ---------- 5-1
5.1.1 意義と目的 ---------- 5-1
5.1.2　主蒸気配管トンネル室内の中性子束分布計算の概要 ---------- 5-1
5.1.3　本章の位置づけ ---------- 5-2
5.1.4　Ｓｎ法計算とモンテカルロ法の接続計算の試み ---------- 5-5
5.2　接続計算の手順 ---------- 5-6
5.2.1　MS トンネル室内の中性子束分布の測定 ---------- 5-6
5.2.2　２次元と３次元の接続計算手順 ---------- 5-10
5.3　３次元中性子束分布計算の計算条件 ---------- 5-12
5.3.1　３次元中性子束分布計算の計算条件---------- 5-12
5.3.2　計算コードと断面積ライブラリ ---------- 5-13
5.3.3　幾何形状モデル ---------- 5-13
5.3.4　角度分点セット ---------- 5-15
5.4　BSW と MS トンネル室内の中性子束分布計算結果 ---------- 5-17
5.4.1　MS トンネル室内における測定値と計算値の比較 ---------- 5-17
5.4.2　計算の信頼性に関する判定 ---------- 5-18
5.4.3　MS トンネル室内の中性子束分布 ---------- 5-23
5.5　NR 境界の判定 ---------- 5-29
5.5.1　NR 判定について ---------- 5-29
5.5.2　NR 境界 ---------- 5-29
5.6　まとめ ---------- 5-31
5.6.1 本章の成果 ---------- 5-31
5.6.2　MS トンネル室内の中性子束分布の特徴と今後の課題 ---------- 5-31
第５章　参考文献 ---------- 5-32
補足説明：サプレッションチェンバー（SC）／トーラス室の NR 境界評価------- 5-33

第６章　時間依存の放射化放射能分布計算手法の開発と整備 ---------- 6-1
6.1　概説 ---------- 6-1
6.1.1 意義と目的 ---------- 6-1

6.1.2 時間依存の放射化放射能分布計算手法の開発と整備の背景と課題の概要 -- 6-1
6.1.3 課題解決の概要 ---------- 6-1
6.1.4 開発したシステムの概要 ---------- 6-2
6.1.5 システム開発したことによる効果 ---------- 6-2
6.2 既往の計算手法の課題と対策 ---------- 6-3
6.3 実用的な時間依存の放射化放射能分布計算の方法 ---------- 6-3
6.3.1 ORIGEN コードの選択 ---------- 6-4
6.3.2 ORIGEN-S による放射放射能の計算 ---------- 6-5
6.3.3 実用的の放射化放射能分布の評価の手順 ---------- 6-6
6.4 敦賀 1 号機原子炉廻りの時間依存の放射化放射能分布計算 ---------- 6-9
6.4.1 中性子条件の設定 ---------- 6-9
6.4.2 材料の組成及び照射履歴---------- 6-11
6.4.3 基本計算の検証 ---------- 6-13
6.5 時間依存の放射化放射能分布 ---------- 6-18
6.5.1 核種ごとの時間依存の放射化放射能分布 ---------- 6-18
6.5.2 放射能レベル区分及び廃棄物の処分レベル区分の時間変化 ---------- 6-18
6.6 廃止措置工事への適用の提案 ---------- 6-24
6.6.1 処分レベル区分の時間変化の適用 ---------- 6-24
6.6.2 材料ごと処分レベル区分ごとの物量の時間変化 ---------- 6-25
6.7 まとめ ---------- 6-26
6.7.1 手法及びシステム開発の成果 ---------- 6-26
6.7.2 開発した手法により得られた知見 ---------- 6-26
第 6 章 参考文献 ---------- 6-27

第 7 章 総括 ---------- 7-1
7.1 放射化放射能評価信頼性の向上---------- 7-1
7.2 金属箔を用いた中性子束の測定方法の改善---------- 7-3
7.3 格納容器内の 3 次元中性子束分布計算 ---------- 7-4
7.4 原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上 ---------- 7-5
7.5 2 次元及び 3 次元の接続計算による MS トンネル室内の中性子束分布計算 --- 7-6
7.6 時間依存の放射化放射能分布計算手法の整備 ---------- 7-7

謝辞

表の一覧

第 1 章　表一覧

表 1.1(1)　廃止措置中の原子力発電所
表 1.1(2)　2017 年 4 月に新たに廃止措置中となった原子力発電所
表 1.1(3)　廃止措置計画認可申請中の原子力発電所
表 1.2　国内の原子力発電所の経過年数
表 1.3　 JPDR の微量元素を含む材料組成
表 1.4　東海発電所　運転履歴
表 1.5(1)　ふげん原子炉廻り 2 次元中性子束計算　計算条件
表 1.5(2)　ふげん放射能実測と計算値の比較（H-3）
表 1.5(3)　ふげん放射能実測と計算値の比較（Co-60）
表 1.5(4)　ふげん放射能実測と計算値の比較（Cs-134）
表 1.6(1)　JRR-1　緒元(1)
表 1.6(2)　JRR-1　緒元(2)
表 1.6(3)　JRR-1　2 次元計算条件
表 1.6(4)　JRR-1 中性子束（計算値、設計値及び測定値）比較
表 1.6(5)　JRR-1 部位ごとの放射能計算値
表 1.6(6)　JRR-1 部位ごとのレベル区分
表 1.7(1)　JRR-2　緒元
表 1.7(2)　JRR-2　構造物とその材料
表 1.7(3)　JRR-2 計算値と実測値の比較
表 1.8　敦賀発電所（敦 1）の主な仕様

第 2 章　表一覧

表 2.1.　金属箔による中性子束測定のパラメータ
表 2.2　金属箔の仕様と設置位置
表 2.3　金属箔により測定した放射能濃度と中性子束測定値
表 2.4　MS トンネル室内金属箔設置位置、仕様及び放射能濃度測定値

第 3 章　表一覧

表 3.1　原子炉圧力容器内領域別水-金属比
表 3.2　中性子固定線源の設定

表 3.3　BUGLE-96 断面積ライブラリエネルギー群数 47 群 U-235 核分裂エネルギースペクトル
表 3.4　格納容器内 3 次元中性子束分布計算の計算条件
表 3.5　格納容器内の中性子束測定値と3次元中性子束分布計算による計算値の比較(C/M)

第4章　表一覧

表 4.1　格納容器内 2 次元中性子束分布計算条件
表 4.2　格納容器内の中性子束の測定値と計算値の比較（C/M）

第 5 章　表一覧

表 5.1　MS トンネル室内金属箔設置位置、仕様及び放射能濃度測定値
表 5.2　BSW 貫通部及び MS トンネル室内 3 次元中性子束分布計算条件
表 5.3　MS トンネル室内における金箔（Au）放射能濃度測定値と計算値の比較(C/M)
表 5.4 角度分点（Sn）とルジャンドル展開次数（Pl）の組み合わせによる C/M の分散
表 5.5 角度分点（Sn）とルジャンドル展開次数（Pl）の組み合わせによる計算時間の変化
補足表 5-1 トーラス室内 C／M

第6章　表一覧

表 6.1　炉心領域の中性子条件
表 6.2　PCV 内及び BSW の領域の中性子条件
表 6.3　廃止措置準備作業における放射能インベントリ評価対象とする放射性核種
表 6.4　構造物等の材料組成
表 6.5　原子炉廻り構造物等の照射履歴（運転サイクル毎の運転期間と停止期間）
表 6.6　計算幾何モデル上の機器等の座標位置の例
表 6.7　機器ごとの放射能レベル等の例

図の一覧

第１章　図一覧

図 1.1　国内の原子力発電所の状況
図 1.2　廃止措置準備作業の作業フローと計画認可申請書の記載事項との関係
図 1.3　廃止措置の対象施設に存在する放射能の分類
図 1.4　廃止措置対象施設内の放射物質による汚染のイメージ
図 1.5　放射能インベントリ評価作業の構成
図 1.6　放射化放射能評価の構成
図 1.7(1)　JPDR 原子炉廻り垂直断面図
図 1.7(2)　JPDR 放射化放射能計算フロー
図 1.7(3)　JPDR 縮約計算 1 次元計算モデル
図 1.7(4)　JPDR2 次元中性子束分布計算モデル
図 1.7(5)　JPDR2 次元中性子束分布計算結果（熱中性子束分布）
図 1.7(6)　JPDR 放射化計算照射履歴
図 1.7(7)　JPDR 炉心高さ位置での半径方向中性子束分布
図 1.7(8)　JPDR 炉内構造物等の放射能測定値と計算値の比
図 1.7(9)　JPDR 炉心シュラウド、圧力容器内面放射能分布
図 1.7(10)　JPDR 圧力容器板厚方向放射能分布
図 1.7(11)　JPDR　BSW（コンクリート）内水平方向放射能分布
図 1.7(12)　JPDR　BSW（コンクリート）内垂直方向放射能分布
図 1.8(1)　東海発電所原子炉廻り構造図
図 1.8(2)　東海発電所 2 次元計算モデル図
図 1.8(3)　東海発電所 2 次元計算結果（全中性子束分布）
図 1.8(4)　東海発電所 1 次生体遮蔽壁内放射能分布（実測と計算の比較）
図 1.9(1)　ふげん放射化放射能計算・評価手順
図 1.9(2)　ふげん放射化放射能計算フロー図
図 1.9(3)　ふげん放射化断面積作成及び放射化計算手順
図 1.9(4)　ふげん炉心概略断面図
図 1.9(5)　ふげん原子炉廻り 2 次元計算モデル
図 1.9(6)　ふげん原子炉廻り 2 次元中性子束分布
図 1.9(7)　ふげん原子炉廻り水平方向及び垂直方向中性子束変化
図 1.10(1)　JRR-1　垂直断面図

図 1.10(2)　JRR-1 水平断面図
図 1.10(3)　JRR-1　放射化放射能計算フロー
図 1.10(4)　JRR-1　2 次元中性子束分布計算モデル
図 1.10(5)　JRR-1　原子炉廻り 2 次元中性子束分布計算結果
図 1.10(6)　JRR-1　水平方向及び垂直方向中性子束変化
図 1.11(1)　JRR-2　水平断面図
図 1.11(2)　JRR-2　垂直断面図(1)
図 1.11(3)　JRR-2　垂直断面図(2)
図 1.11(4)　JRR-2　放射化放射能計算フロー
図 1.11(5)　JRR-2　原子炉廻り計算モデル図
図 1.11(6)　JRR-2 炉心部　中性子束分布（制御棒による中性子束の歪み計算）
図 1.11(7)　JRR-2 原子炉廻り 3 次元計算モデル図
図 1.11(8)　JRR-2 原子炉廻り垂直断面　中性子束分布図
図 1.11(9)　JRR-2 垂直実験孔　中性子束変化（計算値、測定値比較）
図 1.12　敦賀発電所 1 号機（敦 1）外観写真
図 1.13　敦賀発電所 1 号機（敦１）原子炉建屋断面図
図 1.14(1)　計算の正確さの改善を行う際の計算値と実測値の比較(C/M)のイメージ
図 1.14(2)　本研究で目指す信頼性向上における計算値と実測値の比較(C/M)のイメージ
図 1.15(1)　本論文の構成
図 1.15(2)　中性子束の測定（2 章）と中性子束分布計算（3，4 及び 5 章）との関係
図 1.15(3)　3 次元計算と中性子束測定及び 2 次元計算との関係
図 1.15(4)　2 次元中性子束分布の本研究における位置づけ
図 1.15(5)　2 次元及び 3 次元の接続計算による MS トンネル室内 3 次元中性子束分布計算の位置づけ

第 2 章　図一覧

図 2　中性子束の測定（2 章）と中性子束分布計算（3，4 及び 5 章）との関係
図 2.1　金属箔による原子炉廻りの中性子束測定先行例（中部電力浜岡発電所 2 号機）
図 2.2　金属箔による原子炉廻りの中性子束測定先行例（日本原子力発電東海発電所）
図 2.3　金属箔の構造
図 2.4　PCV 内及び MS トンネル室中性子束測定場所（測定位置）

第3章　図一覧

図3　3次元計算と中性子束測定及び2次元計算との関係
図3.1　PCV内3次元中性子束分布計算の計算範囲（原子炉建屋垂直断面）
図3.2　PCV内3次元中性子束分布計算の計算範囲（PCV内展開図）
図3.3　RSW展開図
図3.4　スタビライザの構造及びモデル図
図3.5　原子炉圧力容器内　水-金属比設定領域分割
図3.6　RSWハッチモデル図
図3.7　RSW水平断面モデル図
図3.8　原子炉圧力容器保温材計算モデル図
図3.9　PCV内の3次元中性子束分布幾何形状モデル
図3.10(1)　周方向（R軸方向断面）全中性子束分布
図3.10(2)　周方向（R軸方向断面）高速中性子束分布
図3.10(3)　周方向（R軸方向断面）熱外中性子束分布
図3.10(4)　周方向（R軸方向断面）熱中性子束分布
図3.11(1)　径方向（θ方向断面）全中性子束分布
図3.11(2)　径方向（θ方向断面）高速中性子束分布
図3.11(3)　径方向（θ方向断面）熱外中性子束分布
図3.11(4)　径方向（θ方向断面）熱中性子束分布
図3.12(1)　水平断面（Z軸方向断面）全中性子束分布
図3.12(2)　水平断面（Z軸方向断面）高速中性子束分布
図3.12(3)　水平断面（Z軸方向断面）熱外中性子束分布
図3.12(4)　水平断面（Z軸方向断面）熱中性子束分布

第4章　図一覧

図4　2次元中性子束分布の本研究における位置づけ
図4.1　原子炉廻り　2次元中性子束分布計算の計算範囲（垂直断面）
図4.2　2次元中性子束分布計算モデル改善作業フロー
図4.3　2次元中性子束分布計算モデル改善の経緯
図4.4　2次元中性子束分布計算モデル　初期モデルと最終モデルの比較
図4.5(1)　2次元中性子束分布計算　RPV内計算モデル（ゾーン（領域））設定
図4.5(2)　2次元中性子束分布計算　PCV内計算モデル（ゾーン（領域））設定

図 4.6(1)　2 次元中性子束分布図
図 4.6(2)　全中性子束分布の 2 次元計算結果と 3 次元計算結果の比較
図 4.7　2 次元中性子束分布　径方向中性子束変化図
図 4.8　2 次元中性子束分布　軸方向中性子束変化図
図 4.9　測定場所ごとの中性子束エネルギースペクトル

第 5 章　図一覧

図 5　2 次元及び 3 次元の接続計算による MS トンネル室内 3 次元中性子束分布計算の位置づけ
図 5.1　主蒸気配管（MS）トンネル室　2 次元-3 次元接続計算範囲（垂直断面）
図 5.2　MS トンネル室内の金属箔設置場所
図 5.3　第 32 運転サイクの運転履歴（金属箔の照射履歴）
図 5.4　MS トンネル室内の中性子束分布計算及び NR 境界評価のフロー
図 5.5　3 次元中性子束分布計算モデル
図 5.6　角度分点セットの $\eta-\xi$ 平面への投影図
図 5.7　MS 配管と FW 配管周辺の BSW と MS トンネル室内の中性子束分布
図 5.8　MS トンネル室内の MS 配管及び FW 配管方向（X 軸方向）の全中性子束の変化
図 5.9　MS トンネル室内の測定位置における規格化した中性子エネルギースペクトル及び境界線源の中性子エネルギースペクトル
図 5.10　BSW 及び MS トンネル室内の MS 配管及び FW 配管廻りの NR 境界
図 5.11　敦賀発電所 1 号機　原子炉廻り NR 境界評価図
補足図 5-1 SC 近傍の NR 境界

第 6 章　図一覧

図 6.1 従来の評価手順と新しい評価手順のイメージ
図 6.2　実用的方法による放射化放射能評価フロー
図 6.3　熱中性子束と放射能生成量の関係の例（RES=Fast=1.0）
図 6.4　熱中性子束（ϕ_{th}）分布、Fast 及び RES の分布
図 6.5　廃止措置準備作業における放射能インベントリ評価対象とする元素
図 6.6　実用的方法の検証（RPV 内の SUS304 放射性核種生成量比較）
図 6.7　実用的方法の検証（PCV 内のコンクリート放射性核種生成量比較）
図 6.8(1)　PCV 内 CS の放射化放射能分布の時間変化(Co-60,Ni-63)
図 6.8(2)　PCV 内 CS の放射化放射能分布の時間変化(C-14,Mn-54)
図 6.8(3)　RPV 内 CS の放射化放射能分布の時間変化（Co-60,Ni-63）

図 6.9(1)　解体時放射能区分）（PCV 内の区分）の時間変化
図 6.9(2)　放射性廃棄物の処分レベル区分（PCV 内の区分）の時間変化
図 6.9(3)　解体時放射能区分（RPV 内の区分）及び解体時放射能区分（RPV 内の区分）の時間変化
図 6.10　放射性廃棄物の処分レベル区分分布の時間変化図の適用
図 6.11　放射性廃棄物の処分レベル区分分布の時間変化図を用いた物量変化

第１章　序論

第１章 序論

１.１ 研究の背景

１.1.1 国内における廃止措置の状況

2017 年 5 月の時点おいて，日本国内で廃止措置が完了した原子力発電施設は，日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構（JAEA））の動力試験炉（JPDR）のみである。JPDR は 1976 年 3 月に運転を終了し，1986 年から 1996 年までの 10 年間をかけて解体が行われた。JPDR の解体の実績は，後に続く商業用原子力発電施設（商業用原子力発電所）の廃止措置について多くの知見を与えている[1-1] 。

商業用原子力発電所では，1998 年に日本原子力発電㈱東海発電所（東 1）が営業運転を終了し，2001 年から解体工事*1 を開始している[1-2] 。また，2003 年には新型転換炉ふげん発電所（ふげん）が運転を終了し，2008 年から廃止措置*1 を開始している[1-3]。前者は，ガス冷却炉(Gas Cooling Reactor：GCR)であり，後者は重水減速軽水冷却(Advanced Thermal Reactor：ATR)である。どちらも，国内に 1 基ずつしか設置されていない炉型であり，それぞれに独特な構造ではあるが，これらで用いられている除染技術及び解体技術並びに解体し撤去されたもの（解体撤去物）の取り扱い技術は，国内で主流の炉型である軽水炉（沸騰水型原子炉（Boiling Water Reactor ： BWR）又は加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor ： PWR)）の廃止措置にも十分に活用可能なものである。

商業用軽水炉では，中部電力㈱浜岡発電所 1 号機及び 2 号機（浜岡-1，浜岡-2）が，2009 年に運転を終了し，その年から廃止措置を開始した国内初となる軽水炉（BWR）の廃止措置である[1-4]。浜岡-1 及び浜岡-2 では，現在原子炉領域の周辺設備の解体撤去が行われている。

2012 年の法改正による「実用発電用原子炉に係る新規制基準」[1-5]へ適合させるための改造工事に経済的な合理性がないなどの理由から，2015 年度に 5 基，2016 年度にさらに 1 基が運転の停止を決定し，廃止措置準備作業及び廃止措置計画の認可申請を行っている（表 1.1 及び図 1.1 参照)。このうちの 5 基が 2017 年 4 月に計画認可となった。これら 6 基が廃止措置を開始すると，国内で廃止措置段階の原子力発電所は 10 基となり，国内の原子力発電所の約 20%が廃止措置の状態にあるということになる。

さらに，表 1.2 に示すように，すでに運転停止している原子力発電所を除いても運転開始から 30 年を超えるものが 14 基あり，今後廃止措置を開始する原子力発電所の増加が見込まれる。廃止措置が，建設や運転と同様に原子力の主要な事業となることは確実である。

廃止措置を安全かつ合理的に実施していくために，JPDR の解体から始まる一連の廃止措置の経験や知見を参考にして，国内の標準的な廃止措置技術を整備していくことが求められている。

注記＊1：東 1 が「解体工事」を開始した 2001 年当時は，法令上「廃止に伴う措置（廃止措置）」という用語はなく，「原子炉の解体」という用語が用いられていた。2001 年に東 1 が解体を開始した時点では，原子炉の解体は届出制であり，東 1 は解体届を提出し，解体工事に着手した。その後，ふげんが運転停止することを決定する前後で法令等の改正が行われ，廃止に伴う措置（廃止措置）」は認可事項となった。東 1 は，法令の改正に伴い，2007 年に廃止措置計画認可を得ている。ここでは，このような経緯を踏まえ，東 1 は「解体工事を開始」とし，ふげんでは「廃止措置を開始」と記載した。

表 1.1（1）廃止措置中の原子力発電所

発電所	所有者	炉型	電気出力	営業運転開始日	停止日
東海発電所	日本原子力発電	GCR*2	166MWe	1966.7.25	1998.3.31
ふげん発電所	JAEA*1	ATR*3	165MWe	1979.3.20	2003.3.29
浜岡発電所 1 号機	中部電力	BWR	540MWe	1976.3.17	2009.1.30
浜岡発電所 2 号機	中部電力	BWR	840MWe	1978.11.29	2009.1.30

表 1.1（2）2017 年 4 月に新たに廃止措置中となった原子力発電所

発電所	所有者	炉型	電気出力	営業運転開始日	停止日
敦賀発電所 1 号機	原電	BWR	357MWe	1970.3.14	2015.4.27
美浜発電所 1 号機	関西電力	PWR	340MWe	1970.11.28	2015.4.27
美浜発電所 2 号機	関西電力	PWR	500MWe	1972.7.25	2015.4.27
島根発電所 1 号機	中国電力	BWR	460MWe	1974.3.29	2015.4.30
玄海発電所 1 号機	九州電力	PWR	559MWe	1975.10.15	2015.4.27

表 1.1（3）廃止措置計画認可申請中の原子力発電所

発電所	所有者	炉型	電気出力	営業運転開始日	停止日
伊方発電所 1 号機	四国電力	PWR	566MWe	1977.9.30	2016.5.10

1：日本原子力研究開発機構
2：Gas Cooling Reactor ガス炉
3：Advanced Thermal Reactor 新型転換炉

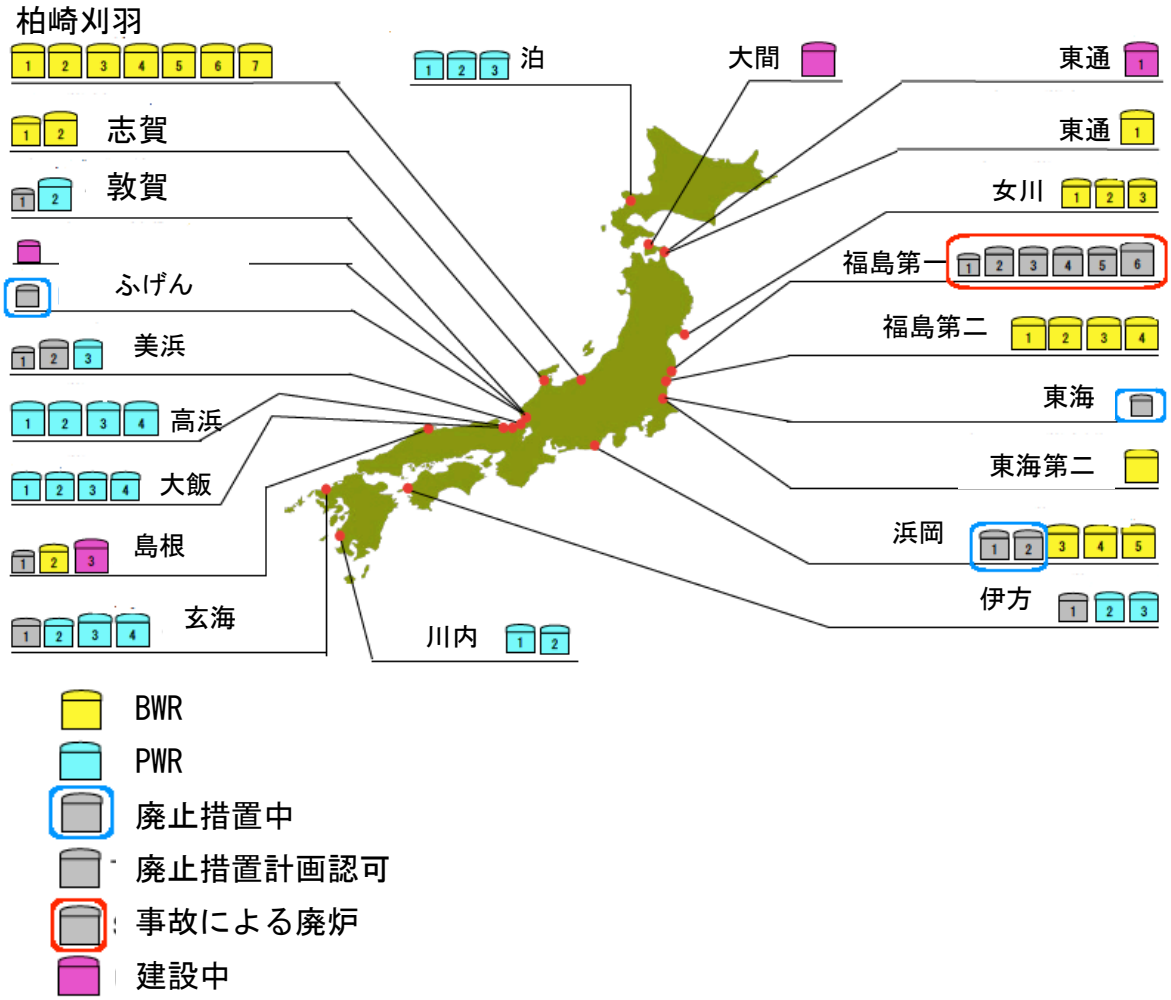


図 1.1　国内の原子力発電所の状況

表 1.2　国内の原子力発電所の経過年数

運開年	経過年数	名称	電気出力	名称	電気出力	名称	電気出力	名称	電気出力	名称	電気出力	基数
1966	51	*東海*	16.6									1
1967	50											
1968	49											
1969	48											
1970	47	*敦賀 1*	35.7	*美浜 1*	34.0							3
1971	46	*福島 1-1*	46.0									4
1972	45	*美浜 2*	50.0									5
1973	44											
1974	43	高浜１	82.6	*福島 1-2*	78.4	*島根 1*	46.0					8
1975	42	高浜２	82.6	*玄海 1*	55.9							10
1976	41	*浜岡 1*	54.0	美浜３	82.6	*福島 1-3*	78.4					13
1977	40	伊方１	56.6									14
1978	39	*浜岡 2*	84.0	東海２	110.0	*福島 1-4*	78.4	*福島 1-5*	78.4			18
1979	38	大飯１	117.5	大飯２	117.5	*福島 1-6*	110.0					21
1980	37											
1981	36	**玄海２**	**55.9**									22
1982	35	**福島 2-1**	**110.0**	**伊方２**	**56.6**							24
1983	34											
1984	33	**川内１**	**89.0**	**女川１**	**82.5**	**福島 2-2**	**110.0**					27
1985	32	**川内２**	**89.0**	**柏崎刈羽１**	**110.0**	**福島 2-3**	**110.0**	**高浜３**	**87.0**	**高浜４**	**87**	32
1986	31											
1987	30	**浜岡３**	**110.0**	**福島 2-4**	**110.0**	**敦賀２**	**116.0**					35
1988	29											
1989	28	泊１	57.9	島根２	82.0							37
1990	27	柏崎刈羽２	110.0	柏崎刈羽５	110.0							39
1991	26	大飯３	118.0	泊２	57.9							41
1992	25											
1993	24	志賀１	54.0	浜岡４	113.7	柏崎刈羽３	110.0	大飯４	118.0			45
1994	23	柏崎刈羽４	110.0	伊方３	89.0	玄海３	118.0					48
1995	22	女川２	82.5									49
1996	21	柏崎刈羽６	135.6									50

凡例：赤字斜体：2017 年 5 月時点で廃止措置中，青字斜体：2017 年 4 月廃止措置計画認可，青字下線：廃止措置計画認可申請中，緑色：運転年数 30 年超え，黄色セル：特定原子力施設
赤二重線：運転開始から 40 年

1.1.2 廃止措置とは

IAEA が発行する廃止措置に係る安全要求（IAEA 安全要求）[1-6]では，原子力発電所のライフサイクルは，①立地，②設計，③建設，④試運転，⑤運転及び⑥廃止措置の 6 つの段階で構成されるものとしている。廃止措置は，先行する 5 つの段階を経た後に来るものであり，廃止措置を行おうとする事業者は,先行する段階でどのようなことが行われてきたかということに関する正確な情報なしに安全かつ合理的な廃止措置を計画し実施することはできないとしている。一方,先行する 5 つの段階では，各段階で行われる行為が，結果として廃止措置の有りようを決めることになるとしている。IAEA 安全要求では，原子力発電所のライルサイクルを通した一貫した考え方の下に廃止措置を行っていくことの重要性が示されている。

廃止措置は，法令上，原子力発電所設置許可の下の認可事項として位置付けられており，次のように定義されている。

「廃止措置とは，発電所内に残存している放射性物質による周辺公衆への放射線被ばくのリスクを安全で合理的なレベルまで低減する行為をいう。」

また，法令上は次の通り定められている。

核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）[1-7]
第43条の3の2　（原子炉の廃止に伴う措置）　第1項

原子炉設置者は，原子炉を廃止しようとするときは，原子炉施設の解体，その保有する核燃料物質の譲渡し，核燃料物質による汚染の除去，核燃料物質によって汚染された物の廃棄及びその他の主務省令で定める措置を講じなければならない。

原子炉等規制法の下で，原子力発電所の廃止措置を行うことを「通常炉の廃止措置」と呼ぶことがある．これは，福島第一発電所の廃炉作業との差別化するためである。通常炉の廃止措置は次のように定義されている[1-8]。

種々の理由により運転を終了した発電所であって，次の条件を満たす発電所の解体及び解体によって発生した廃棄物の処理などの一連の事業を通常炉の廃止措置とよぶ。

（ア）核燃料を通常の手順で原子炉から取り出し可能であり，かつ，通常の手順で施設から使用済燃料を搬出可能な状態であること。

（イ）発電所の運転終了時点における状態を，建設時の情報，運転中の記録，施設の修繕，改造，改築の記録などから把握することが可能であること。

（ウ）運転終了時点で，施設解体の順序，工事工法及び工程並びに工事によって発生する廃棄物量の見積りなど，一連の事業に係る計画を立案することが可能であること。

すなわち，次の事項の実施が可能なものが，通常炉の廃止措置であると言える。

- 立地から運転に至る各段階における行為等の記録から，廃止措置の対象となる原子力発電所の状況を把握することが可能であり，原子力発電所の状況を把握することで廃止措置の計画の立案が可能であること。
- 計画に基づく廃止措置の行為が周辺環境に与える影響（周辺公衆の被ばく量）の評価や廃止措置に要する費用の見積りなどが可能であること。

なお，廃止措置の対象となる原子力発電所の状況を把握し，廃止措置の計画を立案する作業，すなわち，廃止措置計画認可申請を行うための作業を廃止措置準備作業[1-8]と呼んでいる。

1.1.3 廃止措置準備作業

廃止措置の計画の立案のために実施する作業を廃止措置準備作業（以下，「準備作業」という）[1-8]呼ぶ。安全かつ合理的な廃止措置のためには，廃止措置の対象となる施設の特徴を正確かつ的確に把握し，その特徴を理解しかつ特徴を考慮した廃止措置の計画を立案せねばならない。

準備作業で実施する作業は，関連する技術分野から，次の 5 つの作業に分類できる[1-9]。

（ア）放射能インベントリ評価
（イ）廃止措置対象施設の状況に関する特性調査
（ウ）廃止措置エンジニアリング（廃止措置工事の計画立案）
（エ）廃止措置時の安全評価
（オ）廃止措置費用評価

図 1.2 は，これら 5 つの作業のフローと作業間の関連を示したものであり，各作業の結果が廃止措置計画認可申請書のどの箇所で用いられるかを示したものである。

5 つの作業では，5 つの作業の間の必要な情報の授受について整理することで，準備作業における手戻り等を起こすことなく，効果的な計画の立案を行っていくことが可能となる[1-8]。

上記 5 つの作業のうち，（ア）及び（イ）は廃止措置の対象の施設（以下，「対象施設」という。）の状態に関する事実を把握するものであり，廃止措置準備作業の最も上流側において実施する。

この 2 つの結果として得られる情報は対象施設の“事実”であり，作業の信頼性，すなわち対

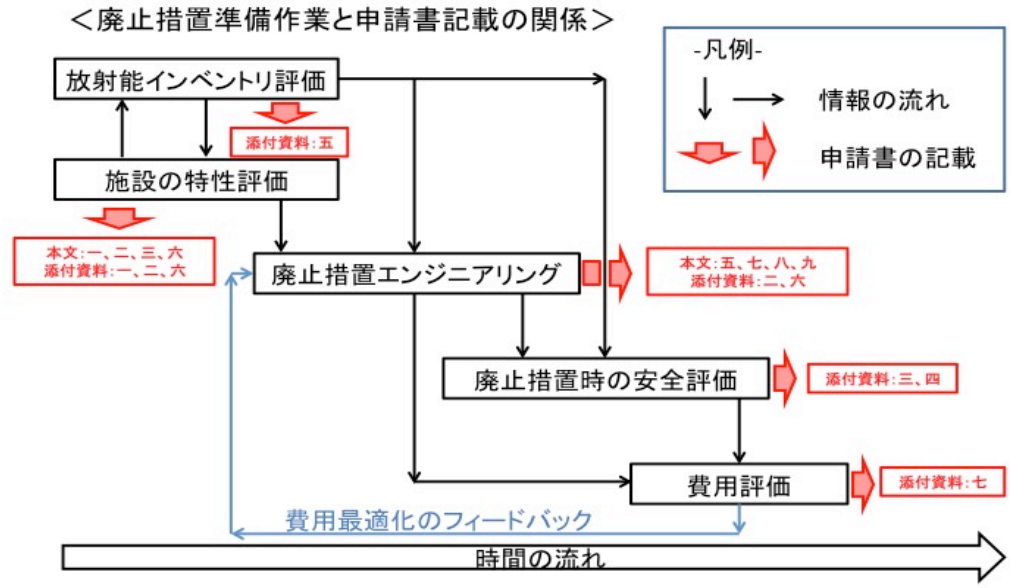
象施設の事実としての情報の正確さが廃止措置の計画全体の信頼性を決定する。なお，ここでいう施設の特徴とは，対象施設に残存する放射能のこと，並びに，対象施設の建物，構造物及び設備の配置，寸法及び材料の種類などのことであり，廃止措置の工事（除染工事，解体工事及び/又は廃棄物の処分，これらを合わせて「廃止措置工事」という。）の工法及び工程の選択及び廃止措置工事の安全評価を行うために必須の情報である。

対象施設の特徴を踏まえ，（ウ）では，廃止措置工事の設計を行う。廃止措置工事の設計では，既存技術はもちろんのこと最新技術の動向調査や他の工学分野のものまで広く情報を得て，最適な工事の工法及び工程の選択を行うことが重要である。

（エ）では，（ウ）で選択された工事の工法について，周辺公衆，作業従事者及び周辺環境の放射線被ばくのリスク及び一般労働安全(労災の発生防止)について評価する。この評価では，(ア)及び（イ）において把握した対象施設の特徴に関する情報に基づき，（ウ）で設計した工事の工法に対して安全性を評価するものである。安全評価の結果が，安全に対する要求を満たさない場合は（ウ）に戻り，工事の工法の見直し，又は，工事の実施時期の変更など適切な対応を検討する。この検討は，（オ）の費用評価と密接に関連している。安全の確保は廃止措置の最優先事項ではあるが，経済性に対する配慮を欠いては事業としては成り立たない。安全評価では，リスクの存在する行為及び/又は設備並びにその程度を明確にして，廃止措置工事の工法や設備の維持に過度の保守性が生じないような情報の提供（廃止措置エンジニアリングへのフィードバック）を行う必要がある。

（オ）の費用評価では，廃止措置という事業は，建設や運転と異なり，要した費用の回収が行えない。この事実を踏まえ，廃止措置の計画が安全の確保と経済性の確保の両面で最適であることが求められる。すなわち，過度な保守性を排除した上で，廃止措置工事のリスクに応じた適切な措置に対する費用であることへの合理的な説明が必要である。費用は廃止措置の安全を確保するのに十分であると共に社会受容性を持つものでなくてはならない。なお，　費用評価においては，発生することが予想される廃止措置工事の実施上の不確定な要因及び外部環境の変化等を可能な限り勘案し，これらを廃止措置のリスクとして，費用評価に取り込む方法も考えていくべきである。

図 1.2 の青色の矢印は，廃止措置工事の安全確保と廃止措置工事の設計の整合性及び最適化を図るため，（ウ），（エ）及び（オ）の作業について，廃止措置工事の工法と安全確保の対策をパラメータにした費用評価について種々のケーススタディを行うことを示している。先にも述べた通り，このケーススタディでは，（ア）及び（イ）の作業から得られる対象施設の特徴に関する情報は，事実であり，変えることのできない基本情報となっている。この情報の信頼性が廃止措置の計画全体の信頼性を決めるのである。



（廃止措置計画の認可の申請）

第百十六条　法第四十三条の三の三十三第二項 の規定により廃止措置に関する計画（以下「廃止措置計画」という。）について認可を受けようとする者は，次の各号に掲げる事項について廃止措置計画を定め，これを記載した申請書を原子力規制委員会に提出しなければならない。

（本文）

一　氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては，その代表者の氏名

二　廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地

三　廃止措置の対象となる発電用原子炉の名称

四　廃止措置対象施設及びその敷地

五　前号の施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法

六　核燃料物質の管理及び譲渡し

七　核燃料物質による汚染の除去

八　核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄

九　廃止措置の工程

２　前項の申請書には，次の各号に掲げる書類又は図面を添付しなければならない。

（添付書類）

一　既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料

二　廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

三　廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書

四　廃止措置中の過失，機械又は装置の故障，地震，火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類，程度，影響等に関する説明書

五　核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書

六　廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書

七　廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書

八　廃止措置の実施体制に関する説明書

九　品質保証計画に関する説明書

十　前各号に掲げるもののほか，原子力規制委員会が必要と認める書類又は図面

図 1.2　廃止措置準備作業の作業フローと計画認可申請書の記載事項との関係

1.2 放射化放射能評価

1.2.1 放射能インベントリの分類

廃止措置の対象となる原子力発電所に存在する放射性物質は，次の 2 通りの過程により生成するものだけである（図 1.3 参照）[1-8]。

(ア) U-235 などの核燃料物質の核分裂により生ずる核分裂生成物

(イ) 設備，機器及び配管の材料を構成する元素（安定同位体）が核燃料の核分裂によって発生した中性子の照射を受けることで生成する放射性物質（放射化物）

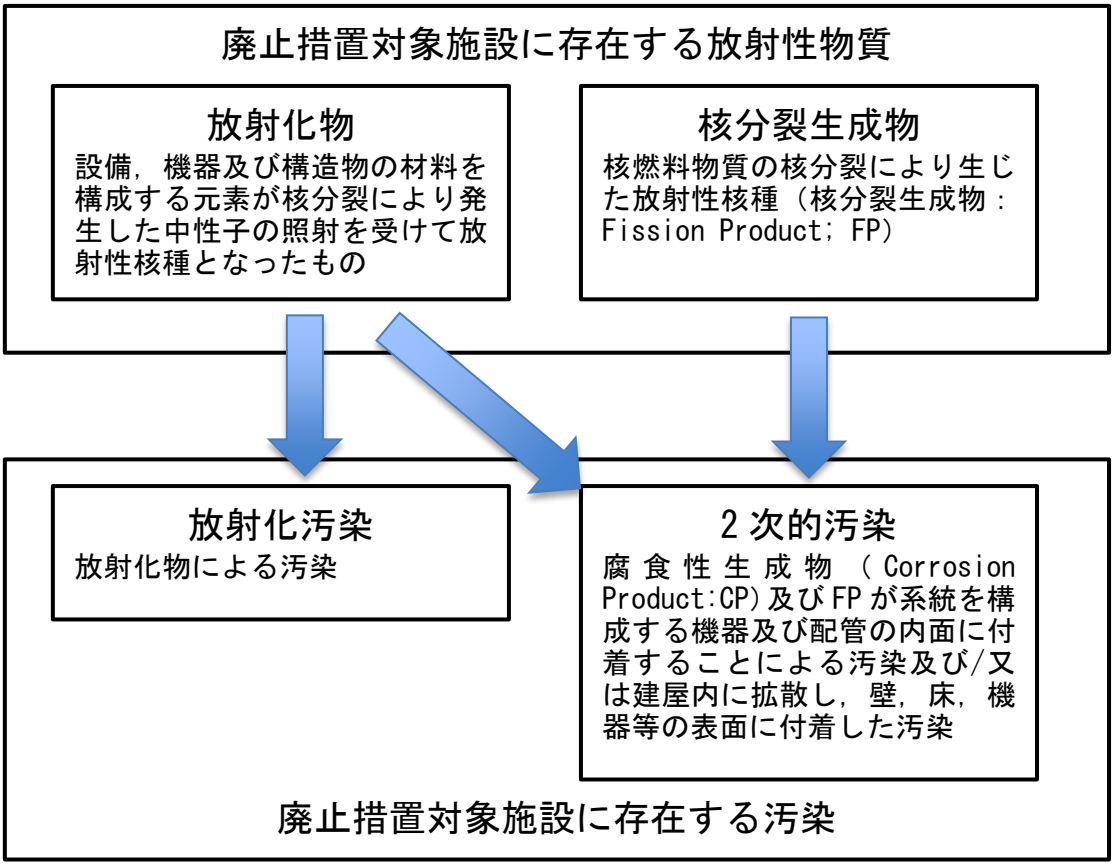


図 1.3　廃止措置の対象施設に存在する放射能の分類

原子力発電所の施設内には，この 2 通りの起源による放射性物質が，2 通りの汚染の形態で存在する。一つは放射化汚染であり，もう一つは 2 次的汚染（単に「汚染」ともいう。）である。施設内の放射性物質による汚染のイメージは図 1.4 の通りである。放射化汚染は，中性子照射によって生成する放射化物による汚染であり，その汚染の範囲は中性子の照射が物質の放射化に対して有意なレベルの範囲に限られる。放射化汚染は，炉心，原子炉圧力容器（Reactor Pressure

Vessel ： RPV）内の構造物（炉内構造物）及び格納容器（Primary Containment Vessel ： PCV）内の構造物（PCV 内構造物）で高い汚染密度（放射性物質密度）になる。また，生体遮蔽壁（Biological Shielding Wall ： BSW）では，BSW のコンクリートを透過していく中性子による放射化物が存在する。このことから，放射化汚染の特徴は，主に，物量は少ないが放射能のレベルが高いもの（炉内構造物など）及び放射能のレベルは低いが物量の多いもの（BSW のコンクリートなど）からなると言える。

一方，2 次的汚染（汚染）は，炉心において生成した核分裂生成物及び放射化物が，系統水中に溶け出し，RPV の内壁，炉内構造物の表面及び PRV 外の配管や機器の内壁に付着した物をいう。2 次的汚染は，放射能のレベルは低いが施設の中に広く存在しているという特徴を持つ。

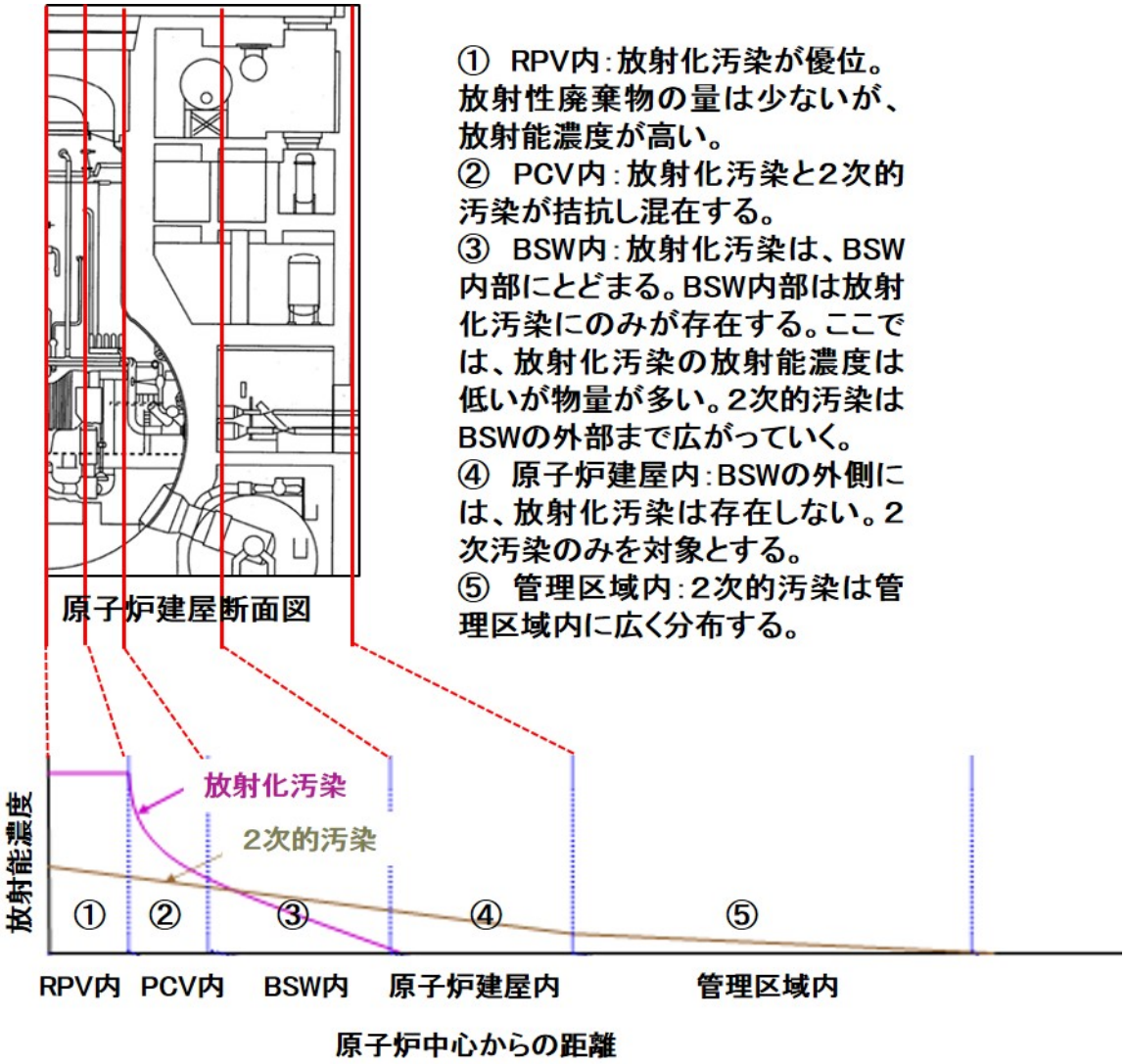


図 1.4　廃止措置対象施設内の放射性物質による汚染のイメージ

1.2.2 放射能インベントリ評価の構成

準備作業における放射能インベントリ評価は，対象施設に存在する放射能の種類及び量並びに分布を評価し，廃止措置エンジニアリングや安全評価に必要な情報を提供する。放射能インベントリ評価は，汚染の形態の違いから，放射化放射能評価と 2 次的汚染評価に分けて実施する（図 1.5 参照）。前者は主として計算コードを用いて中性子照射により生成する放射性核種の密度を評価する。後者では，配管などの内壁から試料を採取したサンプル測定を中心にして，汚染の分布を把握していく。

放射能インベントリ評価は，図 1.5 に示す通り対象施設の特性調査と同時期に両作業を対にして実施されるものであり，両者で得られた情報は，下流側で容易に利用可能となるようにデータベース化[1-10, 11]して管理する。データベースには，特性調査によって得られた機器，系統，配管（以下，「機器等」という。）及び構造物の情報と関係づけをして登録する。放射化汚染と 2 次的汚染は，機器等ごとに登録し，両者の合算をその機器等の放射能濃度とする。ただし，図 1.4 から明らかなように，炉内構造物，RPV 及び PCV 内構造物では，放射化汚染が支配的であり，かつ BSW のコンクリート内部では放射化汚染のみが存在する。

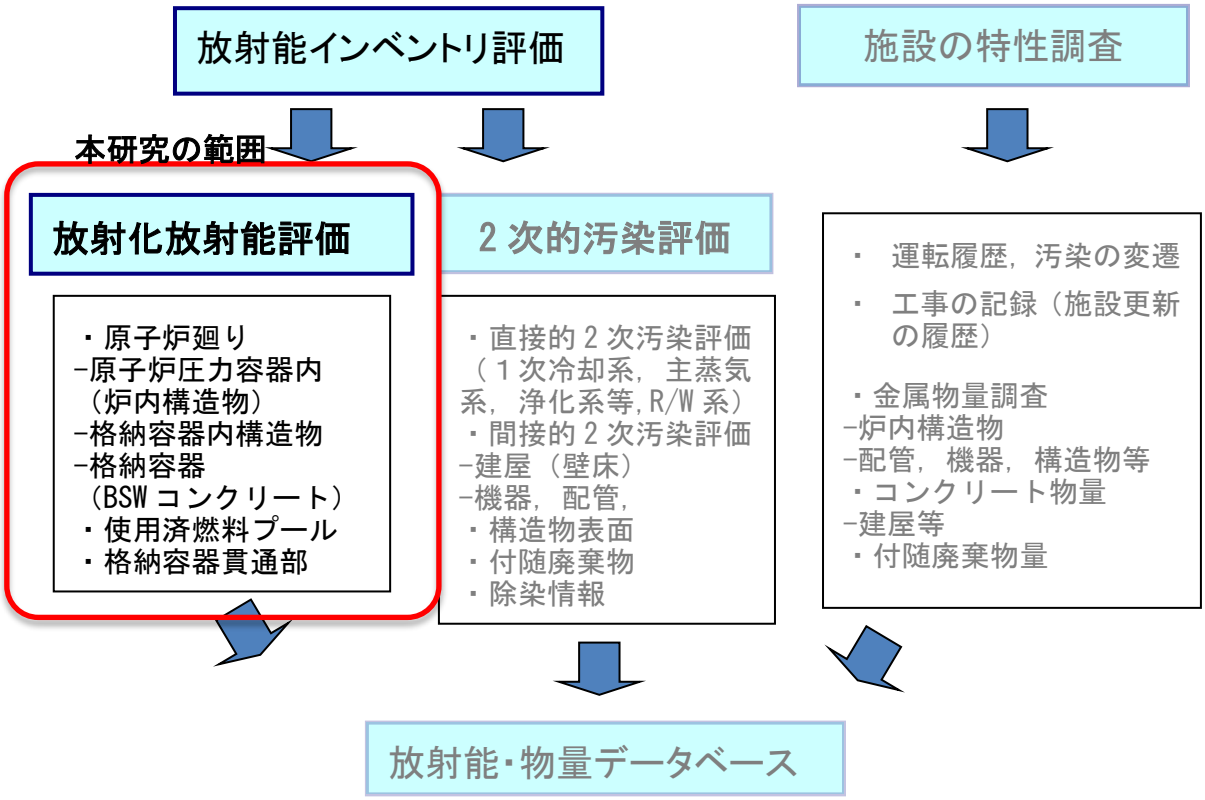


図 1.5　放射能インベントリ評価作業の構成

1.2.3 放射化放射能評価の構成

放射化放射能とは，先に述べた通り炉心で発生した中性子の照射を受けた機器等の材料を構成する元素が放射化することによる放射能のことである。計算による放射化放射能の評価もこの放射性物質の生成の過程を踏襲する。すなわち，放射化放射能の評価は 2 つのステップで構成される（図 1.6 参照）。最初のステップは，機器等の中性子照射量を求めるために実施する中性子束分布の計算である。中性子束分布の計算では，決定論中性子輸送計算コード又はモンテカルロシミュレーションコード（モンカルロ法コード）が用いられる。次に，中性子照射により生成する放射性核種の生成量を計算する放射化計算を実施する。放射化計算では，中性子束分布の計算結果から，評価対象の機器等の中性子束を抽出し，これを照射中性子束として放射化計算コードに入力する。また，照射中性子束の他，機器等の構造材料の組成並びに照射の履歴及び照射後の冷却期間が入力データとして必要である。

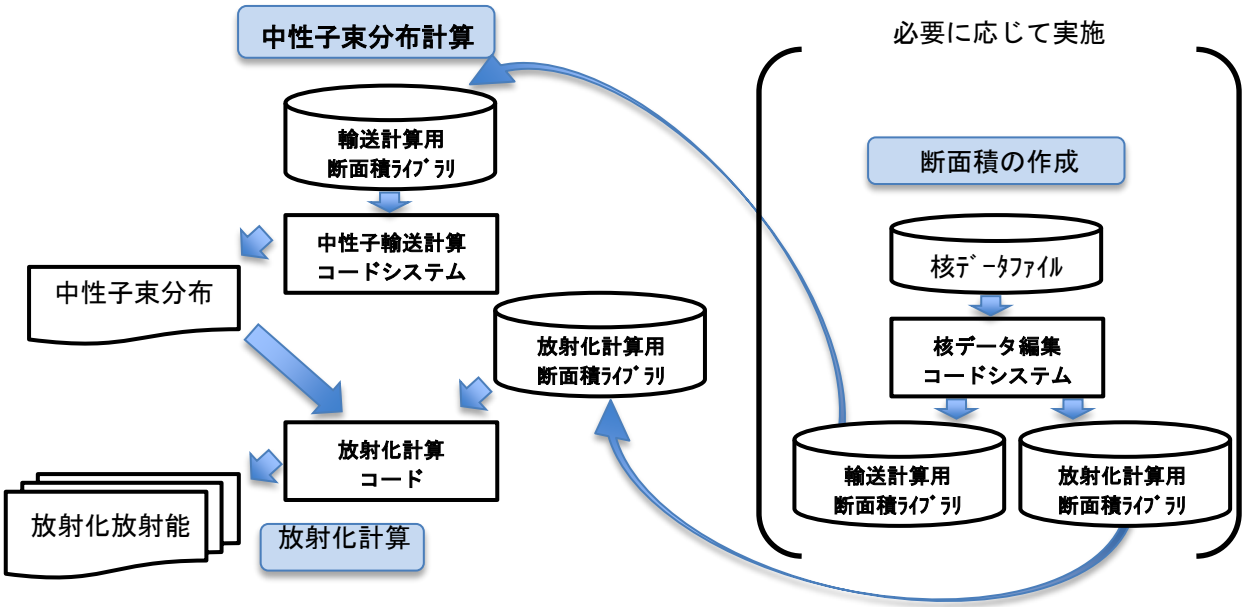


図 1.6　放射化放射能評価の構成

中性子束分布計算及び放射化計算のいずれにおいても，中性子反応断面積が入力データとして必要である。中性子束分布計算の中性子反応断面積は，目的や計算対象に合わせて汎用の種々の断面積ライブラリーが公開されている。計算を実施しようとする者（ユーザ）は，自分の目的と対象に対して適切な断面積ライブラリーを選択する必要がある。一方，放射化計算で用いる放射化計算コードには，組み込みの断面積ライブラリーが組み込まれているので，通常の場合は適切な入力パラメートの下，このライブラリを使用する。ただし，汎用のライブラリーや組み込みのライブラリーに対して適合しない特別な条件がある場合には，ユーザはそのような要件に適合する断面積ライブラリーを自作して適用することも可能である。

１.3 既往研究の調査

１.3.1 放射化放射能評価の研究の状況

本研究の開始あたり，既往の研究の調査を行なった。国内の先行例として次の 5 件を調査した。

（ア） JPDR：すでに廃止措置を完了し，放射化放射能評価結果が IAEA の国際ベンチマークとして登録されている［1-12～17］。

（イ）東 1：すでに廃止措置を開始している日本初の炭酸ガス冷却炉（GCR）の商業用原子力発電所である[1-18]。

（ウ）ふげん：すでに廃止措置を開始している新型転換炉（ATR）である[1-19]。

（エ）JRR-1：日本初の研究炉，1968 年に運転を終了し，現在密封閉鎖状態で安全貯蔵中である[1-20]。

（オ）JRR-2：1960 年から 1996 年まで運転された研究炉，重水減速，冷却型の原子炉，現在は密閉閉鎖状態で安全貯蔵中である[1-21]。

なお，廃止措置は，国内より海外（米国及び欧州）が先行していることから，当初は海外の研究例を重点的に調査した。しかし，参考となるものは JPDR の放射化放射能評価に関するベンチマーク計算実施例[1-14～17]の他は，IAEA が発行している技術レポート[1-22]だけであった*。

*註：2017 年時点では，OECD/NEA から，欧州の事例を中心としたレポートが発行されている。[1-23]

１.3.2 JPDR の放射化放射能評価[1-12,13]

(1) 概要

旧日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）（旧原研）の JPDR は，動力試験炉として開発され，1963 年 10 月，日本初の原子力発電に成功した電気出力 1.25 万 kW の BWR である。1976 年 3 月に運転を停止した。その後，将来の廃止措置に必要な解体技術の開発と実地試験として，旧科学技術庁（現，文部科学省）の委託を受けて原子炉解体技術開発が行われた。1981 年度から研究開発に着手し，1996 年 3 月に建屋の撤去と整地が完了した。解体によって発生した廃棄物量は放射性廃棄物約 4500 トン，非放射性廃棄物約 18000 トンであった。

(2) 計算方法

1) 中性子束分布の計算

JPDR の放射能インベントリ評価は，国内で本格的に実施された初めてのものである。JPDR の評価以前に米国で実施された評価では，中性子束分布計算はいずれも１次元でモデル化されたも

のであった。JPDR の原子炉廻りの形状（図 1.7(1)）は，１次元でモデル化するのには複雑すぎることから，2 次元円筒座標系でモデル化を行い，2 次元中性子束分布を求めている。

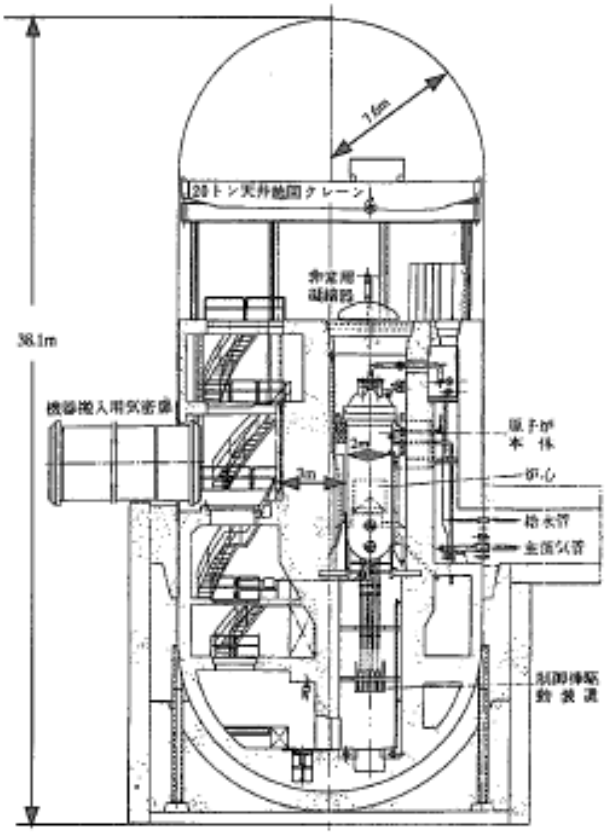


図 1.7　(1)　JPDR 原子炉廻り垂直断面図[1-12]

i) 断面積の作成

中性子束分布計算で用いるマクロ断面積（群定数）は，米国で整備された評価済核データファイル ENDF/B-IV[1-25]から核データ処理/断面積編集コード AMPX-II[1-26]を用いて JPDR 独自の断面積データを作成している。この断面積データでは，ENDF/B-IV から材料の放射化に対する寄与が大きい（放射化断面積が大きくなる）熱エネルギー領域を詳細に扱う（熱エネルギー45 群）全エネルギー208 群の詳細群定数データを作成し，これを JPDR 固有の中性子エネルギースペクトルで縮約し，48 群としている（図 1.7(2)参照)。

計算機資源上の制限から，さらにこの 48 群を JPDR の原子炉廻りの 1 次元計算（ANISN コード[1-26]による計算：1 次元計算モデルは図 1.7(3)に示す。）で求めた中性子エネルギースペクトルによってエネルギー7 群に縮約している。

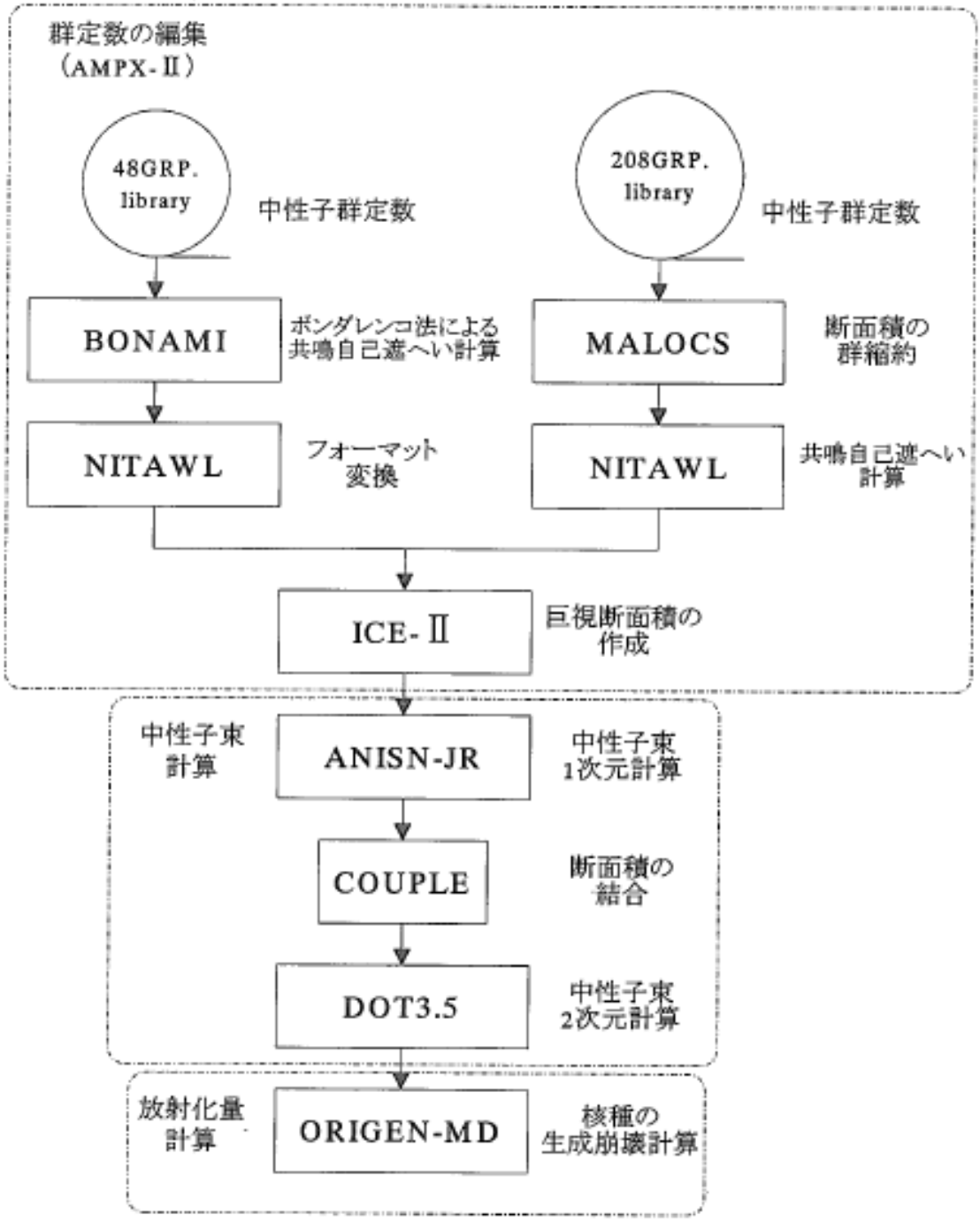


図 1.7　(2)　JPDR 放射化放射能計算フロー[1-12]

ii) 2 次元中性子束分布計算

2 次元中性子束分布計算には，決定論 2 次元 Sn（Discrete Ordinate）法計算コード DOT3.5[1-27]を用いている。実際の計算は，当時の計算機資源上の制限から，原子炉廻りを軸方向（垂直方向）に 6 段に分割し，接続計算法（Boot-strap 法）を用いている。

DOT3.5 で用いた計算モデルは，図 1.7(4)の通りであり，曲線形状を矩形で表現する単純化がなされている。単純化においては，対象領域のボリュームを保存するようにしている。主な計算条件は次の通りである。

(ア) 空間メッシュ分割数：径方向（R 軸方向）:162,　軸方向（Z 軸方向）:975

(イ) 角度分点数（Sn）: 48

(ウ) 散乱断面積のルジャンドル展開次数(Pl)：P3

(エ) エネルギー群数：7 群

(オ) 線源分布：核熱水力計算コード FLARE の計算結果で径方向及び軸方向の分布を設定

(カ) 線源強度：定格熱出力に相当する中性子発生数を設定

図 1.7(5)に計算結果として熱中性子束分布を示す。

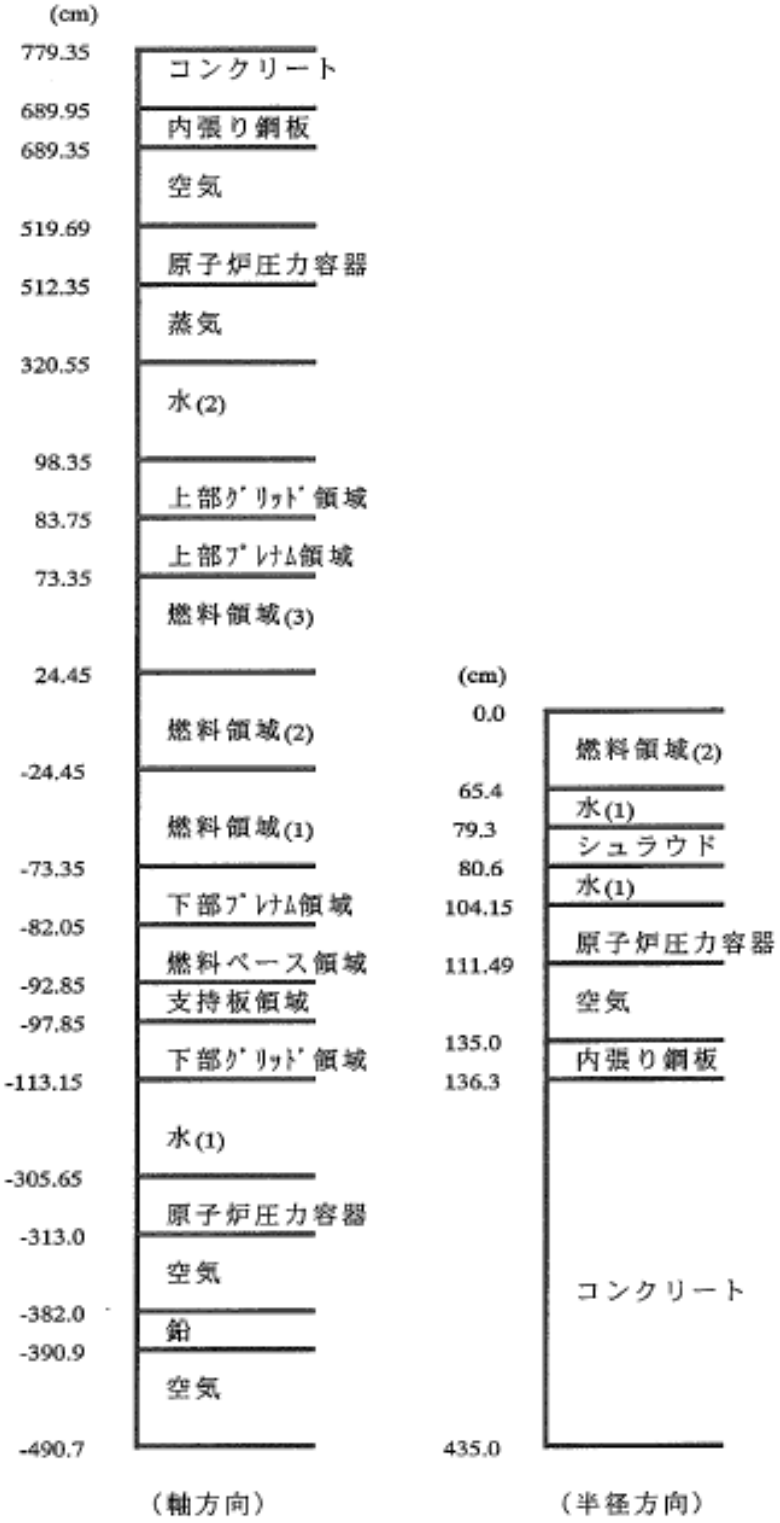


図 1.7(3)　JPDR 縮約計算 1 次元計算モデル[1-12]

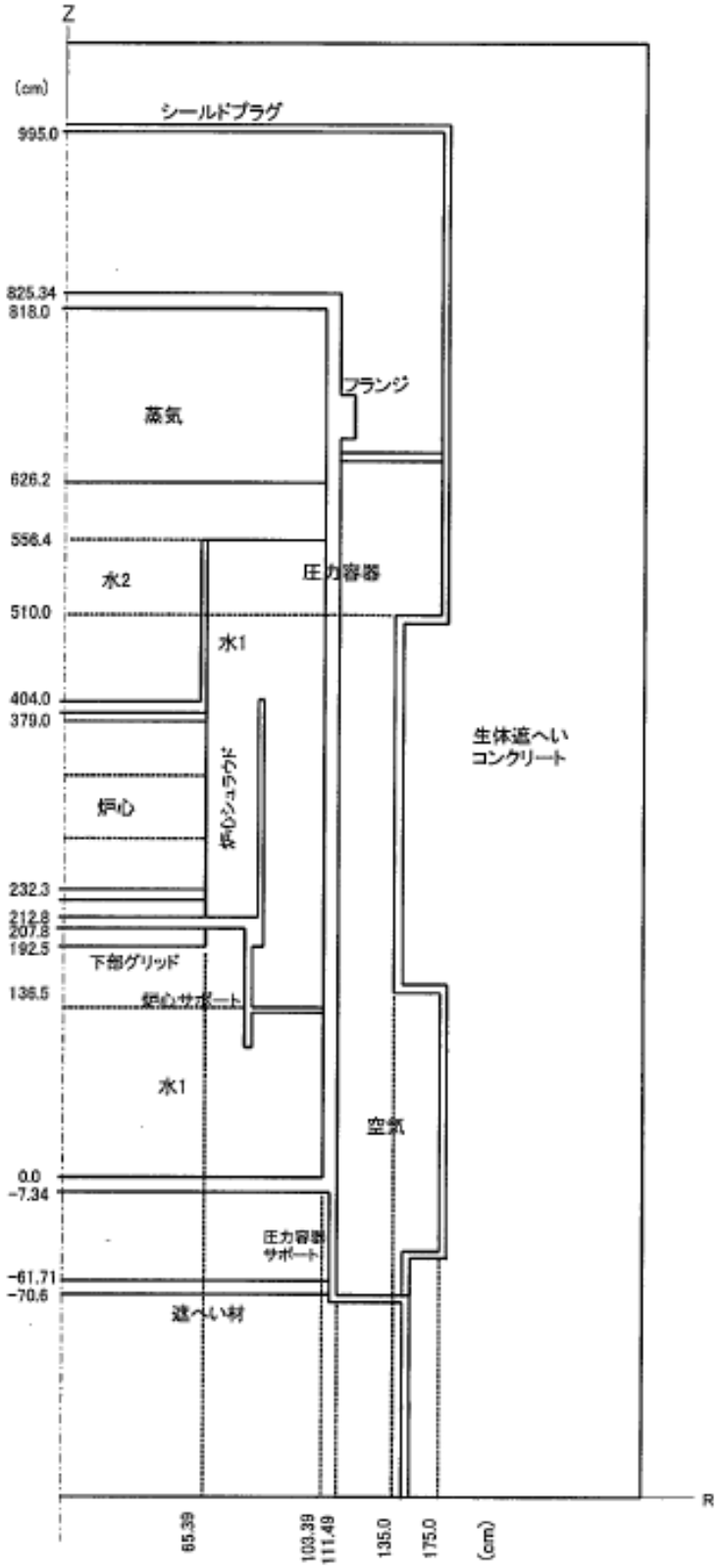


図 1.7(4)　JPDR2 次元中性子束分布計算モデル[1-12]

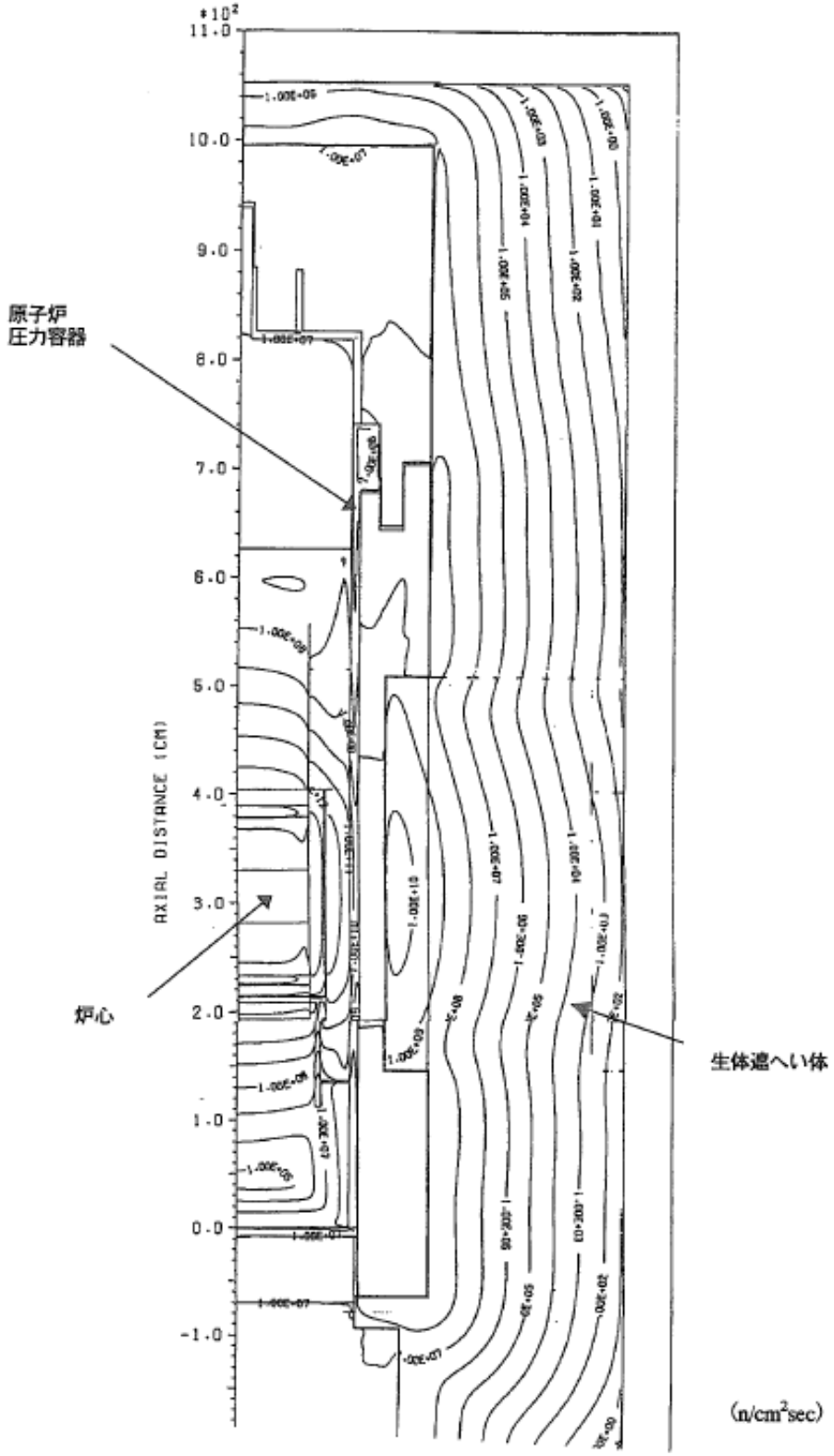


図 1.7（5） JPDR2 次元中性子束分布計算結果（熱中性子束分布）[1-12]

2) 放射化計算

i) 放射化計算コード

放射化計算には、旧原研で整備した DCHAIN コード[1-28]及び米国で整備された ORIGEN79 コード[1-29]を、JPDR の照射中性子束の特性を配慮して放射化断面積の調整を行ったものを適用している。主な計算条件は次の通りである。

(ア) 照射中性子束：放射化計算対象領域を設定し、その領域に対して 2 次元中性子束の領域平均化を行うと共に中性子エネルギーを 3 群（高速、熱外及び熱）に縮約して用いている。

(イ) 材料組成：原子炉廻りで用いられている主たる材料であるステンレス鋼、炭素鋼及びコンクリートについて、放射化による放射性物質の生成に配慮した微量成分を含む元素組成を設定している（表 1.3 参照）

(ウ) 照射履歴：中性子の照射履歴は、発電用試験炉という性格上大変複雑なものであったが、これを 20 個の照射パターンとして設定している。ひとつの照射期間では、その期間に対応する運転期間の平均出力を設定し、計算では定格出力との比で照射中性子束強度を調整している。(図 1.7(6)参照)。

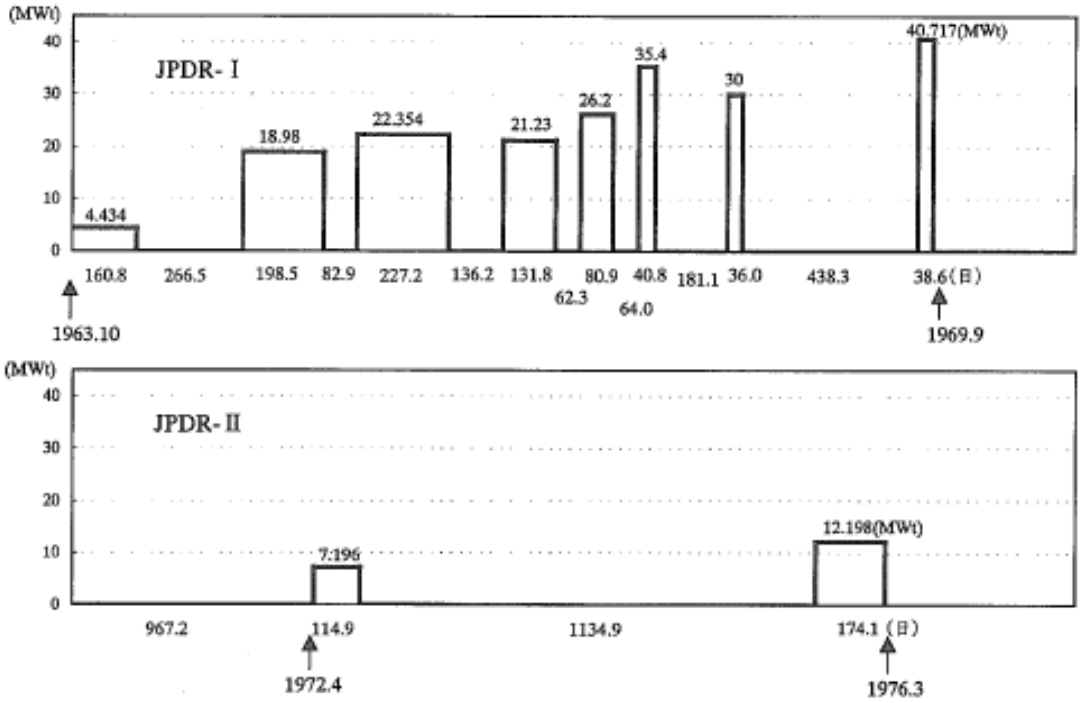


図 1.7(6)　JPDR 放射化計算照射履歴[1-12]

表 1.3　JPDR の微量元素を含む材料組成[1-12]

	核種ID	ステンレス鋼	炭素鋼(RPV)	普通コンクリート
H	10000	7.00E-06 *	-	5.90E-03
Li	30000	1.30E-07 *	3.00E-07 *	1.48E-05
B	50000	5.00E-05 *	5.00E-05 *	2.00E-05 *
C	60000	6.00E-04 *	1.80E-03 *	1.30E-03 *
N	70000	3.60E-04 *	9.00E-05 *	1.20E-04 *
O	80000	-	-	4.91E-01
Na-23	110230	9.70E-06 *	2.30E-05	1.40E-02
Al-27	130270	5.00E-04	3.90E-04	5.10E-02
Si	140000	8.30E-03	-	3.26E-01
P-31	150310	-	-	5.00E-07
S	160000	6.00E-05	1.40E-04	1.30E-03
Cl	170000	7.00E-05	4.00E-05	1.28E-05
K	190000	3.00E-06 *	1.20E-05 *	1.60E-02
Ca	200000	1.90E-05	1.40E-05	7.07E-02
Sc-45	210450	3.00E-08 *	2.60E-07 *	6.50E-06 *
Ti	220000	6.00E-04	2.00E-06 *	1.40E-03
V	230000	4.56E-04	8.00E-05 *	1.03E-04 *
Cr	240000	1.93E-01	7.40E-04	1.50E-04
Mn-55	250550	1.60E-02	1.30E-02	4.10E-04
Fe	260000	7.03E-01	9.74E-01	1.90E-02
Co-59	270590	1.30E-03	1.80E-04	6.60E-06
Ni	280000	9.20E-02	3.00E-04	1.24E-05
Cu	290000	1.10E-03	1.60E-03	1.60E-05
Zn	300000	3.00E-05	3.00E-05	6.92E-05
Ga	310000	1.29E-04 *	8.00E-05 *	8.80E-06 *
As-75	330750	1.94E-04 *	5.32E-04 *	7.90E-06 *
Se	340000	3.50E-05 *	7.00E-07 *	9.20E-07 *
Br	350000	2.00E-06 *	8.50E-07 *	2.40E-06 *
Rb	370000	1.00E-05 *	4.80E-05 *	3.50E-05 *
Sr	380000	2.00E-07 *	1.50E-07 *	4.38E-04 *
Y-89	390890	5.00E-06 *	2.00E-05 *	1.80E-05 *
Zr	400000	1.00E-05	1.00E-05	1.50E-04
Nb-93	410930	8.90E-05	5.00E-05	1.20E-05
Mo	420000	1.90E-03	1.20E-03	2.00E-06
Pd	460000	-	-	3.00E-06 *
Ag	470000	2.00E-06	2.00E-06	2.00E-07 *
Cd	480000	-	-	1.00E-06
Sn	500000	5.00E-05	1.80E-04	2.00E-06
Sb	510000	1.23E-05	5.00E-05	3.00E-06 *
Cs-133	551330	3.00E-07 *	1.00E-04	2.00E-06
Ba	560000	5.00E-04	2.73E-04	4.00E-04
La	570000	2.00E-07 *	1.00E-07 *	1.30E-05 *
Ce	580000	3.71E-04 *	1.00E-06 *	2.40E-05 *
Sm	620000	1.00E-08 *	1.70E-08 *	5.00E-06
Eu	630000	2.00E-08 *	3.10E-08	5.90E-07
Tb-159	651590	4.70E-07 *	4.50E-07 *	4.10E-07 *
Dy	660000	1.00E-06 *	-	2.30E-06 *
Ho-165	671650	1.00E-06 *	8.00E-07 *	3.00E-07
Yb	700000	2.00E-06 *	1.00E-06 *	1.40E-06 *
Lu	710000	8.00E-07 *	2.00E-07 *	2.70E-07 *
Hf	720000	2.00E-06 *	2.10E-07 *	2.50E-06
Ta	730000	7.00E-07 *	1.30E-07 *	4.40E-07 *
W	740000	1.86E-04 *	5.50E-06 *	1.40E-06 *
Pb	820000	6.70E-05 *	8.20E-04 *	6.10E-05 *
Th-232	902320	1.00E-06 *	1.80E-07 *	3.50E-06
U-235	922350	1.44E-08 *	1.44E-09 *	1.94E-08
U-238	922380	1.99E-06 *	1.99E-07 *	2.68E-06

*：文献(12)による。その他はJPDRの構造材を対象とした分析値に基づく。

ii) 計算結果

放射化計算の結果である各領域の平均放射能濃度は、計算とは別に実施されたサンプル分析によって得られた測定結果を用いて検証している。実測した値と計算結果は、放射化計算を行な

った 3 種類の材料について概ね良好な一致を示しており、計算の妥当性が示されている。

図 1.7(7)は炉心中央高さにおける水平方向の中性子束変化（高速、共鳴（熱外）及び熱中性子束）を示したものである。中性子束は炉心部では高速及び熱外中性子束が優位であり、炉心外側の冷却水の範囲では急速に熱化し、熱中性子束が優位となる。圧力容器の部分で熱中性子束が吸収され、圧力容器と生体遮蔽壁との空隙では、高速及び熱外中性子束が再び優位となる。生体遮蔽コンクリートに入射すると、また急速に熱化し、“平衡スペクトル”となり、減衰していく。計算範囲の右端（350cm 近傍）で中性子束が急に落ち込むのは境界条件（真空境界条件）のためである。

垂直方向に対して Co-60 の放射能濃度の計算値と実測値の比較が図 1.7(8)に示されている。計算値と実測値は概ね良い一致を示しているが、燃料領域ではシュラウド及び圧力容器で比が 1.0 以下（計算の過小評価）となっている。また、圧力容器では、上部に行くに従い計算が過小評価となっている。図 1.7(9)は、圧力容器とシュラウドについて Fe-55 と Co-60 の放射能濃度の計算値と実測値を比較したものである。Fe-55 も Co-60 と同様に燃料領域では計算値が過小評価となっている。圧力容器の厚さ方向に放射能分布の計算値と実測値の比較が図 1.7(10)に示されている。ここでは両者は比較的良い一致を示しているものの、計算値は過小評価となっている。

図 1.7(11)は生体遮蔽コンクリート内の Co-60、Cs-134、Eu-152 及び Eu-154 の放射能濃度の計算値と実測値の比較を示したものである。どの核種についても概ね 10 倍以内に入る差異となっている。また、垂直方向の Co-60 と Eu-152 について比較したものが図 1.7(12)に示されている。燃料領域では、計算値と実測値は良い一致を示しているが、燃料領域から離れたところでは、大きな差異となっている。

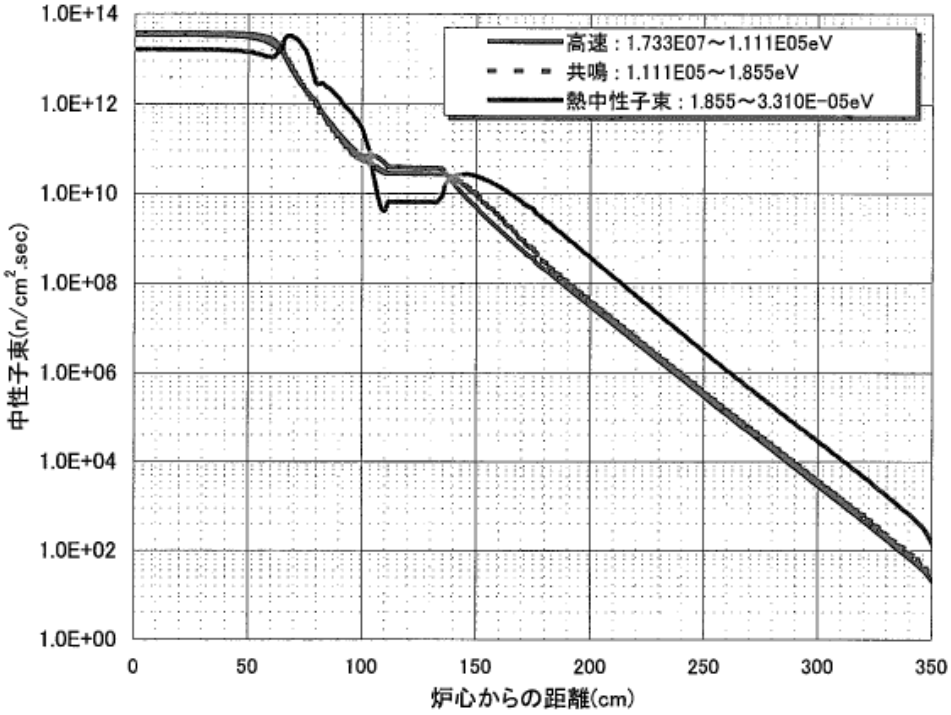


図 1.7(7)　JPDR 炉心高さ位置での半径方向中性子束分布[1-12]

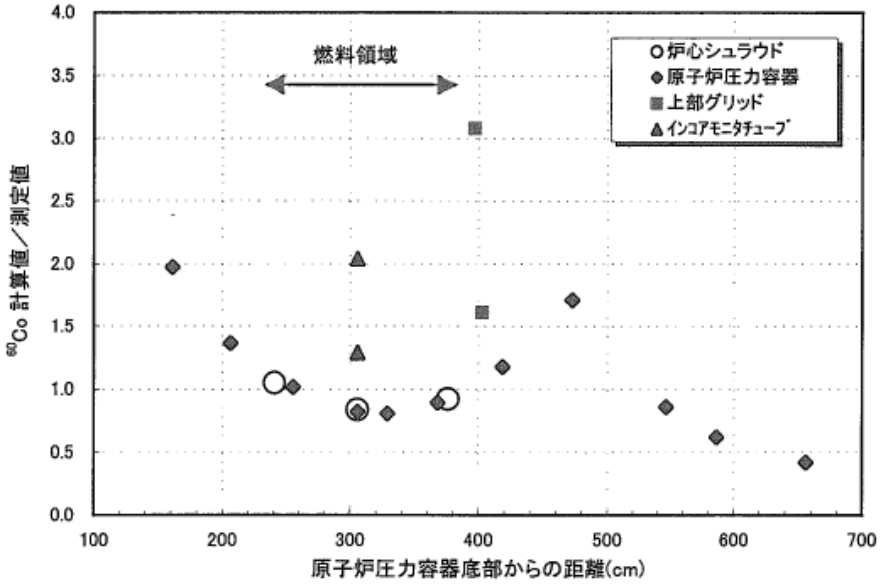


図 1.7(8)　JPDR 炉内構造物等の放射能測定値と計算値の比[1-12]

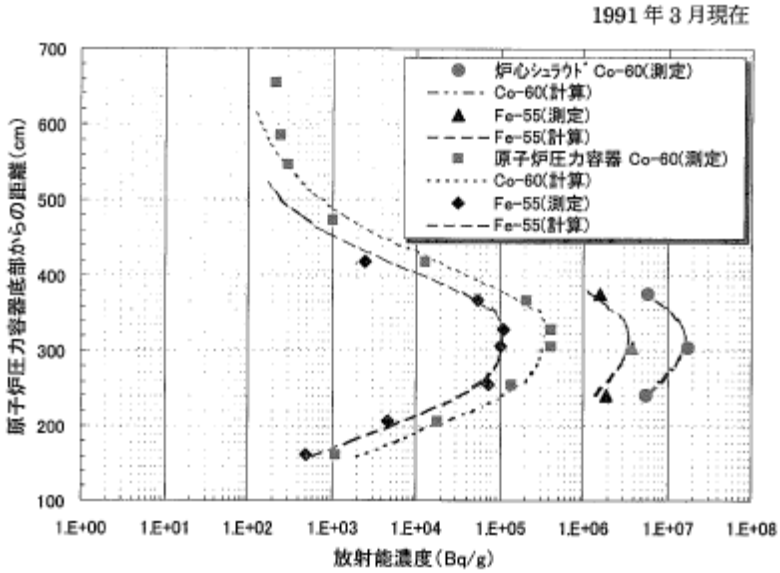


図 1.7(9)　JPDR 炉心シュラウド，圧力容器内面放射能分布[1-12]

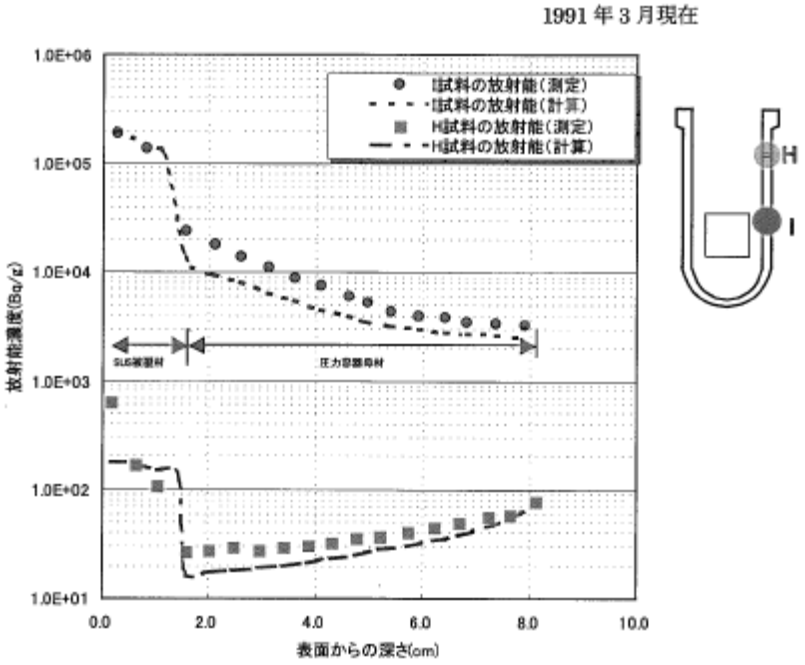


図 13　原子炉圧力容器の板厚方向の放射能濃度分布

図 1.7(10)　JPDR 圧力容器板厚方向放射能分布[1-12]

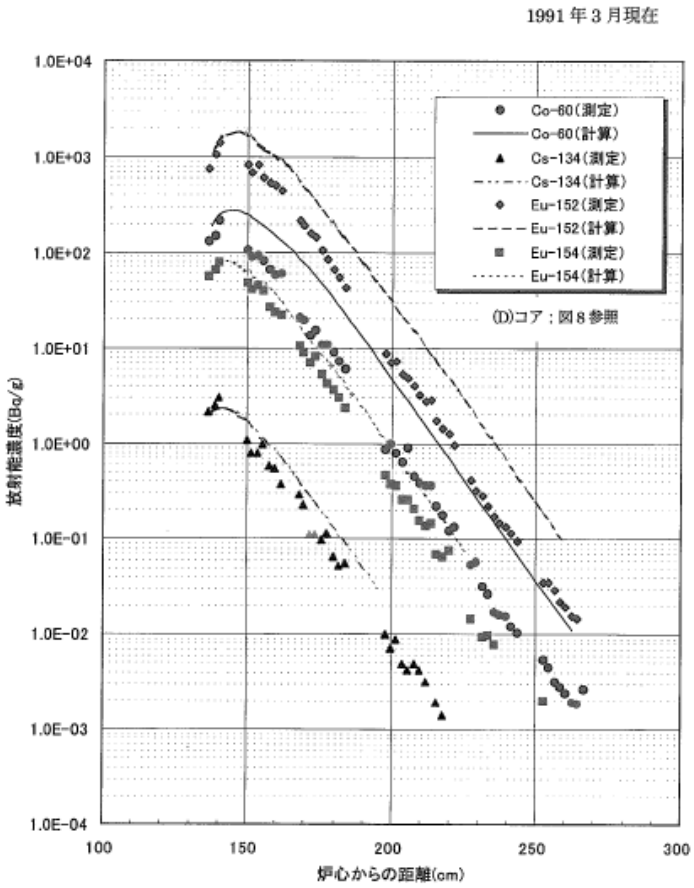


図 1.7(11)　JPDR　BSW（コンクリート）内水平方向放射能分布[1-12]

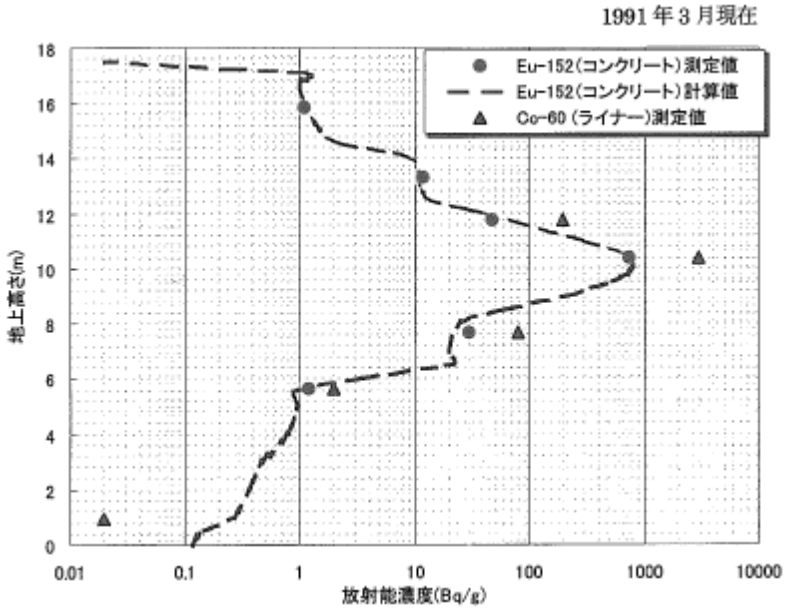


図 1.7(12)　JPDR　BSW（コンクリート）内垂直方向放射能分布[1-12]

1.3.3 東海発電所の放射化放射能評価[1-18]

(1) 概要

東海発電所は、黒鉛減速炭酸ガス冷却の原子炉（GCR）であり、国内初の実用発電用原子炉（商業用原子炉）である。1964 年 5 月に原子炉の試運転を開始し、約 33 年の運転期間を経て 1998 年３月に運転を停止し 2002 年 10 月に解体届を提出し、12 月から解体工事に着手している。なお、法令の改正に伴い 2006 年 3 月に廃止措置計画認可の申請を行っている。

放射能インベントリ評価は、JPDR の手法を参考にして、1990 年代初頭から計算に着手している。東海発電所は国内唯一の GCR であることから、放射化計算では独自に放射化断面積を作成し計算を行なっている。

(2) 計算方法

1) 中性子束分布計算

i) 群定数作成

2 次元中性子束分布計算で用いる群定数は、米国で整備された多群無限希釈断面積ライブラリ DLC41/VITAMIN-C[1-30]（エネルギー171 群）を、核データ処理/断面積編集コード AMPX-77[1-31]を用いて実効断面積化し、計算機資源上の制限からこの 171 群を東海発電所の原子炉廻りの決定論 1 次元 Sn 法計算コード ANISN による計算で求めた中性子エネルギースペクトルによってエネルギー21 群に縮約している。

ii) 2 次元中性子束分布計算

原子炉廻りの中性子束分布計算は、決定論 2 次元 Sn 法計算コード DOT3.5 を用いて原子炉中心から 1 次生体遮蔽壁外側までに対して回転対称を仮定し、円筒座標系で計算を行なっている。東海発電所の原子炉廻りの構造は図 1.8(1)の通りである。この原子炉廻りの構造を図 1.8(2)の通りの 2 次元計算モデルとしている。主な計算条件は次の通りである。

(ア) 座標系：2 次元円筒座標系(R-Z 座標系)

(イ) 断面積ライブラリ：DLC41/VITAMIN-C(熱炉用の標準的な遮へい計算用断面積ライブラリ)、中性子エネルギー171 群を 21 群に縮約して計算を実施

(ウ) 線源情報：　出力分布：実機の分布に基づき設定、核分裂スペクトル：U-235 の核分裂スペクトルを設定

(エ) 構造物情報：構造物の物質組成及び温度は建設時の設計データに基づき設定

(オ) 境界条件：R 方向　左側境界：鏡面境界、右側境界：真空境界

Z 方向　下側教会：真空境界、上側境界：真空境界

(カ) 角度分点(Sn)：S8

(キ) 散乱断面積のルジャンドル展開次数(P1)：3 次(P3)

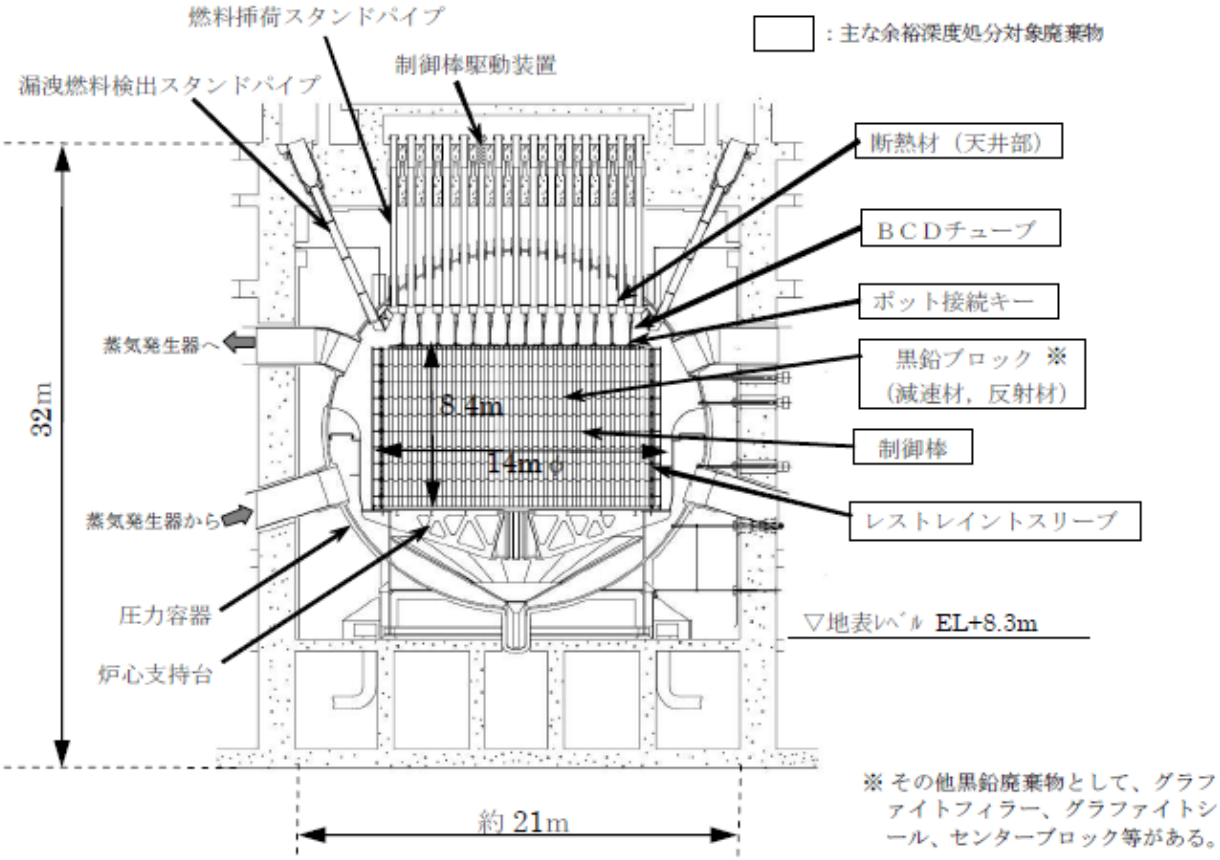


図 1.8(1)　東海発電所原子炉廻り構造図[1-18]

iii) 中性子束分布計算結果

図 1.8(3)は、2 次元中性子束分布の等高線図を示したものである。中性子束は炉心を中心にほぼ等間隔で減衰し，１次生体遮蔽壁（1 次 BSW）コンクリート内では内壁にほぼ平行に減衰していく様子が見られる。計算による中性子束分布は，1 次 BSW の内側で金属箔を用いて測定したものと比較を行っている。計算による中性子束は，測定された 1 次 BSW 近傍で測定値の 1/4 から 1/6 程度の過小評価であった。このため，1 次 BSW コンクリート内の中性子束を 4 倍から 6 倍する補正を行なっている。

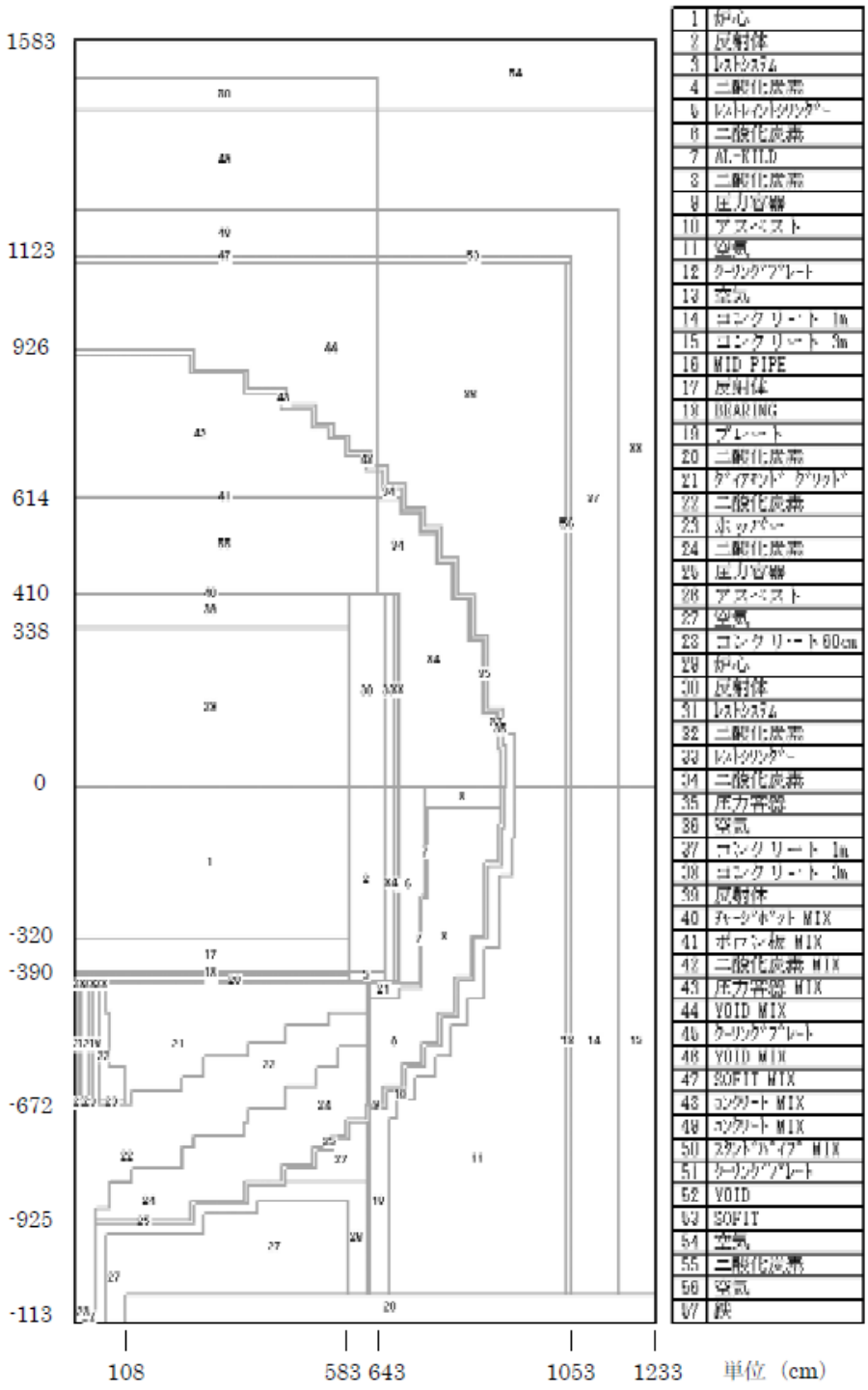


図 1.8(2)　東海発電所 2 次元計算モデル図[1-18]

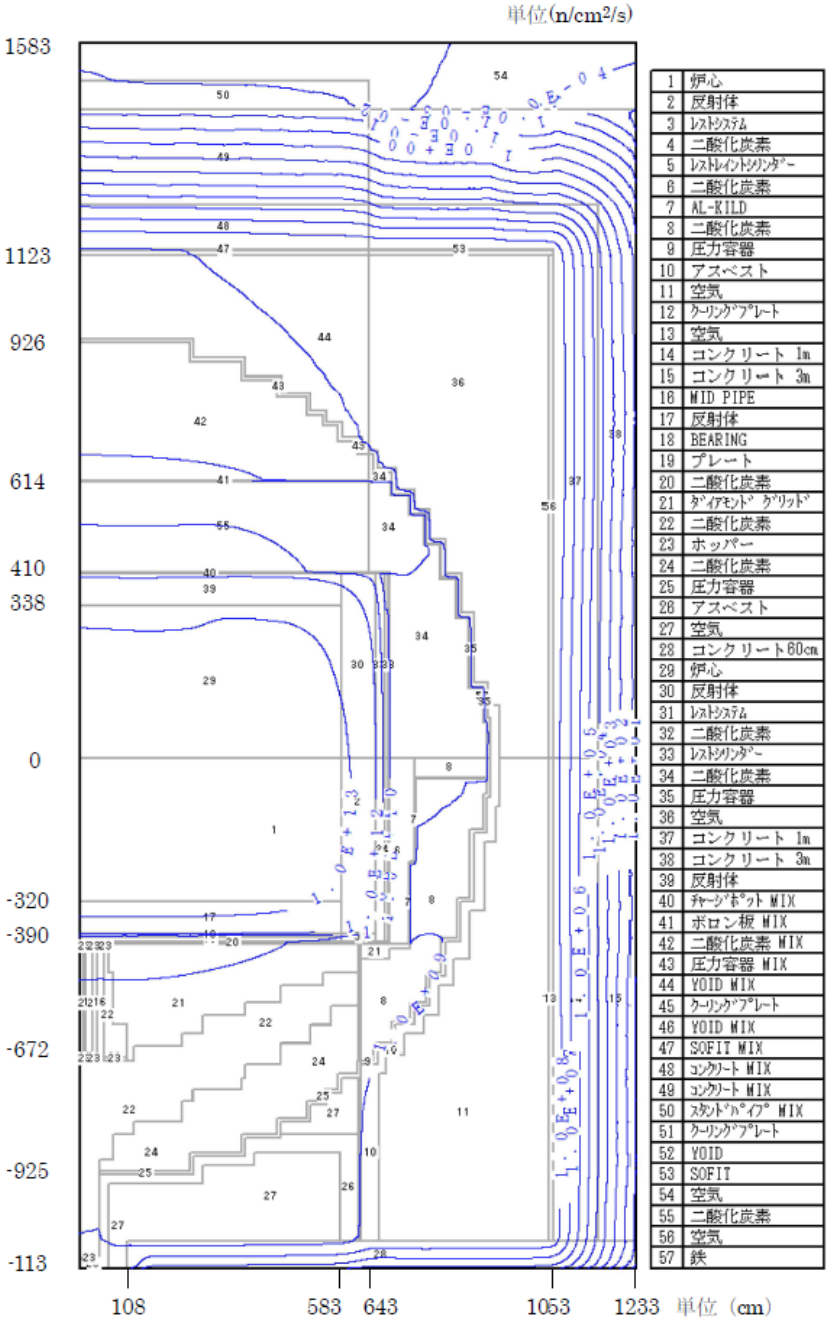


図 1.8(3)　東海発電所 2 次元計算結果（全中性子束分布）[1-18]

2) 放射化計算

i) 放射化断面積ライブラリの作成

東海発電所は GCR であり原子炉廻りの中性子エネルギースペクトルが軽水炉と異なることから，独自の放射化断面積ライブラリを作成している。

放射化断面積作成手順は次の通りである。

ⅰ.評価済核データファイルから東海発電所の放射化計算で必要となる核種の放射化断面積を選択し，核データ編集コード NJOY97[1-32]を用いて，熱エネルギー領域を詳細に取り扱う 136 群の放射化実効断面積を作成する。

ⅱ.炉心部については格子燃焼計算コード WIMS[1-33]，炉心以外の構造物については１次元 Sn 法計算コード ANISN を用いて中性子エネルギースペクトルを計算し，これを用いてエネルギー１群の放射化断面積を作成する。

ii) 計算条件

放射化計算は，上述の独自の放射化断面積を組み込んだ ORIGEN2 コード[1-34]を用いている。ORIGEN-2 コードの主な計算条件は次の通りである。

(ア) 照射中性子束：ORIGEN2 の計算では，照射中性子はエネルギー１群（全中性子束）を入力することになる。放射性核種の生成量をこのようにエネルギー１群で評価するとした場合，放射性核種の生成量は中性子束強度に依存することになる。このような計算上の特徴を用いて，材料ごとに任意の中性子強度を決めて放射性核種の生成量を計算し，評価対象部位の 2 次元中性子束分布計算結果との比から算出する方法を取っている。材料ごとの任意の中性子束に対する放射化計算の主な計算条件は次の通りである。

(イ) 材料組成：原子炉廻りで用いられている主たる材料である黒鉛，ステンレス鋼，炭素鋼及びコンクリートについて，放射化による放射性物質の生成に配慮した微量成分について元素分析を行って元素組成を設定している。

(ウ) 照射履歴：中性子の照射履歴は，試運転からの運転履歴を忠実に設定して計算を行なっている。用いた運転履歴は表 1.4 の通りである。

iii) 計算結果

東海発電所で採用したような方法，すなわち，材料ごとに任意の中性子束強度で計算した放射性核種生成量と機器等が設置されている部位ごとの中性子束との比から当該部位の放射性核種生成量を算出する方式では，2 次元中性子束分布計算結果から対象機器等の部位における中性子束を抽出し，機器ごとに割り付け，一覧表にしてまとめる方式を取っている。

このようにして得られた計算結果は，機器ごとにサンプル分析した測定結果と比較し，計算

の妥当性を検証している。図 1.8(4)は，1 次 BSW コンクリート内の H-3，Co-60 及び Eu-152 について計算値と実測値の比較を示したものである。どの核種についても両者の差異は概ね 10 倍以内であり良い一致を示している。なお，1 次 BSW コンクリート内の放射化計算用いた照射中性子束は，2 次元中性子束計算結果を 4 倍から 6 倍する補正を行なったものを用いている。

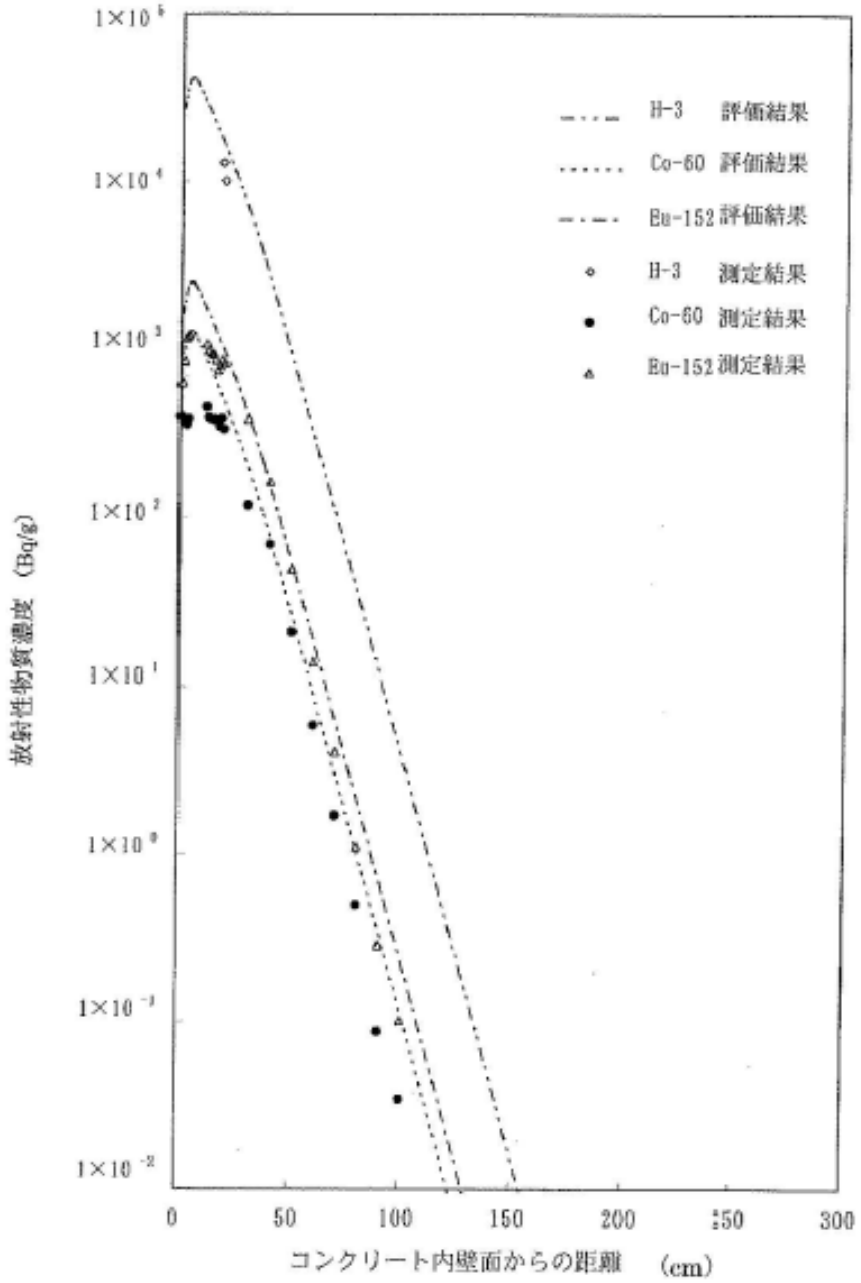


図 1.8 (4) 東海発電所 1 次生体遮蔽壁内放射能分布（実測と計算の比較）[1-18]

表表 1.4　東海発電所　運転履歴[1-18]

運転区分	運転開始日（年月日）	運転終了日（年月日）	運転日数（日）	平均熱出力／総熱出力（%）
試運転	1965/11/10	1966/7/24	257(1144h)	49
1	1966/7/25	1966/8/1	8	70
2	1966/8/2	1966/8/2	1	0
3	1966/8/3	1966/9/8	37	73
4	1966/9/9	1966/9/11	3	0
5	1966/9/12	1966/10/29	48	63
6	1966/10/30	1966/12/8	40	0
7	1966/12/9	1967/2/23	77	67
8	1967/2/24	1967/2/26	3	0
9	1967/2/27	1967/3/10	12	99
10	1967/3/11	1967/4/2	23	0
11	1967/4/3	1967/4/18	16	62
12	1967/4/19	1967/6/28	71	0
13	1967/6/29	1967/11/7	132	92
14	1967/11/8	1967/11/9	2	0
15	1967/11/10	1967/11/18	9	99
16	1967/11/19	1967/11/25	7	0
17	1967/11/26	1967/12/28	33	80
18	1967/12/29	1968/4/1	95	0
19	1968/4/2	1968/9/16	168	90
20	1968/9/17	1968/11/18	63	0
21	1968/11/19	1969/4/26	159	95
22	1969/4/27	1969/7/31	96	0
23	1969/8/1	1969/10/9	70	84
24	1969/10/10	1969/10/14	5	0
25	1969/10/15	1970/3/15	152	86
26	1970/3/16	1970/6/8	85	0
27	1970/6/9	1971/3/31	296	82
28	1971/4/1	1971/4/4	4	70
29	1971/4/5	1971/5/15	41	0
30	1971/5/16	1971/7/3	49	78
31	1971/7/4	1971/7/4	1	0
32	1971/7/5	1971/9/23	81	88
33	1971/9/24	1971/9/25	2	0
34	1971/9/26	1972/5/23	241	84
35	1972/5/24	1972/7/2	40	0
36	1972/7/3	1972/8/19	48	81
37	1972/8/20	1972/8/24	5	0
38	1972/8/25	1972/10/15	52	85
39	1972/10/16	1972/10/16	1	0
40	1972/10/17	1973/6/18	245	85
41	1973/6/19	1973/7/29	41	0
42	1973/7/30	1974/8/30	397	86
43	1974/8/31	1974/10/11	42	0
44	1974/10/12	1974/12/5	55	68
45	1974/12/6	1974/12/13	8	0
46	1974/12/14	1975/9/12	273	85
47	1975/9/13	1975/10/24	42	0
48	1975/10/25	1976/10/2	344	84
49	1976/10/3	1976/11/14	43	0
50	1976/11/15	1977/10/1	321	86
51	1977/10/2	1977/11/27	57	0
52	1977/11/28	1978/10/4	311	86
53	1978/10/5	1978/11/20	47	0
54	1978/11/21	1979/5/23	184	85
55	1979/5/24	1979/7/10	48	0
56	1979/7/11	1980/2/3	208	89
57	1980/2/4	1980/2/4	1	0
58	1980/2/5	1980/3/2	27	84
59	1980/3/3	1980/4/19	48	0
60	1980/4/20	1981/2/15	302	88
61	1981/2/16	1981/4/1	45	0
62	1981/4/2	1982/3/10	343	85
63	1982/3/11	1982/5/21	72	0
64	1982/5/22	1982/12/12	205	86
65	1982/12/13	1982/12/19	7	0
66	1982/12/20	1983/5/27	159	87
67	1983/5/28	1983/7/23	57	0
68	1983/7/24	1984/5/2	284	87
69	1984/5/3	1984/7/10	69	0
70	1984/7/11	1984/9/22	74	88
71	1984/9/23	1984/10/1	9	0
72	1984/10/2	1985/5/21	232	87
73	1985/5/22	1985/7/27	67	0
74	1985/7/28	1985/8/9	13	63
75	1985/8/10	1985/8/21	12	0
76	1985/8/22	1986/8/16	360	87
77	1986/8/17	1986/10/3	48	0
78	1986/10/4	1986/10/10	7	54
79	1986/10/11	1986/11/1	22	0
80	1986/11/2	1986/11/25	24	84
81	1986/11/26	1986/11/30	5	0
82	1986/12/1	1987/4/3	124	88
83	1987/4/4	1987/4/8	5	0
84	1987/4/9	1987/9/26	171	88
85	1987/9/27	1988/1/21	117	0
86	1988/1/22	1988/7/1	162	89
87	1988/7/2	1988/7/7	6	0
88	1988/7/8	1988/12/20	166	88
89	1988/12/21	1989/7/30	222	0
90	1989/7/31	1990/2/4	189	86
91	1990/2/5	1990/2/9	5	0
92	1990/2/10	1990/9/8	211	85
93	1990/9/9	1990/11/9	62	0
94	1990/11/10	1991/3/26	137	86
95	1991/3/27	1991/4/3	8	0
96	1991/4/4	1991/5/10	37	85
97	1991/5/11	1991/5/30	20	0
98	1991/5/31	1991/11/17	171	86
99	1991/11/18	1992/1/20	64	0
100	1992/1/21	1992/9/26	250	87
101	1992/9/27	1992/9/27	1	0
102	1992/9/28	1993/3/1	155	85
103	1993/3/2	1994/5/31	456	0
104	1994/6/1	1994/7/8	38	69
105	1994/7/9	1994/7/11	3	0
106	1994/7/12	1995/8/28	413	87
107	1995/8/29	1995/10/19	52	0
108	1995/10/20	1995/10/24	5	36
109	1995/10/25	1995/12/5	42	0
110	1995/12/6	1997/1/9	401	88
111	1997/1/10	1997/3/2	52	0
112	1997/3/3	1998/3/31	394	86

1.3.4 ふげん発電所の放射化放射能評価[1-19]

(1) 概要

ふげん発電所は国内唯一の重水減速軽水冷却型の原子炉であり，設計も含め純国産の原子炉であり，新型転換炉（ATR）と呼ばれる炉型である。1978 年 3 月に運転を開始し，2003 年 3 月運転を停止して，2008 年に廃止措置計画認可を得ている。

放射能インベントリ上の特徴として，減速材中の重水素から生成する 3 重水素（トリチウム）が施設内に多く残存しているという点があげられる。また，放射化計算に用いる放射化断面積も ATR に特有な中性子エネルギースペクトルを考慮したものを整備する他，使用している構造材料の微量元素分析を行いデータベース化するなどを行っている。

ふげん発電所では，廃止措置の準備作業においてこのような ATR の特徴に適した放射能インベントリ解析評価コードシステムを整備しており，関連する評価はこのコードシステムを用いて実施している。

また，計算の妥当性検証のため，運転期間中から金属箔を用いて，特徴的な部位においてサンプル採取，分析を行い，計算結果の妥当性を検証している。放射化放射能計算及び評価の手順は図 1.9(1)の通りである。ふげん発電所では，中性子束の実測及び原子炉廻りでの試料採取・分析を行い，計算の入力データとして使用する他，計算結果の妥当性検証に用いている。

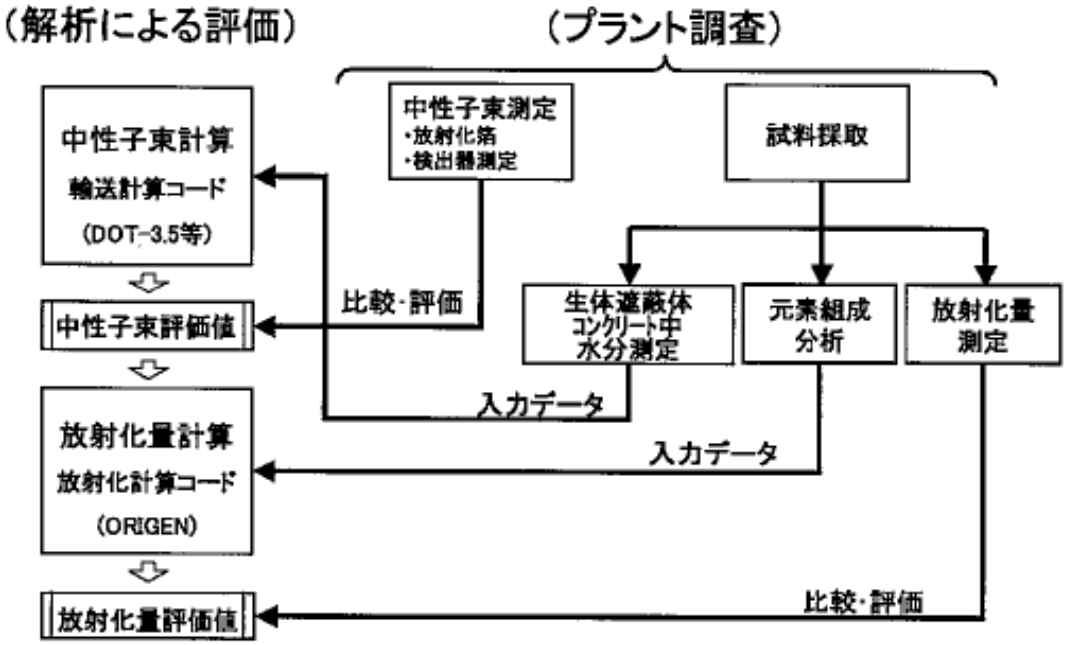


図 1.9(1)　ふげん放射化放射能計算・評価手順[1-19]

(3) 計算方法

原子炉廻り放射化放射能計算の手順の内，中性子束分布計算の計算フローは図 1.9(2)の通り

である。また，放射化断面積の作成及び放射化計算の手順は図 1.9(3)の通りである。これらの手順について以下に説明する。また，計算対象範囲の原子炉廻りの体系は図 1.9(4)の通りである。

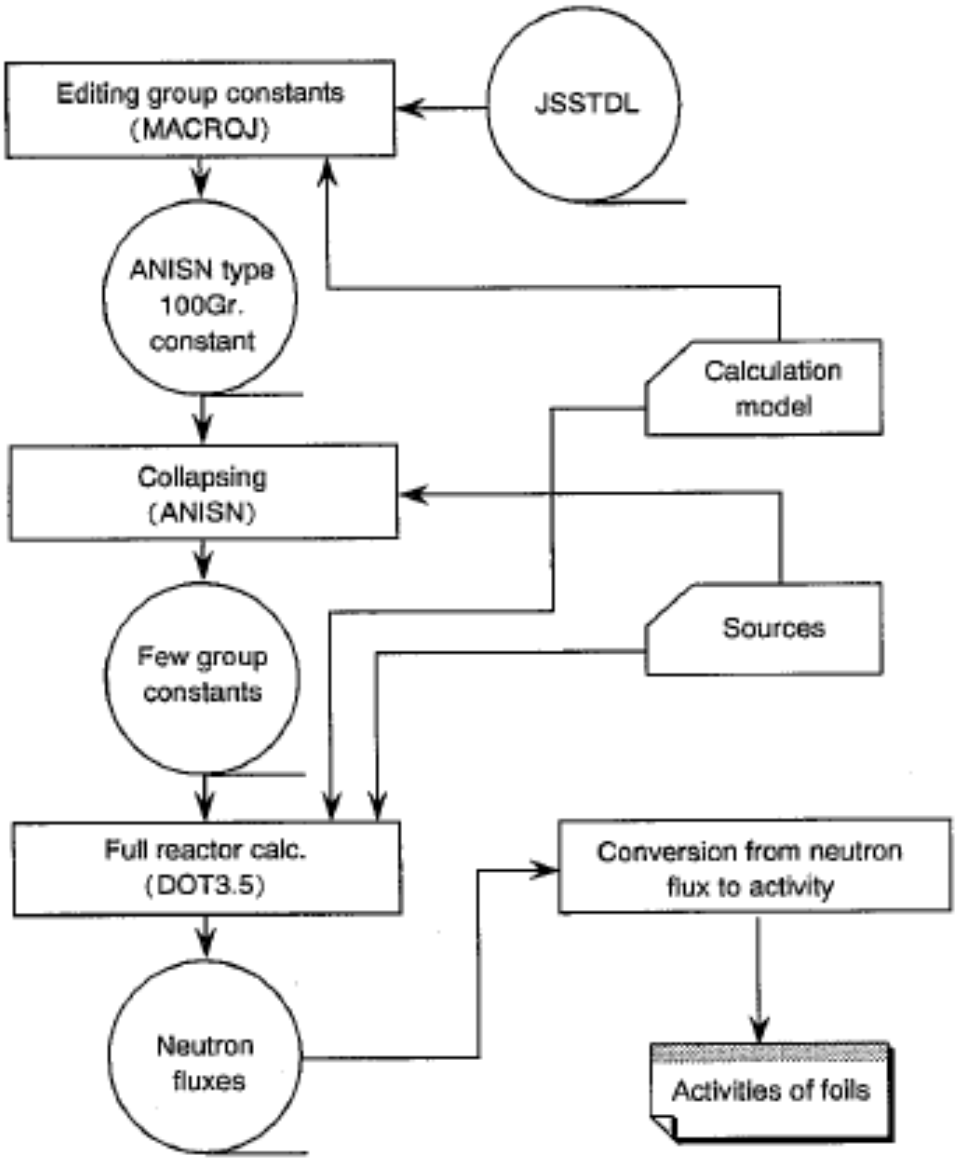


図 1.9(2)　ふげん放射化放射能計算フロー図[1-19]

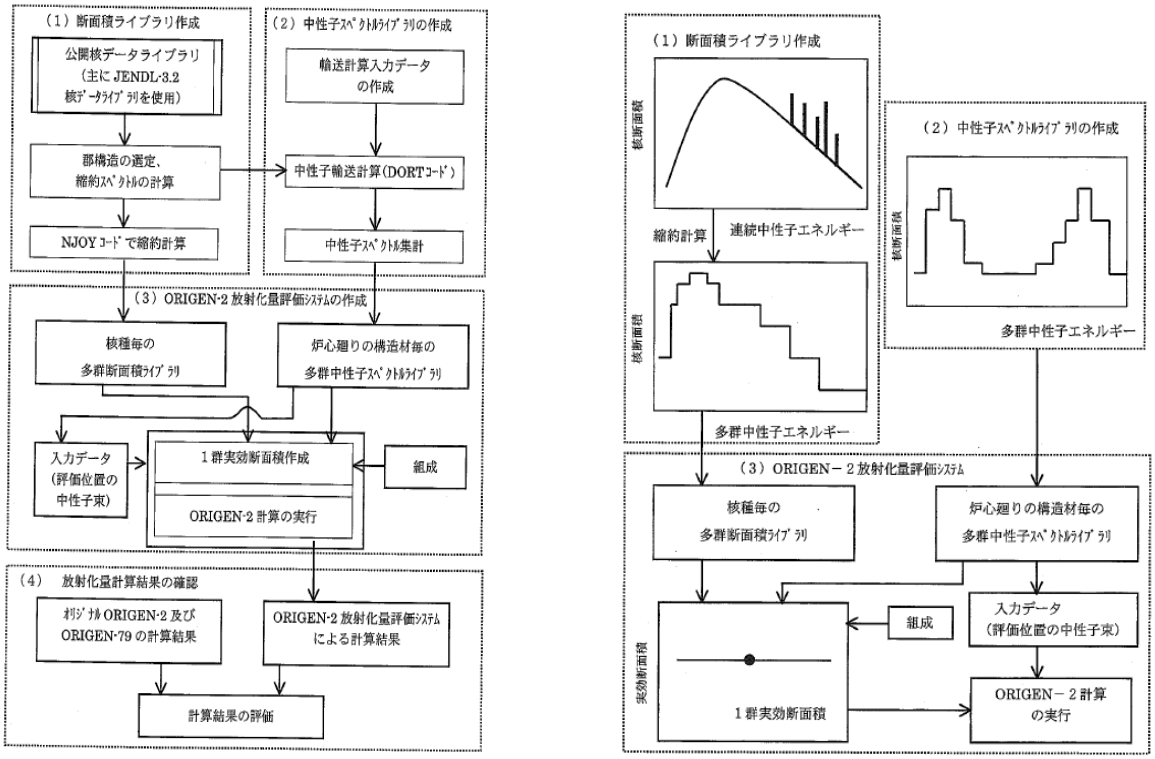


図 1.9(3)　ふげん放射化断面積作成及び放射化計算手順[1-19]

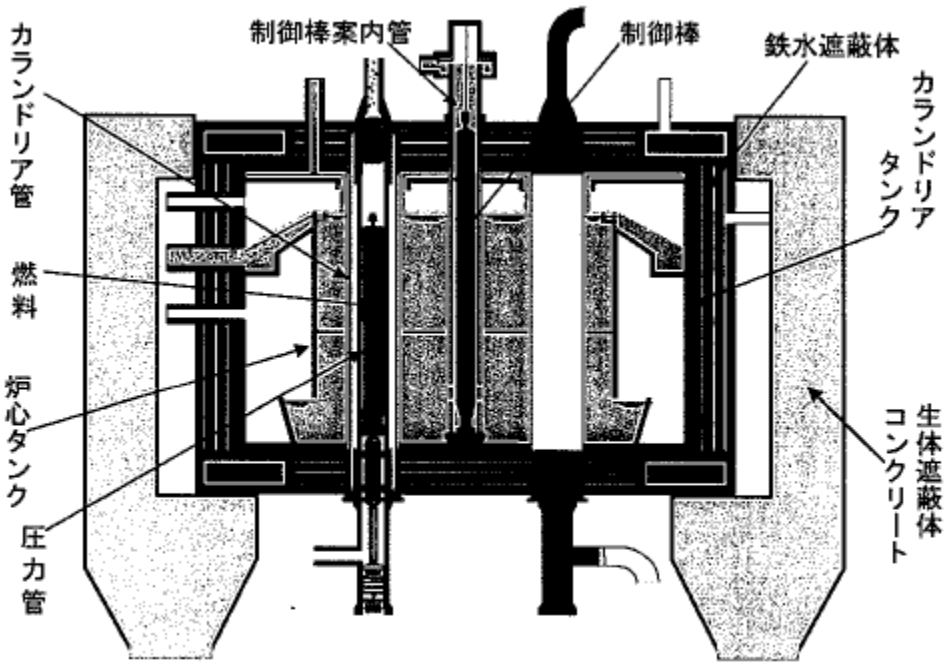


図 1.9(4)　ふげん炉心概略断面図[1-19]

3) 中性子束分布計算

中性子束計算には，JENDL3.2[1-35]を用いて作成された中性子輸送計算用断面積ライブラリJSSTDL-J32[1-36]を用いている。JSSTDL はエネルギー100 群であり，2 次元計算を実行するための計算資源上の制限から，決定論 1 次元 Sn 法計算コード ANISN を用いて，エネルギー群を 13 群，21 群及び 25 群に縮約して，決定論 2 次元 Sn 法計算コード DOT3.5 を用いて実施している。

2 次元計算の計算条件は表 1.5(1)の通りであり，図 1.9(4)に示す原子炉廻りの幾何形状は，図 1.9(5)の様に 2 次元円筒座標系で回転対称を仮定してモデル化している。

表 1.5(1)　ふげん原子炉廻り 2 次元中性子束計算　計算条件[1-19]

No.	項　目	条　件
1	計算体系	2 次元円筒形状
2	計算コード	DOT 3.5（2 次元輸送計算コード）
3	計算範囲	
	・径方向	炉心中心より生体しゃへいコンクリート外端まで
	・軸方向	下部鉄水しゃへい体下管板下面から
		上部鉄水しゃへい体上管版上面まで
4	空間メッシュ数	
	・径方向	125　125×141＝17625
	・軸方向	141
5	Pℓ次数	P_3，P_5
6	Sn分点数	S30，S96
7	エネルギ数	13群，21群，25群
8	境界条件	
	・左側	反　射
	・右側	真　空
	・下部	〃
	・上部	〃
9	収束打切り誤差	0.01
10	線源	固定分布線源

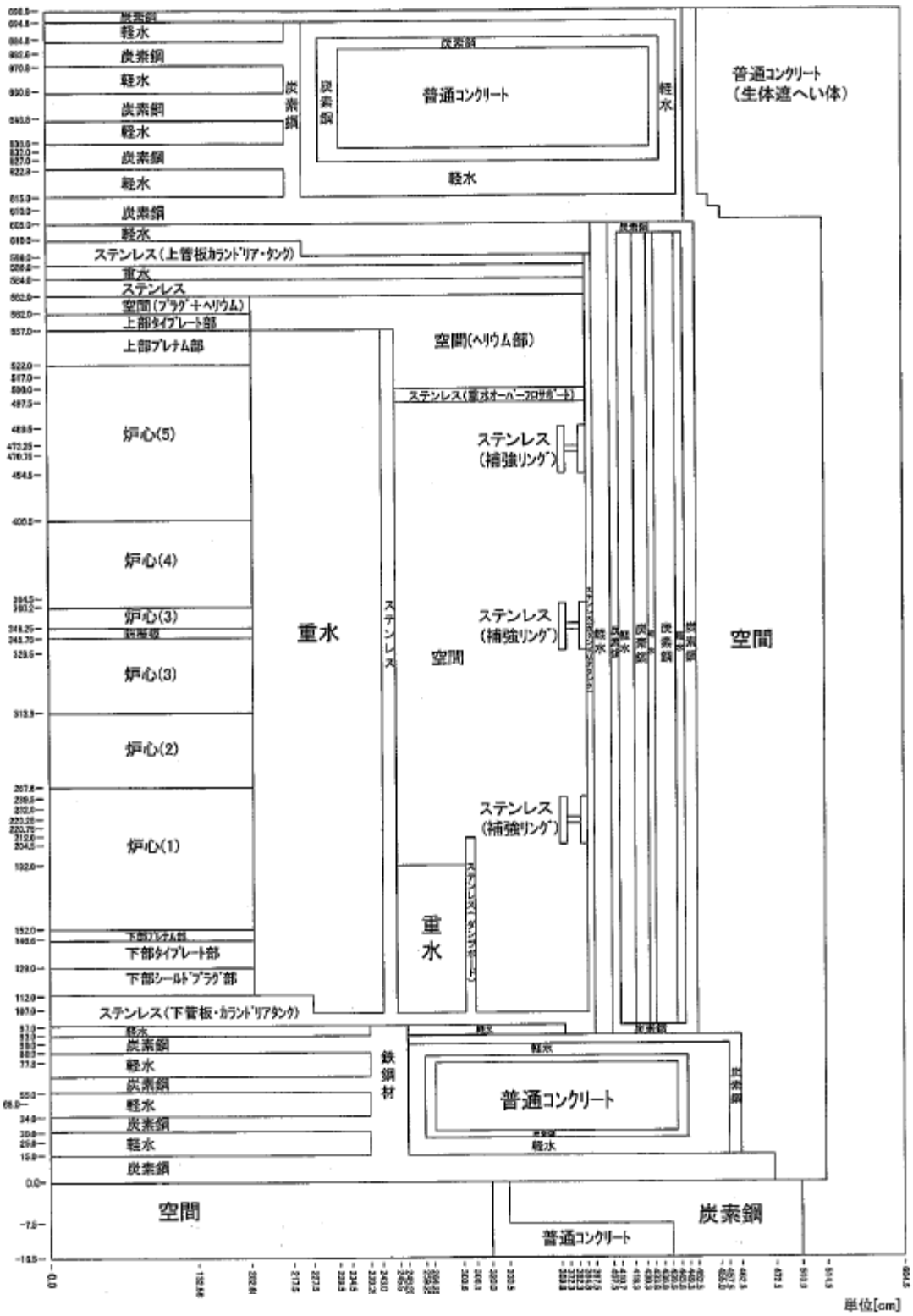


図 1.9(5)　ふげん原子炉廻り２次元計算モデル[1-19]

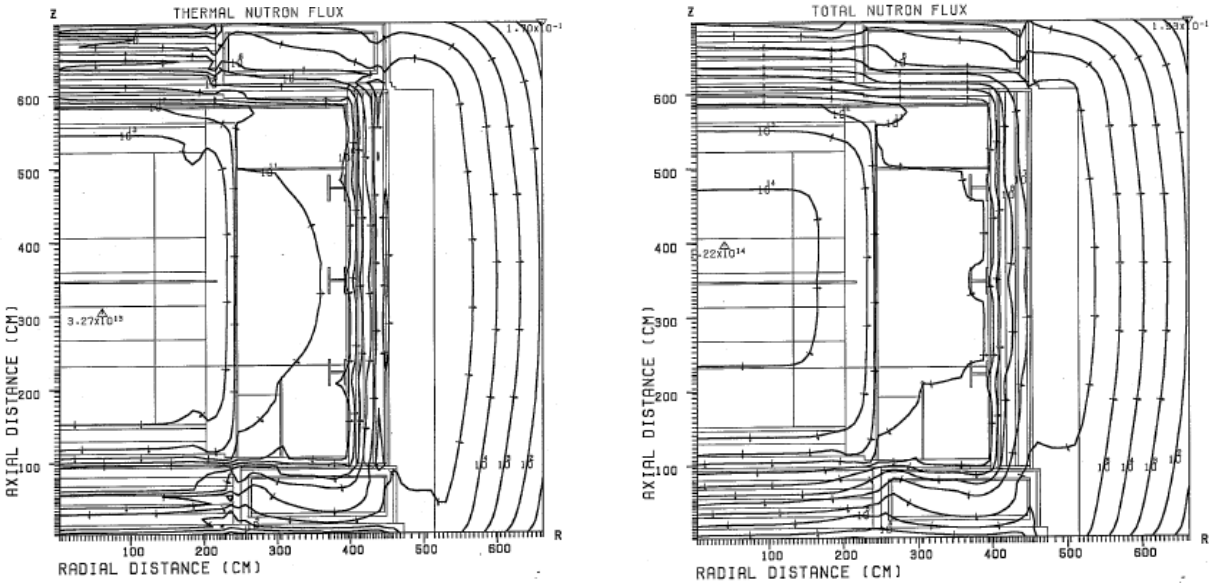
4) 放射化計算

ふげんは，重水減速軽水冷却という原子炉型であり，軽水炉とは中性子エネルギースペクトが異なっている。このため，放射化計算にはORIGEN2コードを使うこととしているが，放射化断面積は独自に整備している。図 1.9(3)は，放射化断面積の整備と放射化計算の手順を示したものである。放射化断面積は，JEND3.2から多群断面積を作成し，それをさらにふげんの各部位において計算した中性子エネルギースペクトルを用いて１群に縮約している。作成した１群断面積は，軽核種1736反応，重核種242反応，FP核種877核種であった。

(4) 計算結果

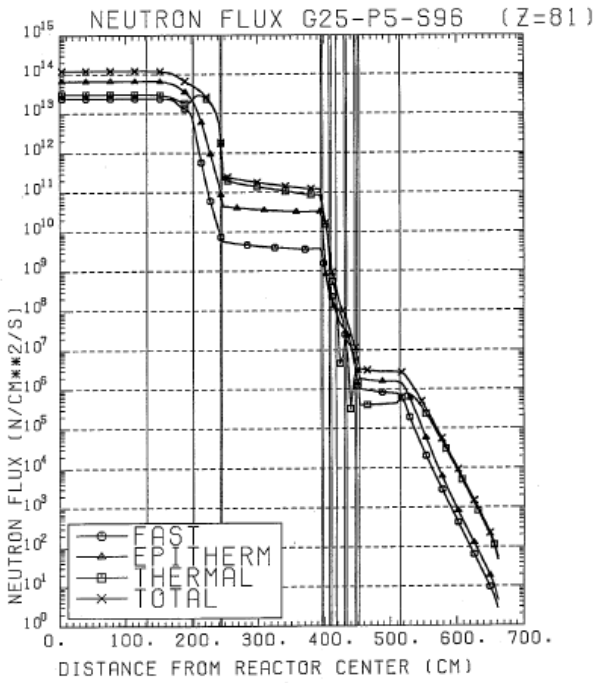
2次元計算結果である熱中性子束分布と全中性子束分布を図1.9(6)に示す。また，水平方向と垂直方向の中性子束変化を図1.9(7)に示す。中性子束そのものについて実測された値はなく，中性子束分布自体の計算結果妥当性は検証されていない。

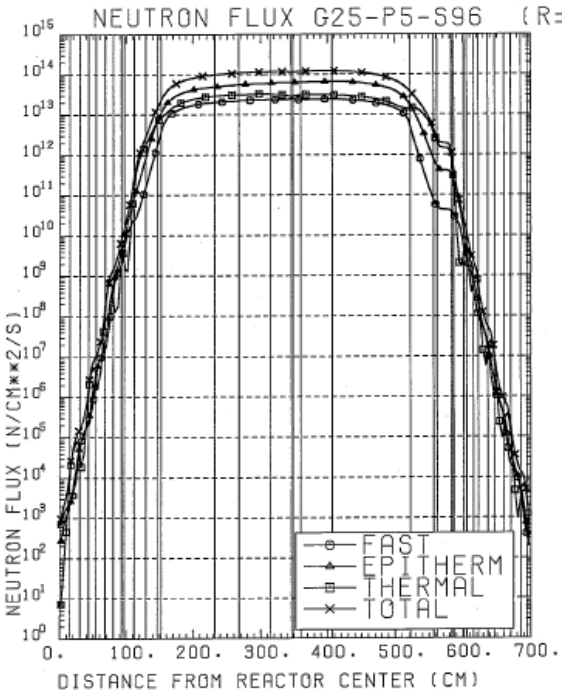
炉心側部のコンクリートにおける放射化放射能について，H-3 ，Co-60 及びCs-134の放射能濃度の測定値と計算値の比較（C/E）を表1.5(2)から表1.5(4)に示す。C/Eの欄のATRは独自開発の断面積，ORIGEN-2及びORIGEN79はそれぞれのコードに付属している軽水炉の標準的スペクトルで縮約した断面積を使用したものである。なお，ORIGEN-2は１群断面積を使用しているが，ORIGEN79 は，高速中性子束及び熱外中性子束の熱中性子束との比を入力し，簡易的に３群の中性子エネルギースペクトルが取り扱える。C/Eの値は，表面近傍では比較的良い一致を示しているが，コンクリート内部ではいずれも計算値が過小評価となってしまっている。



（熱中性子束分布）　　（全中性子束分布）

図 1.9(6)　ふげん原子炉廻り２次元中性子束分布[1-19]





（水平方向：炉心中央高さ）　　（垂直方向：炉心中央）

図 1.9(7)　ふげん原子炉廻り水平方向及び垂直方向中性子束変化[1-19]

表 1.5(2)　ふげん放射能実測と計算値の比較（H-3）[1-19]

核種	サンプル No.	炉心側からの深さ (cm)	測定値:E (Bq/g)			計算値:C (Bq/g)			C/E		
			濃度	誤差	検出限界	ATR	ORIGEN-2	ORIGEN79	ATR	ORIGEN-2	ORIGEN79
H-3	ふげん	0.0 ～ 5.0	7.10E+01			1.11E+02	3.29E+01	1.26E+02	1.56	0.46	1.77
	FJ	22.0 ～ 27.0	8.29E+01	3.40E-01		3.84E+01	5.53E+00	4.07E+01	0.46	0.07	0.49
	No. 2	42.0 ～ 47.0	6.46E+00	8.20E-02		3.79E+00	5.45E-01	4.00E+00	0.59	0.08	0.62
	(燃焼法)	62.0 ～ 67.0	<0.37			4.05E-01	6.18E-02	4.26E-01	–	–	–
		144.0 ～ 149.0	6.38E+00	8.20E-02		7.23E-05	1.24E-05	7.70E-05	0.00	0.00	0.00

表 1.5(3)　ふげん放射能実測と計算値の比較（Co-60）[1-19]

核種	サンプル No.	炉心側からの深さ (cm)	測定値:E (Bq/g)			計算値:C (Bq/g)			C/E		
			濃度	誤差	検出限界	ATR	ORIGEN-2	ORIGEN79	ATR	ORIGEN-2	ORIGEN79
Co60	ふげん	0.0 ～ 5.0	1.93E+00	1.16E-01	1.03E-02	4.83E+00	1.83E+00	5.55E+00	2.50	0.95	2.88
	FJ	21.5 ～ 23.5	3.38E+00	6.44E-02	6.20E-02	1.82E+00	3.80E-01	1.92E+00	0.54	0.11	0.57
	No. 1	41.5 ～ 43.5	2.61E-01	1.84E-02	2.61E-02	1.84E-01	3.79E-02	1.93E-01	0.71	0.15	0.74
		61.5 ～ 63.5	3.22E-02	7.30E-03	1.79E-02	1.92E-02	4.18E-03	2.93E-02	0.60	0.13	0.91
		81.5 ～ 83.5	~~1.28E-02~~	~~5.83E-03~~	~~1.87E-02~~	2.46E-03	5.49E-04	2.59E-03	~~0.19~~	~~0.04~~	~~0.20~~
		101.5 ～ 103.5	~~6.76E-03~~	~~7.00E-03~~	~~2.43E-02~~	3.39E-04	7.65E-05	3.58E-04	~~0.05~~	~~0.01~~	~~0.05~~
	FJ	19.0 ～ 21.0	3.94E+00	6.94E-02	6.71E-02	2.35E+00	5.00E-01	2.47E+00	0.60	0.13	0.63
	No. 2	39.0 ～ 41.0	2.83E-01	1.93E-02	2.84E-02	2.50E-01	5.11E-02	2.62E-01	0.88	0.18	0.93
		59.0 ～ 61.0	3.55E-02	7.87E-03	1.97E-02	2.54E-02	5.51E-03	2.68E-02	0.72	0.16	0.75
		79.0 ～ 81.0	~~8.85E-03~~	~~7.48E-03~~	~~2.52E-02~~	3.17E-03	7.09E-04	3.34E-03	~~0.36~~	~~0.08~~	~~0.38~~
		99.0 ～ 101.0	~~2.06E-02~~	~~6.14E-03~~	~~1.69E-02~~	4.40E-04	9.91E-05	3.34E-03	~~0.02~~	~~0.00~~	~~0.16~~
	FJ	25.5 ～ 27.5	1.18E+00	3.85E-02	4.31E-02	1.20E+00	2.46E-01	1.26E+00	1.02	0.21	1.07
	No. 3	45.5 ～ 47.5	1.14E-01	1.28E-02	2.27E-02	1.16E-01	2.42E-02	1.21E-01	1.02	0.21	1.06
		65.5 ～ 67.5	~~7.81E-03~~	~~8.36E-03~~	~~2.77E-02~~	1.29E-02	2.83E-03	1.35E-02	~~1.65~~	~~0.36~~	~~1.73~~
		85.5 ～ 87.5	~~1.10E-02~~	~~5.41E-03~~	~~1.76E-02~~	1.68E-03	3.79E-04	7.88E-04	~~0.15~~	~~0.03~~	~~0.07~~
		105.5 ～ 107.5	~~5.58E-03~~	~~5.20E-03~~	~~1.91E-02~~	2.41E-04	5.43E-05	2.54E-04	~~0.04~~	~~0.01~~	~~0.05~~

表 1.5(4)　ふげん放射能実測と計算値の比較（Cs-134）[1-19]

核種	サンプル No.	炉心側からの深さ (cm)	測定値:E (Bq/g)			計算値:C (Bq/g)			C/E		
			濃度	誤差	検出限界	ATR	ORIGEN-2	ORIGEN79	ATR	ORIGEN-2	ORIGEN79
Cs134	ふげん	0.0 ～ 5.0	4.04E-01	5.29E-02	1.27E-01	2.13E+00	1.20E+00	2.65E+00	5.26	2.96	6.56
	FJ No. 1	21.5 ～ 23.5	1.26E+00	4.27E-02	8.74E-02	5.15E-01	2.49E-01	5.59E-01	0.41	0.20	0.44
		41.5 ～ 43.5	6.95E-02	1.12E-02	2.75E-02	4.95E-02	2.49E-02	5.51E-02	0.71	0.36	0.79
		61.5 ～ 63.5	~~3.16E-03~~	~~5.12E-03~~	~~1.80E-02~~	5.29E-03	2.74E-03	1.96E-02	~~1.68~~	~~0.87~~	~~6.20~~
		81.5 ～ 83.5	~~2.26E-03~~	~~4.99E-03~~	~~1.84E-02~~	6.89E-04	3.60E-04	7.81E-04	~~0.30~~	~~0.16~~	~~0.35~~
		101.5 ～ 103.5	－	－	－	9.58E-05	5.02E-05	1.09E-04	－	－	－
	FJ No. 2	19.0 ～ 21.0	1.59E+00	4.66E-02	9.17E-02	6.79E-01	3.28E-01	7.36E-01	0.43	0.21	0.46
		39.0 ～ 41.0	1.09E-01	1.32E-02	3.07E-02	6.70E-02	3.35E-02	7.44E-02	0.61	0.31	0.68
		59.0 ～ 61.0	~~9.04E-03~~	~~4.65E-03~~	~~1.48E-02~~	6.98E-03	3.61E-03	7.88E-03	~~0.77~~	~~0.40~~	~~0.87~~
		79.0 ～ 81.0	~~2.88E-03~~	~~4.42E-03~~	~~1.56E-02~~	8.89E-04	4.65E-04	1.01E-03	~~0.31~~	~~0.16~~	~~0.35~~
		99.0 ～ 101.0	~~1.39E-03~~	~~4.27E-03~~	~~1.55E-02~~	1.24E-04	6.50E-05	1.01E-03	~~0.09~~	~~0.05~~	~~0.73~~
	FJ No. 3	25.5 ～ 27.5	5.72E-01	2.63E-02	5.24E-02	3.30E-01	1.61E-01	3.61E-01	0.58	0.28	0.63
		45.5 ～ 47.5	3.20E-02	8.13E-03	2.28E-02	3.12E-02	2.42E-02	3.49E-02	0.98	0.76	1.09
		65.5 ～ 67.5	~~9.33E-03~~	~~6.83E-03~~	~~2.16E-02~~	3.57E-03	1.86E-03	4.03E-03	~~0.38~~	~~0.20~~	~~0.43~~
		85.5 ～ 87.5	－	－	－	4.74E-04	2.49E-04	4.00E-04	－	－	－
		105.5 ～ 107.5	~~3.35E-03~~	~~3.71E-03~~	~~1.37E-02~~	6.80E-05	3.56E-05	7.70E-05	~~0.02~~	~~0.01~~	~~0.02~~

1.3.5 JRR-1 の放射化放射能評価[1-20]

(1) 概要

JRR-1（Japan Research Reactor 1）は，1957 年から 1968 年まで運転され，その後永久停止され，原子炉本体は現在まで安全貯蔵状態で保管されている。現在は，展示施設として使用されているが，将来の解体に向けて原子炉本体の放射能インベントリを評価した。JRR-1 の緒元は表 1.6(1)及び表 1.6(2)の通りである。また，原子炉廻りの垂直断面図及び水平断面図を図 1.10(1)及び図 1.10(2)にそれぞれ示す。

表 1.6(1)　JRR-1　緒元（1）[1-20]

炉型	濃縮ウラン軽水減速冷却型 （ウォーターボイラー型）	
定格（最大熱）出力	50 kW	
最大熱中性子束	1.2×10^{12} n・cm^{-2}・sec^{-1}	
炉心形状及び寸法	40 cm φ 球型	
燃料	硫酸ウラニル水溶液、20%濃縮	
制御材	炭化ホウ素	
冷却材及び減速材	軽水	
反射材	グラファイト	
実験孔	3/2 インチ炉心貫通実験孔	1
	6 インチ水平実験孔	2
	4 インチ水平実験孔	3
	3 インチ水平実験孔	2
	2 インチ水平実験孔	1
	3/2 インチ水平実験孔	1
	4 インチ垂直実験孔	4
	5 フィート×5 フィート水平熱中性子柱	1
	16 インチ垂直熱中性子柱	1
	4 インチッ線実験孔	4
	6 インチ×18 インチッ線実験孔	1
	合計	21

表 1.6(2)　JRR-1　緒元（2）[1-20]

機器・構造物	文献からの情報*1	参考文献*2	計算モデルの寸法や材質
炉心	外径 40 cm、厚さ 1.8 mm の球状の 347 号ステンレス鋼	(1),(7)	半径 16.7 cm、高さ 33.4 cm、厚さ 1.8 mm の円筒状、SUS
制御棒	直径 1.6 cm、長さ 40 cm のステンレス被覆のボロンカーバイトが 4 本	(1)	考慮せず
冷却コイル	長さ 1.98 m、直径 0.64 cm、断面積 0.19 cm^2、347 号ステンレス鋼	(1),(7)	燃料と均一化、SUS
溢流器	約 2 ℓの容積の 347 号ステンレス鋼	(7)	半径 5.06 cm、高さ 53.48 cm、厚さ 1.8 mm の円筒形、SUS
燃料及び冷却管	複写状態が悪く不明、347 号ステンレス鋼	(*)	半径 5.06 cm、厚さ 1.8 mm の円筒形、SUS
反射材	2 次気密、反射体タンク内に充填、グラファイト	(6),(7)	2 次気密、反射体タンク内に充填
2 次気密タンク	直径 22 インチ(55.88 cm) 、厚さ 6.4 mm の円管、Al	(7)	半径 27.95 cm、高さ 109.1 cm、厚さ 6.4 mm の円筒形、Al
	[直径 41.28 cm、高さ 109.01 cm]の円管、Al	(*)	
反射体タンク	辺 198.12 cm×152.4 cm、高さ 152.4 cm、上部厚さ 1.24 cm 直方体、Al	(1),(6),(*)	半径 79.34 cm、高さ 155.74 cm の円筒形、 上部と側部に厚さの 1.24 cm、Al
反射体タンク周りの冷却コイル	直径 1.27 cm、反射体タンクの上下と 2 側面の 4 面に接触した状態で設置、銅	(6),(*)	考慮せず
重コンクリート遮へい体	主要部 68.2 m^3、上部・側部 1.68 m、底部 0.61 m	(7)	モデル全体の大きさ半径 242.1 cm、 高さ 421.3 cm の円筒形
	原子炉全体の大きさ 5.5 m×4.8 m	(*)	
No.1 実験貫通孔	r=0～161.9 cm、直径 3.5 cm(3/2 インチ)の孔	(4)、私信	考慮せず*3
No.4 実験孔	r=33.4～86.9 cm(長さ 53.5 cm)、直径 9.8 cm(4 インチ)の孔	(4)、私信	考慮せず*3
実験孔スリーブ	実験孔の鞘、タンク側はフランジのボルト締め、中間部はアングル鋼材の支柱で固定、素材、厚みに関する明記なし、アルミニウムと考えられる	(6)	考慮せず
ビスマス遮へい材	[炉心の周囲に厚み 0～14 cm、高さ 39 cm]	(*)	考慮せず*3
鉛遮へい材	ビスマスの上下に厚さ 10 cm	(*)	考慮せず*3
鋼鉄	炉体の外面、底面は鉄筋コンクリートを使用している。 また反射体タンク等固定・填塞に用いている。	(6)	考慮せず

*1：[ ]は JRR-1 保管図面からの推測値
*2：数字は参考文献の番号を示している。(*)はバックエンド技術部所有の JRR-1 の保管図面から引用している
*3：付録 III にて実験孔やビスマス遮へい材等を考慮したモデルで計算を行なっている。

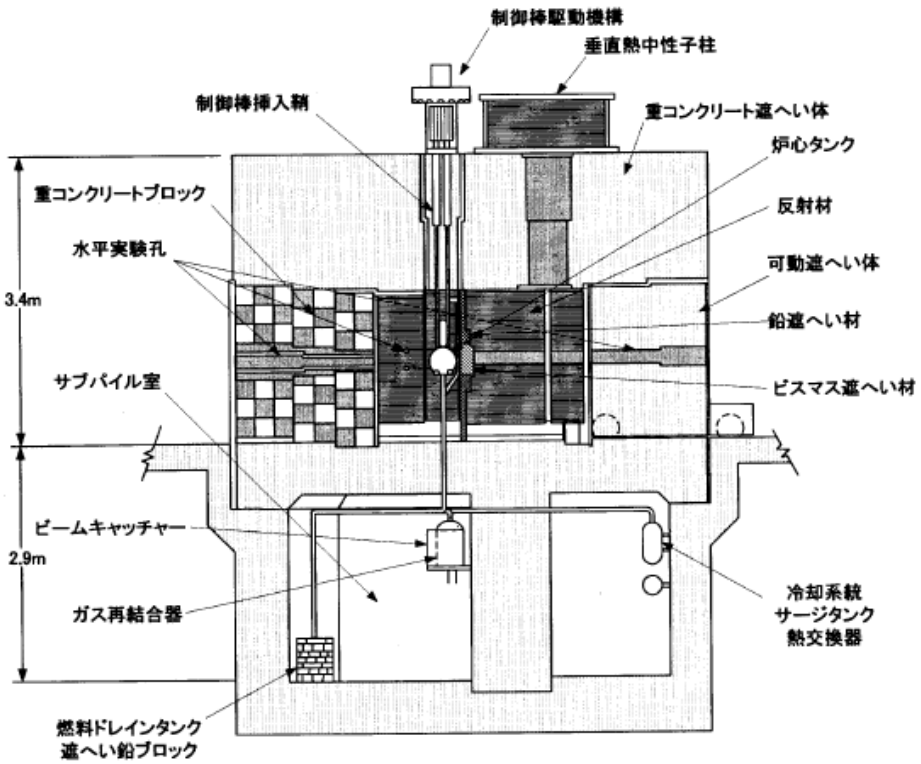


図 1.10(1)　JRR-1　垂直断面図[1-20]

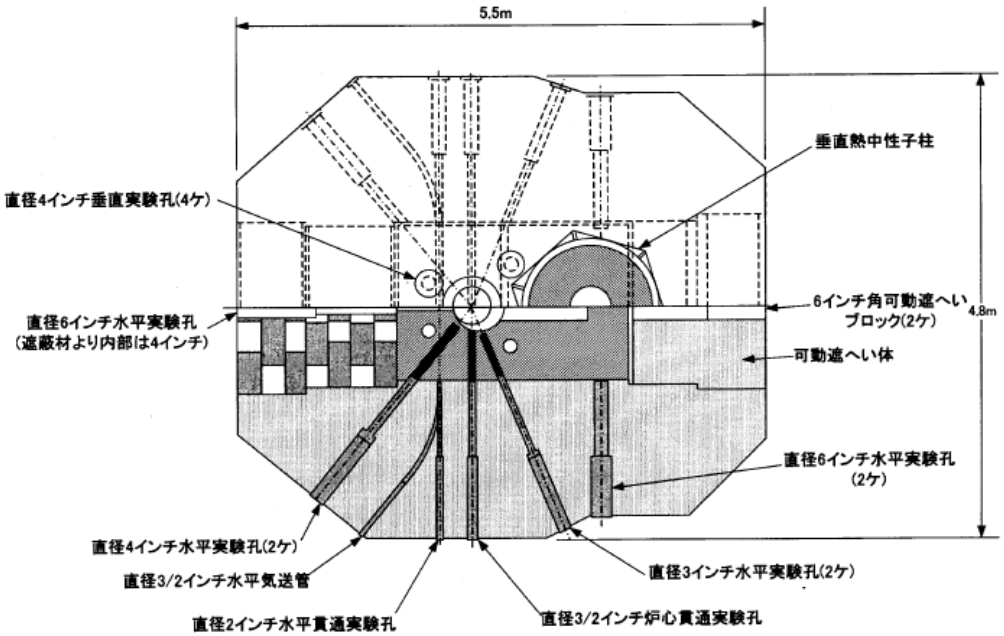


図 1.10(2)　JRR-1 水平断面図[1-20]

(2) 安全貯蔵について

JRR-1 は，1969 年 10 月 20 日に「原子炉施設（JRR-1）の解体届」を提出された。安全貯蔵を講ずるための工事は 11 月 21 日から 1970 年 3 月 31 日かけて実施された。工事の概要は次の通りである。

(ア) 装荷燃料溶液（燃料は 20%濃縮硫酸ウラニル水溶液）は，石膏，バーミキュライト等で固形化処理し，保管している。

(イ) 炉心及び燃料ドレンタンク等は，蒸留水で洗浄した後，系統内の弁を閉めて密封封印処置している。

(ウ) 計測制御系統などは，すべて遮断している。

(エ) 高線量の機器がある地下室は，上記措置後に施錠管理を実施している。高線量の機器の周りにコンクリートブロックを積んで遮蔽している。原子炉廻りは柵を設けて，立入禁止にしている。

(3) 計算方法

原子炉本体の放射能インベントリは，汎用の計算コードを用いて実施している。計算評価は以下の 2 つの手順からなる。放射化放射能の計算フローは図 1.10(3)の通りである。

1) 実効断面積の作成

中性子束分布の計算用の実行断面積は下記の通り作成している。

(ア) 断面積ライブラリー：JSSTDL-J32（JENDL3.2 を基にした中性子エネルギー100 群）

(イ) 実効断面積計算：MACRO-JG（単一材料に対する実行断面積計算コード）[1-20]

(ウ) 実効断面積結合計算：CONCAT（MACRO-JG コードの単一材料の実効断面積を結合）[1-20]

(エ) 巨視的実効断面積計算：GIP（CONCAT で出力された材料ごとの実効断面積からマクロ実効断面積を計算）[1-37]

2) 2 次元中性子束分布計算

2 次元中性子束分布の計算は次の通り実施している。

(ア) 2 次元中性子束分布計算:DORT[1-38],原子炉本体は円筒座標系でモデル化,球形の炉心は,等価体積の円柱でモデル化している。2 次元計算モデルは,図 1.10(4)の通りである。また,計算条件は表 1.6(3)の通りである。

(イ) ２次元中性子束分布計算結果のファイル形式変換：RTFLUM[1-20]，計算結果出力ファイル形式の変換を行う。

(ウ) ３群中性子束の出力：MAKEFLX[1-21]，放射化計算コード OGRIGEN-MD[1-20]の入力形式である中性子エネルギー群３群の中性子束を出力する。

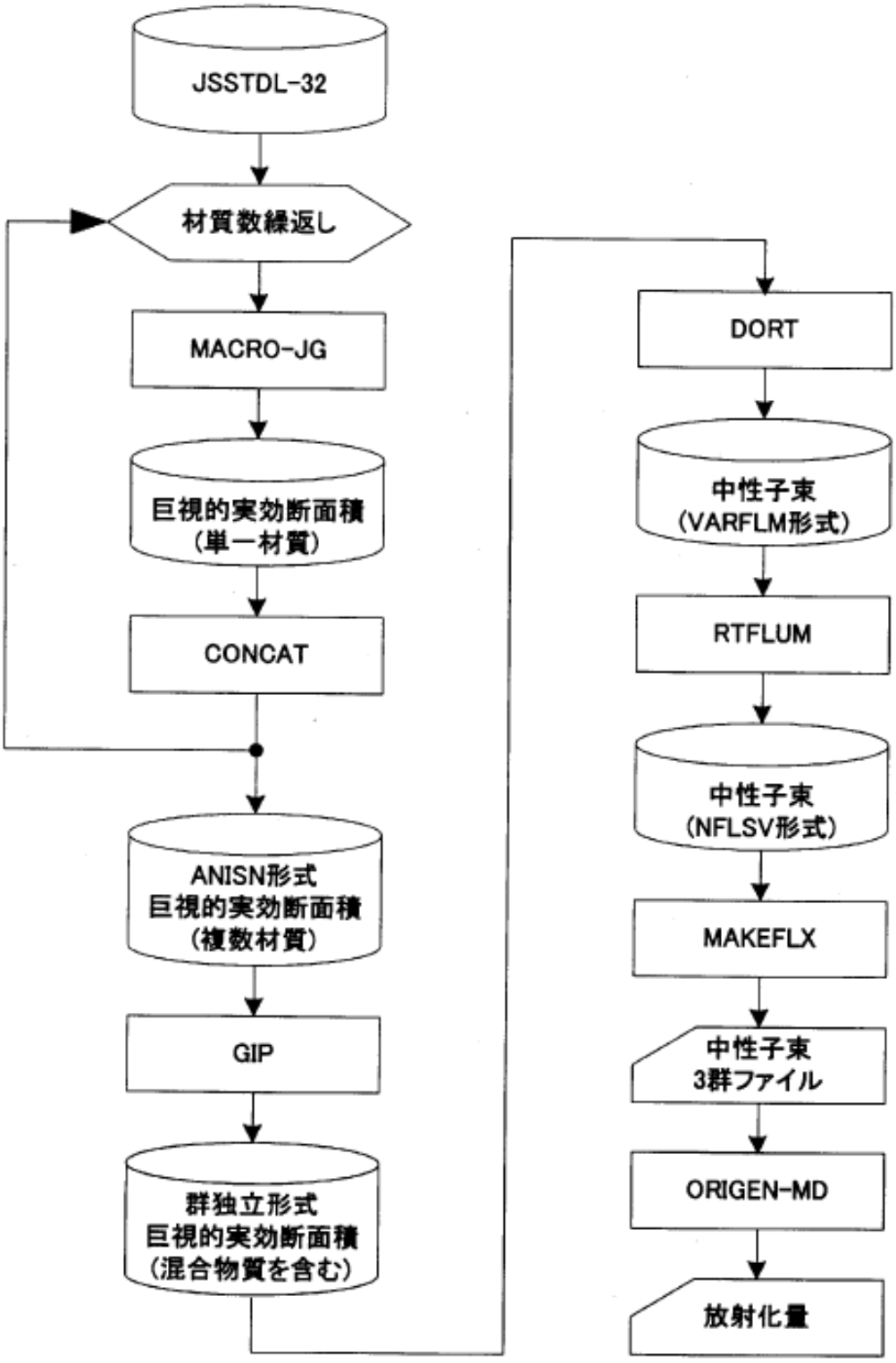


図 1.10(3)　JRR-1　放射化放射能計算フロー[1-20]

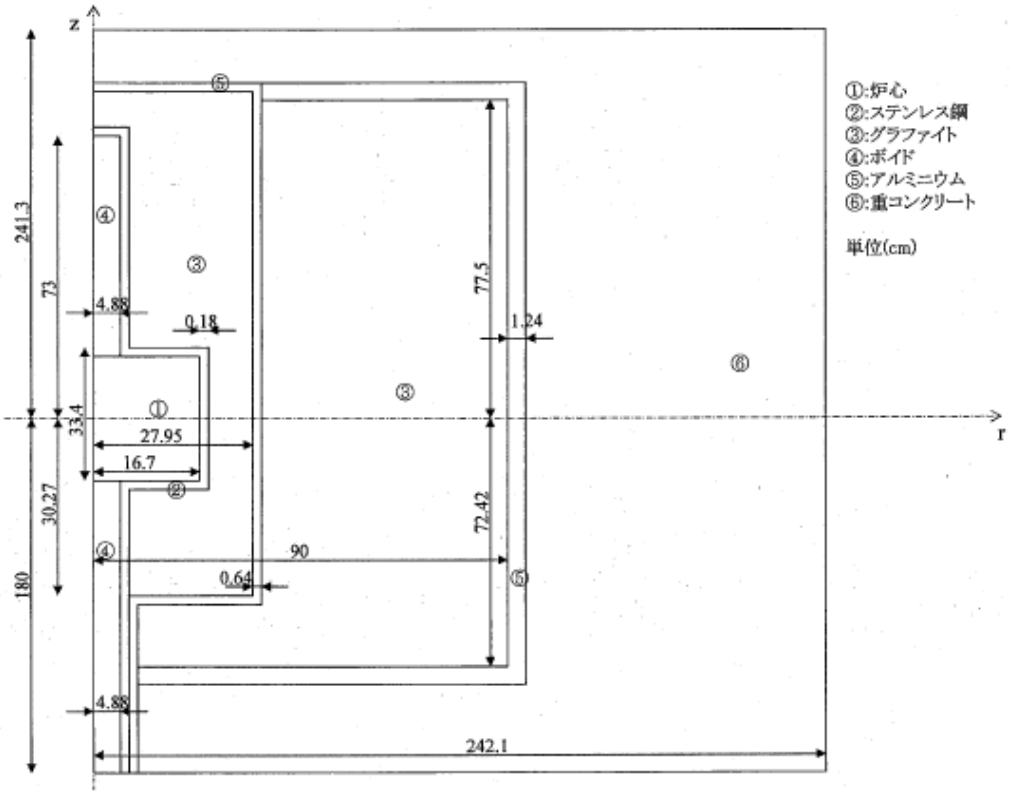


図 1.10(4)　２次元中性子束分布計算モデル[1-16]

表 1.6(3)　JRR-1　２次元計算条件[1-20]

項目	パラメータ
中性子断面積ライブラリ	JSSTDL-J32(JENDL-3.2)
中性子エネルギー群数	100 群*
散乱角のルジャンドル展開次数	P_3
Sn 分点数	S48(等方 S_8)
計算範囲	径方向：0～240.1 cm 軸方向：－180～241.3 cm
領域数	14
径方向メッシュ分割数	186
軸方向メッシュ分割数	335
核分裂中性子分布	炉心内で平坦分布(径方向・軸方向とも)
核分裂中性子スペクトル	^{235}U の熱中性子核分裂スペクトル
核分裂中性子強度	3.85×10^{15} n/sec (熱出力 50 kW 相当)
中性子束収束誤差	1%(各メッシュ)

*：100 群の計算後、3 群に分類

3) 放射化計算

放射化計算は，ORIGEN-MD を用いて 2 次元中性子束分布計算結果から抽出した定格運転時中性子束分布（3 群），原子炉運転履歴及び原子炉本体構成材料の組成を入力し，運転停止後の経過年数に対する放射性核種濃度を算出している（評価年は 2002 年 4 月時点）。

(4) 計算結果

図 1.10(5)に 2 次元中性子束分計算結果（速（高速）中性子束及び熱中性子束）が示されている。また，図 1.10(6)には，水平方向（炉心中心高さ）及び垂直方向（炉心中央）の中性子束の変化が示されている。これら計算結果からは，特に特異な現象は見られない。表 1.6(4)は炉心部における中性子束の計算値，設計値及び測定値を比較したものである。測定は熱中性子束に対してのみ行われており，計算結果は，過小評価となっている。高速中性子については，設計値が与えられているが，こちらも 60%近い過小評価となっている。

放射化計算結果に基づき，低レベル，極低レベル及び CL にレベル区分を分類して，区分ごとの廃棄物量を算出している。部位ごとの平均放射能濃度が表 1.6(5)，部位ごとのレベル区分が表 1.6(6)に示されている。

表 1.6(4)　JRR-1 中性子束（計算値，設計値及び測定値）比較[1-20]

	速中性子束	熱外中性子束	熱中性子束
計算値	8.50×10^{11}	1.90×10^{12}	1.17×10^{12}
設計値	1.5×10^{12}	-	1.2×10^{12}
測定値	-	-	1.25×10^{12} *

*：40kW 運転時の測定結果(1.0×10^{13} n/cm²sec)を 50kW 定格運転時に換算

表 1.6(5)　JRR-1 部位ごとの放射能計算値[1-20]

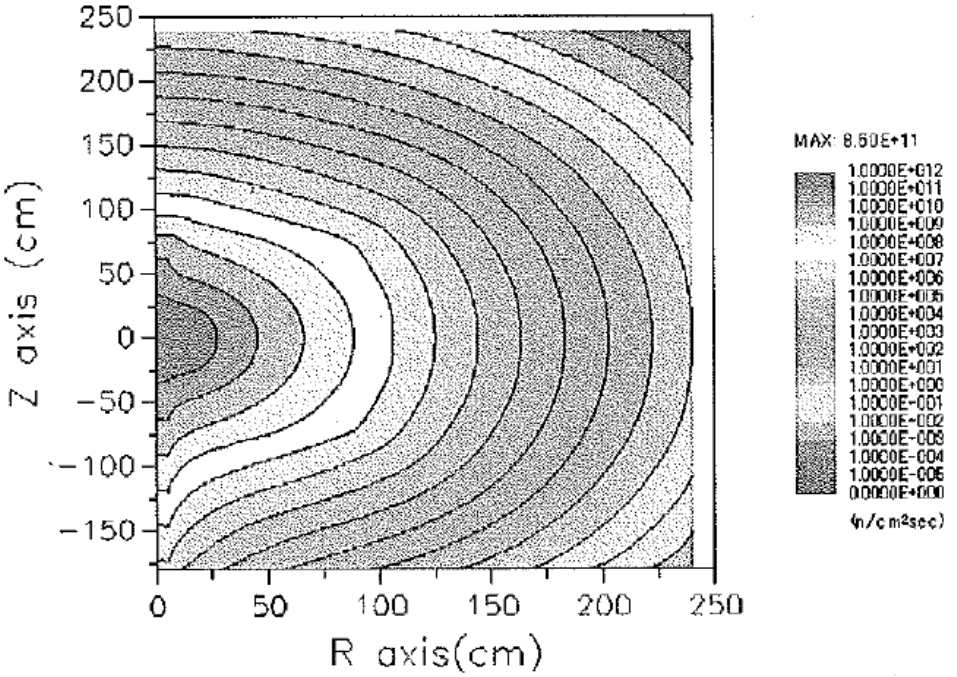
機器・構造物	平均放射能濃度(Bq/g)
炉心タンク内（貫通孔スリーブ等）	7.12×10^{5}
炉心タンク	5.66×10^{5}
炉心タンク（含内容物）*	6.40×10^{5}
2 次気密タンク	7.05×10^{4}
反射体タンク（下部）	3.41×10^{3}
グラファイト反射材（炉心タンク付近）	8.32×10^{2}
重コンクリート遮へい体（燃料・冷却配管付近）	5.34×10^{2}

*：炉心タンクを 7.1kg、炉心タンク内容物を 7.2kg と想定した

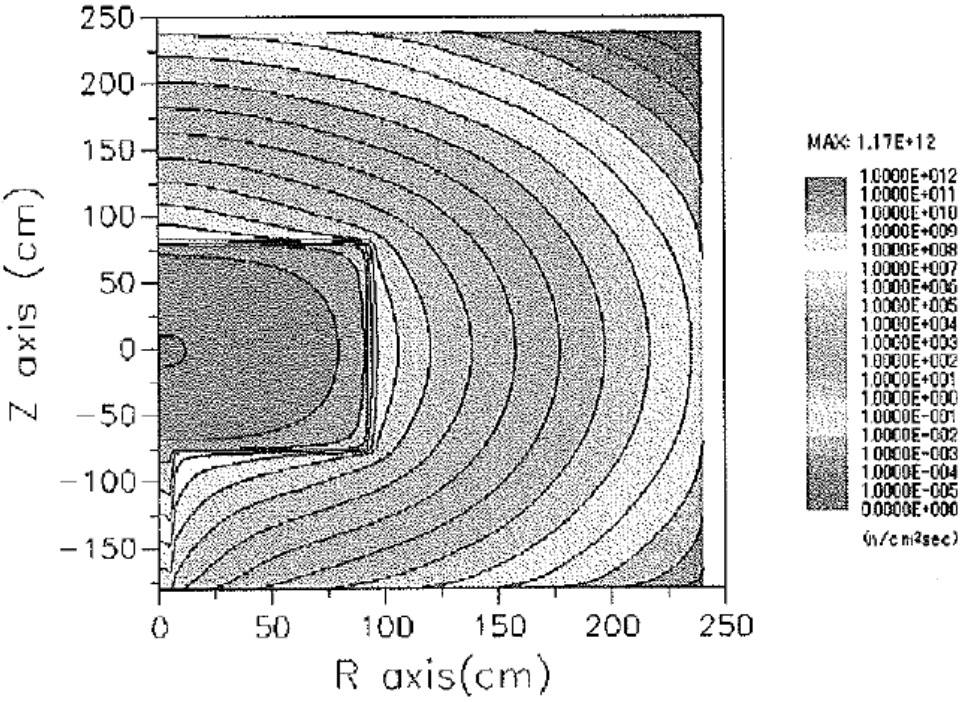
表 1.6(6)　JRR-1 部位ごとのレベル区分[1-20]

2002.4

放射能レベル	機器・構造物
低レベル	・炉心タンク(SUS) ・溢流器(SUS) ・炉心近くの燃料・冷却配管(SUS) ・2 次気密タンク(Al) ・反射体タンク(Al) ・反射体タンク付近の重コンクリート遮へい体、1～2cm の厚さ
極低レベル	・炉心から離れた位置(80～170cm)の燃料・冷却配管(SUS) ・グラファイト反射材の大部分 ・反射体タンク付近の重コンクリート遮へい体、10～20cm の厚さ
クリアランスレベル	・炉心タンクから十分離れた位置(170cm 以遠)の燃料・冷却配管(SUS) ・2 次気密タンク外部のグラファイト反射材の一部 ・低レベル、極低レベルに該当しない重コンクリート遮へい体

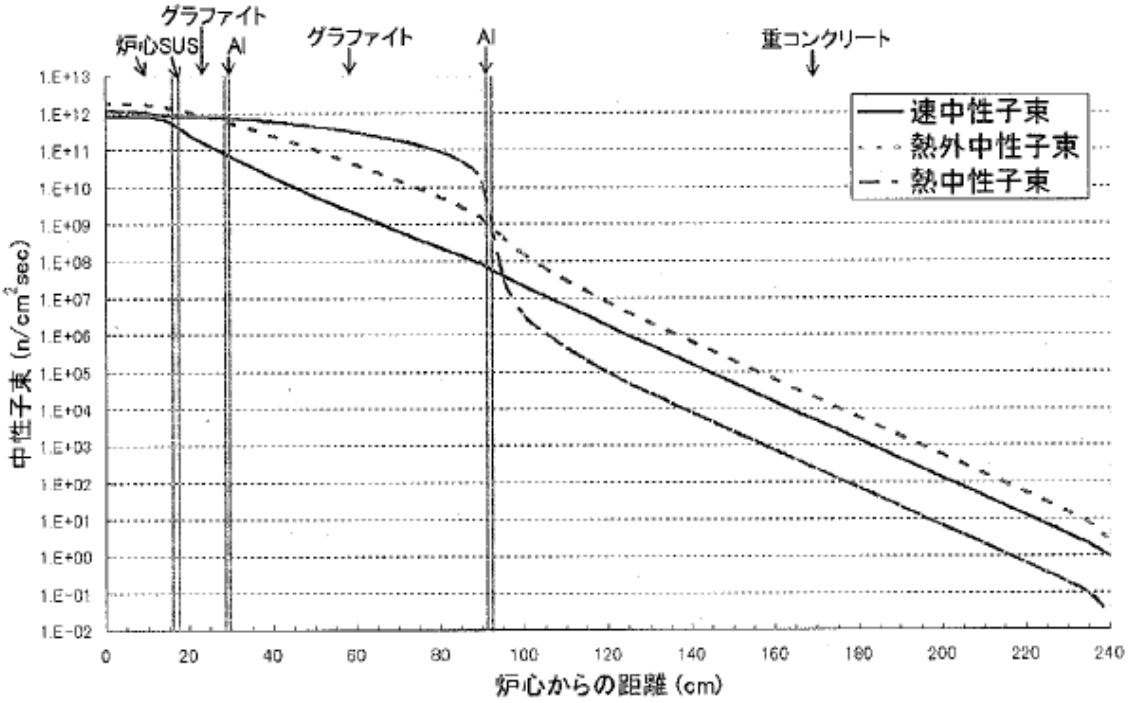


速中性子束

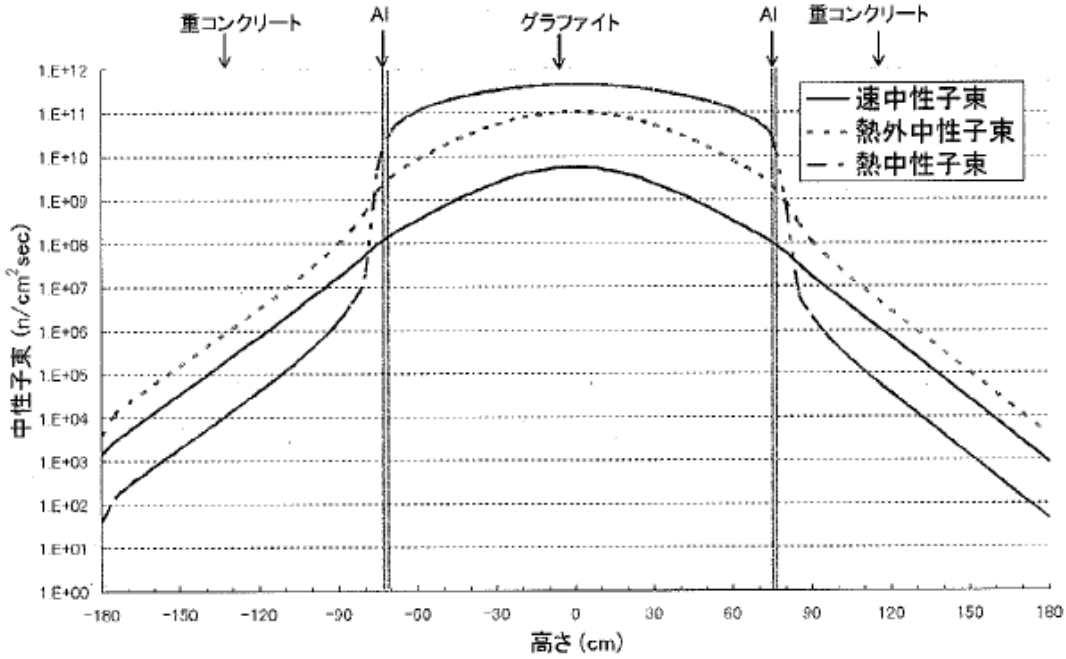


熱中性子束

図 1.10(5)　JRR-1 原子炉廻り 2 次元中性子束分布計算結果[1-20]



（水平方向：炉心中央高さ）



（垂直方向：炉心中央）

図 1.10(6)　JRR-1 水平方向及び垂直方向中性子束変化[1-20]

1.3.6 JRR-2 の放射化放射能評価[1-21]

(1) 概要

JRR-2（Japan Research Reactor 2）は，1960 年から 1996 年まで運転され，1997 年 5 月に解体届を提出し，8 月から解体工事を開始している。JRR-2 の緒元は表 1.7(1)及び表 1.7(2)の通りである。また，原子炉廻りの水平断面図及び垂直断面図を図 1.11(1)から（3)にそれぞれ示す。

解体届時の放射化放射能評価は，2 次元計算によって放射能量及び廃棄物量を評価していたが,原子炉本体に設置されている実験孔による中性子ストリーミングなどを安全側に評価するため，2 次元計算評価結果は過度の過大評価となっていると見込まれた。このような 2 次元計算による過大評価を改善するため，3 次元計算を適用することとしている。この結果，放射化放射能は,2 次元計算時の 1/18 まで低下し,複雑な構造に対する 3 次元計算の有効性が示されている。

表 1.7(1)　JRR-2　緒元[1-21]

炉型式	重水減速冷却非均質タンク型	
最大熱出力	10MW	
最大熱中性子束	約1.3×10^{14} $cm^{-2}\cdot sec^{-1}$	
炉心形状	直径84cm×高さ60cm 円筒形状	
燃料要素	45wt%濃縮ウラン　円筒中空形状	24本
制御棒	カドミウム　円筒形状	6本
実験及び照射設備	水平実験孔	11本
	水平貫通実験孔	2本
	熱中性子柱(医療照射設備[BNCT])	1基
	垂直実験孔	12本
	炉心内照射装置(燃料要素内照射設備)	7本
	気送管	3本
	RIトレン	2基

表 1.7(2)　JRR-2　構造物とその材料[1-21]

構造物		材質	重量 (ton)
重水タンク内	重水タンク	A1100	0.593
	グリッドプレート	A5052(1)	0.0698
	プレナムアッセイ	A5052(1)	0.0360
	案内管	A5052(1)	0.111
熱遮蔽軽水タンク内	熱遮蔽板	SUS304L	17.3
	熱遮蔽板下部 鉛	Pb	0.919
	熱遮蔽軽水タンク	A5052(1)	1.13
	サポートリング	A6061(1)	0.683
下段遮蔽体	中央部 重コンクリート	鉄パンチコンクリート(2)	9.74
	中央部 鉛	Pb	1.67
	中央部 ボラル板	ボラル	0.0238
	中央部 ライニング	A5052(2)	1.50
	環状部 重コンクリート	マグネタイトコンクリート	5.76
	環状部 鉄筋	炭素鋼	0.118
	環状部 鉛	Pb	3.45
	環状部 ボラル板	ボラル	0.0448
	環状部 ライニング	A5052(2)	0.872
	中央部及び環状部 合計	—	23.2
	立上りシール	A5052(2)	0.180
	外部遮蔽板	SUS304(3)	0.999
	プラグ	鉄パンチコンクリート(2)	1.41
上段遮蔽体	中央部 重コンクリート	鉄パンチコンクリート(2)	1.51
	中央部 ライニング	A5052(2)	0.204
	環状部 重コンクリート	マグネタイトコンクリート	16.1
	環状部 ライニング	A5052(2)	1.51
	中央部及び環状部 合計	—	19.3
	外部遮蔽板	SUS304(3)	0.247
	プラグ	鉄パンチコンクリート(2)	2.06
回転盤	本体	SM41	3.22
	鉛	Pb	0.965
	案内板	SUS304(3)	0.105
	ライニング	SUS304(1)	0.0798
生体遮蔽体	重コンクリート	重晶石コンクリート	499
	熱遮蔽軽水タンク下部 重コンクリート	重晶石コンクリート	2.96
	普通コンクリート	普通コンクリート	119
	上部重コンクリート ライニング	A5052(1)	4.22
	熱遮蔽軽水タンク下部 サポート	A6061(1)	0.100
	重コンクリート内鉄筋	炭素鋼	14.1
	熱遮蔽軽水タンク上部 鉛	Pb	2.72
	合計	—	642
RIトレン	遮蔽プラグ ライニング	A5052(1)	0.125
	遮蔽プラグ 鉛	Pb	0.0835
	遮蔽プラグ 重コンクリート	重晶石コンクリート	0.866
	スリーブ	A5052(1)	0.0984
	スペースタンク	A5052(1)	0.0615
	合計	—	1.23

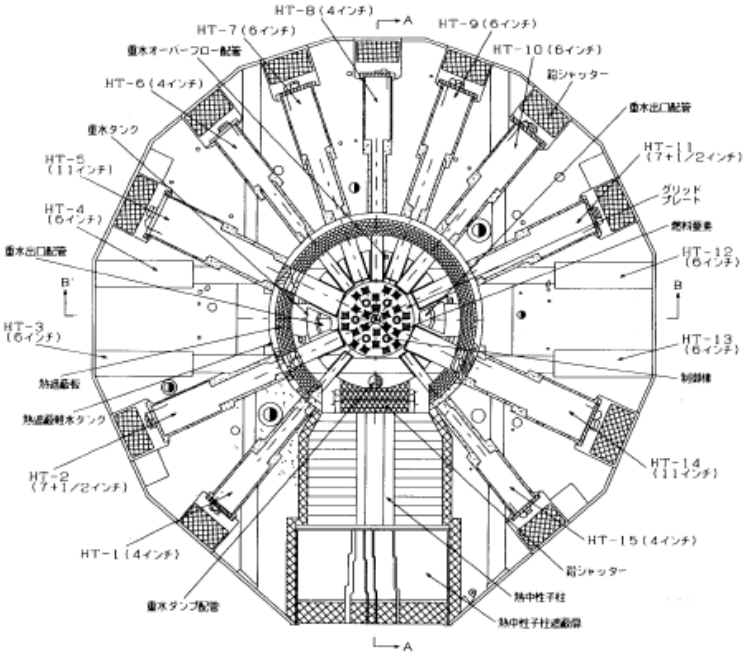


図 1.11(1)　JRR-2　水平断面図[1-21]

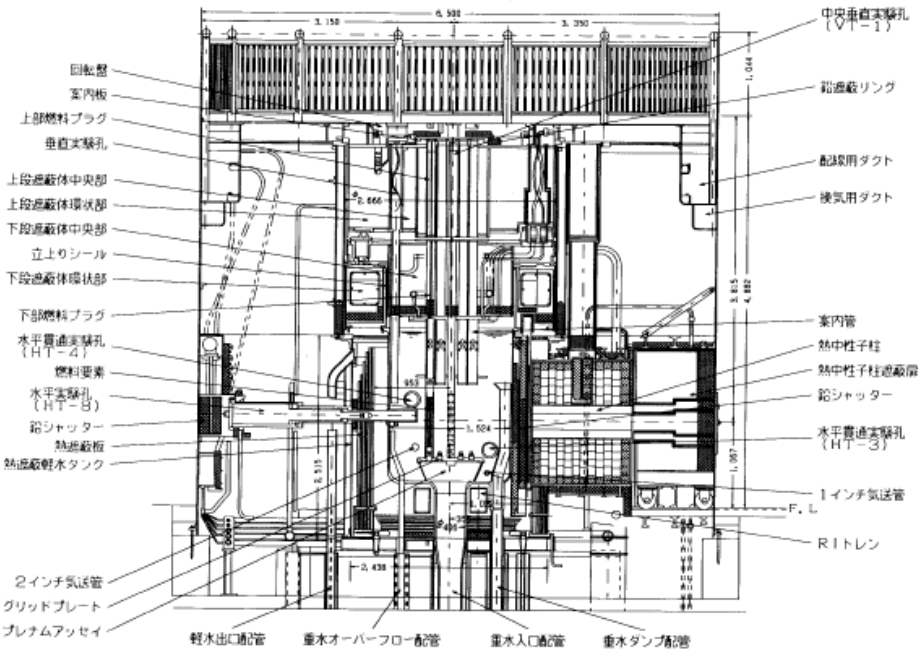


図 1.11(2)　JRR-2　垂直断面図（１）[1-21]

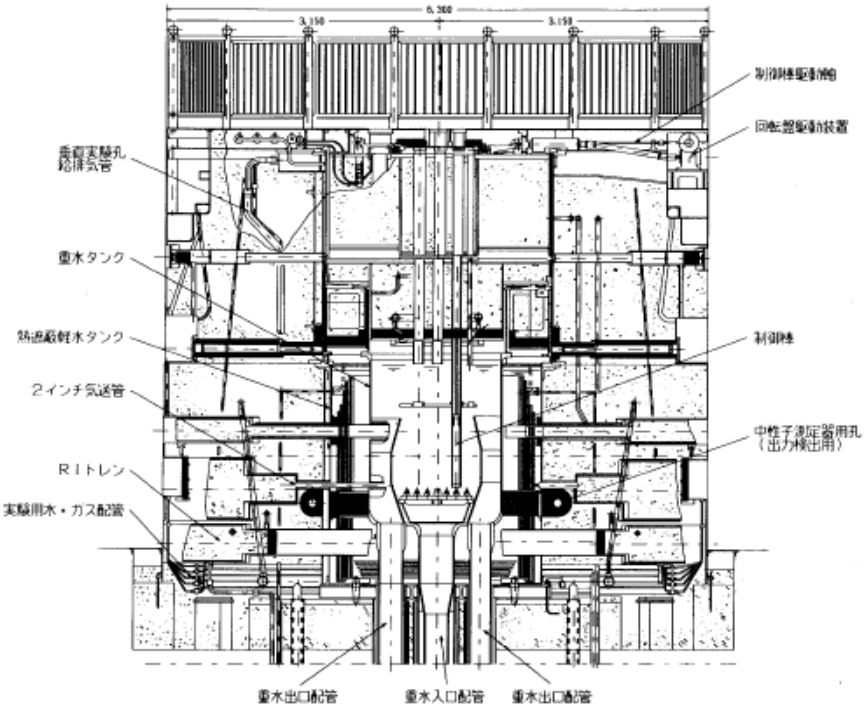


図 1.11(3)　JRR-2　垂直断面図（２）[1-21]

(2) 計算方法

3 次元の放射能インベントリは，汎用の計算コードを用いて実施している。計算評価は次の 3 手順からなる。放射化放射能計算の手順は図 1.11(4)の通りである。

1) 縮約巨視的断面積の作成

この計算の特徴の一つとして，3 次元中性子束分布計算で用いる断面積を核データから独自に作成している点にある。独自に断面積を作成した理由は JRR-2 で用いられている材料の特殊性のためである。特殊な材料とは次の通りである。

- 生体遮蔽体中の重晶石コンクリート
- 重水（分子結合効果）
- 黒鉛（結晶効果）

断面積の作成は，次の通りである。3 次元中性子束分布計算に必要な材料を構成する元素を ENDF/B-VI[1-39]から NJOY97 で抽出し，中性子エネルギー48 群の多群微視的実効断面積を作成する。縮約計算で用いた幾何形状モデルは，図 1.11(5)の通りである。作成した 48 群の微視的実効断面積を用いて，原子炉廻りで９通りの方向に対して ANISN で１次元計算を行ない，5 群，10 群及び 15 群の微視的（ミクロ）実効断面積を作成している。3 次元中性子束分布計算で用いる巨視的（マクロ）実効断面積は，GIP コードで材料ごとのマクロ断面積を作成している。

図 1.11(6)は，制御棒により炉心部（重水領域）の熱中性子束が大きく歪んでいる様子を示したものである。縮約計算では，このような局所的な中性子束の変動を再現した中性子束を用いて少数群の断面積を作成している。

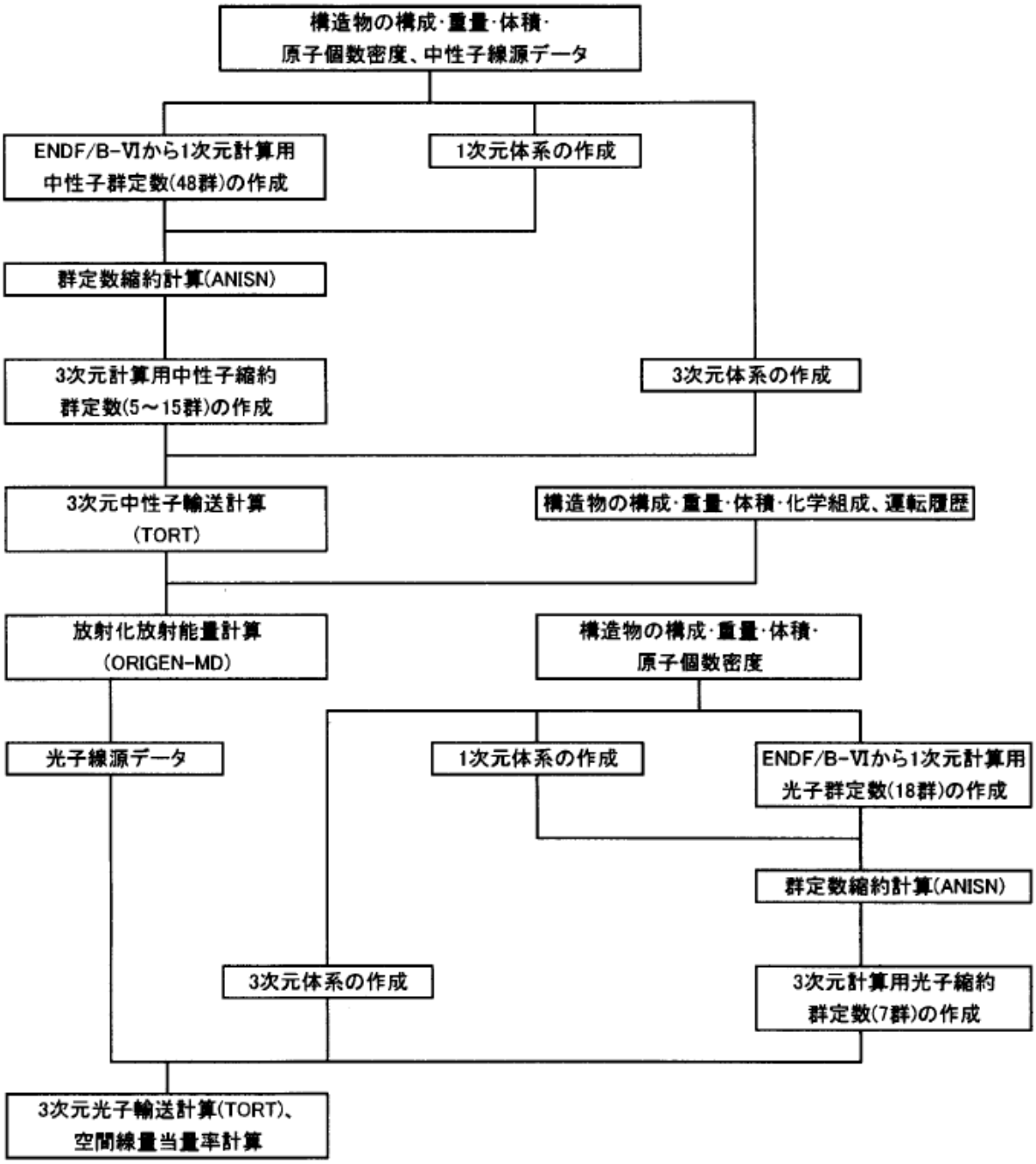


図 1.11(4)　JRR-2　放射化放射能計算フロー[1-21]

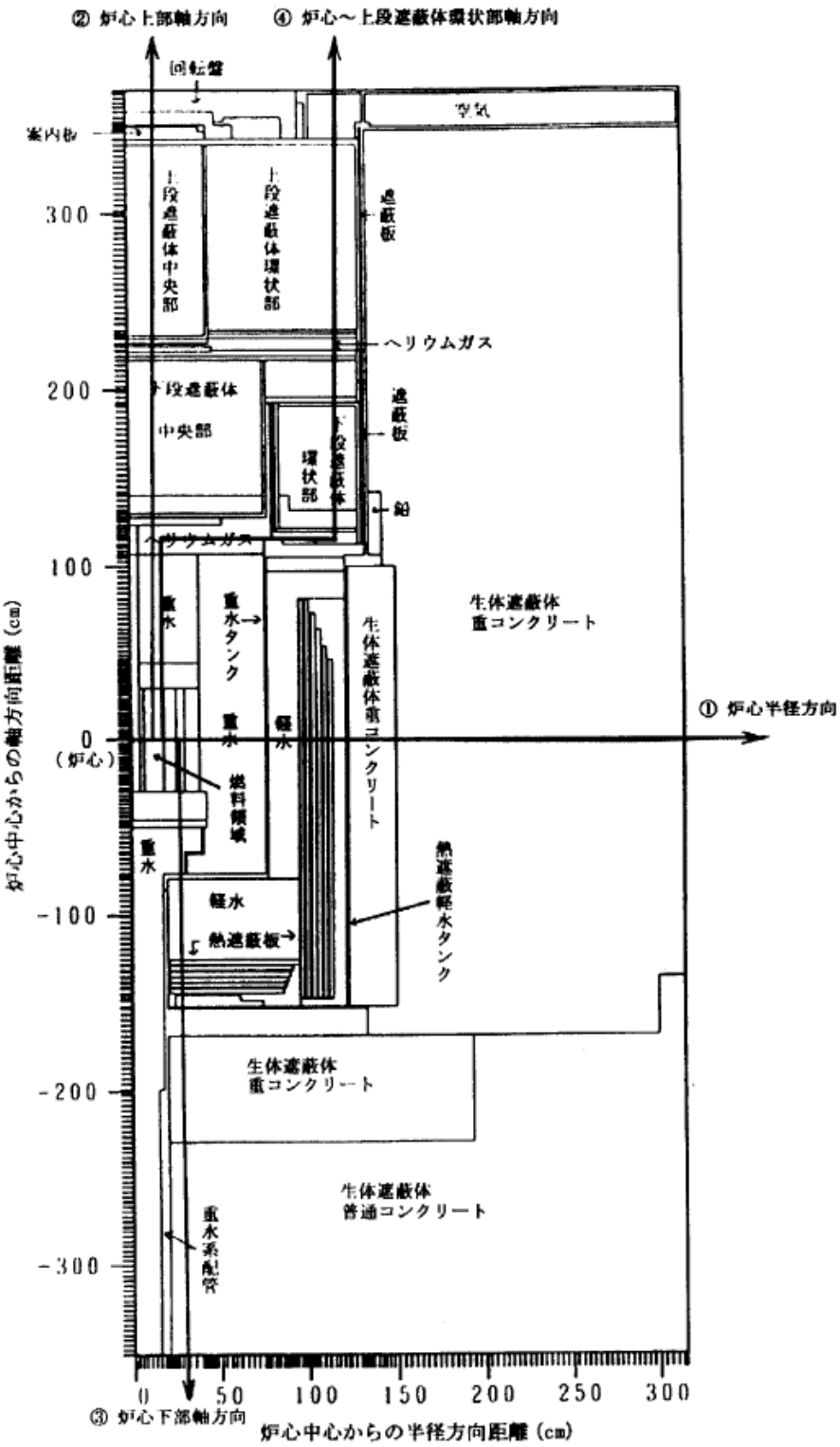


図 1.11(5)　JRR-2　原子炉廻り計算モデル図[1-21]

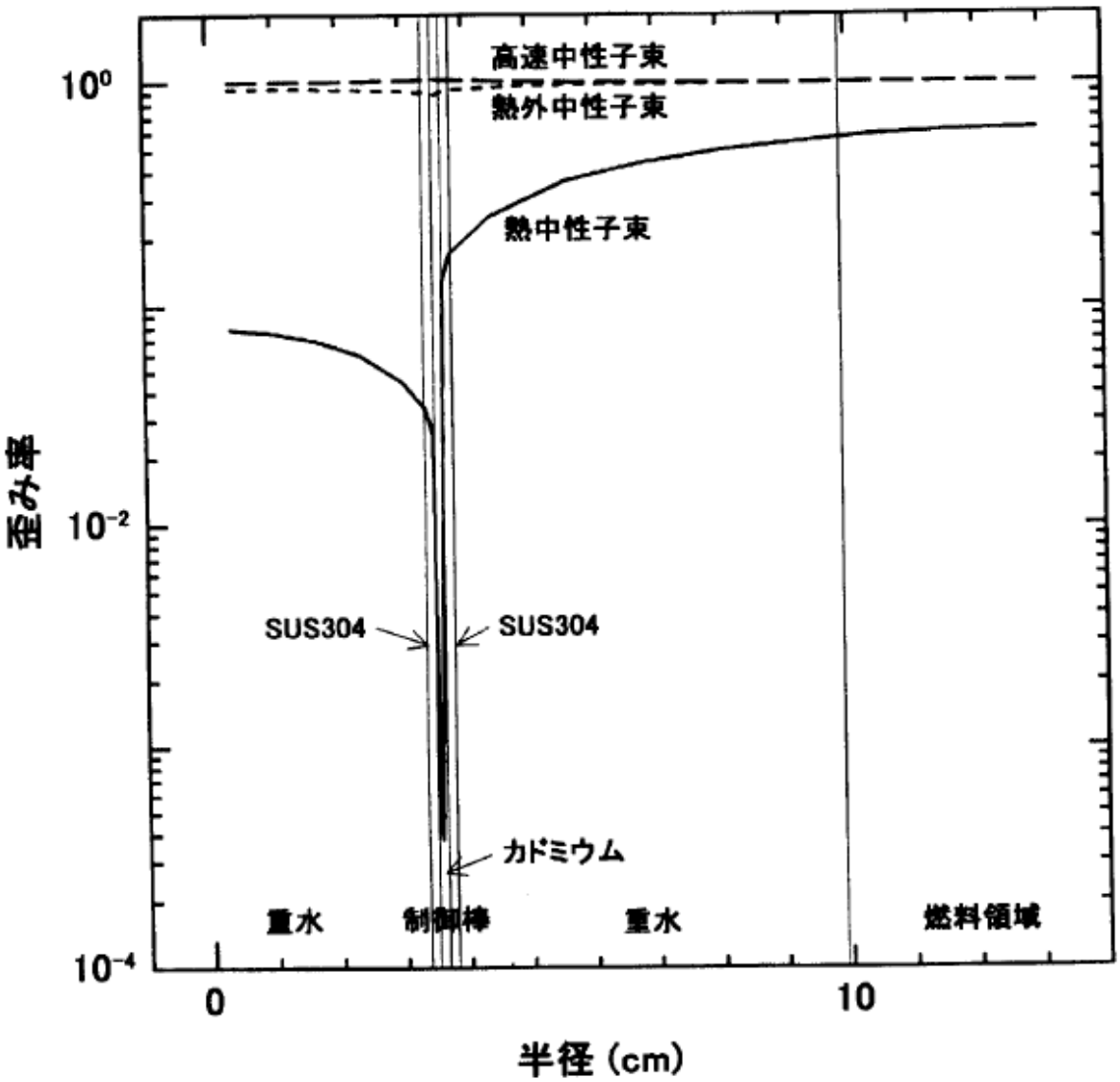


図 1.11(6)　JRR-2 炉心部　中性子束分布（制御棒による中性子束の歪み計算）[1-21]

2) 3 次元中性子束分布計算

3 次元計算は，次のコードを組み合わせて実施している。

・3 次元中性子束計算コード（TORT（DOORS3.2 コードシステム））[1-38]

・3 次元中性子束接続計算コード（TORSET（DOORS3.2 コードシステム））[1-40]

3 次元中性子束分布計算は，計算機資源上の制限から，計算範囲を 3 つに分けて実施している。分割された範囲のうち，中性子線源を含まないものについては，線源を含む範囲からの接続計算で対応している。

図 1.11(7)に，原子炉廻りの 3 次元計算モデル（垂直断面）を示す。計算モデルでは，可能な範囲で忠実に実機の構造を模擬している。

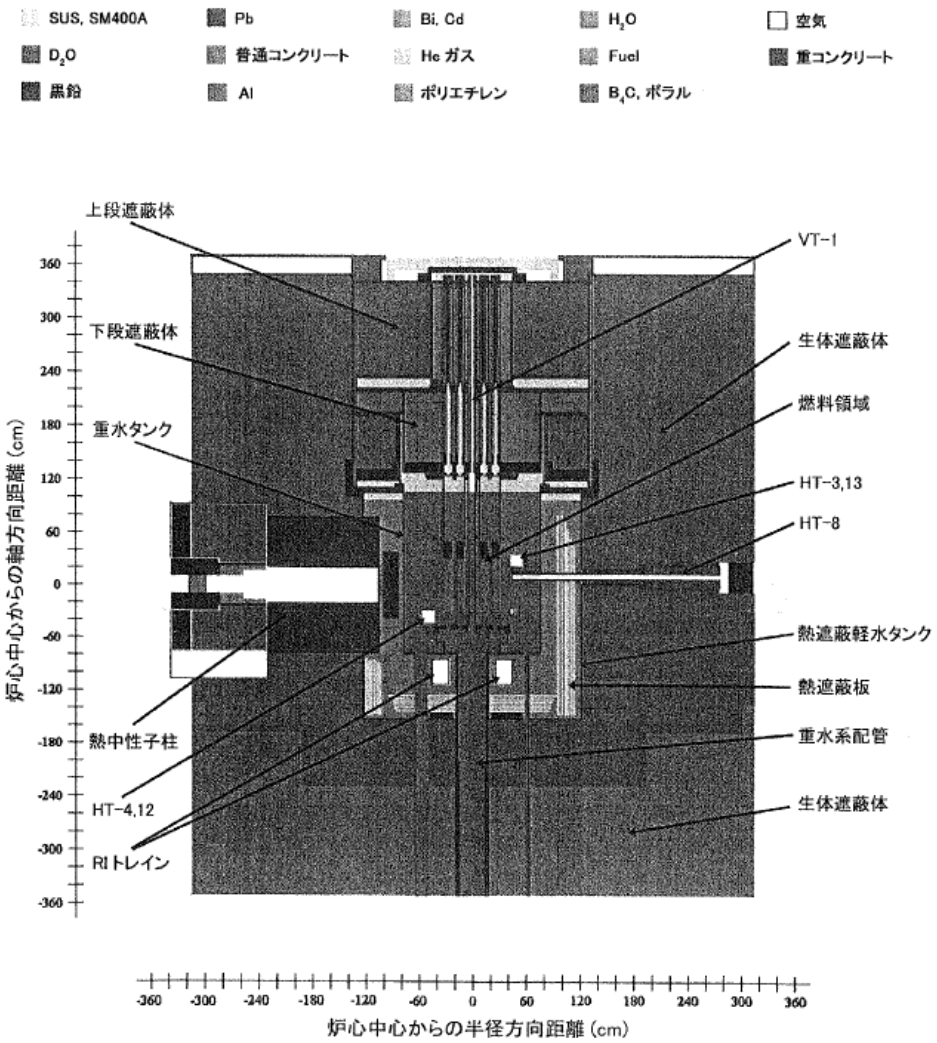


図 1.11(7)　JRR-2 原子炉廻り 3 次元計算モデル図[1-21]

3) 放射化計算

放射化計算コード ORIGEN-MD を用いて，3 次元中性子束分布計算結果を参照し次の通り評価している。

(ア) 図面等により評価対象物ごとにモデル化を行い，体積と重量の算出及び領域分けを行う。

(イ) ３次元中性子束分布計算に用いた 3 次元計算モデルと（ア）で行った領域分けと対応付けを行い，計算モデルにおける体積と重量を求める。

(ウ) ORIGEN-MD を用いて領域ごとの平均中性子束を入力として，領域ごとの放射化放射能濃度を計算する。

(エ) （ウ）で求めた放射化放射能濃度と(イ)で求めた重量から原子炉本体及び各構造物の放射能量を算出する。

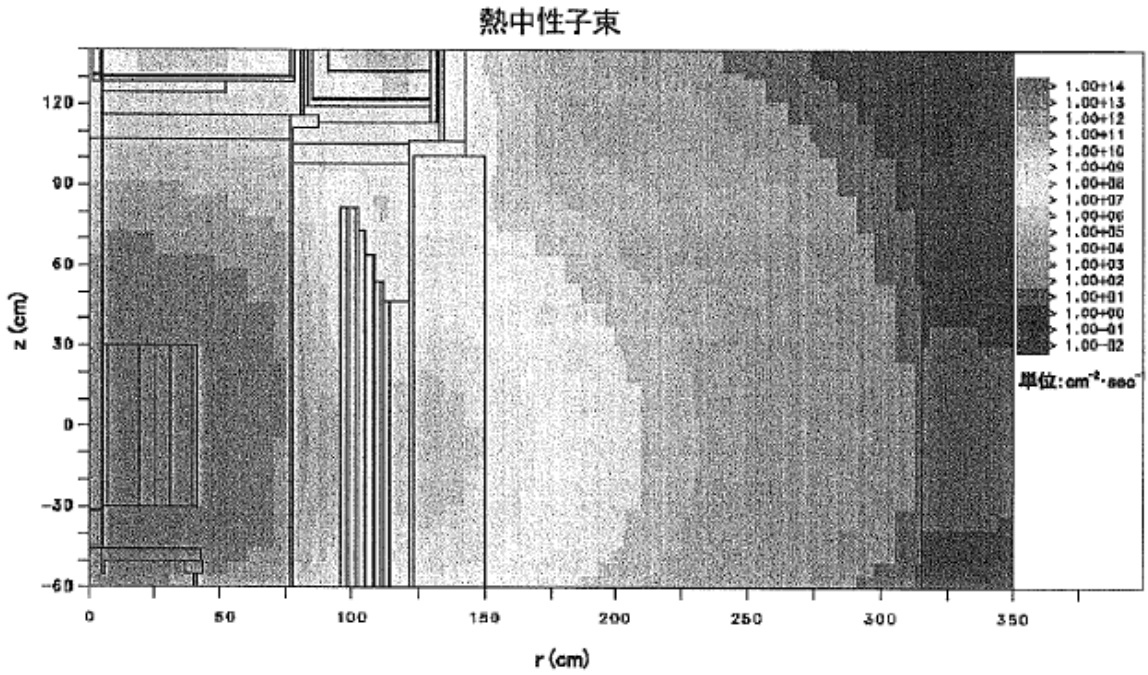
(3) 計算結果

原子炉廻りの 3 次元中性子束分布計算結果における熱中性子束と全中性子束の分布図を図 1.11(8)に示す。これらの図は，線源である炉心を含む範囲であり，分布に特異な現象は見られていない。２種類の実験孔（VT-1 と VT-9）における線量当量率の変化について，測定値と２次元及び３次元の計算結果の比較を図 1.11(9)に示されている。また，計算結果(Calculated value)と測定した値（Experimental vale）を比較した値（C/E）が表 1.7（3）に示されている。３次元計算結果は測定値をよく模擬しているが，２次元計算結果では原子炉中心から離れたところで，極端な過小評価となっている。

表 1.7(3)　JRR-2 計算値と実測値の比較[1-21]

炉心中心からの軸方向距離* (cm)		中央垂直実験孔 VT-1					垂直実験孔 VT-9				
		線量当量率 (mSv/h)			C/E		線量当量率 (mSv/h)			C/E	
		測定値 E	計算値 C				測定値 E		計算値 C		
		ﾗﾄﾞｺﾝ	2次元体系	3次元体系	2次元体系	3次元体系	ﾗﾄﾞｺﾝ	ﾃﾚﾃｸﾀｰ	3次元体系	ﾗﾄﾞｺﾝ	ﾃﾚﾃｸﾀｰ
-32.7		1.42E+05	2.52E+05	8.27E+04	1.77	0.582	2.75E+04	–	1.07E+04	0.389	–
-15.0		1.13E+05	3.82E+05	1.20E+05	3.38	1.07	2.75E+04	–	1.57E+04	0.57	–
0.0	燃料領域	6.94E+04	3.92E+05	1.23E+05	5.65	1.77	2.35E+04	–	1.27E+04	0.54	–
15.0		4.21E+04	2.71E+05	1.21E+05	6.44	2.88	2.00E+04	–	1.34E+04	0.67	–
30.0		2.85E+04	1.46E+05	8.86E+04	5.11	3.11	1.63E+04	–	1.10E+04	0.68	–
45.0		1.99E+04	7.24E+04	5.84E+04	3.64	2.93	1.30E+04	–	8.19E+03	0.63	–
60.0	重水ﾀﾝｸ領域	1.29E+04	6.72E+04	3.25E+04	5.21	2.52	1.02E+04	–	9.71E+03	0.95	–
68.3		9.70E+03	7.63E+04	1.91E+04	7.87	1.96	8.80E+03	–	1.08E+04	1.23	–
84.1		6.00E+03	7.75E+04	7.06E+03	12.9	1.18	6.70E+03	–	9.27E+03	1.38	–
99.1		4.30E+03	6.02E+04	3.05E+03	14.0	0.708	5.20E+03	–	8.44E+03	1.62	–
114		3.00E+03	3.69E+04	2.35E+03	12.3	0.782	3.90E+03	–	8.19E+03	2.10	–
121		2.40E+03	2.82E+04	1.99E+03	11.8	0.830	3.40E+03	–	6.94E+03	2.04	–
129		1.80E+03	1.94E+04	1.41E+03	10.8	0.782	2.70E+03	–	5.12E+03	1.90	–
138		9.40E+02	1.04E+04	5.87E+02	11.1	0.625	1.30E+03	–	2.38E+03	1.83	–
144	下段遮蔽体領域	6.00E+02	6.33E+03	3.60E+02	10.6	0.599	7.70E+02	9.00E+02	9.97E+02	1.29	1.11
159		2.20E+02	1.13E+03	1.47E+02	5.15	0.668	1.40E+02	–	1.15E+02	0.818	–
177		8.00E+01	1.99E+02	6.12E+01	2.49	0.765	3.50E+01	3.20E+01	3.28E+01	0.938	1.03
194		3.50E+01	4.12E+01	3.56E+01	1.18	1.02	1.60E+01	2.30E+01	1.62E+01	1.01	0.705
214		1.30E+01	5.06E-01	2.37E+01	3.89E-02	1.82	7.00E+00	7.90E+00	8.45E+00	1.21	1.07
229		8.00E+00	2.83E-02	1.92E+01	3.53E-03	2.40	4.00E+00	5.10E+00	5.67E+00	1.42	1.11
254	上段遮蔽体領域	4.00E+00	5.71E-05	1.30E+01	1.43E-05	3.24	3.00E+00	3.00E+00	4.20E+00	1.40	1.40
284		3.00E+00	1.03E-06	8.35E+00	3.45E-07	2.78	–	–	3.82E+00	–	–
314		3.00E+00	5.03E-08	5.03E+00	1.68E-08	1.68	–	1.20E+00	2.28E+00	–	1.90
350	回転盤下部	1.60E+00	6.09E-10	1.97E+00	3.81E-10	1.23	–	–	6.31E-01	–	–

* 炉頂方向を正とする。



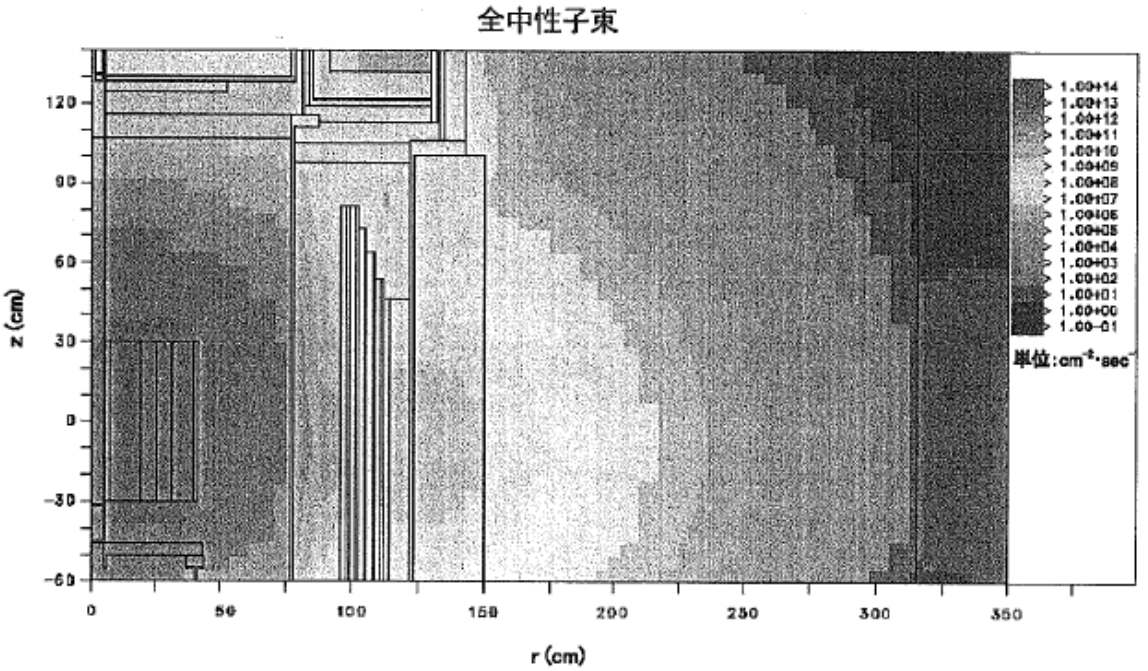
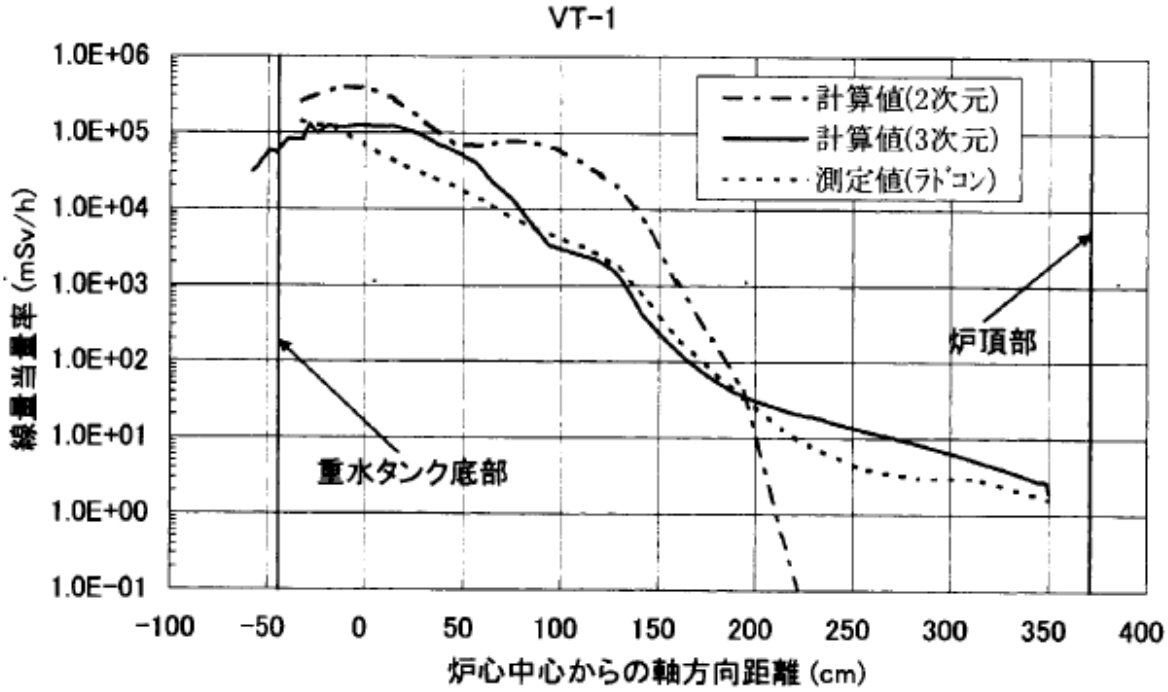


図 1.11(8)　JRR-2 原子炉廻り垂直断面　中性子束分布図[1-21]



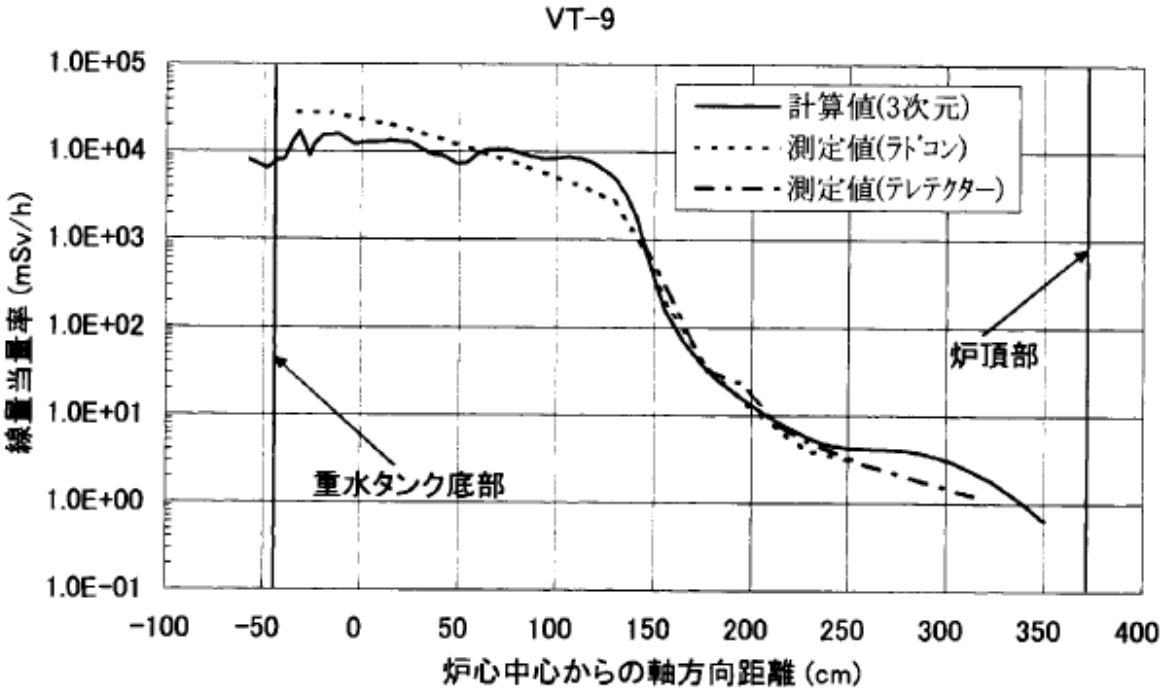


図 1.11(9)　JRR-2 垂直実験孔　中性子束変化（計算値，測定値比較）[1-21]

1.3.7 先行研究の課題

放射化放射能評価は，4 つの事例において中性子束分布計算と放射化計算の 2 つのステップで実施していることは共通である。中性子束分布計算は，JRR-2 のみが 3 次元で計算を行なっているが，他の 3 つは 2 次元で計算を行なっている。JRR-2 が 3 次元で計算を行なった理由は，図 1.11(1)に見られように，炉心から遮蔽体コンクリートを貫通する実験孔の数が多く，2 次元で計算では実験孔によるストリーミングの効果を再現できないためである。計算値と実測値の比較は，表 1.7(3)の通りであり両者は比較的良い一致を示しているが，一部の測定箇所で計算が測定を下回る非安全側の結果となっている。

JPDR，東 1，ふげん及び JRR-1 は，原子炉の中心に回転の中心軸の周りの回転対象を仮定した 2 次元円筒座標系を用いて計算を実施している。JPDR，東 1 及びふげんでは，測定した中性子束と計算結果による中性子束の比較はなされておらず，放射化計算の結果を測定された放射能と比較している。JRR-1 では，炉心部の熱中性子束のみが比較されている。東 1 を除いた JPDR，ふげん及び JRR-1 では，JRR-2 と同様比較的良い一致を示すものもあるが，いずれも非安全側となる過少評価が見られる。東 1 では，BSW コンクリート内の放射能の比較を行なっている。東 1 では，いずれも計算結果が測定値を上回る結果となっているように見られるが，コンクリートの放射化計算で用いた中性子束は，金属箔による中性子束の測定値と比較し，非安全側とならないような補正を行なったものであるから，このような結果となるのは当然である。

このように，先行事例に共通した課題は，非安全側である計算値が測定値を下回るという結果が見られる点である。また，このように非安全側となった理由についての考察はなく，計算結果の事実だけを述べている。

これに加え，いずれの事例においても放射化放射能は，評価対象範囲のある任意の点のみが計算されているだけであり，放射化放射能の分布に関する情報は与えられていない。評価を行なっている時間点も測定がなされた時点のもののみであり，放射化放射能の時間による変化による情報はない。

1.4 研究の意義と目的

1.4.1 研究の意義

本研究は，日本国内において原子力発電所のほぼ20%が廃止措置の状態にあるという，すでに本格化している廃止措置を安全かつ効果的に計画し実施していくために必須である対象施設に関する情報である放射能インベントリ評価の信頼性向上に資する手法の確立を目指すものである。このような手法を確立していくことの意義を明確にするために，国内における廃止措置を取り巻く環境，背景を本章1.1から順に説明してきた。

本章1.1では，国内における廃止措置の状況について概略を示すとともに，国内の廃止措置に関わる規制制度について整理した。現時点で，すでに国内の原子力発電所の約 20%が廃止措置の段階にあり，今後10年でさらにこの割合が増加すると予想される。国内において，今後廃止措置の段階にある原子力発電所の割合がある一定数で定常的に続いていくことが予想される。

廃止措置は，今後確実に原子力事業の一端を占める事業となる。JPDR，東1及びふげんは，廃止措置の先駆的役割を担っていたものであるから，技術開発の要素を含む事業として経済的合理性への関心は総じて高いものではなかった。しかしながら，今後は廃止措置も立地，建設や運転などと同様に原子力事業の一端を担っていくのであるから，安全の確保は当然のこととして，経済的合理性を求めていくことは，原子力工学の一分野である廃止措置においても当然のことである。

原子力発電所が運転の段階から廃止措置の段階に移行することは，法令上の認可事項として定められている。原子力事業者はこの認可を得るための廃止措置の計画を立案しなければならない。このために実施する一連の作業は，廃止措置準備作業と呼ばれている。この作業の内容は，1.1.2で述べた通りである。

廃止措置工事で用いられる工事の工法や安全の確保の対策は，原子力事業者のニーズにより廃止措置が本格化するにつれて改良や改善が飛躍的進むことが期待される。廃止措置の合理化は，このようなハードウェア面の進歩及び拡充により推進されていくことは確実である。図1.2で示した廃止措置エンジニアリング，安全評価及び費用評価の見直しのループは，廃止措置の実施段階においてもハードウェア面の進歩に従い行われることになるであろう。一方，このループにおける合理化のもう一つの大きな要因は，廃止措置の対象の特徴に関する情報である。廃止措置対象となる原子力発電所の機器等に関する情報及び放射能インベントリに関する情報は，事実であり変えること，変わることのない情報である。この情報の信頼性は，廃止措置計画全体の信頼性を決めるものであることは先に述べた通りである。

対象施設に残存する放射能（放射能インベントリ）に関する情報の信頼性は，工事の工法の選択や安全確保の対策に大きな影響を与える。先行事例では，計算による評価の一部に非安全側となる過小評価が見られ，その対策として一律に係数を乗じて値を過大評価となるようにしてい

る場合もある。また，計算自体が明らかに過大評価であるが，安全側という点だけを重視し，評価の信頼性に対して対策を講じてはいない。また，行われた評価について，明確な信頼性が示されないという状況は,今後原子力の事業の一つとして実施される廃止措置の品質保証上の要求から改善すべき課題であると言える。

放射能インベントリ評価は，1.2 で示した通り放射化放射能評価と 2 次的汚染評価で構成される。後者の 2 次的汚染は，原子力発電所内に広く分布しており，汚染物の物量も多い。2 次的汚染の評価は,測定を主体に行うものであり,評価の信頼性とは測定作業の信頼性である。また，2 次的汚染は，表面に付着している汚染であるから，除染を適切に行うことで汚染自体を管理していくことができる。このような点から，2 次的汚染の評価は測定方法の更なる改善という課題はあるものの現時点でも相応の信頼性が保証できる確立した工学分野であると言える。

一方，放射化汚染は，RPV 内部（炉内構造物）及び PCV 内部（PCV 内構造物）並びに BSW コンクリートの内部で支配的になる。炉内構造物及び PCV 内構造物は，物量は少ないが放射能レベルが高い。このため，周辺公衆及び作業員の安全の確保のため，適切な工事の工法や対策が必要である。これらは比較的放射能のレベルの高い低レベル放射性廃棄物（L1）となるが，その処理，輸送及び処分にも安全に配慮した適切な取り扱いが必要である。

また，BSW コンクリートは，放射能のレベルは低いが物量が多い。コンクリート内における極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物（L3）及び放射性物質として扱う必要のないもの（クリアランス物：CL）との境界を正確に決めていくことが工事の工法の選択及び工事の工程の決定並びに放射性廃棄物の物量の見積り及び処理処分の計画に極めて重要である。

放射化放射能評価の信頼性の検証は，計算を主体として行い，測定は計算の妥当性の検証に用いられるという構図になる。すなわち，計算の信頼性は，計算自体で保証され，その信頼性が測定によって検証されるという V&V(Verification & Validation)が求められるものである。しかし，先行研究の例に信頼性の保証を取り上げた例はない。放射化放射能の評価において目標とする信頼性を定め,どのようにそれを達成しているかという明確な説明性を持つ評価の手順の確立が求められている。

廃止措置工事の合理化には,放射化放射能の分布の時間変化は大変重要な情報である。「いつ」,「どこに」,「どのような（放射能レベル及び放射性核種の構成）」の情報は，最適な工事の工法及び工程の選択並びに安全確保の対策の検討に必須の情報である。さらに，このような情報を視覚化することは，工事を計画を行なう者に直感的な判断を促し，工事設計を効率化する。

以上のことから，放射化放射能の評価は，結果に信頼性があり，かつ結果を効果的に活用できる手順の開発が求められる。そのような評価を可能にすることで，廃止措置計画の立案が効果的かつ効率的な実施可能になり，安全で合理的に廃止措置を実施できるようになる。このような評価を実現するために評価の手法に求められる要件は次の通りとなる。

(ア) 信頼性の高い放射化放射能評価結果を与えるものであること。

(イ) 評価手法は対象とする現象に対する理解に基づき，現象を忠実に再現するものであり，結果に対して合理的な説明性を持つこと。

(ウ) 評価作業自体を効果的かつ効率的に実施可能なものであること。

1.4.2 研究の目的[1-41～43]

本研究の目的は，放射化放射能評価の信頼性向上を図り，前節(1.4.1)に示した放射化放射能評価手法に求められる３つの要件を満たす手法の開発及び整備を行うことである。

目的を達成するため，３つの要件に対して放射化放射能評価を構成する中性子束分布計算及び放射化計算のそれぞれについて，以下の事項を確立する。

(1) 中性子束分布計算

(ア) 目標として設定した信頼性を満足する中性子束分布の計算を実現する手順を確立すること。なお，ここでいう信頼性とは，IAEA のレポート（1.6 参照）に基づき，評価対象範囲で計算値と測定値の比が一桁の範囲にあり，必ず安全側の評価となっていること。

(イ) 目標として設定した信頼性を満足する計算結果とする中性子束分布が評価対象範囲における中性子輸送現象を再現しているものであこと。その妥当性を中性子束分布の特徴を説明できること，又，説明可能とする知見を得ること。

(ウ) 廃止措置準備作業の期間内に目標とする信頼性を満たし，十分な説明性を持つ中性子束分布計算結果と中性子輸送現象に対する知見を得ることを可能とする作業効率性を持つものであること。

(2) 放射化計算

(ア) 評価対象の全体に対して，評価の対象とする 75 元素 178 核種の分布とその時間変化を与えるものであること。その結果は定量的に厳密であると共に視覚的な情報も提供すること

(イ) 放射化放射能評価において，評価の対象とする 75 元素 178 核種の全てについて，運転中の生成と崩壊及び停止後の崩壊を正確に再現する計算手法であること。また，その手法の妥当性が検証されていること。

(ウ) 廃止措置準備作業の期間内に，廃止措置計画の立案に必要な情報を容易に利用可能な形式で提供できるものであること。

１.５ 敦賀発電所１号機について[1-44]

本研究では，日本原子力発電株式会社（以下,「原電」という。）敦賀発電所 1 号機（以下,「敦 1」という。）を対象とした。図 1.12 に敦 1 の外観写真を示す。写真の奥の円筒形の建物が原子炉建屋であり，手前の矩形の建物がタービン建屋である。以下に，敦 1 の概要を説明する。

敦 1 は，1966 年 4 月から建設を開始し，1970 年 3 月運転を開始した国内初の商業用発電を目的とする沸騰水型軽水炉（Boiling Water Reactor ： BWR）である。2015 年 4 月に営業運転を終了し，廃止措置計画認可の申請し，2017 年 4 月に申請が認可され，現在廃止措置中である。
敦 1 の主な仕様は，表 1.8 の通りである。敦 1 の熱出力は 1070MWt であり，電気出力は 357MWe であり，小型 BWR に分類される。

放射化放射能の評価対象範囲のある原子炉建屋の断面図を図 1.13 に示す。図に見られるように，格納容器（PCV）は理科実験器具のフラスコのような形状をしている。特に，下部の球形の部分をフラスコ部と呼んでいる。PCV の外側には，2m から 4m 程度のコンクリートの壁が配置されている。このコンクリートの壁を生体遮蔽壁(BSW)という。原子炉圧力容器(RPV)は，PCV の上半部の円筒形の部分に配置されている。PRV は，炉心の高さの範囲を覆うように，放射線遮蔽壁（Radiological Shielding Wall ： RSW）が配置されている。RSW はペデルタルと呼ばれている土台の上に設置されている。ペデスタルは，RPV も支えている。RSW の上部 1/3 の範囲に給水配管（Feed Water line ： FW）や炉心スプレイ配管（Core Spray line ： CS）がハッチを通して貫通している。RSW の中央部には，炉心で発生するガンマ線を遮蔽するためのガンマ線遮蔽板が設置されている。下部 1/3 の範囲では，再循環配管（Primary Line Re-circulation line ： PLR）などがハッチを通して貫通している。PLR は，フラスコ部に設置された再循環ポンプ（PLR ポンプ）に接続されている。MS と FW は，PCV のフラスコ部の中央の高さで PCV と BSW を貫通し，BSW の外側の主蒸気配管トンネル室（MS トンネル室）を経て，タービン建屋へつながっていく。

図 1.12　敦賀発電所 1 号機（敦 1）外観写真

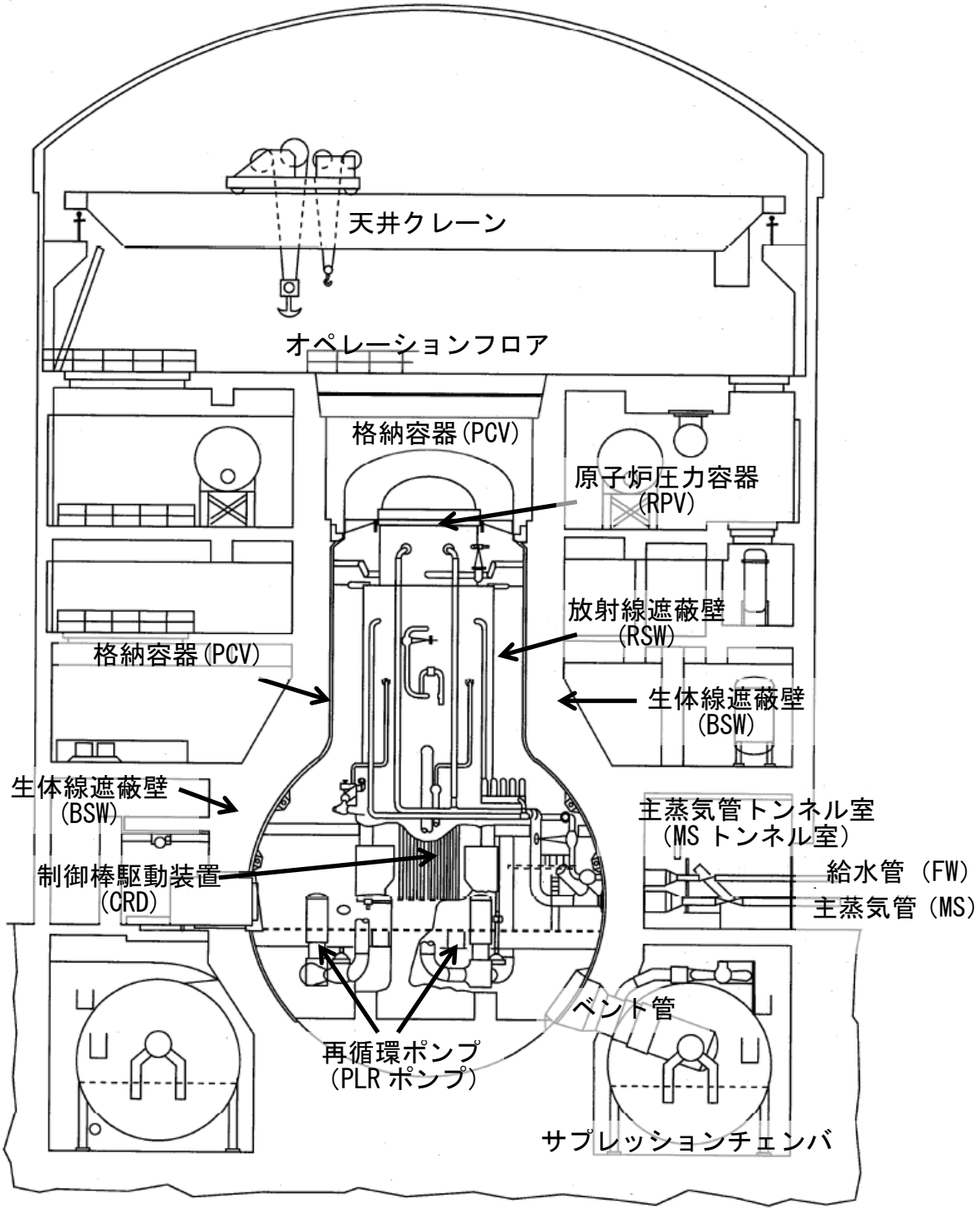


図 1.13　敦賀発電所 1 号機（敦 1）原子炉建屋断面図

１.６ 信頼性の判断の条件

１.６.１ 信頼性の判断条件の設定

計算の信頼性は，計算による中性子束（計算値）を測定による中性子束（測定値）と比較することにより検証できる。計算の信頼性を測る尺度として，計算値と測定値の比である C/M（Calculation over Measurement）を用いることにする。計算の信頼性は，IAEA の Safety Series No.100[1-45]の次の定義に従う。

(1)定量的な信頼性について

1) 実測値と計算値の比(C/M)が 3 倍以内である場合，高い信頼性があるといえる。
2) 実測値と計算値の比(C/M)が 1 桁（10 倍以内）の場合，許容できる信頼性であるといえる。

(2) 定性的な信頼性について

1) 計算値が実測値を下回ることがない場合，保守的な信頼性があるといえる。
2) 計算値が実測値と同様な傾向を示す場合，現実的な信頼性があるといえる。

本研究では，信頼性の目標値として，定量的な信頼性の 2）と定性的な信頼性の 1）を組み合わせ信頼性の目標値を次のように定める。

- <u>計算値と測定値の比である C/M が，1.0＜C/M＜10.0 の時，計算は信頼できるものとする。</u>

C/M が 1.0 より大とするという条件は，定性的な信頼性の 1）の条件に従うものである。C/M が 1.0 より小さくなるということは，計算が過小評価であるということを示しており，非安全側の評価を行っているということになる。廃止措置工事において安全確保を確実にするためには，C/M が 1.0 以上であるということは必須の条件である。

C/M が一桁以内（10.0 より小）という条件は，原子炉廻りの中性子束分布の変化の程度から妥当なものである。原子炉廻りでは，炉心で発生した中性子束は距離に対して指数関数的に減衰していく。炉心で発生した中性子束は，RPV の外側で 5 桁，RSW の外側の PCV 内では 10 桁程度の減衰となる。このような減衰は片対数グラフで表されるが，1 桁とは 1 目盛のことである。また，5 桁減衰した状態での 1 桁は 1/10000 のずれでしかない。1 桁の幅は線形で現象を扱う世界では許容されるものではないが，対数で現象を扱う原子炉廻りの中性子束分布では十分許容できる範囲であると言える。

なお，定量的な信頼性の 1）で与えられている 3 倍以内という条件は，1 桁である 10 倍の約

1/3 ではなく，対数目盛ではほぼ 1/2 と考えるべきである。

また，本研究では，定性的な信頼性の 2）の条件について，中性子束分布の特徴を定性的に把握し，特異な現象が発生していないことを確認することとした。本研究における中性子束の測定では，中性子のエネルギー有感範囲の異なる金属箔を用いて，中性子のエネルギースペクトルの概略を把握することしている。具体的には，次のようなエネルギー3 群の測定を金箔，カドニウムカバーをした金箔及びニッケル箔を用いることで実現している。

- 熱中性子束：1eV 以下
- 熱外中性子束：1eV から 1MeV
- 高速中性子束：1MeV 以上

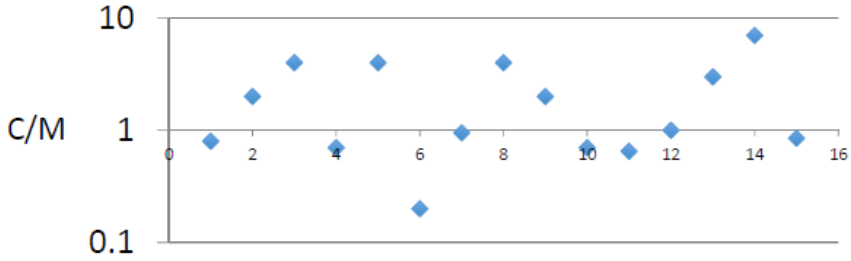
このように測定された 3 群の中性子エネルギースペクトルと計算によって得られる中性子エネルギースペクトルを比較することによって，評価対象範囲の全体にわたる現象が計算において正しく再現することの確認できる。すなわち，炉心において核分裂スペクトルを持って発生した中性子束が測定場所に至るまでに経た現象が計算において正しく再現されていなければ，中性子のエネルギースペクトルの計算における再現はあり得ないからである。このようなエネルギースペクトルの比較により単に中性子束の値だけが一致性を確認するのだけではなく，測定場所の中性子束のエネルギースペクトルの変化を検証することは，対象範囲全体にわたる中性子束分布上の特徴も適切に再現されていることを示すものであり，定性的信頼性の 2）を満たすことである。

1.6.2 評価の信頼性と正確さについて

本研究の目的は，廃止措置準備作業で実施する放射化放射能評価について信頼性の向上を目指すものである。前節 1.6.1 で示した IAEA のレポートが求めている信頼性とは，計算コードを用いた評価における正確さとは異なるものである。

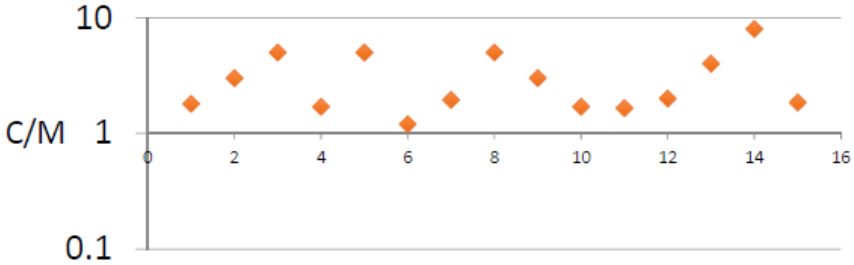
現象を忠実に再現するように計算モデルの改善を行った場合，一般的に計算値と実測値の比較（C/M）は，図 1.14(1)の様に 1.0 を中心に上下近傍に分布する。このような分布となる場合，計算評価は正確であるという。一方，本研究では，原子力発電所の廃止措置計画立案で用いられる放射能インベントリを評価することであり，原子力安全を確保するという観点から計算値が測定値を下回るような過小評価，すなわち，非安全側であってはならないという要求がある。これは前節 1.6.1 で示した IAEA の定性的な信頼性の判断の条件にも示されているもである。すなわち，C/M は1.0 を上回るような図 1.14(2)に示すような計算結果となることが必須の事項である。このような計算は，厳密な意味では物理的に正しくはないが，廃止措置の実施上の安全要求を満たすことを目標とし，計算の信頼性という観点でこのような条件の設定を行うことにした。

なお，計算の信頼性の向上では，最初に計算の正確さを実現する計算モデルの構築を行い，中性子束分布の特徴を再現した上で，信頼性を実現するための改善を行うという手順で進めていく。



一般に，計算において”正確さ“を実現する場合，C/M は 1 近傍に分布する。

図 1.14(1)　計算の正確さの改善を行う際の計算値と実測値の比較（C/M）の分布のイメージ



本研究がする目指す信頼性の向上では，C/M が 1.0＜C/M＜10.0 の範囲となるようにする。

図 1.14(2)　本研究で目指す信頼性の向上における計算値と実測値の比較（C/M）の分布のイメージ

１.７ 本論文の構成

本論文は，図 1.15 に示す通り 7 つの章で構成されている。以下に，各章の概要と研究の流れを説明する。

本論文の本論は，第 2 章から 7 章までである。構成について若干の補足を先に行う。

放射化放射能評価は，廃止措置準備作業の最も上流側で実施されるものであり，評価結果の信頼性は廃止措置計画全体の安全性及び合理性（経済性）に対して極めて重要な役割を持つものである。放射化放射能評価は，放射化放射性物質の生成の源となる原子炉廻りの中性子束分布を求める中性子束分布計算とその中性子束を照射条件として原子炉廻りの構造物等に生成する放射性物質の放射能を計算する放射化放射能分布計算の２つの計算から構成される。

放射化放射能評価の信頼性の向上にはこの中性子束分布計算と放射化放射能計算という 2 種類の計算について信頼性があり，効果的に計算を実施する手法の整備が必要である。

本研究では，第 2 章から 5 章で中性子束分布計算の信頼性向上に係る事項を述べる。第 2 章，第 3 章及び第 4 章は独立した章立てとしているが，信頼性のある原子炉廻りの中性子束分布計算の実施と手法の確立において，同時並行で実施したものであり，相互に密接に関わっている。それぞれの実施段階で得られた知見を他の研究で参照するというローリングを行いながら研究を進めてきた。このような点を踏まえ，各章が相互に参照し合う構成となっている。

放射化放射能評価については，廃止措置準備作業で必要な放射性物質 75 元素 178 核種の全てに対して原子炉廻り全体にわたる時間依存の空間分布を評価する手法の開発と整備に第 6 章でおいて述べる。

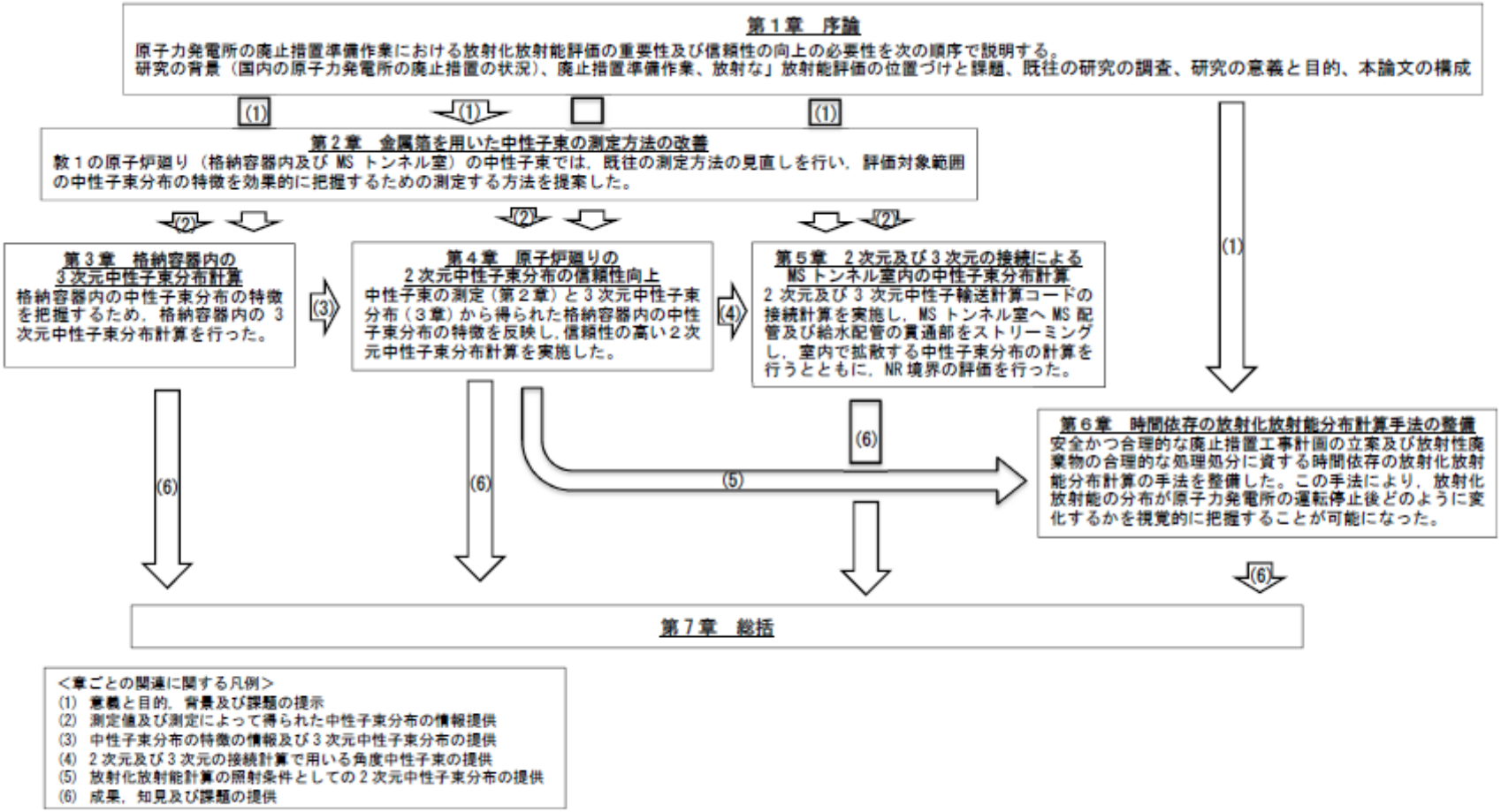

第１章　序論
原子力発電所の廃止措置準備作業における放射化放射能評価の重要性及び信頼性の向上の必要性を次の順序で説明する。
研究の背景（国内の原子力発電所の廃止措置の状況）、廃止措置準備作業、放射な」放射能評価の位置づけと課題、既往の研究の調査、研究の意義と目的、本論文の構成
第２章　金属箔を用いた中性子束の測定方法の改善
敷１の原子炉廻り（格納容器内及び MS トンネル室）の中性子束では，既往の測定方法の見直しを行い，評価対象範囲の中性子束分布の特徴を効果的に把握するための測定する方法を提案した。
第３章　格納容器内の３次元中性子束分布計算
格納容器内の中性子束分布の特徴を把握するため，格納容器内の３次元中性子束分布計算を行った。
第４章　原子炉廻りの２次元中性子束分布の信頼性向上
中性子束の測定（第２章）と３次元中性子束分布（３章）から得られた格納容器内の中性子束分布の特徴を反映し，信頼性の高い２次元中性子束分布計算を実施した。
第５章　２次元及び３次元の接続による MS トンネル室内の中性子束分布計算
２次元及び３次元中性子輸送計算コードの接続計算を実施し，MS トンネル室へ MS 配管及び給水配管の貫通部をストリーミングし，室内で拡散する中性子束分布の計算を行うとともに，NR 境界の評価を行った。
第６章　時間依存の放射化放射能分布計算手法の整備
安全かつ合理的な廃止措置工事計画の立案及び放射性廃棄物の合理的な処理処分に資する時間依存の放射化放射能分布計算の手法を整備した。この手法により，放射化放射能の分布が原子力発電所の運転停止後どのように変化するかを視覚的に把握することが可能になった。
第７章　総括
<章ごとの関連に関する凡例>
(1) 意義と目的，背景及び課題の提示
(2) 測定値及び測定によって得られた中性子束分布の情報提供
(3) 中性子束分布の特徴の情報及び３次元中性子束分布の提供
(4) ２次元及び３次元の接続計算で用いる角度中性子束の提供
(5) 放射化放射能計算の照射条件としての２次元中性子束分布の提供
(6) 成果，知見及び課題の提供

図 1.15　本論文の構成

第１章　序論

国内の原子力発電所を取り巻く状況を説明し，今後国内において廃止措置という事業が増大していくことを説明し,安全かつ合理的な廃止措置の計画及び実施における放射化放射能評価の位置づけと重要性を示している。また，国内における原子力発電所及び研究炉の既往の研究を調査し，従来の評価方法における課題の抽出を行っている。従来の評価方法では，結果に過小評価発生しているものがあること，信頼性の確認が行われていないことなどの他，評価対象施設における放射化放射能分布の特徴などに対する理解や考察などがないという課題があった。これらの課題に対応し,本研究において評価の信頼性の向上を図っていく研究の意義と目的が示されている。

第２章　金属箔を用いた中性子束の測定方法の改善

(1) 意義と目的

廃止措置準備作業における放射能インベントリ評価で実施する金属箔を用いた中性子束の測定方法について，既往の測定事例を調査し，その課題を抽出した上で次の事項を実現するために測定方法を改善する。

(ア) 測定した中性子束は，PCV 内及び MS トンネル室内の中性子束分布の特徴の把握に有効であり，計算による中性子束の妥当性の検証に使用可能であること。

(イ) 測定に要する費用の削減のため，少ない金属箔の枚数で，多くの情報を得られるような測定を行うこと。

(2) この章の研究の概要

金属箔を用いた効果的かつ合理的な中性子束分布の測定方法を提案し，実施し，その効果を検証している。提案した方法では，評価対象範囲の機器等の配置や建屋の構造から，中性子束分布の特徴を定性的に予想し，中性子束分布の特徴が観測できる場所に金属箔を設置する。また，中性子束のエネルギー分布を把握することを可能とするため,中性子吸収反応のエネルギー感度の異なる金箔，カドニウム覆いをした金箔及びニッケル箔の 3 種類の金属箔を用いた。3 種類のエネルギー感度の異なる金属箔を用いることで,エネルギー依存の中性子束の測定が可能になる。金属箔は，PCV 内に 15 箇所ずつ 2 回に分けて 30 箇所，MS トンネル室に 10 箇所設置した。それぞれ，1 運転サイクル期間の照射後，回収し放射化放射能分析を行い，測定対象核種の放射能測定を行った。PCV 内の測定では，3 種類の金属箔の放射化放射能から熱，熱外及び高速の各エネルギー領域に対応する中性子束を算出した。MS トンネル室内における測定では，当該の運転サ

イクル中に計画外停止が発生し放射化放射能から中性子束を算出することが困難になったため金箔の放射能をそのまま検証に用いることにした。

ここでは，金属箔による中性子束測定の方法，金属箔を設置した箇所の選択理由の説明及び測定結果について順に述べていく。また，後の章で述べる 3 次元及び 2 次元中性子束分布計算の結果から得られた測定位置の選択の留意点や中性子エネルギースペクトルに配慮した場合の測定値の改善についても述べる。

(3) 他の章との関連

本章で実施した中性子束の測定結果は，本研究において以下に示す研究で利用する。

1) 格納容器内の 3 次元中性子束分布計算（3 章）

格納容器（PCV）内の中性子束の 3 次元的分布の特徴を把握するために実施する 3 次元中性子束分布計算の妥当性の検証に用いる。3 次元計算で得られた計算値の信頼性を検証及び中性子束分布の特徴の考察に活用すると共に，3 次元計算モデルの構築における留意点の検証に使用する。

2) 原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上（4 章）

信頼性の高い原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算の実現とその手法の提案のため，測定によって得られた中性子束分布の特徴を計算モデルの構築で活用する 2 次元中性子束分布計算の妥当性の検証に用いる。

3) 2 次元及び 3 次元の接続による主蒸気配管トンネル室内の中性子束分布計算（5 章）

2 次元及び 3 次元の接続による主蒸気配管（MS）トンネル室内の中性子束分布計算の実現と手法の提案のため，中性子束分布の測定値を計算結果の妥当性検証及び計算値との比較による中性子束分布の特徴の把握のために使用する。

本研究における中性子測定と計算コードを用いた中性子束分布計算との上述の関係は，図 1-15(2)の通りとなる。

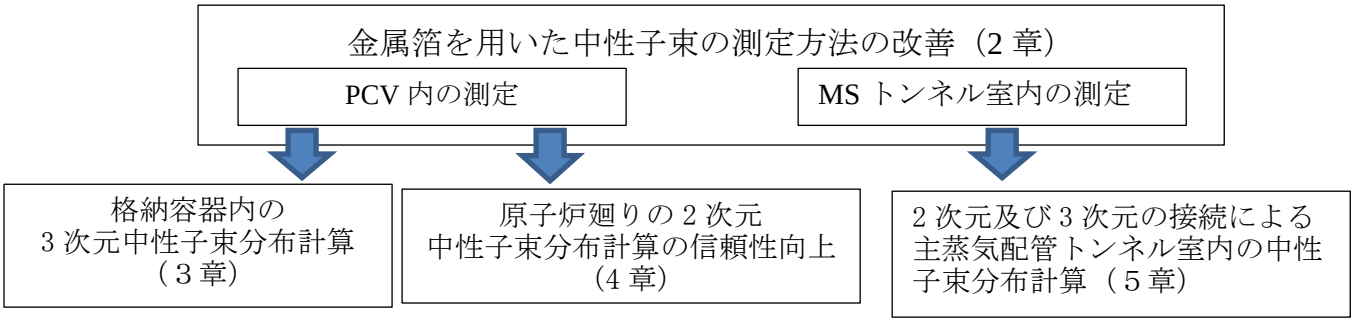


図 1-15(2)　中性子束の測定（2 章）と中性子束分布計算（3，4 及び 5 章）との関係

第3章　格納容器内の3次元中性子束分布計算

(1) 意義と目的

BWRの原子炉廻り（格納容器（PCV）内）を対象範囲とする3次元中性子束計算を他に先駆けて実施し，中性子束分布の3次元中性子束分布の特徴を把握する。

なお，本研究を通して調査した範囲で，商業用BWR又はPWRの原子炉廻り（格納容器内）を対象として3次元中性子束分布計算の実施例はなかった。

(2) この章の研究の概要

格納容器（PCV）内の3次元中性子束分布計算は決定論3次元中性子輸送計算コードTORTを用いた。幾何形状は3次元円筒座標系（R-θ-Z座標系）を用いてモデル化した。計算対象の範囲は,計算機資源の制約の下,着目する中性子束分布の特徴の観察が可能であるように設定した。計算対象の範囲は,PCV内の径方向炉心中心軸からPCVの内壁表面まで,周方向位置は方位角270度から360度,高さ方向はRPV底部の高さからPCV天井面までを計算範囲とした。この範囲には,22箇所に設置した金属箔が含まれる。この範囲に配置されている主な配管は，主蒸気配管（Main steam line ： MS），給水配管（Feed Water line ： FW）及び炉心スプレイ配管（CS）がある。

ここでは，3次元中性子束分布計算の計算モデル，計算条件及び計算結果について順に述べる。計算結果では，PCV内の中性子束分布について特徴的な現象に関する考察及び実測値との比較について述べる。また，PCV内の放射化放射能計算では，中性子束分布は2次元を用いることとしているが,この理由と共に3次元計算の利点及び欠点並びに実施上の留意点について言及する。

(3) 他の章との関連

計算モデルの構築及び改善には，2章に示したPCV内の中性子束測定で得られた分布上の特徴に関する情報を参照すると共に，3次元分布計算の検証のために用いた。

3次元中性子束分布の計算は，第4章で述べる2次元中性子束分布計算と並行して進めた。3次元中性子束分布計算で得られた知見を2次元の計算モデルに取り込み,計算の信頼性の向上を図ると共に，逆に2次元の計算モデルの改善で実施したもののうち，3次元計算においても改善の効果の大きいと判断されるものは3次元の計算モデルにも反映した。

本章で述べるPCV内の3次元中性子束分布計算と2章の中性子束測定及び4章の2次元中性子束分布計算の信頼性向上との関連は図1-15(3)の通りとなる。

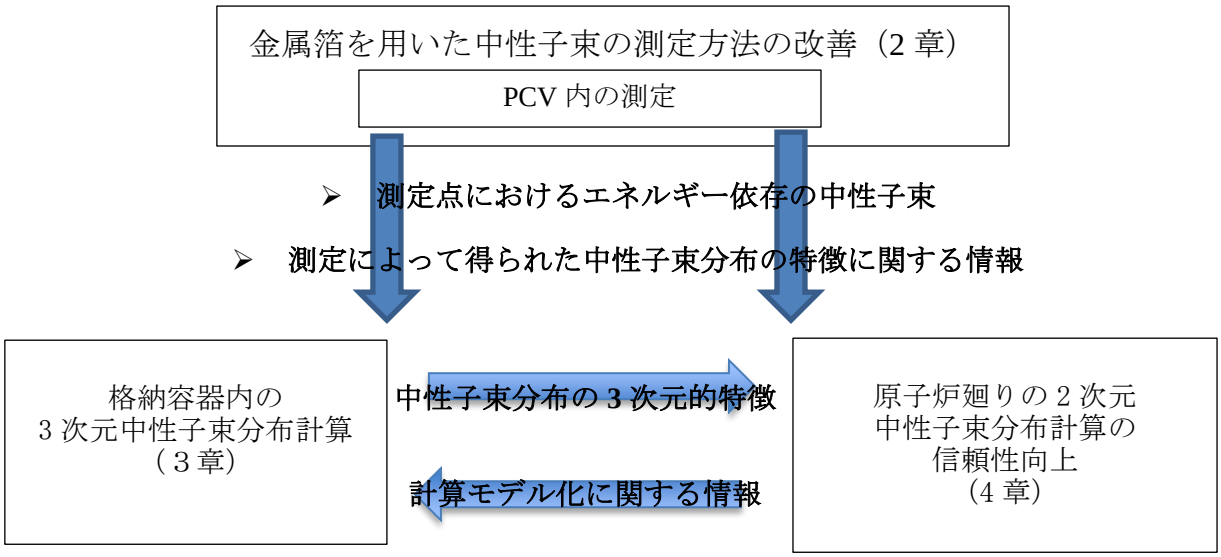


図 1-15(3)　3 次元計算と中性子束測定及び 2 次元計算との関係

第4章　原子炉廻りの2次元中性子束分布計算の信頼性向上

(1) 意義と目的

廃止措置準備作業において，信頼性の高い放射化放射能評価を実現するために必須な信頼性の高い 2 次元中性子束分布計算を実現するための手法を確立する。この達成のため，次の事項を実施する。

(ｱ) 既往の研究を調査し，課題を抽出すると共に，信頼性の改善に必要な事項を明確にする。
(ｲ) 中性子測定から得られた測定点におけるエネルギー依存の中性子束及び中性子束分布上の特徴を把握し，信頼性の高い 2 次元計算モデルの構築を行い，信頼性のある 2 次元中性子束分布計算結果を得る。
(ｳ) 中性子測定から得られる情報に加え，3 次元中性子束分布計算から得られた分布上の特徴及び 3 次元中性子束分布を活用して，信頼性の高い 2 次元計算モデルの構築を行い，信頼性のある 2 次元中性子束分布計算結果を得る。
(ｴ) 信頼性の高い原子炉廻りの放射化放射能分布計算に用いる 2 次元中性子束を得る。

(2) この章の研究の概要

原子炉廻り（ここでは，PCV 内（RPV を含む）及び BSW を合わせて「原子炉廻り」という。）の 2 次元中性子束分布計算は，決定論 2 次元中性子輸送計算コード DORT を用いた。幾何形状は 2 次元円筒座標系（R-Z 座標系）を用いて，周方向の回転対象を仮定しモデル化を行なった。計算対象の範囲は，PCV 内の径方向は炉心中心軸から BSW の外側まで，高さ方向は PCV 床面から 1m

下の床コンクリート内からPCV上部シールドプラグ上面（オペレーションフロア床面）までである。

ここでは，計算結果が設定した信頼性を満たすまでの2次元中性子束計算モデル及び計算条件の変更（改善）を行なった経緯を述べ，目標とした信頼性を達成した計算結果を示す。特に，計算モデル及び計算条件では,信頼性向上のために計算モデルの構築で考慮した中性子束分布上の特徴について説明する。これらの特徴は，金属箔を用いた中性子束の測定及び3次元中性子束分布計算の結果を観察することにより得られた知見に基づくものである。また，計算結果では，測定値と計算値の比較とともに，中性子束分布の特徴についても述べる。

(3) 他の章との関連

2次元中性子束分布計算の信頼性の向上では,2章に示したPCV内の中性子束測定で得られた分布上の特徴に関する情報を参照すると共に，2 次元分布計算の検証のために用いた。また，3章に示した3次元中性子束分布計算の結果から,測定では把握できない分布上の特徴に関する情報を得て2次元計算モデルの改善を行う他，3次元中性子束分布を利用して，周方向の非均質さを考慮したマクロ断面積の作成をおこなった。

2次元中性子束分布の計算は，第3章で述べた3次元中性子束分布計算と並行して進めた。3次元中性子束分布計算で得られた知見を2次元の計算モデルに取り込み,計算の信頼性の向上を図ると共に，逆に2次元の計算モデルの改善で実施したもののうち，3次元計算においても改善の効果の大きいと判断されるものは3次元の計算モデルにも反映した。

ここで得られた2次元中性子束分布は，BSWを貫通する主蒸気配管（MS）と給水配管（FW）によるストリーミングとMSトンネル室内の中性子束分布を計算するための2次元と3次元の接続計算（第5章参照）の線源のデータとして使用するとともに，原子炉廻りの放射化放射能計算（第6章参照）の照射条件として使用する

本章で述べる原子炉廻りの2次元中性子束分布計算と2章の中性子束測定及3章の3次元中性子束分布計算並びに5章のMSトンネル室内の中性子束分布計算及び6章の放射化放射能計算と関連は図1-15(4)の通りとなる。

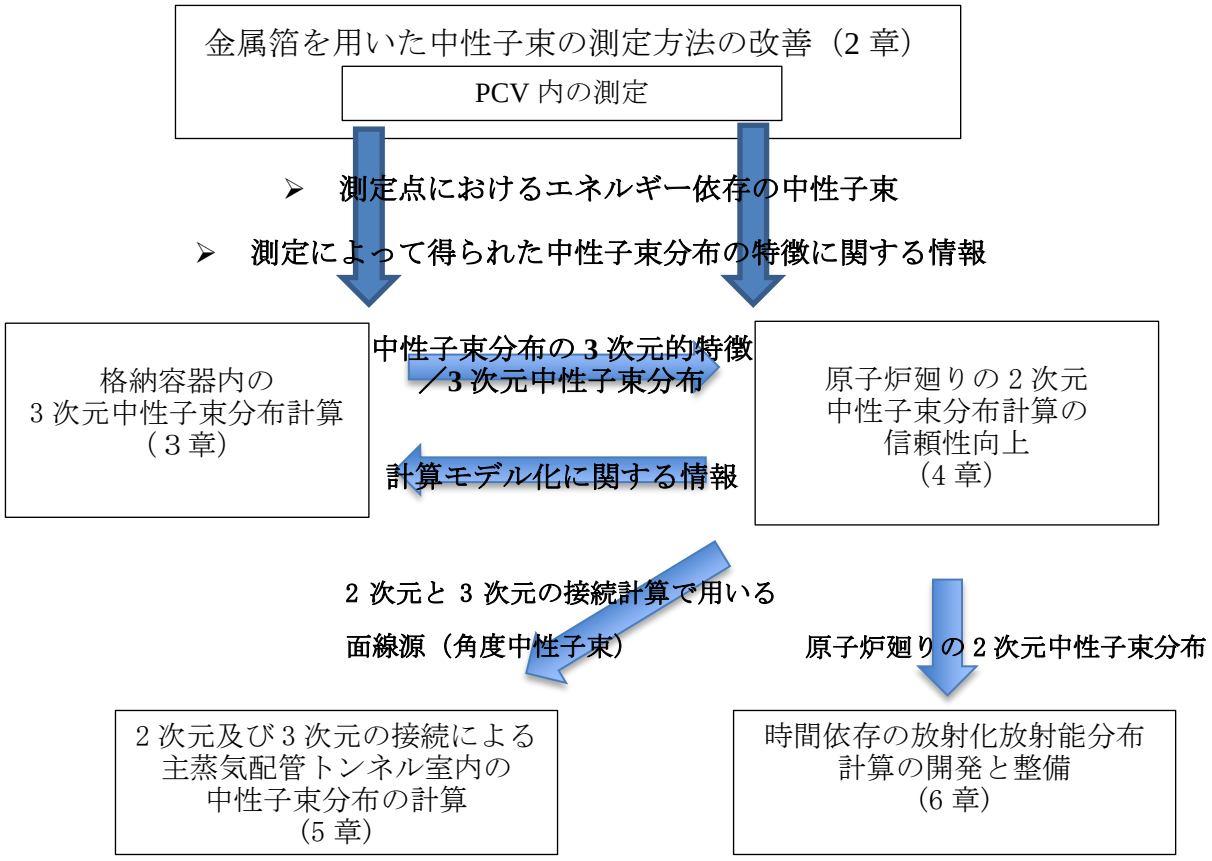


図 1-15(4)　2 次元中性子束分布の本研究における位置づけ

第5章　2次元及び3次元の接続計算によるMSトンネル室内の中性子束分布計算

(1) 意義と目的

廃止措置準備作業における放射化放射能評価は，中性子束照射による放射性物質の有位な生成が発生しないとされる範囲を対象として実施されなくてはならない。ここで，有意な放射性物質の生成がないとされる中性子束とは，6.26μSv/hr[5-6]とされている。BWR の PCV 及び BSW には主蒸気管配管（MS）が貫通する部位があり，その部分を通して中性子ストリーミングが発生し，隣接する主蒸気配管トンネル室に漏れ出しているものと推定される。MS の貫通部をストリーミングして漏れ出していく中性子束を正確に把握し，放射化放射能評価の範囲を明確にするため次の事項を実施する。

(ｱ) PCV 及び BSW を貫通する部位における中性子ストリーミングを評価するための 2 次元及び 3 次元の中性子束分布計算の手法を整備する。

(ｲ) 中性子測定から得られた測定点におけるエネルギー依存の中性子束及び中性子束分布上の特徴を把握し，信頼性の高い MS トンネル室内の 3 次元計算モデルの構築を行い，信頼性のある 3 次元中性子束分布計算結果を得る。

(2) この章の研究の概要

PCV 及び生体遮蔽壁（BSW）には，主蒸気配管（MS）及び給水配管（FW）が貫通している箇所があり，これらの配管は BSW を貫通した後，主蒸気配管トンネル室（MS トンネル室）を経てタービン建屋に接続されている。この貫通部を中性子がストリーミングして MS トンネル室に漏れ出していることは容易に予想できるところである。このストリーミングと MS トンネル室内の中性子束分布を計算するために決定論 2 次元及び 3 次元の中性子輸送計算コード(DORT 及び TORT)の接続計算を実施した。ここでは，原子炉廻りの 2 次元中性子束分布の計算結果から MS と FW が BSW を貫通する場所に相当する位置での角度中性子束を抽出し，VISA コード[1-41]と TORSED コードを用いて 3 次元中性子束の面線源（境界線源）に変換し，2 次元と 3 次元の計算を接続している。ストリーミングと MS トンネル室内の計算による中性子束の信頼性は，MS トンネル室内に設置した金属箔の放射化放射能との比較によって検証した。

ここでは，接続計算の手順，計算モデル，計算条件及び計算結果を順に述べていく。今回の計算では，ストリーミングをよく再現することと MS トンネル室内での中性子束の輸送現象を再現することの実現のために，角度分点セットについてのパラメータサーベイを実施した。計算結果では，計算結果の信頼性に関する角度分点の依存性について説明する。また，測定値と計算値の比較から得られた知見から MS トンネル室内の中性子束分布の特徴について考察した。また，得られた中性子束分布を用いて，「放射性物質として扱う必要のないもの（Non-Radioactive materials：NR)」の境界（NR 境界）を評価した。NR 境界は，BSW の内部にあり，MS トンネル室内の構造物は内部に 2 次的汚染のある MS 及び FW の内部を除きすべて NR 物として扱えることを評価した。

(3) 他の章との関連

本章では，4 章で実施した原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算結果から MS が PCV 及び BSW を貫通する箇所の角度中性子束を抽出し，PCV 及び BSW を貫通する配管による中性子ストリーミングと MS トンネル室内の中性子束分布を計算する面線源として用いる。MS トンネル室内の 3 次元中性子束分布計算の計算モデルの構築に必要な分布の特徴及び計算結果の妥当性検証には，2 章に示した MS トンネル室内の中性子束測定値を用いる。

本章で参照する 2 章で実施した中性子束測定値及び 4 章で実施した 2 次元中性子束分布計算との関連は図 1-15(5)の通りとなる。

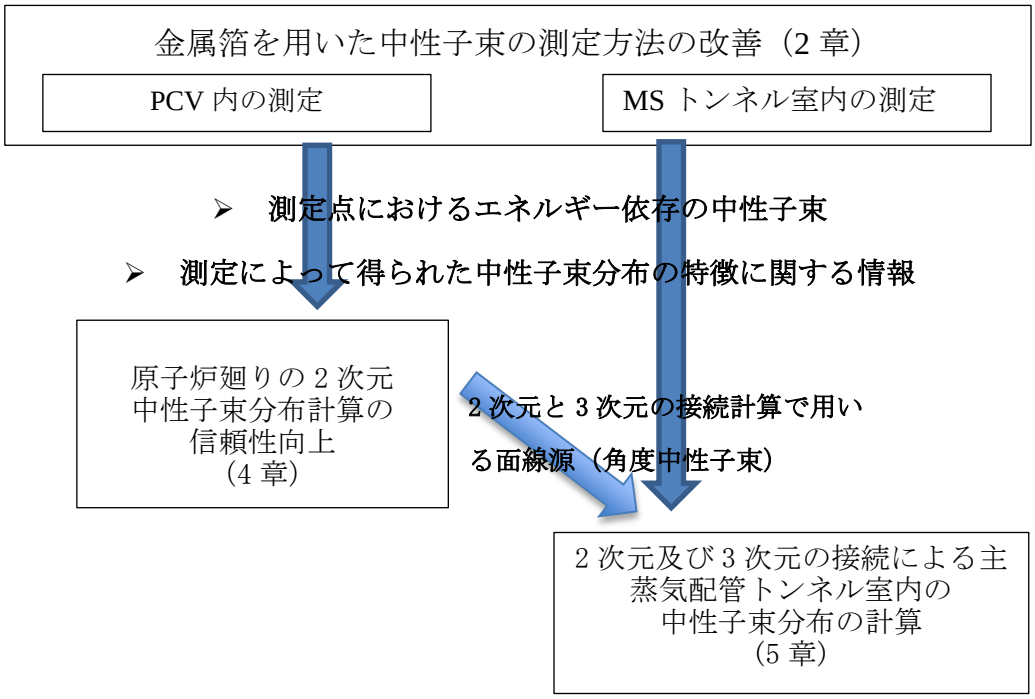


図 1-15(5)　2 次元及び 3 次元の接続計算による MS トンネル室内 3 次元中性子束分布計算の位置づけ

第6章　時間依存の放射化放射能分布計算の手法の開発

(1) 意義と目的

運転中に生成し，運転停止した後も原子力発電所に残留する放射性物質は，時間の経過と共に減衰していく。安全かつ合理的な廃止措置工事の計画立案には，発電所内に分布する放射性物質について正確に把握し，個々の廃止措置対象設備を“いつ”，“どのように”に除染及び/又は解体し，処理処分すべきであるかを判断していき必要がある。このような廃止措置計画の立案に必須な情報を与えるものと以下の開発と整備を実施する。

(ｱ) 廃止措置準備作業において評価対象核種となる 178 核種全ての放射化放射性物質に関する時間依存の空間分布

(ｲ) 廃止措置によって発生する放射性廃棄物のレベル区分ごとの時間依存の空間分布及び時間依存の発生量

(2) この章の研究の概要

放射化放射能は，中性子の照射により生成するものであるから，中性子束分布に従った分布を示す。また，放射能は照射後の経過時間と共に減衰する。両者の評価について信頼性があり，利用のための参照が容易な情報は，廃止措置工事の工法又は工程の検討及び安全確保の対策の合

理化に対して必須である。このような情報を提供する時間依存の放射化放射能分布計算の手法を開発した。放射化放射能の分布を求めるためには，放射化計算コードによる計算を中性子束分布計算で設定した空間メッシュの全てに対して行う。2 次元中性子束分布計算では，約 40 万メッシュが設定されている。放射化計算コード ORIGEN-S を用いた計算は 1 ケース数秒程度の計算時間であるが，8 台の計算機で並行計算を行なっても，1 種類の材料に 1 ヶ月程度を要した。このような計算のターラウンドは実用的と言えないことから，放射性核種の生成と崩壊のメカニズムに着目した合理的な計算方法を開発し，適用した。

ここでは，合理的な放射化放射能計算の手順について説明し，原子炉廻りについて評価した放射化放射能分布，放射能レベル区分分布及び廃棄物の処分区分の分布を示す。また，時間依存の中性子束分布の廃止措置工事の計画立案への適用について提案する。

第 7 章　総括

本研究の成果を総括し，まとめを述べる。また，本研究を通して明らかになった課題を挙げ，今後取り組むべき事項を提案する。

第１章　参考文献

[1-1] 原子炉解体技術（JPDR），日本原子力研究開発機構原子力科学研究所HP
https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/decommissioning/index_02.html.
[1-2] 東海発電所の廃止措置，日本原子力発電㈱HP
http://www.japc.co.jp/haishi/tokai.html
[1-3] ふげんの廃止措置計画について，日本原子力研究開発機構　原子炉廃止措置研究開発センター（ふげん）HP
https://www.jaea.go.jp/04/fugen/haishi/plan/
[1-4] 浜岡発電所１，２号機の廃止措置の計画について，中部電力㈱HP
http://www.chuden.co.jp/energy/hamaoka/hama_pickup/haishi/
[1-5] 新規制基準について，原子力規制委員会HP
https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/shin_kisei_kijyun.html
[1-6] IAEA General Safety Requirement Part 6 Decommissioning of Facilities No. GSR Part 6 (2014)
[1-7] 核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和三十二年六月十日法律第百六十六号）
最終改正：平成二八年五月一八日法律第四二号
http://law.e-gov.go.jp/htmldata/S32/S32H0166.html
[1-8] 日本原子力学会　日本原子力学会標準　実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011　AESJ-SC-A0021 (2011)
[1-9] 軽水炉安全技術・人材ロードマップ　⑤既設炉の廃炉の安全な実施
http://www.meti.go.jp/committee/sougouenergy/denkijigyou/jishutekianzensei/pdf/013_03_02.pdf
[1-10]　田中健一　“放射能インベントリの詳細評価により放射性廃棄物の最適評価を可能とするシステムの開発”（月間電気現場技術　2014年3月号）
[1-11]　田中健一　“廃止措置事業化に向けた放射能インベントリ評価システムの整備”(電気評論　2014年4月号)
[1-12]　助川武則　他　原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討（受託研究）　JAER-Tech 2001-058 (2001)
[1-13]　助川武則　他　JPDRにおける内蔵放射能評価について　デコミッショニング技法第8号pp66-77 (1993)
[1-14]　INDC International Benchmark Calculations of Radioactive Inventory for Fission Reactor Decommissioning INDC(NDS)-355 (1996)
[1-15]　J R White A P Fyfe Umass-Lowell Result for the JPDR Activation Analysis Benchmark Proc. Radiation Protection & Shielding Topical Meeting (1996)
[1-16]　N Sasamoto et al Radioactive inventory calculation for JADR to be dismantled Proc. Topical Conference on Theory and Practices in Radiation Protection p.570 (1987)
[1-17]　S Wall et al Current status of decommissioning calculation for IAEA benchmark (JPDR) AEA-TSD-0259 NCS/R(94)32 (1994)
[1-18]　「東海発電所　廃止措置計画認可申請書」　2006年3月　日本原子力発電（株）
[1-19]　PNC ZJ3124 98-019 「原子炉廻り放射性物質内蔵量の解析評価コードシステムの構築(I)」1998 年 3 月
[1-20]　圷敦　他　「JRR-1 炉心構造物の放射能インベントリ評価」JAERI-Tech　2003-090,日本原子力研究所, 2004 年 1 月
[1-21]　岸本克己　他　「中性子束分布計算に３次元体系を導入した JRR-2 原子炉本体放射化放射能評価」JAERI-Tech　2005-016,日本原子力研究所, 2005 年 3 月
[1-22]　IAEA Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purpose Technical Report Series No.389 (1998)
[1-23]　OECD/NEA Radiological Characterization for Decommissioning of Nuclear Installations NEA/RWM/WPDD(2013)2 (2013)
[1-24]　LANL ENDF Data/Index to ENDF/B-IV Evaluated Nuclear data
http://t2.lanl.gov/nis//data/endf/index.html ENDF/B-IV
[1-25]　J. E. White, "104N-22G Coupled Neutron and Gamma-Ray Library Generated with AMPX," Informal note (1973).
[1-26]　W. W. Engle, Jr., "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693 (March 1967).
[1-27]　Mynatt,F,R et al, The DOT III Tew-Dimensional Discrete Ordinate Transtport Codes, OTNL-TM-4280(1973)
[1-28]　田坂完二,DCHAIN:放射性ならびに安定核種の生成崩壊解析コード,JAERI 1250(1976)
[1-29]　M. J. Bell, “ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code”, ORNL-4628, Oak Ridge

National Laboratory (1973).
[1-30] R. W. Roussin, et al, "The CTR Processed Multigroup Cross-Section Library for Neutronics Studies," ORNL-RSIC-37 (July 1980).
[1-31] N. M. Greene, et.al, "AMPX-77 A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma Cross Section Libraries from ENDF/B-IV and/or ENDF/B-V," ORNL/CSD/TM-283 (October 1992).
[1-32] R. E. MacFarlane and D. W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91," LA-12740-M (October 1994).
[1-33] "WIMS-D4 Winfrith Improved Multigroup Scheme Code System," Radiation Safety Information Computational Center Code Package CCC-576/WIMS-D4, Oak Ridge National Laboratory (October 1991).
[1-34] A.G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials", Nucl.Technol. 62, p.335 (1983).
[1-35] T.Nakagawa et al, Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision 2 : JENDL3.2, J.Nucl.Sci.Technol., Vol 32,1259 (1995)
[1-36] 長谷川明: "JENDL-3.2に基づく炉定数 中性子300群γ線104群JSSTDL-300ライブラリーについて (JSSTDL 98 version) ",核データニュース No.62, p.43-52 (2003)
[1-37] W. A. Rhoades, "The GIP Program for Preparation of Group-Organized Cross-Section Libraries," Informal Notes (April 1978).
[1-38] ORNL, DOORS3.2 One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinate Neutron/Photon Transport Code System. CCC-650 DOORS3.2, Oak Ridge National Laboratory, (1998)
[1-39] LANL ENDF Data/Index to ENDF/B-VI Evaluated Nuclear data http://t2.lanl.gov/nis//data/endf/endfvi-n.html
[1-40] W. A. Rhoades and D. B. Simpson, "Splicing and Bootstrapping Methods for DORT/TORT-to-TORT Coupling, (TORSET Section)," ORNL/TM-13350
[1-41] K Tanaka et al, "Improvement of a calculation procedure of neutron-flux distribution for radioactivity inventory estimation for decommissioning of nuclear power plants, Progress in Nuclear Energy 85 (2015) 254-2702.
[1-42] K Tanaka et al," Estimation of a boundary to distinguish between radioactive materials and non-radioactive materials around a Main Steam line and a Feed Water line in a Biological Shielding Wall of a BWR for decommissioning", Progress in Nuclear Energy 93 (2016) 371-385
[1-43] Tanaka K, et.al , Radioactivity evaluation method and radioactivity evaluation system, U.S.patent, Patent No. :US8,853,638B2, Date of Patent : Oct. 7,2014 (2014)
[1-44] 敦賀発電所1号機, 日本原子力発電 (株) HP http://www.japc.co.jp/plant/tsuruga/dai1top.html
[1-45] IAEA, Evaluating the Reliability of Predictions Made Using Environmental Transfer Models, Safety Series No.100, International Atomic Energy Agency, (1989), ISBN 9201240899.

第２章　金属箔を用いた中性子束の測定方法の改善

第2章 金属箔を用いた中性子束の測定方法の改善

2.1 概説[2-1～8]

2.1.1 意義と目的

廃止措置準備作業における放射能インベントリ評価で実施する金属箔を用いた中性子束の測定方法について，既往の測定事例を調査し，その課題を抽出した上で次の事項を実現するために測定方法を改善する。

(ア) 測定した中性子束は，格納容器（PCV）内及び主蒸気配管（MS）トンネル室内の中性子束分布の特徴の把握に有効であり，計算による中性子束の妥当性の検証に使用可能であること。

(イ) 測定に要する費用の削減のため，少ない金属箔の枚数で，多くの情報を得られるような測定を行うこと。

2.1.2 研究の概要

敦賀発電所 1 号機（敦 1）の計算による放射化放射能評価の妥当性を検証及び PCV 内及び MS トンネル室内において，金属箔を用いた中性子束の測定を行なった。評価対象範囲の機器等の配置や建屋の構造から，中性子束分布の特徴を定性的に把握し，中性子束分布の特徴が観測できると予測される場所に金属箔の設置を行った。また，中性子束のエネルギー分布の把握を目的として金箔（Au），カドニウム覆いをした金箔（Au＋Cd）及びニッケル箔（Ni）の 3 種類の金属箔を用いた。本研究では，敦１において実施した２つの測定の概要は以下の通りである。

(1)格納容器（PCV）内

金属箔は，PCV 内には 15 箇所ずつ 2 回に分けて 30 箇所，MS トンネル室に 10 箇所設置した。それぞれ，1 運転サイクル期間の照射後，回収し放射化放射能分析を行い，測定対象核種の放射能測定を行った。PCV 内の測定では，3 種類の金属箔の放射化放射能から，熱，熱外及び高速の各エネルギー領域に対応する中性子束を算出した。

(2)主蒸気配管（MS）トンネル室内

MS トンネル室内では，10 箇所に金属箔を設置して 1 運転サイクル期間の照射後，回収し放射化放射能分析を行い，測定対象核種の放射能測定を行った。当該の運転サイクル中に計画外停止が発生し放射化放射能から中性子束を算出することが困難になったため金属箔の放射化放射能をそのまま検証に使うことにした。

これら(1)及び（2）の測定によって以下の情報を得ている。

1) 測定点におけるエネルギー依存の中性子束測定値

2) 測定対象範囲における中性子束分の定性的特徴

2.1.3 本章の位置づけ

本研究における本章の位置づけは次の通りとなる。

(1) 経済的かつ効果的な中性子束測定方法の提案

廃止措置準備作業で実施する放射化放射能評価において,

- 評価対象における中性子束分布の特徴の把握
- 計算コードを用いた中性子束分布の妥当性検証に用いる測定

を経済的かつ効果的に実施する測定方法を提案する。ここでいう経済的かつ効果的とは，少ない金属箔の枚数で多くの情報が得られることを指す。

(2) 測定結果の中性子束計算における利用

本章で実施した中性子束の測定結果は，本研究において以下に示す研究で利用する。

1) 格納容器内の 3 次元中性子束分布計算（３章）

PCV）内の中性子束の 3 次元的分布の特徴を把握するために実施する 3 次元中性子束分布計算の妥当性の検証に用いる。3 次元計算で得られた計算値の信頼性を検証及び中性子束分布の特徴の考察に活用すると共に,3 次元計算モデルの構築における留意点の検証に使用する。

2) 原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上（4 章）

信頼性の高い原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算の実現とその手法の提案のため,測定によって得られた中性子束分布の特徴を計算モデルの構築で活用する 2 次元中性子束分布計算の妥当性の検証に用いる。

3) 2 次元及び 3 次元の接続による主蒸気配管トンネル室内の中性子束分布計算（5 章）

2 次元及び 3 次元の接続による MS トンネル室内の中性子束分布計算の実現と手法の提案のため，中性子束分布の測定値を計算結果の妥当性検証及び計算値との比較による中性子束分布の特徴の把握のために使用する。

本研究における中性子測定と計算コードを用いた中性子束分布計算との上述の関係は，図２の通りとなる。

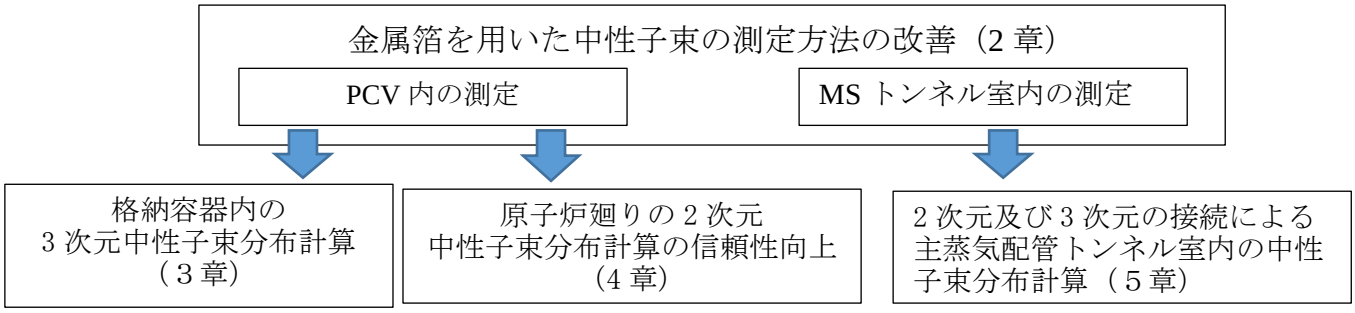


図２-1　中性子束の測定（2 章）と中性子束分布計算（3，4 及び 5 章）との関係

2.2 金属箔による原子炉廻りの中性子束測定の先行例

敦 1 での測定に先立ち，原子力発電所に置ける金属箔による中性子束測定の先行例を調査した。

2.2.1 商業用 BWR における測定

国内外を問わず，商業用軽水炉の原子炉廻りで中性子束の測定を行い，その結果を公開している例は極めて少ない。敦 1 で実施しようとする金属箔を用いた中性子束測定の参考になる先行例を調査したが，1983 年に中井らが国際放射線学会で報告した国内の BWR における測定が唯一のものであった[2-9]。この測定は，東京電力福島第 2 発電所 1 号機（2F-1）と中部電力浜岡発電所 2 号機（浜岡-2）のドライウェル（drywell：格納容器内）で行ったものである。測定は次の通り実施されている。

（ア）金属箔として，アルミニウム，チタン，鉄，ニッケル，銅及び金を使用した。

（イ）これら 6 種類の箔は，カドニウムで覆いをしたものと裸のままの 2 種類を用いた（計 12 種類の箔を用いて測定をした。）

（ウ）これらの箔は，測定用のホルダー（材質不明）に入れ，グラスファイバのテープに 50cm 又は 100cm 間隔で 8 箇所に設置し，RSW の頂上部から PCV の底部に向けて吊り下げた。

（エ）箔を吊り下げた箇所は，RPV と RSW の間隙，RSW の外側表面及び PCV の内表面の 3 か所である（それぞれの位置を，Pi，Pm 及び Po としている。）

（オ）照射時間は 2000 時間である。

（ウ）及び（エ）の記載からわかるように，金属箔は，PCV 内の水平方向位置 3 箇所に対して垂直方向に一様に配置されている。

照射後，全ての金属箔を回収しゲルマニウム（Ge）半導体検出器でガンマ線の測定を実施している。しかし，ニッケル箔（Ni）と金箔(Au)以外は測定限界以下であり，ニッケルと金以外の箔は，原子炉廻りの中性子束の測定には適していないとしている。

この先行例では，浜岡-2 のニッケル箔と金箔の測定結果と 2 次元中性子輸送計算結

果(2 次元中性子束分布)との比較が示されている(図 2.1)。ニッケル箔では Ni-58(n,p) Co-58 の反応によるガンマ線を，金では Au-197（n,γ）Au-198 の反応によるガンマ線をそれぞれ測定している。Ni は，高速エネルギー領域の中性子束を測定し，Au では熱外及び熱エネルギー領域の中性子束を測定するものである。測定値と計算値は，比較的良い一致を示しているとしているが，両者の差異の理由や PCV 内での中性子束分布の特徴についての言及はない。

2.2.2 ガス炉における測定

この他の金属箔による測定の例として，日本原子力発電（株）東海発電所（東 1）の廃止措置計画認可申請書に測定を実施したことに関する記述がある[2-10]。詳細な測定について公開をしていないが，測定はダクトエンクロージャと呼ばれる 1 次生体遮蔽壁の外側の領域で 2 箇所，金属箔を 1m 間隔でダクトエンクロージャの天井部から床まで吊り下げて測定を行っている(図 2.2(1)参照)。ここでも測定結果を中性子輸送計算の結果と比較しているが（図 2.2(2)参照)，計算結果の多くが測定値を下回っている。これは計算の過小評価を意味している。東 1 の場合は，計算の過小評価を改善するのではなく，測定結果と計算結果の比の最大値に安全尤度のためのマージンを加えた値を計算結果に乗じて，中性子束分布を安全側の評価となるように補正を行っている。

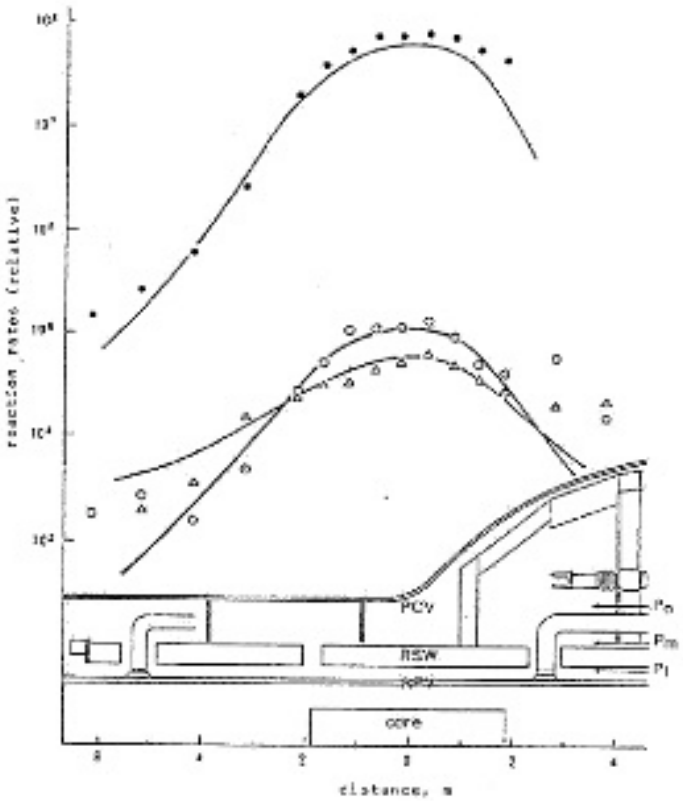


Fig.5 Reaction rate of $^{58}Ni(n,p)^{58}Co$ in the H-2 drywell
■ Pi-, ○ Pm-, and △ Po-positions

（1）ニッケル箔による測定

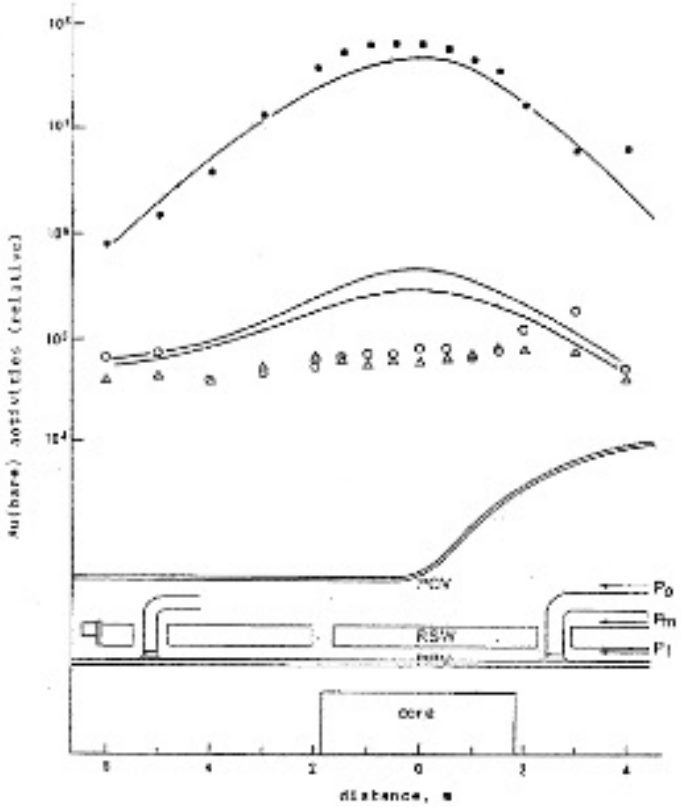


Fig.6 Aulbarel activity in the H-2 drywell
■ Pi-, ○ Pm-, and △ Po-positions

（2）金箔による測定

図 2.1　金属箔による原子炉廻りの中性子束測定先行例（浜岡-2）[2-9]

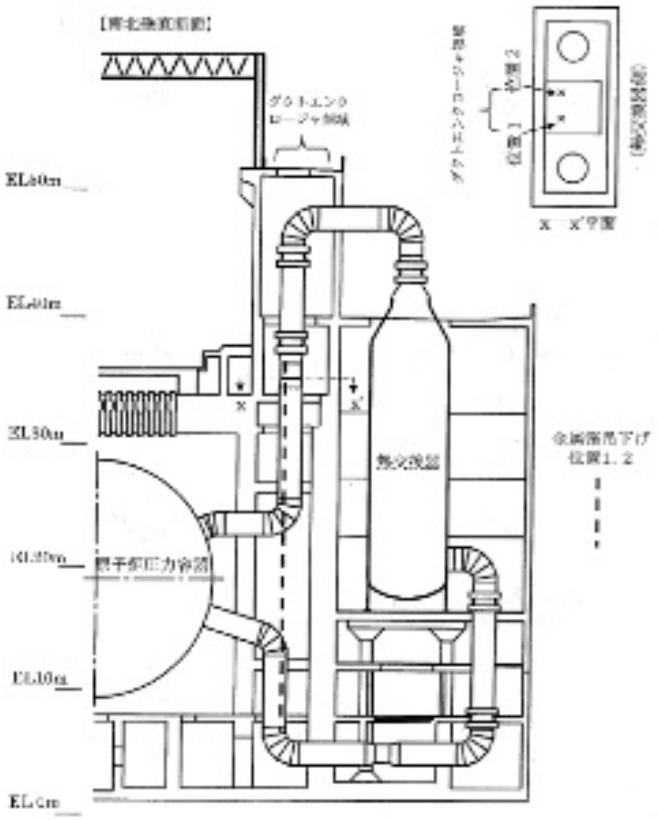


図5－2－3　中性子フルエンス率測定位置（ダクトエンクロージャ領域内）

（１）金属箔による測定場所

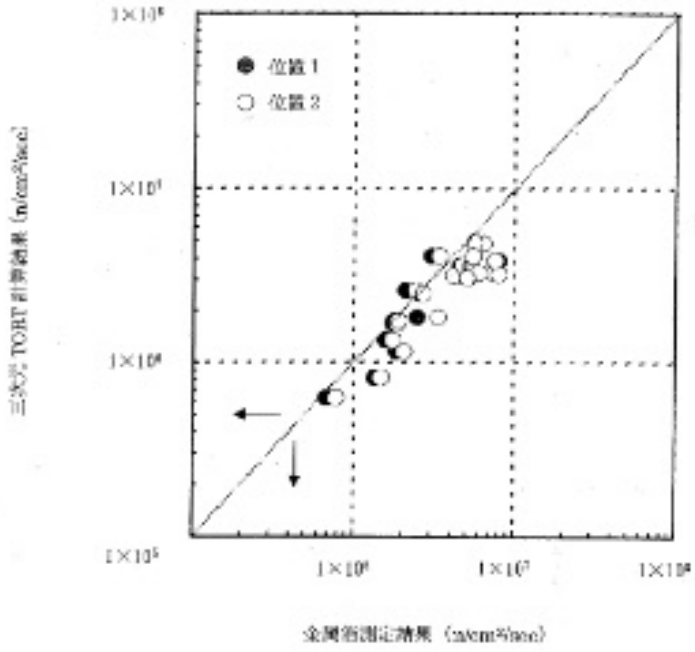


図5－2－3　熱中性子フルエンス率の計算結果と測定結果の比較

（２）測定値と計算値の比較

図 2.2　金属箔による原子炉廻りの中性子束測定先行例（東１）[2-10]

2.2.3 測定の先行例の課題と敦 1 における対策

先行例の測定方法は,2.1 で述べた敦 1 の測定にあたり考慮すべき 2 点に照らした場合，次のような課題がある。

（ア）2 つの先行例では,金属箔を垂直方向に一様に配置している点が共通している。このような配置の測定では 1 次元的な測定しかできない。中性子束分布に対して得られる情報は，金属箔を設置した垂直方向の直線上のものでしかなく，空間的な分布に関する情報は得られない。

（イ）浜岡-2 における測定では，6 種類の金属箔を用いて測定を行っているが，金箔とニッケル箔の測定結果しか示されていない。一方，東 1 の測定では，金箔の測定のみが行われている。このことから，原子炉廻りでは金とニッケル以外の金属箔では，十分な測定結果が得られていない。

以上の点を踏まえ，敦 1 における測定は次の方針で行うことにした。

- 評価対象範囲の機器，構造物等の配置や建屋の構造から，中性子束分布の特徴を定性的に予想し，特徴が観測できると予測される場所に設置する。
- 中性子束のエネルギー分布を把握するため，金箔（Au)，カドニウムで覆いをした金箔（Au+Cd）及びニッケル箔(Ni)を用いる。

なお,Au の反応断面積は熱中性子束から共鳴領域まで幅広いエネルギー範囲を持つ。本研究では，熱エネルギー領域の中性子束（熱中性子束）を測定するためカドミウム差法を用いた。カドミウム（Cd）は，1.0eV 以下（熱中性子束）の中性子領域で非常に大きい断面積を有するが，1.0eV 以上のエネルギー領域では断面積が小さくなる。このため，厚さ 0.5ｍｍ程度の Cd 箔を用いることで，中性子エネルギー1.0eV 程度を上限とした透過フィルタとして働き，熱中性子束を吸収する。従って，金箔にカドニウム箔の覆いを付けた場合(Au+Cd)と裸のままの金箔（Au）の２種類の箔を同時に照射すると，両者の放射能の差から次式のように,熱エネルギー領域の中性子束により生成した放射化放射能を算出することができる。そのような測定の方法は，カドニウム差法と呼ばれている[2-11]。

Au-(Au+Cd)＝

［熱エネルギー領域の中性子束の照射によって生成した放射化放射能］

2.3 金属箔を用いた中性子束の測定

2.3.1 金属箔による測定の原理[2-11]

金属箔を用いた中性子束の測定は，中性子によって照射され生成した放射能を測定することで照射中性子束の値を求めるというものである。

金属箔の照射中には，次のような諸過程が金属箔内部で発生する。

① 質量数 A_i の標的核種が中性子吸収により失われる。
② 質量数 A_{i+1} の原子が中性子吸収により作られる(生成量)。
③ 質量数 A_{i+1} が中性子吸収をして，別の核種になる（転換量)。
④ 質量数 A_{i+1} が壊変により失われる（壊変量)。
・

これらの関係から，放射性核種 A_{i+1} の生成量 N_{i+1} は次式で与えられる。

$$\frac{dN_{i+1}}{dt} = [\textit{生成量}] - [\textit{転換量}] - [\textit{壊変量}]$$

すなわち，

$$\frac{dN_{i+1}}{dt} = N_i(t)\sigma_i\phi - N_{i+1}(t) - \lambda_{i+1}N_{i+1}(t)$$

---------- 2.1

ここで，

N_i：核種 i の原子個数密度

σ_i：核種 i の吸収（放射化）断面積

λ_i：核種 i の崩壊定数

ϕ：照射中性子束

2.1 式を初期条件 $N_{i+1}(0)=0$ を用いて解くと，

$$N_{i+1} = \frac{\sigma_i N_i(0)\phi}{\lambda_{i+1} + \sigma_{i+1}\phi - \sigma_i\phi}\{exp(-\sigma_i\phi t) - exp[-(\lambda_{i+1} + \sigma_{i+1})t]\}$$

---------- 2.2

標的核種が時間 T だけ中性子照射され，放射化した場合の放射能 A_{i+1} は 2.3 式のようになる。

$$A_{i+1} = \lambda_{i+1}N_{i+1} = \frac{\sigma_i N_i(0)\phi}{1 + (\sigma_{i+1} - \sigma_i)\phi/\lambda_{i+1}}\{exp(-\sigma_i\phi t) - exp[-(\lambda_{i+1} + \sigma_{i+1})T]\}$$

---------- 2.3

放射化箔による中性子束の測定では，標的核種，すなわち箔で用いる核種は，次のような条件を満たすものが選択される。

・　変換される標的核種の割合は十分小さいものとされる。すなわち，$\sigma_i \phi t \ll 1$である。
・　生成される放射性核種は，$\lambda_{i+1} \gg \sigma_{i+1}\phi$を満たすような吸収断面積をもつ。

この 2 つの条件を満たす場合，2.3 式は 2.4 式のようになる。

$$A_{i+1} = \sigma_i N_i(0)\phi[1 - exp(-\lambda_{i+1}T)]$$

---------- 2.4

よって，ϕは次式で与えられる。

$$\phi = \frac{A_{i+1}}{\sigma_i N_i(0)[1 - exp(-\lambda_{i+1}T)]} = \frac{A_{i+1} m_{i+1}}{\sigma_i a N_A M[1 - exp(-\lambda_{i+1}T)]}$$

---------- 2.5

ここで，

M： 核種 i の重量（g）

m_i ： 核種 i の原子量（g/mol）

a_i ： 核種 i の存在比

N_A ： アボガドロ数（6.023×1023mol-1）

なお，$N_i(0)$は，$N_i(0) = \mathrm{aN_A M/m_i}$

金属箔の重量と寸法は，金属箔に生成した放射化放射能を測定する分析者の被ばくを合理的に可能な限り低くするようにした。ここでは，分析作業中の分析者の被ばく量と分析が容易に可能な放射能と関係から Au，Au+Cd 及び Ni のいずれの箔においても生成する放射能の 50Bq とした。この条件と 2.5 式から，箔の重量は 2.6 式で与えられる。

$$M = \frac{50 \cdot m_{i+1}}{\sigma_i a N_A \phi_{pr}[1 - exp(-\lambda_{i+1}T)]}$$

---------- 2.6

ここで，ϕ_{pr}は測定位置で予測される中性子束である。

2.6 式で用いるパラメータは表 2.1 に示す通りである。PCV 内に金属箔を設置する測定位置で予測される中性子の値は表 2.2 の通りであり，それぞれの測定場所で用いる金属箔の重量は，重量の欄に示す通りである。同じ照射中性子束の予測値を用いたものであっても重量が一致していないのは金属箔作成時の作成誤差によるものである。また，寸法は，大きさの欄に示す通りである。

一方，MS トンネル室に設置する金属箔では，熱中性子束の値は 1.0×10^4，高速中性子束の値は 1.0×10^3 で全て共通とした。それぞれの箔の重量は，表 2.4 の重量の欄に示す通りである。寸法は，Au 及び Au+Cd は全て直径 20.0mm であり，Ni は 55mm である。

2.3.2 金属箔と収納容器

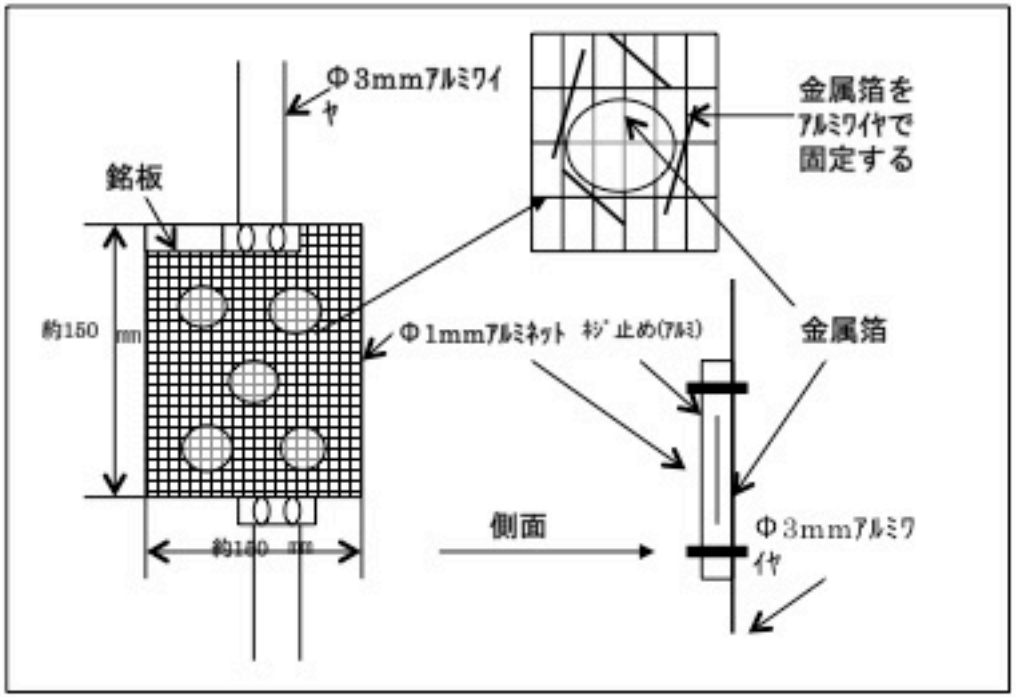
敦 1 の測定では，金箔（Au），カドニウム（Cd）で覆いをされた金箔（Au+Cd）及びニッケル箔（Ni）を用いた。放射化金属箔は，取り扱いを容易にするため収納容器に収納した（図 2.3 参照)。収納容器は，縦横の寸法を，150mm を目安としてアルミニウム（Al）製メッシュ板を袋状にし，両端を同じく Al 製のワイヤーでくくり，上下に固定具を取付けたものである。また，測定位置の識別を容易にするため，収納容器の左上端に管理番号を示す銘板（プレート）を付けた。

金属箔による中性子束測定のパラメータは，表 2.1 に示す値を用いた。

表 2.1. 金属箔による中性子束測定のパラメータ

金属箔種類	金(Au)箔	ニッケル(Ni)箔
反応の種類	^{197}Au(n, γ) ^{198}Au	^{58}Ni(n,p) ^{58}Co
原子量: M (g)	197	58
吸収断面積 : σ$_a$(barns)	98.8 [a,b]	0.51 [a,c]
崩壊定数: λ (s^{-1})	2.96×10^{-6} [a] (^{198}Au)	1.13×10^{-7} [a] (^{58}Co)
同位体存在比: a	1.0	0.678

a: **参考文献**[2-10]
b: ^{197}Au(nγ)^{198}Au 反応の吸収断面積は，中性子エネルギー 0.025eV，中性子速度 2200m/s の熱中性子束の測定に用いる。
c: ^{58}Ni(n, p)^{58}Co 反応の吸収断面積は，中性子エネルギー5 MeV の高速中性子束の測定に用いる。



Au:金箔　Au+Cd:カドニウム覆い金箔
Ni:ニッケル箔
Dummy:収納容器の形状を整えるため箔

図 2.3　金属箔の構造

2.3.3 PCV 内の照射期間と金属箔の測定場

(1) 測定期間

PCV 内での中性子束の測定は，15 箇所ずつ 2 回に分けて実施した。測定場所は図 2.4 の左側に示すとともに，測定場所の説明を表 2.2 に示す。測定場所の番号の 1 から 15 が先に測定したものであり，16 から 30 が追加で測定したものである。それぞれの照射期間は次の通りである。

- 測定場所 1～15：第 27 運転サイクル，2001 年 2 月 17 日から 2002 年 2 月 25 日，373 日間
- 測定場所 16～30:第 30 運転サイクル,2004 年 10 月 17 日から 2005 年 11 月 25 日，381 日間

(2) 測定場所

PCV 内における測定場所の選定では，PCV 内の構造上の特徴から，次のような現象が重要であると推定し，その効果が観察できると予想される位置に設置した。

- 炉心で発生した中性子が水平方向に RPV 及び RSW を透過して PCV 内に拡散するものがある。
- RSW を貫通している配管と配管を通すためのハッチを通りストリーミングしていくものがある。
- RPV と RSW の間隙を上下方向にストリーミングし，PCV の上部及びペデスタル内部に拡散していくものがある。
- RSW 外側まで拡散した中性子束は，PCV 下部のフラスコ部に拡散していく。

その後，RSW を貫通する配管の効果や PCV の上部及び床部，ペデスタル外表面やペデスタル内部床面などを確認するため，16 から 30 の場所に新たに設置し，測定を行なった。

1 回目の測定は，第 27 運転サイクルで実施した。以下に設置場所を選定した理由を説明する。

(ア) 1，2 及び 3 は，RPV と RSW の間隙を上方向にストリーミングしてくる中性子束を観測するために設置した。

(イ) 4 と 7 は，PCV 内表面近傍に設置した。4 は RSW 頂部の高さであり，7 は 1.5m 程度下がった位置にある。この 2 つは RPV と RSW の間隙をストリーミングしてくる中性子束の PCV 内での広がり拡散の様子を観察するために設置した。

(ウ) 5，6 及び 9，11 は，RSW の外壁面の近傍に設置した。6 は RPV スタビライザの直下に設置している。5 と 6 は，RPV と RSW の間隙をストリーミングしてきた中

性子束の PCV 内への拡散のうち，PSW 近傍への廻り込みと RSW を透過する中性子束の拡散の効果を観察するために設置した。9 は炉心上部，11 は炉心下部と同じ高さにある。炉心から直接 RSW を透過して PCV 内に拡散する中性子束を観察するために設置した。

(エ) 8 と 10 は，RPV と RSW の間隙に設置した。8 は，炉心上部より 1.5m 程度高い位置に設置した。これは RPV と RSW の間隙を上方にストリーミングする中性子束を観察するためである。10 は，ほぼ炉心中央の高さに位置している。炉心から RPV を透過してくる中性子束を観察するために設置した。

(オ) 12，13，14 及び 15 は，フラスコ部の上端から PCV 内壁に沿って順番に下方向に設置したものであり，PCV 内の中性子束がフラスコ部へどのように輸送し，拡散していくかを観察するための設置である。

2 回目の測定は，第 30 運転サイクルで実施した。以下に設置場所を選定した理由を説明する。

(カ) 16，17 及び 18 は，PCV 上部への中性子束の輸送と拡散を観測するために設置したものである。16 は，RPV の上鏡上部への廻り込みを観察するための設置である。17 は，RPV と RSW の間隙をストリーミングした中性子束が収斂したまま PCV 上部に輸送する現象の確認のために設置した。18，は PCV 内壁の近傍であり，外側への拡散を観察するためのものである。

(キ) 19 から 24 までの 6 枚は，RSW を貫通する FW と FW が貫通しているハッチからのストリーミングの影響を観測するために 1/4 円周上に配置したものである。敦 1 の RSW を貫通する配管のために設けられているハッチの内部は空洞となっている。敦 1 では，中型又は大型 BWR のようにハッチの中に遮蔽材が詰められてはいない。このため相当量の中性子がハッチを通して漏れ出してくるものと予想される。19，20 及び 21 は FW 近傍，22，23 及び 24 は FW から 50cm 程度離れた位置に設置した。

(ク) 25 及び 26 はフラスコ部にあるペデスタルの外表面に設置したものである。これらは，27 サイクルで設置した 14 及び 15 と同様にフラスコ部への中性子束の輸送と拡散の内，内側方向に向かうものを観察するために設置した。

(ケ) 27 と 28 は PCV のフラスコ部の床面に設置した。27 はペデスタル側，28 は PCV 内壁側に設置している。中性子束のフラスコ部内での輸送と拡散を観察するために設置した。

(コ) 29 と 30 はペデスタル内側の床面に設置した。RPV と RSW の間隙を下方向にストリーミングした中性子束のペデスタルの内側へ拡散を観察するためである。

(3) 測定場所の代表性について

PCV 内における金属箔は，PCV 内の方位座標上 270 度から 360 度の範囲（敦 1 の炉心

を中心として北の方角から西に方角の範囲）に設置されている。図 2.4 は敦 1 の PCV 内に設置された構造物を示す展開図である。金属箔を設置したのは図中の赤点線で囲まれた範囲である。この範囲を選定し設置した理由は，主に PCV の搬入口に面しており，金属箔の設置に従事する作業者の被ばくを低減することであった。

設置範囲を 270 度から 360 度の範囲に限っているが，図 2.4 の展開図から明らかなように PCV 内の構造物の配置は，方位角 0 度から 90 度と 90 度から 180 度で 90 度の面において概ね折り返し対称となっており，180 度から 270 度と 270 度から 360 度の範囲も同様であり，0 度から 180 度と 180 度から 360 度も概ね面対象となっている。すなわち，構造物の設置状況から PCV 内の中性子束分布は概ね 90 度の範囲で折り返し対称な分布になると推定される。このことから，本研究で測定を実施した範囲である方位角 270 度から 360 度の範囲で，上述(2)で示した設置場所の測定を行うことで PCV 内全体の中性子束分布の傾向を定量的かつ定性的に把握可能であり，これらの測定場所に PCV 内全体の中性子束分布の傾向を示す代表性があるといえる。

なお，測定値を計算の検証に使用する場合であるが，3 次元計算では，測定場所と計算結果の 1 対 1 の比較になることから，この範囲での測定値と計算値を比較することでその計算の妥当性の検証が十分に可能である。また，2 次元計算については，周方向の回転対称を仮定し周方向の平均値として評価するものであるが，平均値を実測値と比較して，3 章で述べる信頼性判定の条件（計算値と実測値の比が 1 桁の範囲にあること）を満たす判定により判断することも PCV 内全体にわたる中性子束分布を 2 次元で評価するという観点では十分妥当なものであると判断できる。

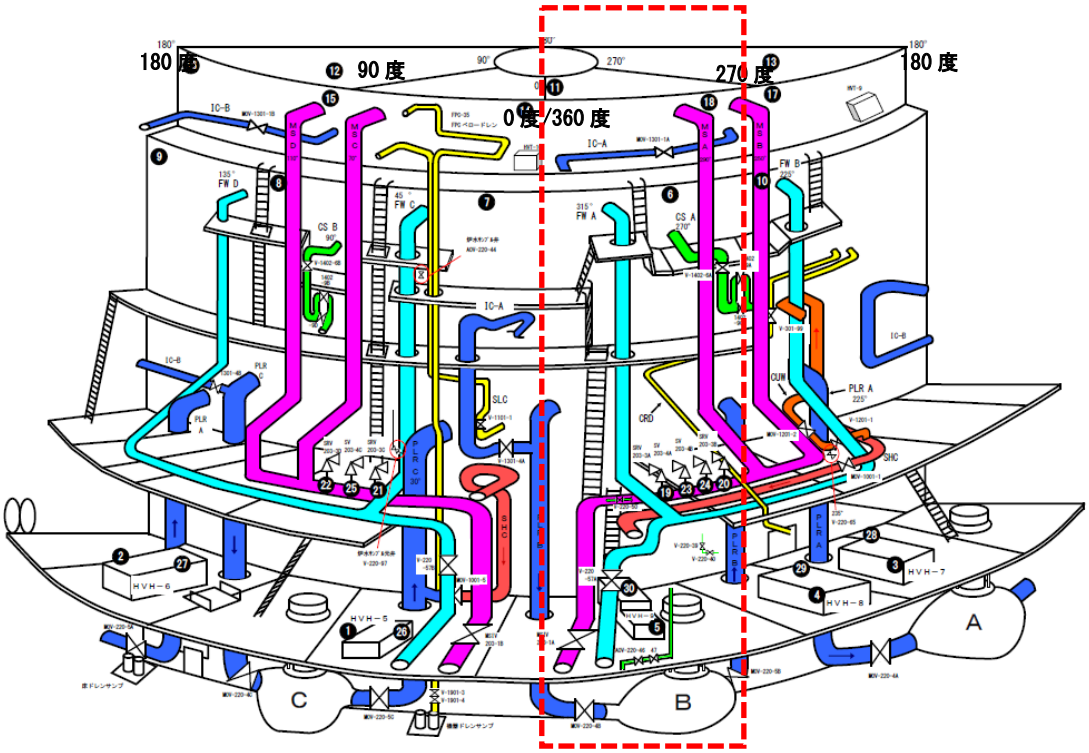


図 2.4　敦 1 PCV 内構造物展開図と金属箔の測定範囲

表 2.2　金属箔の仕様と設置位置(1/3)

位置番号	測定場所の説明	中性子束 ϕ_{pr} [a] (cm^{-2} s^{-1})	金属箔種類	重量 [b] (g)	大きさ [c] (mm)
1	RSW の上部であり，RPV と RSW の間隙を上方にストリーミングによる中性子束を測定するために設置した。	1.0×10^{4}	Au	0.6337	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6292	Φ20×0.1t
		1.0×10^{4}	Ni	3.1563	Φ20×0.5t
2		1.0×10^{4}	Au	0.6244	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6307	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.5372	Φ55×1.0t
3		1.0×10^{5}	Au	0.0404	Φ5×0.1t
			Au+Cd	0.0415	Φ5×0.1t
		1.0×10^{4}	Ni	3.1397	Φ20×0.5t
4	RPV と RSW の間隙を上方にストリーミングによる中性子束の拡散の効果を測定するために設置した。	1.0×10^{5}	Au	0.0403	Φ5×0.1t
			Au+Cd	0.0411	Φ5×0.1t
		1.0×10^{4}	Ni	3.1563	Φ20×0.5t
5	RSW の外表面であり，RPV と RSW の間隙のストリーミングと RSW を透過する中性子の拡散の効果を測定するために設置した。なお。 No.6 は，RPV スタビライザの直下に位置する。	1.0×10^{5}	Au	0.0406	Φ5×0.1t
			Au+Cd	0.0401	Φ5×0.1t
		1.0×10^{6}	Ni	0.0873	Φ10×0.5t
6		1.0×10^{4}	Au	0.6439	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6388	Φ20×0.1t
		1.0×10^{4}	Ni	3.1574	Φ20×0.5t
7	RSW 頂部と同じ高さの PCV の内表面位置し，RPV と RSW の間隙のストリーミングと RSW を透過する中性子束の拡散の効果を測定するために設置した。	1.0×10^{4}	Au	0.6342	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6348	Φ20×0.1t
		1.0×10^{4}	Ni	3.1391	Φ20×0.5t
8	RPV と RSW の間隙内であり，炉心上端と同じ高さに位置し，間隙を上方にストリーミングしていく中性子束を測定するため設置した。	1.0×10^{5}	Au	0.0403	Φ5×0.1t
			Au+Cd	0.0408	Φ5×0.1t
		1.0×10^{6}	Ni	0.0872	Φ10×0.5t
9	RSW の外表面であり，炉心上端と同じ高さに位置し，RSW を透過する中性子束の拡散の効果を測定するために設置した。	1.0×10^{5}	Au	0.0407	Φ5×0.1t
			Au+Cd	0.0407	Φ5×0.1t
		1.0×10^{5}	Ni	0.3468	Φ10×0.5t
10	RPV と RSW の間隙内であり，炉心中央の高さに位置し，炉心から漏洩してくる中性子束を測定するため設置した。	1.0×10^{5}	Au	0.0402	Φ5×0.1t
			Au+Cd	0.0405	Φ5×0.1t
		1.0×10^{6}	Ni	0.0881	Φ10×0.5t

表 2.2　金属箔の仕様と設置位置(2/3)

位置番号	測定場所の説明	中性子束 ϕ_{pr} [a] (cm^{-2} s^{-1})	金属箔種類	重量 [b] (g)	大きさ [c] (mm)
11	RSW の外表面であり，炉心下端と同じ高さに位置し，RSW を透過する中性子束の拡散の効果を測定するために設置した。	1.0×10^{5}	Au	0.0407	Φ5×0.1t
			Au+Cd	0.0402	Φ5×0.1t
		1.0×10^{6}	Ni	0.3472	Φ10×0.5t
12	PCV の下部フラスコ部（球形状）の最上部の内表面であり，PCV 内での中性子束の拡散を測定するために設置した。	1.0×10^{5}	Au	0.0408	Φ5×0.1t
			Au+Cd	0.0410	Φ5×0.1t
		1.0×10^{6}	Ni	0.3482	Φ10×0.5t
13	PCV の下部フラスコ部（球形状）の中央部の内表面であり，PCV 内での中性子束の拡散及びフラスコ部に配置されている機器による遮蔽の効果を測定するために設置した。	1.0×10^{4}	Au	0.6376	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6334	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.7098	Φ55×1.0t
14		1.0×10^{4}	Au	0.6305	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6341	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.7997	Φ55×1.0t
15		1.0×10^{4}	Au	0.6437	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6452	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.5749	Φ55×1.0t
16	PCV の上部の中心部（原子炉中心）であり，RPV と RSW の間隙のストリーミングした中性子束の PCV 内の上部部分への拡散を測定するために設置した。	1.0×10^{4}	Au	0.6058	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6079	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.3365	Φ55×1.0t
17	PCV の上部の中央部であり，RPV と RSW の間隙のストリーミングした中性子束の効果を測定するために設置した。	1.0×10^{4}	Au	0.6102	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6137	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.3916	Φ55×1.0t
18	PCV の上部の外縁部であり，RPV と RSW の間隙のストリーミングした中性子束の効果を測定するために設置した。	1.0×10^{4}	Au	0.6021	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6098	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.4334	Φ55×1.0t
19	給水管の表面であり，RSW を貫通する給水配管が通るハッチをストリーミングする中性子束を測定するために設置した。	1.0×10^{4}	Au	0.6055	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6138	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.3441	Φ55×1.0t
20	給水管周辺(斜め方向)であり，RSW を貫通する給水配管が通るハッチをストリーミングする中性子束を測定するために設置した。	1.0×10^{4}	Au	0.6061	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6057	Φ20×0.1t
		1.0×10^{3}	Ni	21.4308	Φ55×1.0t

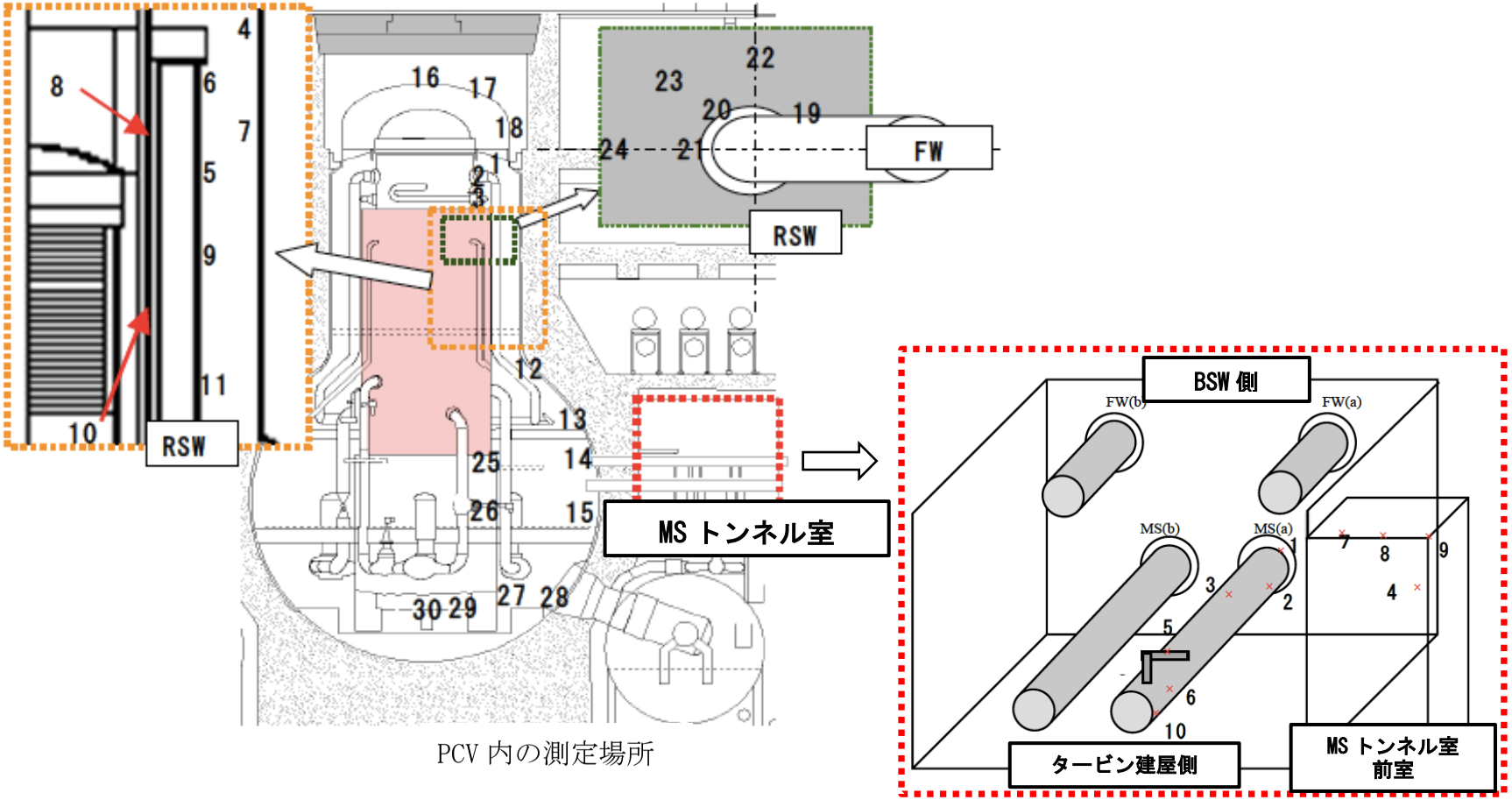
表 2.2　金属箔の仕様と設置位置(3/3)

位置番号	測定場所の説明	中性子束 ϕ_{pr} [a] (cm^{-2} s^{-1})	金属箔種類	重量 [b] (g)	大きさ [c] (mm)
21	給水管周辺(横方向)であり，RSW を貫通する給水配管が通るハッチをストリーミングする中性子束を測定するために設置した。	1.0×10^4	Au	0.6081	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6016	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.3533	Φ55×1.0t
22	給水管周辺で管から50cm離れた位置あり,RSW を貫通する給水配管が通るハッチをストリーミングする中性子束とその拡散の効果を測定するために設置した(No.22 上方，No.23 斜め上方，No.24 横方向)。	1.0×10^4	Au	0.6095	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6021	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.3587	Φ55×1.0t
23		1.0×10^4	Au	0.6069	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.5971	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.3384	Φ55×1.0t
24		1.0×10^4	Au	0.6083	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6017	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.4024	Φ55×1.0t
25	PCV フラスコ部の上部のペデスタル表面であり,PCV 内での中性子束の拡散及びフラスコ部に配置されている機器による遮蔽の効果を測定するために設置した。	1.0×10^4	Au	0.5943	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6114	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.4726	Φ55×1.0t
26		1.0×10^4	Au	0.6137	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6035	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.4441	Φ55×1.0t
27	PCV 底床の表面であり，PCV 内での中性子束の拡散及びフラスコ部に配置されている機器による遮蔽の効果を測定するために設置した。 No.27 は PCV のペデスタル側， No.28 は外縁側に設置した。	1.0×10^4	Au	0.6011	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6028	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.4177	Φ55×1.0t
28		1.0×10^4	Au	0.5992	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6110	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.3937	Φ55×1.0t
29	ペデスタル内側の PCV 底床の表面であり,RPV と RSW の間隙を下方にストリーミングしていく中性子束とペデスタル内の制御棒駆動機構（CRD）による遮蔽の効果を測定するために設置した。 No.30 はペデスタル中心， No.29 は外縁側に設置した。	1.0×10^4	Au	0.6094	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6053	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.3999	Φ55×1.0t
30		1.0×10^4	Au	0.6051	Φ20×0.1t
			Au+Cd	0.6100	Φ20×0.1t
		1.0×10^3	Ni	21.5106	Φ55×1.0t

a: ϕ_{pr} は，金属箔を作成するために設定した中性子束。

b: Au+Cd 箔の重量は Au の重量を示している。

c: 金属箔は円形である。Φ は箔の直径を示し，t は箔の厚みを示す。



PCV 内の測定場所

MS トンネル室内の測定場所

図 2.4　PCV 内及び MS トンネル室中性子束設置場所

2.3.4 MS トンネル室内の照射期間と金属箔の測定場所間

(1) 測定期間

MS トンネル室内では 10 箇所で測定を行なった。金属箔を設置した場所は，図 2.4 の右側に示す。また，測定場所の説明は，表 2.4 の通りである。照射期間は次の通りである。

- MS トンネル室内：第 32 運転サイクル，2009 年 12 月 10 日から 2011 年 1 月 26 日，182 日間の運転後 50 日間の計画外停止，再起動後 180 日間運転

(2) 測定場所

MS トンネル室内で金属箔の照射を行なった第 32 運転サイクルでは，サイクル中に 50 日間の計画外停止が発生してしまった。計画外停止の期間に金属箔を回収して分析することが作業上できなかったので，50 日間の停止（冷却期間）を経て，再起動後さらに照射を続けることとなった。このため，分析された放射能は，182 日間の照射，50 日間の冷却及び 182 日間の照射という照射履歴による放射能である。以下に設置場所を選定した理由を説明する。

(ア) 測定場所 1，2，3，5，6 及び 10 は，MS の近傍に設置している。これらは，BSW を貫通する MS を通してストリーミングする中性子束の影響を観察するために設置した。

(イ) 測定場所 4 は，BSW からの距離は 3 とほぼ同じ位置の側壁の近傍に設置した。

(ウ) 測定場所 7，8 及び 9 は，MS トンネル室の入口の天井に吊るすように設置した。これら 4 枚は MS トンネル室内での中性子束の拡散を観測するために設置した。

なお，FW の近傍には設置していない。FW は BSW を貫通しているものの内部に水が流れているため，FW の貫通部のストリーミングは小さいと判断したことと FW は MS トンネル室内で比較的高所にあり，作業上の配慮から設置は行わなかった。

2.4 測定結果

2.4.1 放射能分析の手順[2-11]

金属箔は，PCV 内又は MS トンネル室内で 1 サイクル照射されたのち，定期検査のための運転停止後可能な限り収納容器ごと回収した。回収した収納容器は，分解し金属箔を取り出す。金属箔は王水にて溶解し，Ge 測定器で放射化放射能濃度を測定した。測定の手順は図 2.5 の通りである。この手順を以下に説明する。

① PCV 内又は MS トンネル室内から金属箔を収納容器ごと回収する。

② 各金属箔収納容器を分解して，各金属箔（Au ，Au+Cd ，Ni）を回収する。Au+Cd

は，Cd 箔を取り除き Cd 箔は廃棄する。

③　金属箔の酸溶解時に金属表面の汚染の混入を防止するため，金属箔表面を濡れキムタオルによる拭き取りを行い，金属箔の表面汚染を除去する。

④　表面汚染除去後，スミヤ検査にて金属箔表面に汚染のないことを確認する。

⑤　表面汚染が検出限界以下であることを確認する。

⑥　金属箔の表面線量率を参考のために測定する。

⑦　各金属箔の重量を測定する（作成時と変化のないことを確認する。）

⑧　短半減期核種（Au-198（$T^{1/2}$=2.69day））から順番に王水溶解を実施する。

⑨　王水溶解後，純水にて 50ml から 150ml の範囲に定量する。

⑩　Ge 測定器でデッドタイムを確認し，5%を超える試料についてはさらに希釈する。

⑪　Au 試料から順番に測定時間 1000 秒で Ge 測定器による測定を実施する。
1000 秒で評価対象核種が検出されない場合は，10000 秒まで延長して測定する。

2.4.2 PCV 内の測定結果

第 27 運転サイクル及び第 30 運転サイクルで照射を行い，放射能分析によって測定した各測定場所における金属箔（Au，Au+Cd 及び Ni）の放射能濃度及び放射能濃度から 2.4 式と表 2.1 に示すパラメータを用いて算出した中性子束を表 2.3 に示す。熱中性子束は,2.2.3 で示したカドニウム差法を用いて Au と Au+Cd の放射能濃度から算出した。熱外中性子束は Au+Cd の放射能濃度から算出し,高速中性子束は Ni の値から算出した。それぞれのエネルギー範囲は次の通りとした。

・　熱中性子束：1eV 以下
・　熱外中性子束：1eV から 1MeV
・　高速中性子束：1MeV 以上

Au 及び Au+Cd は，全ての測定場所で Au-198 の放射化放射能が検出された。一方，Ni では,PCV 床面に設置した 27 と 28 で,Co-58 の放射化放射能が検出限界以下であった。

測定された放射化放射能（表 2.3 の放射能濃度）から算出された熱中性子束，熱外中性子束及び高速中性子束の大きさを各測定場所で比較すると，ほとんどの位置で熱外中性子束が最も高い値となっている。PCV 内の中性子のエネルギースペクトルは，熱外エネルギーの範囲が，熱及び高速のエネルギー領域より優位となっていることがわかる。

高速中性子束の値は，熱外中性子束より 1 桁から 2 桁低い値になっている。RPV から漏れ出た中性子束は，PCV 内の構造物等の透過により高速中性子束が減衰し，柔らかいスペクトルになっているが，一方で，ペデスタル内部の床面（29，30）を除いた測定位置では，熱中性子束も熱外中性子束より低くなっている。これは，PCV 内で熱化が進まないというのではなく，熱化した中性子束が鉄を主成分とする機器や構造物を透過する際に吸収されているためでる。

なお，表 2.3 に示す実測された中性子束は，3 章で述べる 3 次元中性子束分布の妥当性検証及び 4 章で述べる 2 次元中性子束分布計算の妥当性検証に用いる。

表 2.3　金属箔により測定した放射能濃度と中性子束測定値(1/3)

位置番号	金属箔種類	生成する同位体	放射能濃度 (Bq/g)	(誤差)[a]	測定による中性子束 (cm^{-2} s^{-1})		(誤差)[b]
1	Au	^{198}Au	3.00×10^{4}	$\pm1.31\times10^{2}$	熱中性子束	8.41×10^{3}	$\pm1.79\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	2.75×10^{4}	$\pm1.26\times10^{2}$	熱外中性子束	9.10×10^{4}	$\pm4.17\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	1.79	$\pm2.04\times10^{-1}$	高速中性子束	5.08×10^{2}	$\pm5.79\times10^{1}$
2	Au	^{198}Au	3.38×10^{4}	$\pm1.40\times10^{2}$	熱中性子束	9.54×10^{3}	$\pm2.35\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	3.09×10^{4}	$\pm1.33\times10^{2}$	熱外中性子束	1.02×10^{5}	$\pm4.40\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	1.22×10^{1}	$\pm3.52\times10^{-1}$	高速中性子束	3.46×10^{3}	$\pm9.99\times10^{1}$
3	Au	^{198}Au	1.06×10^{5}	$\pm4.21\times10^{2}$	熱中性子束	6.49×10^{4}	$\pm1.31\times10^{2}$
	Au+Cd	^{198}Au	8.67×10^{4}	$\pm3.82\times10^{2}$	熱外中性子束	2.87×10^{5}	$\pm1.26\times10^{3}$
	Ni	^{58}Co	1.42×10^{2}	±1.73	高速中性子束	4.03×10^{4}	4.91×10^{2}
4	Au	^{198}Au	3.47×10^{4}	$\pm2.41\times10^{2}$	熱中性子束	1.13×10^{4}	$\pm3.25\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	3.13×10^{4}	$\pm2.31\times10^{2}$	熱外中性子束	1.04×10^{5}	$\pm7.66\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	1.35	$\pm1.76\times10^{-1}$	高速中性子束	3.84×10^{2}	$\pm5.00\times10^{1}$
5	Au	^{198}Au	2.77×10^{4}	$\pm2.15\times10^{2}$	熱中性子束	2.55×10^{4}	$\pm9.24\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	2.00×10^{4}	$\pm1.87\times10^{2}$	熱外中性子束	6.61×10^{4}	$\pm6.20\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	4.44×10^{1}	±5.89	高速中性子束	1.26×10^{4}	$\pm1.67\times10^{3}$
6	Au	^{198}Au	1.04×10^{5}	$\pm4.87\times10^{2}$	熱中性子束	3.89×10^{4}	$\pm9.08\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	9.22×10^{4}	$\pm4.59\times10^{2}$	熱外中性子束	3.05×10^{5}	$\pm1.52\times10^{3}$
	Ni	^{58}Co	1.17×10^{1}	$\pm5.01\times10^{-1}$	高速中性子束	3.32×10^{3}	$\pm1.42\times10^{2}$
7	Au	^{198}Au	6.57×10^{4}	$\pm2.72\times10^{2}$	熱中性子束	6.15×10^{4}	$\pm1.36\times10^{2}$
	Au+Cd	^{198}Au	4.72×10^{4}	$\pm2.30\times10^{2}$	熱外中性子束	1.56×10^{5}	$\pm7.63\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	5.31	$\pm3.37\times10^{-1}$	高速中性子束	1.51×10^{3}	$\pm9.57\times10^{1}$
8	Au	^{198}Au	3.19×10^{6}	$\pm1.54\times10^{4}$	熱中性子束	2.30×10^{6}	$\pm6.46\times10^{3}$
	Au+Cd	^{198}Au	2.49×10^{6}	$\pm1.34\times10^{4}$	熱外中性子束	8.25×10^{6}	$\pm4.44\times10^{4}$
	Ni	^{58}Co	1.88×10^{3}	$\pm3.76\times10^{1}$	高速中性子束	5.34×10^{5}	$\pm1.07\times10^{4}$
9	Au	^{198}Au	4.30×10^{4}	$\pm2.68\times10^{2}$	熱中性子束	4.13×10^{4}	$\pm1.26\times10^{2}$
	Au+Cd	^{198}Au	3.05×10^{4}	$\pm2.30\times10^{2}$	熱外中性子束	1.01×10^{5}	$\pm7.61\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	9.21×10^{1}	±4.19	高速中性子束	2.61×10^{4}	$\pm1.19\times10^{3}$
10	Au	^{198}Au	4.17×10^{7}	$\pm9.70\times10^{4}$	熱中性子束	2.77×10^{7}	$\pm3.44\times10^{4}$
	Au+Cd	^{198}Au	3.34×10^{7}	$\pm8.66\times10^{4}$	熱外中性子束	1.10×10^{8}	$\pm2.87\times10^{5}$
	Ni	^{58}Co	1.26×10^{5}	$\pm6.88\times10^{2}$	高速中性子束	3.57×10^{7}	$\pm1.95\times10^{5}$

表 2.3　金属箔により測定した放射能濃度と中性子束測定値(2/3)

位置番号	金属箔種類	生成する同位体	放射能濃度 (Bq/g)	(誤差)[a]	測定による中性子束 (cm^{-2} s^{-1})		(誤差)[b]
11	Au	^{198}Au	3.34×10^{4}	$\pm2.20\times10^{2}$	熱中性子束	2.95×10^{4}	$\pm1.01\times10^{2}$
	Au+Cd	^{198}Au	2.45×10^{4}	$\pm1.90\times10^{2}$	熱外中性子束	8.11×10^{4}	$\pm6.28\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	8.10×10^{1}	±3.92	高速中性子束	2.30×10^{4}	$\pm1.11\times10^{3}$
12	Au	^{198}Au	3.51×10^{4}	$\pm2.25\times10^{2}$	熱中性子束	2.93×10^{4}	$\pm1.03\times10^{2}$
	Au+Cd	^{198}Au	2.63×10^{4}	$\pm1.94\times10^{2}$	熱外中性子束	8.70×10^{4}	$\pm6.41\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	4.94×10^{1}	±3.04	高速中性子束	1.40×10^{4}	$\pm8.63\times10^{2}$
13	Au	^{198}Au	6.26×10^{3}	$\pm2.59\times10^{1}$	熱中性子束	3.74×10^{3}	±6.36
	Au+Cd	^{198}Au	5.13×10^{3}	$\pm2.39\times10^{1}$	熱外中性子束	1.70×10^{4}	$\pm7.93\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	9.03×10^{-1}	$\pm3.16\times10^{-2}$	高速中性子束	2.56×10^{2}	±8.96
14	Au	^{198}Au	1.13×10^{3}	$\pm1.02\times10^{1}$	熱中性子束	7.64×10^{2}	±3.76
	Au+Cd	^{198}Au	9.01×10^{2}	±9.10	熱外中性子束	2.98×10^{3}	$\pm3.01\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	6.99×10^{-2}	$\pm9.16\times10^{-3}$	高速中性子束	1.98×10^{1}	±2.60
15	Au	^{198}Au	9.58×10^{2}	±9.29	熱中性子束	5.82×10^{2}	±3.05
	Au+Cd	^{198}Au	7.82×10^{2}	±8.37	熱外中性子束	2.59×10^{3}	$\pm2.77\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	7.58×10^{-2}	$\pm1.01\times10^{-2}$	高速中性子束	2.15×10^{1}	±2.85
16	Au	^{198}Au	3.35×10^{3}	$\pm1.78\times10^{1}$	熱中性子束	4.64×10^{3}	$\pm1.58\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	1.95×10^{3}	$\pm1.31\times10^{1}$	熱外中性子束	6.45×10^{3}	$\pm4.33\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	4.91×10^{-2}	$\pm4.70\times10^{-3}$	高速中性子束	1.40×10^{1}	±1.34
17	Au	^{198}Au	3.61×10^{3}	$\pm1.85\times10^{1}$	熱中性子束	3.85×10^{3}	$\pm1.29\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	2.45×10^{3}	$\pm1.46\times10^{1}$	熱外中性子束	8.11×10^{3}	$\pm4.84\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	1.93×10^{-1}	$\pm1.26\times10^{-2}$	高速中性子束	5.52×10^{1}	±3.61
18	Au	^{198}Au	3.89×10^{3}	$\pm1.94\times10^{1}$	熱中性子束	4.58×10^{3}	$\pm1.49\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	2.51×10^{3}	$\pm1.49\times10^{1}$	熱外中性子束	8.31×10^{3}	$\pm4.93\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	2.12×10^{-1}	$\pm1.26\times10^{-2}$	高速中性子束	6.05×10^{1}	±3.59
19	Au	^{198}Au	3.49×10^{4}	$\pm5.80\times10^{1}$	熱中性子束	1.59×10^{4}	$\pm2.16\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	3.01×10^{4}	$\pm5.15\times10^{1}$	熱外中性子束	9.96×10^{4}	$\pm1.71\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	1.73	$\pm3.43\times10^{-2}$	高速中性子束	4.95×10^{2}	±9.79
20	Au	^{198}Au	2.93×10^{4}	$\pm5.32\times10^{1}$	熱中性子束	1.44×10^{4}	$\pm1.83\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	2.49×10^{4}	$\pm4.77\times10^{1}$	熱外中性子束	8.26×10^{4}	$\pm1.58\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	1.04	$\pm2.74\times10^{-2}$	高速中性子束	2.98×10^{2}	±7.84

表 2.3　金属箔により測定した放射能濃度と中性子束測定値(3/3)

位置番号	金属箔種類	生成する同位体	放射能濃度（Bq/g）	(誤差)[a]	測定による中性子束 (cm^{-2} s^{-1})		(誤差)[b]
21	Au	^{198}Au	6.26×10^{4}	$\pm1.19\times10^{2}$	熱中性子束	1.56×10^{3}	$\pm3.81\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	6.21×10^{4}	$\pm1.07\times10^{2}$	熱外中性子束	2.06×10^{5}	$\pm3.56\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	6.58	$\pm6.85\times10^{-2}$	高速中性子束	1.88×10^{3}	$\pm1.96\times10^{1}$
22	Au	^{198}Au	8.30×10^{4}	$\pm1.37\times10^{2}$	熱中性子束	1.02×10^{5}	$\pm1.31\times10^{2}$
	Au+Cd	^{198}Au	5.10×10^{4}	$\pm9.70\times10^{1}$	熱外中性子束	1.69×10^{5}	$\pm3.21\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	4.73	$\pm5.68\times10^{-2}$	高速中性子束	1.35×10^{3}	$\pm1.62\times10^{1}$
23	Au	^{198}Au	2.46×10^{4}	$\pm4.88\times10^{1}$	熱中性子束	2.26×10^{4}	$\pm2.68\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	1.79×10^{4}	$\pm4.07\times10^{1}$	熱外中性子束	5.99×10^{4}	$\pm1.35\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	1.03	$\pm2.76\times10^{-2}$	高速中性子束	2.97×10^{2}	±7.87
24	Au	^{198}Au	7.33×10^{4}	$\pm1.85\times10^{2}$	熱中性子束	2.32×10^{3}	±1.66
	Au+Cd	^{198}Au	7.26×10^{4}	$\pm1.85\times10^{2}$	熱外中性子束	2.40×10^{5}	$\pm6.13\times10^{2}$
	Ni	^{58}Co	7.26	$\pm7.19\times10^{-2}$	高速中性子束	2.08×10^{3}	$\pm2.05\times10^{1}$
25	Au	^{198}Au	2.52×10^{3}	$\pm1.70\times10^{1}$	熱中性子束	1.98×10^{3}	$\pm1.23\times10^{1}$
	Au+Cd	^{198}Au	1.92×10^{3}	$\pm1.33\times10^{1}$	熱外中性子束	6.36×10^{3}	$\pm4.40\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	1.06×10^{-1}	$\pm1.03\times10^{-2}$	高速中性子束	3.02×10^{1}	±2.93
26	Au	^{198}Au	1.52×10^{3}	$\pm1.23\times10^{1}$	熱中性子束	1.73×10^{3}	±8.87
	Au+Cd	^{198}Au	1.00×10^{3}	±9.66	熱外中性子束	3.31×10^{3}	$\pm3.20\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	4.39×10^{-2}	$\pm3.36\times10^{-3}$	高速中性子束	1.26×10^{1}	$\pm9.59\times10^{-1}$
27	Au	^{198}Au	3.35×10^{2}	±5.83	熱中性子束	4.67×10^{2}	±5.19
	Au+Cd	^{198}Au	1.94×10^{2}	±4.27	熱外中性子束	6.41×10^{2}	$\pm1.41\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	—[c]	—[c]	高速中性子束	—[c]	—[c]
28	Au	^{198}Au	3.99×10^{2}	±6.39	熱中性子束	3.66×10^{2}	±3.89
	Au+Cd	^{198}Au	2.89×10^{2}	±5.21	熱外中性子束	9.57×10^{2}	$\pm1.73\times10^{1}$
	Ni	^{58}Co	—[c]	—[c]	高速中性子束	—[c]	—[c]
29	Au	^{198}Au	1.73×10^{2}	±4.15	熱中性子束	3.33×10^{2}	±5.05
	Au+Cd	^{198}Au	7.23×10^{1}	±2.63	熱外中性子束	2.39×10^{2}	±8.70
	Ni	^{58}Co	2.47×10^{-2}	$\pm2.97\times10^{-3}$	高速中性子束	7.05	$\pm8.50\times10^{-1}$
30	Au	^{198}Au	2.03×10^{2}	±4.50	熱中性子束	3.80×10^{2}	±5.31
	Au+Cd	^{198}Au	8.82×10^{1}	±2.89	熱外中性子束	2.92×10^{2}	±9.59
	Ni	^{58}Co	4.16×10^{-2}	$\pm3.39\times10^{-3}$	高速中性子束	1.19×10^{1}	$\pm9.69\times10^{-1}$

*中性子束のエネルギー（E）範囲は次の通りである。 熱中性子束：E<1eV，熱外中性子束：1eV <E<1MeV，高速中性子束：1MeV<E

a：放射能濃度の誤差は，HPGe 測定器の測定誤差（測定値の 1σ）を示す。

b：中性子束の誤差は，放射能濃度の測定誤差から算出した。

c：No.27 と No.28 の ^{58}Co の放射能濃度は検出限界以下であった。

2.4.3 MS トンネル室内の測定結果

第 32 運転サイクル期間中に MS トンネル室内で照射を行なった金属箔の放射化放射能の分析測定結果を表 2.4 の生成放射能濃度の欄に示す。第 32 運転サイクルは，サイクル途中に 50 日間の計画外停止が発生したため，2.5 式を用いた中性子束の算出ができなくなった。このため，表 2.4 には分析測定された放射化放射能をそのまま記載した。なお，表中の金属箔種類の欄に記載した「(therm)」は，カドニウム差法により算出した熱中性子束の照射により生成した放射化放射能を示している。すなわち，表 2.4 の Au+Cd は熱外中性子束による放射化放射能を示し，(therm)は熱中性子束によるものを示している。なお，それぞれのエネルギー範囲は 2.4.1 に示したものと同じである。

MS トンネル室の最もタービン側である 10 の測定位置では，放射化放射能は 3 種類の金属箔全て検出限界値以下であった。他の 9 箇所についても高速エネルギー領域の測定のため設置した Ni は全て検出限界値以下であった。これは，MS トンネル室には高速中性子束はほぼ存在しないということを示している。MS が PCV 及び BSW を貫通する PCV 内部側では，PCV 内の測定位置 14 と 15 で測定を行なっている(図 2.4 及び表 2.3 参照)。この測定位置では，2.0×10 程度と低いながらも高速中性子束は観測されていたが，MS トンネル室側では貫通部の出口に設置した測定位置においても検出限界値以下となっている。このことから，高速中性子束は MS の貫通部をストリーミングして MS トンネル室に漏れ出してくることはないと言える。

測定位置の 1 から 9 について，Au+Cd と（therm）を比較する。前者は，熱外中性子束による放射化放射能を示し，後者は熱中性子束によるものを示している。MS 近傍に設置した 1，2，3，5 及び 6 では，熱外中性子束による放射化放射能が熱中性子束によるものより 2 倍から 6 倍程度大きくなっている。両者の差は BSW 側からタービン側へ行くほど小さくなってくる。一方，MS から離れている 4，7，8 及び 9 では逆に熱中性子束によるものが若干高めとなっている。このような傾向から，MS トンネル室内の中性子束分布は定性的に次の通りであると考察できる。MS の BSW 貫通部をストリーミングしてきた中性子束のうち，比較的エネルギーの高い熱外エネルギー領域の中性子束は，MS トンネル室内においても前方散乱が保たれ MS に沿った方向に集中したままで輸送して行き，室内に広く拡散することはない。一方，熱中性子束は等方的に散乱することから室内に広く拡散して行く。このため，MS から離れた場所では熱中性子束が優位となっている。

なお，表 2.4 に示す金属箔の放射能濃度は，5 章に示す MS トンネル室内の 3 次元中性子束分布計算の妥当性検証に用いる。

表 2.4　MS トンネル室内金属箔設置位置，仕様及び放射能濃度測定値

位置番号	測定場所の説明	金属箔種類[a]	重量[b] (g)	生成放射能濃度 同位体[c]	(Bq/g)	誤差[d]
1	MS トンネル室の BSW 側の壁表面であり，MS 配管貫通部のパイプクリアランスの位置に設置した。 (1057.0, 95.0, 469.0)[f]	Au	0.648	^{198}Au	6.27	±0.27
		Au+Cd	0.639	^{198}Au	5.41	±0.29
		(therm)[g]	-	-	(0.86)[g]	(±0.07)[g]
		Ni	21.640	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
2	MS トンネル室の BSW 側の壁近傍であり，MS 配管表面の位置に設置した。 (1102.0 103.0,461.0)[f]	Au	0.650	^{198}Au	3.66	±0.25
		Au+Cd	0.648	^{198}Au	2.66	±0.16
		(therm)[g]	-	-	(1.00)[g]	(±0.09)[g]
		Ni	21.584	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
3	MS トンネル室の BSW 側の壁から 160cm 離れた MS 配管表面の位置に設置した。 (1218.0, 87.0, 477.0)[f]	Au	0.650	^{198}Au	2.191	±0.201
		Au+Cd	0.637	^{198}Au	1.851	±0.151
		(therm)[g]	-	-	(0.341)[g]	(±0.121)[g]
		Ni	21.736	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
4	MS トンネル室の側壁の近傍に設置した。 (1139.5, 230.0, 474.0)[f]	Au	0.650	^{198}Au	3.59×10^{-1}	$\pm0.22\times10^{-1}$
		Au+Cd	0.638	^{198}Au	1.68×10^{-1}	$\pm0.14\times10^{-1}$
		(therm)[g]	-	-	(1.91×10^{-1})[g]	$(\pm0.10\times10^{-1})$[g]
		Ni	21.491	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
5	MS トンネル室の BSW 側の壁から 500cm 離れた MS 配管近傍の位置に設置した。 (1557.0, 3.0, 492.0)[f]	Au	0.61	^{198}Au	3.53×10^{-1}	$\pm0.22\times10^{-1}$
		Au+Cd	0.60	^{198}Au	2.56×10^{-1}	$\pm0.17\times10^{-1}$
		(therm)[g]	-	-	(0.97×10^{-1})[g]	$(\pm0.09\times10^{-1})$[g]
		Ni	21.659	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
6	MS トンネル室の BSW 側の壁から 620cm 離れた MS 配管表面の位置に設置した。 (1675.0, 103.0, 461.0)[f]	Au	0.637	^{198}Au	3.58×10^{-1}	$\pm0.23\times10^{-1}$
		Au+Cd	0.639	^{198}Au	2.40×10^{-1}	$\pm0.18\times10^{-1}$
		(therm)[g]	-	-	(1.18×10^{-1})[g]	$(\pm0.10\times10^{-1})$[g]
		Ni	21.639	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
7	MS トンネル室入口通路の天井に 3 箇所設置した。 (1671.0, 275.0, 515.0)[f]	Au	0.645	^{198}Au	3.27×10^{-2}	$\pm0.25\times10^{-2}$
		Au+Cd	0.656	^{198}Au	1.39×10^{-2}	$\pm0.14\times10^{-2}$
		(therm)[g]	-	-	(1.88×10^{-2})[g]	$(\pm0.13\times10^{-2})$[g]
		Ni	21.560	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
8	(1671.0, 305.0, 515.0)[f]	Au	0.641	^{198}Au	2.77×10^{-2}	$\pm0.22\times10^{-2}$
		Au+Cd	0.641	^{198}Au	1.29×10^{-2}	$\pm0.14\times10^{-2}$
		(therm)[g]	-	-	(1.48×10^{-2})[g]	$(\pm0.13\times10^{-2})$[g]
		Ni	21.752	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
9	(1671.0, 400.0, 515.0)[f]	Au	0.649	^{198}Au	1.00×10^{-2}	$\pm0.15\times10^{-2}$
		Au+Cd	0.635	^{198}Au	0.49×10^{-2}	$\pm0.11\times10^{-2}$
		(therm)[g]	-	-	(0.51×10^{-2})[g]	$(\pm0.27\times10^{-2})$[g]
		Ni	21.247	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
10	MS トンネル室のタービン建屋側の壁近傍であり，MS 配管表面の位置に設置した。 (1861.0, 103.0, 462.0)[f]	Au	0.634	^{198}Au	ND[e]	ND[e]
		Au+Cd	0.642	^{198}Au	ND[e]	ND[e]
		(therm)[g]	-	-	-	-
		Ni	21.695	^{58}Co	ND[e]	ND[e]

a: 金属箔の形状は全て円形をである。金箔(Au)の寸法は，全て直径 20.0mm 及び厚さ 0.1mm である。ニッケル箔（Ni）の寸法は，全て直径 55.0mm 及び厚さ 0.1mm である。
b: Au+Cd 箔の重量は Au の重量を示している
c: 生成同位体とは，中性子照射（中性子吸収）により生成する放射性同位体をいう。
d: 放射能濃度の誤差は，HPGe 測定器の測定誤差（測定値の 1σ）を示す。
e:全てのニッケル箔（Ni）において，^{58}Co 放射能は検出限界以下であった。No.10 の金箔(Au 及び Au+Cd)の ^{198}Au の放射能は検出限界以下であった。
f: 5.X で説明している 3 次元 xyz 座標系計算モデルの座標点を示す。単位は cm である。
g: “(therm)” の値は，Au 箔の放射能から Au+Cd のものを引いた，熱中性子束により生成した放射能を示す。

2.5 まとめ

2.5.1 金属箔を用いた中性子束測定のまとめ

3 種類の金属箔を用いて PCV 内及び MS トンネル室内の中性子束の測定を行なった。PCV 内については,1 回に 15 箇所ずつ 2 回で合計 30 箇所の測定場所で測定を行なった。また，MS トンネル室内では，10 箇所で測定を行なった。金属箔の測定場所の選定に当り，国内で実施された先行の測定例を参照し，これらの測定における課題を抽出し測定に関わる方針を検討した。この方針に基づき，PCV 内及び MS トンネル室内の金属箔の設置位置は，構造物や機器等の配置の状況を図面等から定性的に判断し，中性子束分布の特徴が観察されると予想される場所を選択した。このようにすることで，先行例で用いられていたような一様な配置の測定より効果的に中性子束分布の特徴を観察することが可能になる。また，中性子束分布の特徴が観測されると予想される位置で測定値と計算による値を比較し，差異の原因を考察し，その対策を講ずることで計算の信頼性の向上を図ることが可能になる。これら測定による中性子束のうち，PCV 内のものは，第 3 章及び第 4 章で，MS トンネル室内のものは第 5 章で，それぞれ計算の信頼性向上のために用いる。

測定の方針に従い,測定には 3 種類の金属箔を用いた。3 種類の金属箔とは,金箔(Au),カドニウムで覆いをした金箔（Au+Cd）及びニッケル箔（Ni）である。それぞれの中性子に対するエネルギー感度の範囲の違いを利用して，高速中性子束，熱外中性子束及び熱中性子束の測定を行なうものである。このような測定を行なったことで，PCV 内と MS トンネル室内の中性子束のエネルギー分布について定性的な知見を得た。

このようなことから，本研究を通して中性子束測定について次の合理化が図れた。

（ア） 既往の測定では，100 枚程度の金箔を用いても，対象範囲の中性子束分布につい設置した場所の近傍の限られた範囲の情報しか得られなかった。分布の特徴が観測できると判断した場所に設置することで，既往の測定に比べ少ない数の金属箔で，分布の特徴に関する有効な情報が得られるようになった。

（イ） エネルギー有感範囲の異なる金属箔を用いることでエネルギー依存の中性子束分布測定を可能にした。従来は測定と計算の大小関係しか把握できなかったものが，エネルギースペクトルの定性的な把握を可能にし，中性子束分布の現象に関する考察を深めることができるようになった。

2.5.2 PCV 内の中性子束測定

PCV 内における測定場所の選定では，PCV 内の構造上の特徴から，次のような現象が重要であると推定し，その効果が観察できると予想される位置に設置した。

（ア）炉心で発生した中性子が水平方向に RPV 及び RSW を透過して PCV 内に拡散する

ものがある。

(イ) RSW を貫通している配管と配管を通すためのハッチを通りストリーミングしていくものがある。

(ウ) RPV と RSW の間隙を上下方向にストリーミングし, PCV の上部及びペデスタル内部に拡散していくものがある。

(エ) RSW 外側まで輸送及び拡散した中性子束は, PCV 下部のフラスコ部に拡散していく。

PCV 内に設置した金属箔の測定値から, PCV 内の中性子束は熱外中性子束が優位なエネルギースペクトルになっていることがわかった。熱, 熱外及び高速中性子束の 3 つの値を測定すると, 全ての測定位置においても高速中性子束が最も小さい値となっている。これは, RPV から漏れ出してきた中性子束は, よく減速された柔らかい中性子エネルギースペクトルとなっているということを示している。これに加え, 熱中性子束と熱外中性子束を比較すると, ほとんどの測定場所で, 熱中性子束が熱外中性子束より小さい値となっている。これは, PCV 内に配置されている鉄を主成分とする機器等や構造物等により熱中性子束が吸収されたものと推定される。このような過程を経て, 前述の熱外中性子束が優位なエネルギースペクトルとなっているものと推定される。

2.5.3 MS トンネル室内の中性子束の測定

MS トンネル室内の金属箔による測定では, 照射期間である運転サイクル中に 50 日間の計画外停止があり, 金属箔の放射化放射能から中性子束を算出することが困難になった。このため, 3 種類の金属箔の放射化放射能をそのまま取り扱うことにした。

金属箔は, BSW を貫通している MS の近傍と MS から離れたところの 2 通りの測定場所に設置した。MS の近傍に設置する金属箔は BSW を貫通する MS を通るストリーミングの影響を観測するために設置した。MS から離れた場所に設置する金属箔は, MS トンネル室内に置ける中性子束の拡散を確認するために設置した。MS トンネル室内には, MS の他に FW が BSW を貫通してきている。FW の内部は, 水が満たされていることから貫通部であっても中性子のストリーミングの効果は大きくないと判断できる。このため, FW の影響は小さいものと判断し, FW の近傍には金属箔は設置しなかった。

MS トンネル室内では, 高速中性子束により生成される Ni の放射化放射能は全ての測定位置で検出限界以下であった。これは, BSW を貫通する MS を通るストリーミングでは, 高速中性子束は MS トンネル室まで届かないということを示している。

MS トンネル室内の熱外中性子束及び熱中性子束によって生成された放射化放射能を比較すると MS の近傍に設置した金属箔と離れた場所に設置したものでは, 次のような違いがあることを確認した。MS の近傍では, 熱外中性子束よる放射化放射能が熱中性子束のものより高くなっている。これは, 比較的高いエネルギーの中性子がストリーミ

ングの影響を保ちMSの近傍に集中していることを示している。一方，MSから離れた場所では，逆に熱中性子束による放射化放射能の方が大きくなっている。これは，MS トンネル室内の中性子束の拡散は，より等方的に散乱していく熱中性子束が支配的であることを示している。

2.5.4 測定値の参照

PCV内とMS トンネル室内での金属箔による中性子束分布の測定値は，PCV内の中性子束分布の特徴の推定及び2次元及び3次元の中性子束分布計算結果の妥当性検証に用いる。本研究における測定値の参照は次のような関係となる。

(1)格納容器内の3次元中性子束分布計算（３章）での参照

PCV内で測定した30箇所の中性子束のうち，3次元中性子束分布計算の計算範囲で測定された測定場所1から13と16から25までの23箇所を参照し，計算値と測定値の比較を行い，計算の妥当性を検証する。

(2)原子炉廻りの2次元中性子束分計算の信頼性向上（4章）での参照

PCV 内で測定した 30 箇所の中性子束の全てについて参照し，計算値と測定値の比較を行い，計算の妥当性を検証する。

(3)2 次元及び 3 次元の接続計算による主蒸気配管トンネル室内の中性子束分布計算(5章)での参照

MS トンネル室内で金属箔を用いて測定した 10 箇所のうち，検出限界以下であった測定場所 10 を除く 9 箇所について，金箔の放射化放射能量を参照し，計算値と測定値の比較を行い，計算の妥当性を検証する。

なお，測定の参照関係は，2.1.2の図2に示す通りである。

参考文献

[2-1] K Tanaka et al, “Improvement of a calculation procedure of neutron-flux distribution for radioactivity inventory estimation for decommissioning of nuclear power plants”, Progress in Nuclear Energy 85 (2015) 254e270

[2-2] K Tanaka et al,” Estimation of a boundary to distinguish between radioactive materials and non-radioactive materials around a Main Steam line and a Feed Water line in a Biological Shielding Wall of a BWR for decommissioning”, Progress in Nuclear Energy 93 (2016) 371e385

[2-3] K Tanaka et al, ”Evaluation of Radioactivity Inventory in Tsuruga P/P Unit 1: Improvement of Neutron Distribution Calculation Model”, Proc. of ISRSM2007 pp132-140 (2007) [Oral Session]

[2-4] K Tanaka et al, “Improvement of Radioactivity Inventory Evaluation Procedure in Preparatory Tasks for Decommissioning”, ICEM2001-4045 (2012) [Oral Session]

[2-5] K Tanaka et al, “Radiological Characterization for Small Type Light Water Reactor”, ICONE19-43234 (2011) [Oral Session]

[2-6] K Tanaka et al, “Radioactivity Evaluation for Main Steam Line and Suppression Chamber of Small Type BWR”, ICRS12 35-04 (2012) [Oral Session]

[2-7] K Tanaka et al “THE IMPROVEMENT OF NON-RADIOACTIVE WASTE (NR) BOUNDARY ESTIMATION PROCEDURE”, ICONE23-1070 (2014) [Oral Session]

[2-8] K Tanaka, “Development of a reliable estimation procedure of radioactivity inventory in a BWR plant due to neutron irradiation for decommissioning” ICRS2016-FO-000034 (2016) [Oral Session]

[2-9] Nakai,M et al. Neutron and gamma ray distribution in BWR drywell, Proc.of the sixth international conference on radiation shielding, 2 pp938-947, 1983

[2-10] 日本原子力発電㈱ 東海発電所廃止措置計画認可申請書 2006年3月

[2-11] ニコラス ツルファニディス 坂井英次訳 放射線計測の理論と演習 下巻・応用編 現代工学社 ISBN4874721281 (2004)

補足説明：金属箔による中性子束測定が行えない場合に関する提案

2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一発電所事故以降の安全規制の強化に伴い，主に安全対策に要する費用に関わる経済的な問題から運転を停止し廃止措置に移行する原子力発電所（以下，「発電所」という。）が発生している。これらの発電所では運転停止前に廃止措置を想定していた訳ではないため，廃止措置計画を立案するのに必要な準備作業を行なっていない。すなわち，このような発電所では放射能インベントリ評価を前提とした中性子束の測定は行われていない。このような場合における計算による中性子束の検証の方法について，PCV 内に設置されている構造物の放射化放射能の測定による方法を提案する。

PCV 内に設置されているほとんど構造物は鋼鉄（炭素鋼）が用いられている。これらの構造物等のうち，次の条件が満たされるものを計算の妥当性を評価するために用いることが可能となる。この場合，運転停止からサンプル採取までの期間が比較的短いことが重要であり，コバルト 60 の放射能濃度を測定するのが最も容易な方法となる。

3) 測定試料として容易に取得できるものであること

例えば，グレーチングや梯子などの構造物を固定している部位で用いられるネジ

4) 測定試料となる鋼材の組成があきらかであるものもの

例えば，コバルト 60 を測定するとしてその親核種の組成が明らかでないと中性子束を算出することができない。また，後述する理由によって中性子束を算出することができない場合における放射化計算が実施できない。

5) 測定試料として採取する位置は，原子炉の方向に対して遮るもののないこと

測定試料なる例えばネジなどの場所の近傍に他の構造物が存在するとその影響を受けた局所的な分布を示す値となってします。なお，測定試料としてネジを用いる場合は，空間に露出しているネジ頭だけをサンプルと使用することが重要である。また，小さな部品を試料として用いる場合であっても，体積による自己遮蔽の効果を考慮する必要がある。

6) 設置期間が明らかであるもの

測定試料が設置されていた期間が分からないと放射能濃度から中性子束を算出することができない。設置期間に運転停止の期間が含まれる場合は，測定された放射能濃度から中性子束を直接測定することはできない。この場合は，計算によって得られた試料を採取した場所での中性子束と設置期間内の照射履歴を用いて放射化計算を実施し，放射化計算によって得られた放射能濃度を測定値と比較し，検証を実施する。

註：ここで示した方法は，廃止措置の準備作業を運転中に実施することなく廃止措置に移行した 2 つの電力会社の 2 基の BWR に対して実際に用いられている。

第３章　格納容器内の３次元中性子束分布計算

第3章 格納容器内の3次元中性子束分布計算

3.1 概説[3-1～5]

3.1.1 意義と目的

小型 BWR である敦賀発電所１号機（敦１）の原子炉廻り（格納容器（PCV）内）を対象範囲とする 3 次元中性子束計算を他に先駆けて実施し[*1]，中性子束分布の 3 次元中性子束分布の特徴を把握する。

＊１：本研究を通して調査した範囲で，商業用 BWR 又は PWR の原子炉廻り（格納容器内）を対象として 3 次元中性子束分布計算の実施例はなかった。

3.1.2 格納容器内の3次元中性子束分布計算の概要

格納容器（PCV）内の 3 次元中性子束分布の定性的な特徴を把握することを目的にして 3 次元中性子束分布計算を実施した。本章では，3 次元中性子束分布計算の対象とした範囲及びその範囲に配置されている中性子束分布に影響を与えると推定される機器，構造物等を示し，これらのモデル化について説明する。そのような計算モデルを用いた 3 次元中性子束分布計算結果は 3 次元中性子束分布図として描画し，その分布図を観察して得られた知見を説明する。また，測定値との比較による 3 次元計算の信頼性について言及し，3 次元中性子束分布計算の位置付け及び結果の取り扱いについて述べる。計算の概要は以下の通りである

(1) 計算対象範囲

計算対象範囲は計算資源上の制約から，垂直方向は原子炉圧力容器の上下 100cm まで，水平方向は原子炉中心から格納容器（PCV）の内側表面まで，周方向は方位角 270 度から 360 度までの範囲とした。この範囲は，図 3.1 に示す原子炉建屋断面図の赤点線で囲まれた範囲が対応する。この範囲の中には金属箔の測定位置が 22 箇所含まれている。

(2) 使用した計算コード及び計算モデル化の概要

計算は，決定論 3 次元 Sn 法計算コード TORT[3-6]を使用した。断面積は，DLC185/BUGLE-96[3-7]を用いた。上述の計算対象範囲は，3 次元円筒座標系（R-θ-Z 座標系）でモデル化した。計算モデルには，ガンマ線遮蔽壁（RSW），この範囲に配置されている 4 種類の配管，RSW の上部据え付けられている原子炉のスタビライザなど中性子束の分布に影響を与えると予想されるものを組み込んだ。RSW は，内部構造や配管が貫通する箇所に据え付けられたハッチもモデルに組み込んだ。原子炉圧力容器（RPV）の内部は Sn 法計算コードでモデル化を行うには複雑すぎるので，RPV の設計情報から与えられる水-金属比のデータを参考にモデル化した。

(3) 計算結果の取り纏め

3 次元中性子束分布計算の結果は，周方向断面（円筒表面），垂直断面及び水平断面について，高速，熱外及び熱中性子束それぞれの分布を，分布の特徴が観察される断面について作図した。これらの中性子束分布図をつぶさに観察していくことで PCV 内におけ

る特徴を把握することができた。なお，高速，熱外及び熱中性子束それぞれのエネルギー範囲は，測定で設定したエネルギー範囲と同じ以下のものを用いた。

- 熱中性子束：1eV 以下
- 熱外中性子束：1eV から 1MeV
- 高速中性子束：1MeV 以上

(4) 3 次元計算結果の取扱い

今回設定した 3 次元中性子束分布計算の対象範囲には先に述べた通り金属箔の測定位置が 23 箇所含まれる。3 次元計算の妥当性を検証するため測定値と計算値の比較（C/M）を行なった。C/M は多くの測定位置で設定した信頼性の目標を満たしていなかった。

このような計算値と測定値の一致性が向上しない理由について考察し，これ以上の改善は，廃止措置の準備作業における放射能インベントリ評価における費用対効果上合理的でないと判断した。すなわち，3 次元計算実施の目標は，原子炉廻りの中性子束分布を 3 次元で実施し，放射化放射能の 3 次元分布を得ることではあるが，計算資源の制限及び計算モデル構築の労力を勘案すると，3 次元で評価を行うことは現時点では必ずしも合理的とは言えないと判断したのである。計算資源上の制限から設定した図 3.1 に示すような限られた対象範囲であっても，3 次元計算モデルの作成には 1 ヶ月程度を要し，さらにワークステーションを用いた TORT コードの計算は同じく 1 ヶ月程度の計算時間を要する。計算の信頼性向上のための計算モデルのターンラウンドは 2 ヶ月/1 回のペースでしか進まない。さらに対象範囲を原子炉廻り全体に拡張し，全体を分割しながら計算を進めたとするならば年の単位の作業時間が必要になる。

本研究の目的は，信頼性の高い放射能インベントリ評価手法を確立することではあるが，その手法は実用的なものであるべきである。このような点を踏まえ，本研究では 3 次元中性子束分布の計算結果は，3 次元的な中性子束分布の特徴を把握することに用いることにし，その情報は 2 次元計算の信頼性向上ための計算モデルの改善に用いる。

なお，計算値と測定値の一致性が向上しない理由については，3.4 で説明する。

3.1.3 本章の位置づけ

計算モデルの構築及び改善には，2 章に示した PCV 内の中性子束測定で得られた分布上の特徴に関する情報を参照すると共に，3 次元分布計算の検証のために用いた。

3 次元中性子束分布の計算は，第 4 章で述べる 2 次元中性子束分布計算と並行して進めた。3 次元中性子束分布計算で得られた知見を 2 次元の計算モデルに取り込み，計算の信頼性の向上を図ると共に，逆に 2 次元の計算モデルの改善で実施したもののうち，3 次元計算においても改善の効果の大きいと判断されるものは 3 次元の計算モデルにも反映した。

本章で述べる PCV 内の 3 次元中性子束分布計算と 2 章の中性子束測定及び 4 章の 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上との関連は図 3 の通りとなる。

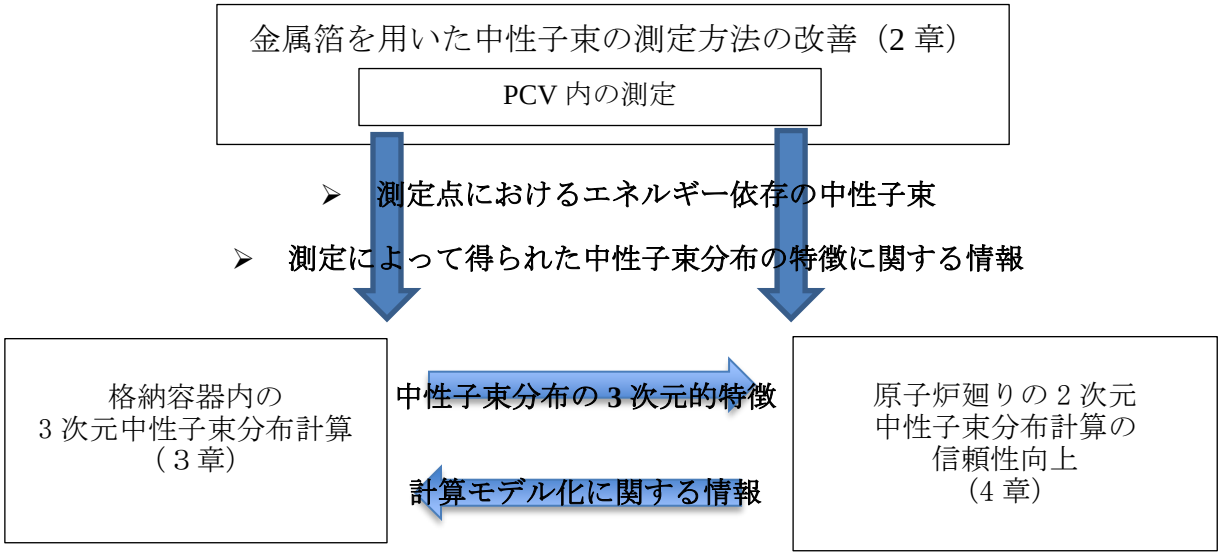


図 3　3 次元計算と中性子束測定及び 2 次元計算との関係

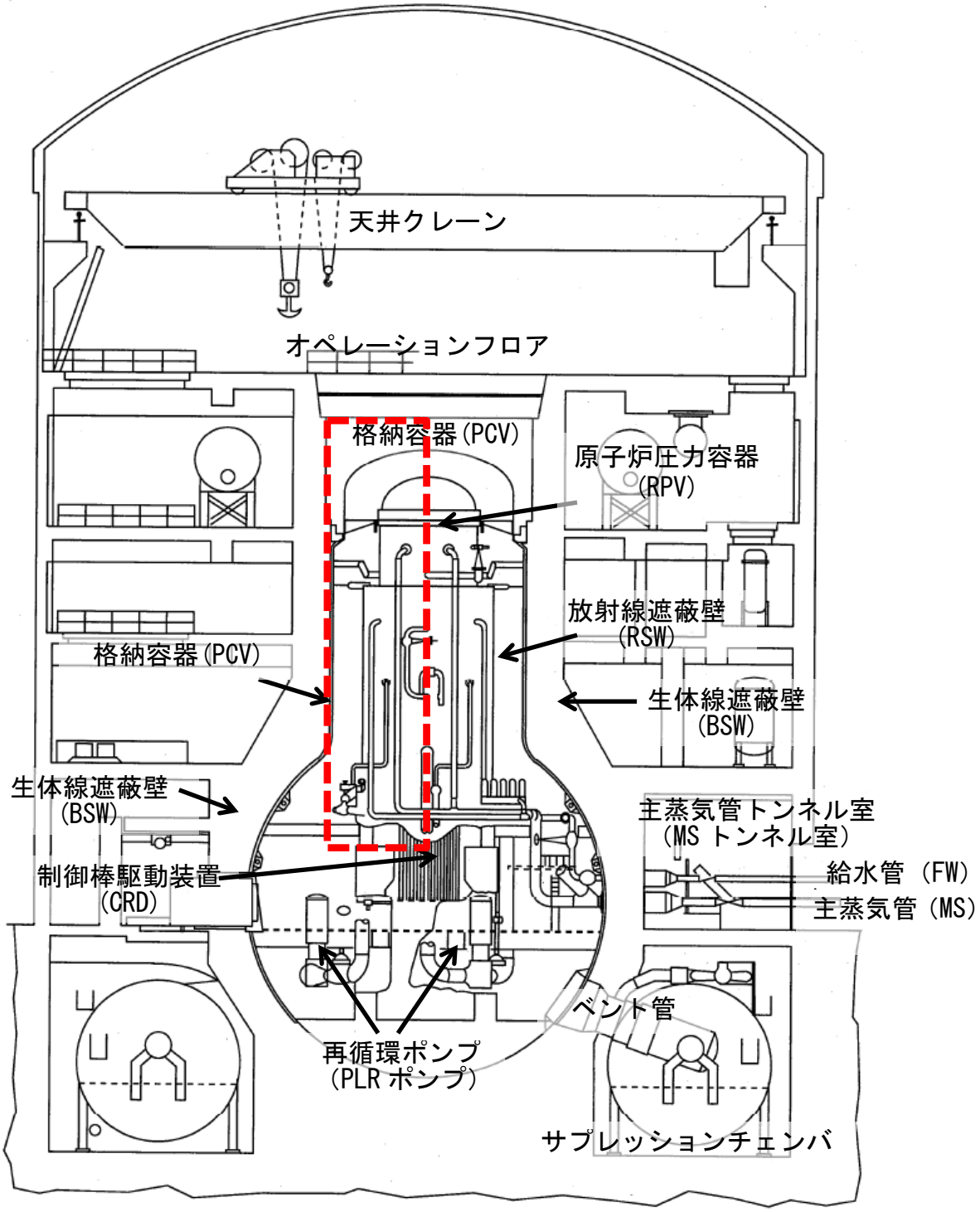


図 3.1　PCV 内 3 次元中性子束分布計算の計算範囲（原子炉建屋垂直断面）

3.1.4 先行事例の調査

3 次元中性子束分布計算の実施に先立ち，3 次元中性子束計算の先行例を調査した。放射化放射能計算を目的とする計算としては,第 1 章で紹介した JRR-2 の例がある。JRR-2 の計算は決定論 3 次元 Sn 法計算コード TORT を用いて実施したものであった。

商業用軽水炉の中性子束分布計算を 3 次元で実施した例は少なく，本研究で調べた限りでは, BWR の原子炉容器 (RPV) 内の炉心近傍の計算用いた数例の計算だけであった[3-8～11]。この他には，モンテカルロ法シミュレーションコード MCNP[3-12]で，高温ガス炉の遮蔽計算を実施したものがあった[3-13]。ただし，この論文では任意の場所における中性子線量当量とガンマ線線量当量が 2 次元中性子束分布計算結果と比較されているだけであり，測定値との比較や中性子束分布等に関する記述はなかった。

今回実施した先行例の調査では，国内外を問わず RPV の外側までの中性子束分布計算を 3 次元で実施した例はなかった。RPV から PCV までの 3 次元中性子束分布計算は，本研究が国内外を通して初めての挑戦である。

3.1.5 モンテカルロ法による試み

原子炉廻りの 3 次元中性子束計算の実施の選択肢として，モンテカルロ法の利用がある。モンテカルロ法は，Sn 法と違い幾何形状モデルの構築に柔軟性があり，より実機に近い計算モデルの構築が可能となる。また，モンテカルロ法は炉心部の計算で実績があり，燃焼計算と組み合わせて，燃料の燃焼クレジットの計算で成果をあげている。また，中性子束分布計算においては，幾何形状の複雑なダクトストリーミングの評価でも実績を上げている。

本研究においても，3 次元中性子束分布計算には，モンテカルロ法シミュレーションコード（MCNP5）の適用も試みた。しかし，RPV のモデルを構築し試計算を行なった時点で適用を断念した。この理由は以下の通りである。

（ア） 炉心外に漏洩した中性子束は周囲に存在する水の領域で急速に減衰する。全中性子束でも RPV 外側までに 5 桁近く減衰する。モンテカルロ法の場合，単純に見積もっても炉心で発生させた中性子の 1 万個に 1 個しか RPV の外側まで届かない。さらに，RSW を透過したところでは 10 桁程度の減衰となり，10 億個に 1 個しか届かないことになる。このような単純な見積もりではあるが，現行の計算資源では PCV の中の 3 次元中性子束分布を十分な統計精度で評価することは現実的ではない。

（イ） モンテカルロ法では，シミュレーションの統計精度を向上するために種々の方法が提案されている。比較的単純な体系で，中性子輸送の方向がある程度制限される場合は，このような方法は大変有効である。しかし，BWR の原子炉廻りのような複雑な体系では中性子は配置された機器や構造物等の影響を受けて，あらゆる方向に散乱していく。このような全方向に関する散乱に有効な統計精度向上の方法はない。すなわち，現時点では（ア）で示す通り炉心で発生させる中性子の数を増やして対応する以外ない。

3.2 計算対象範囲と計算モデル[3-1]

3.2.1 計算対象範囲

3 次元中性子束分布の計算範囲は，計算機（HP xws9300 workstation）のメモリ上の制限で PCV 内の一部のみを対象とした。対象とした範囲は，図 3.1 に赤点線で示す通りである。垂直方向の範囲は，下端は RPV 下端から 100cm 下まで，上端は RPV 上端から 100cm までの範囲とした。水平方向は，RPV 中央の中心軸から PCV の内側表面までした。周方向は，図 3.2 に示す通り方位角 270 度から 360 度の範囲とした。この範囲の中には，中性子束測定のための金属箔の設置位置が 22 箇所含まれている。

3 次元中性子束分布計算の範囲には次の機器等及び構造物等が配置されている。

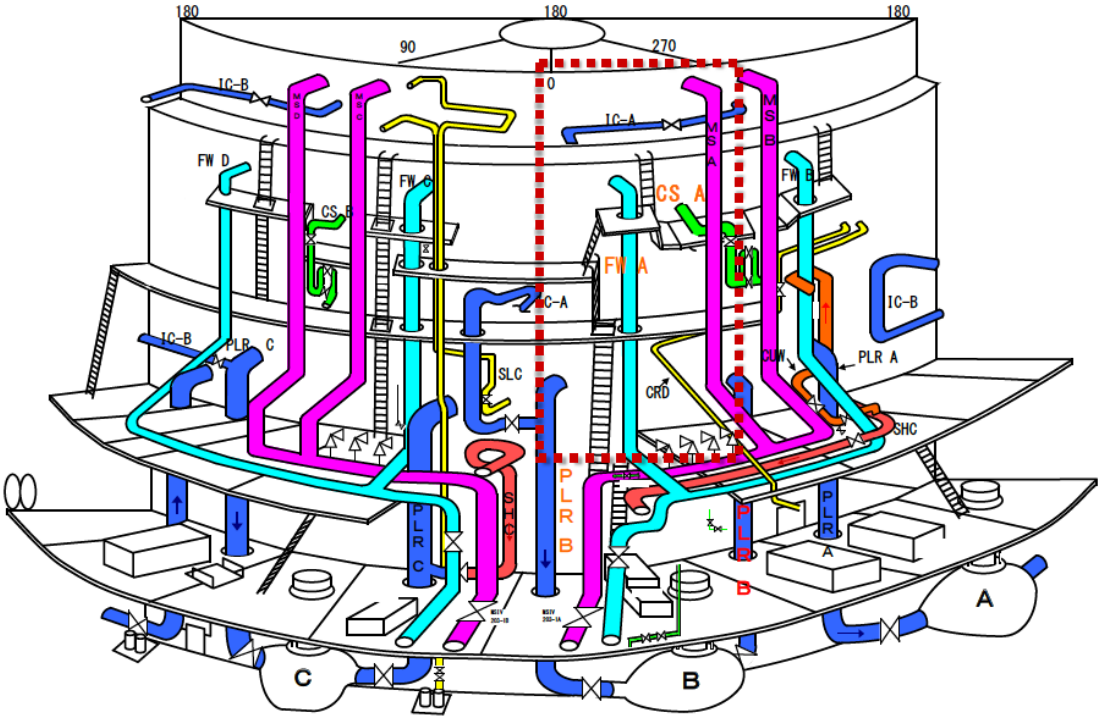


図 3.2　PCV 内 3 次元中性子束分布計算の計算範囲（PCV 内展開図）

(1) 放射線遮蔽壁（RSW）（図 3.3）

RPV を囲むように配置されている。放射線遮蔽壁（RSW）は，ペデスタルと呼ばれるコンクリート製の土台の上に H 鋼（図中赤色矢印）を一定間隔で立て，内側と外側に鉄板を貼り，その中にコンクリートを充填した構造になっている。

RSW は垂直方向に 3 つの領域に分けられる。中央の部分は，炉心とほぼ同じ高さに位置し，炉心で発生するガンマ線を遮蔽するために 5cm 厚の鉄板が外側の鉄板の上に貼られている。上部 1/3 の範囲には，給水配管（Feed Water line ： FW），炉心スプレイ配管（Core Spray line ： CS）など RPV 内に給水を行う配管が配置されている。下部 1/3 の範囲には，再循環配管（Primary Line Re-circulation line ：PLR）が配置されている。これら上部 1/3 の範囲及び下部 1/3 の範囲には，配管を通すための鉄製のハッチ（図中青色矢印）が設置されている。ハッチは RSW の内側と外側に鉄製の扉があるが，ハッチの中には遮蔽材は配置されておらず，空隙となっている。

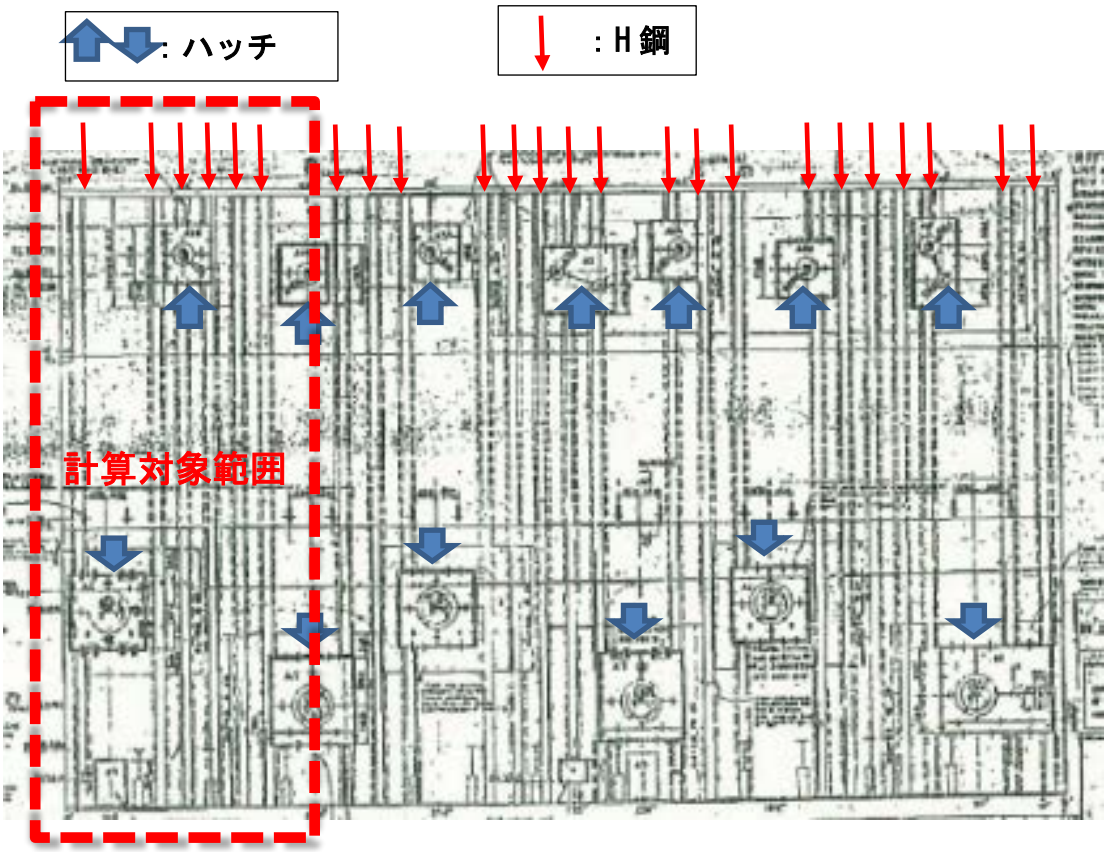


図 3.3　RSW 展開図

(2) スタビライザ（図 3.4）

スタビライザは，RSW の頂上部に設置されている。RPV の振動を抑制するための鋼鉄製の正方形をしたフレームが 2 段，90 度ずらした状態で RPV を囲むように配置されている。スタビライザは RPV と RSW の間隙を塞ぐように配置されている。

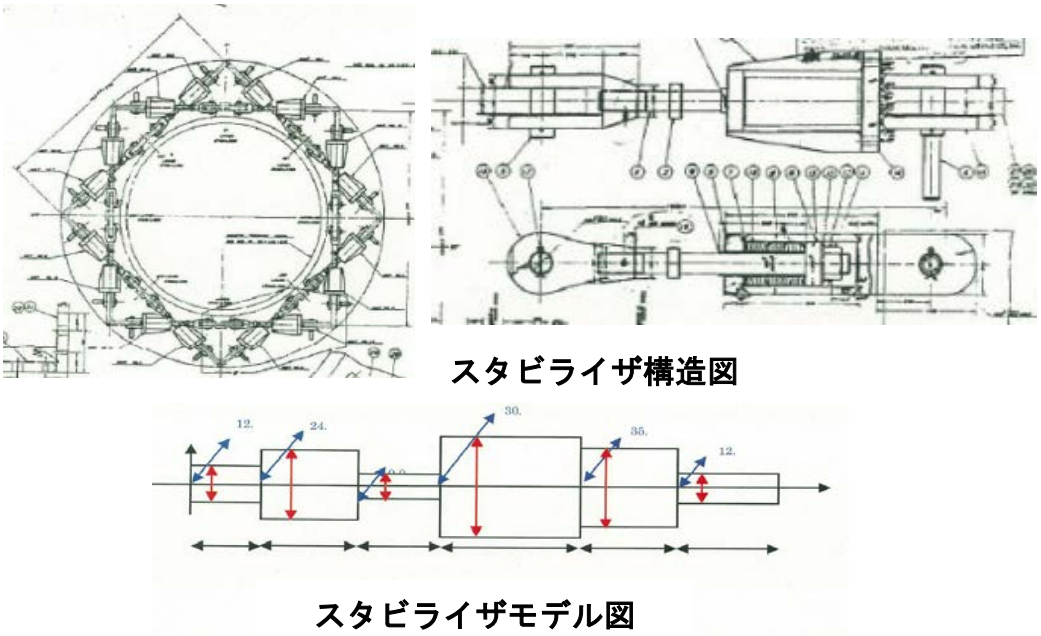


図 3.4 スタビライザの構造と計算モデル

(3) 作業用の足場とハシゴ

PCV 内での作業用に，RSW 中央部のガンマ線の遮蔽用鉄板の上端と下端部にグレーチング（炭素鋼）の足場とそれらを行き来するためのハシゴ（炭素鋼）が設置されている。足場のグレーチングには，安全確保のための手摺（炭素鋼）が設置されている。

(4) 給水配管（FW）

主蒸気配管(MS)によってタービンに送られた蒸気を復水して RPV に戻す配管である。給水配管(FW)は RSW の上部 1/3 の範囲に設置されたハッチを通って RPV に接続されている。FW には水が流れている。

(5) 炉心スプレイ配管（CS）

RPV 内の冷却水が喪失した時に，炉心に緊急に注水を行うための配管である。CS は上部 1/3 の範囲に設置されたハッチを通って RPV に接続されている。炉心スプレイ配管(CS)の内部は常時水で満たされている。

(6) その他の細管

PCV 内には上記の配管の他に，種々の細管（直径の小さい配管）がある。上記配管の計測用細管のほか，水駆動の装置を動作するために水を送る配管がある。

(7) 原子炉圧力容器（RPV）断熱材

RPV を包むようにアルミニウム製の断熱材が配置さている。アルミニウム製の断熱材は，蛇腹状のアルミニウム薄板を内側と外側からアルミニウムの平板で挟む構造となっている。

3.2.2 幾何形状モデル

(1) RPV 内のモデル化

敦 1 は小型 BWR に分類されている。小型 BWR の RPV の特徴は，再循環水の炉内循環用のジェットポンプがないことである。この部分の構造は，中型や大型の BWR に比べて単純である。他の構造物については，寸法が小さいだけでその複雑さに大差はない。RPV 内構造物の幾何的形状は複雑であり，また，RPV の大きさに比べて極めて小さい部品も存在している。このため，個々の構造物をモデル化するのは現実的ではない。このため，プラントメーカが提供している RPV の設計時に作成された RPV 内を構造物等の特性に合わせて領域分割し，その領域ごとの水-金属比を与えたデータを参照することにした。このデータを用いた場合，当該の領域内の局所的な分布は得られないものの，各領域の全域にわたる中性子束と水-金属の反応率の積分量は保存する。

RPV 内の領域分割図は，図 3.5 に示す通りある。RPV は，B から Q まで（一部欠番あり）の領域に分割されている。それぞれの水-金属比は，表 3.1 の通りである。表中の領域体積が各領域の体積を示し，固体部分が金属の体積を示している。BWR は二層流となることから，流体部分（水）の非飽和水，飽和水及び蒸気の体積と体積比が与えられ，これに対応する各領域における水の密度が与えられている。

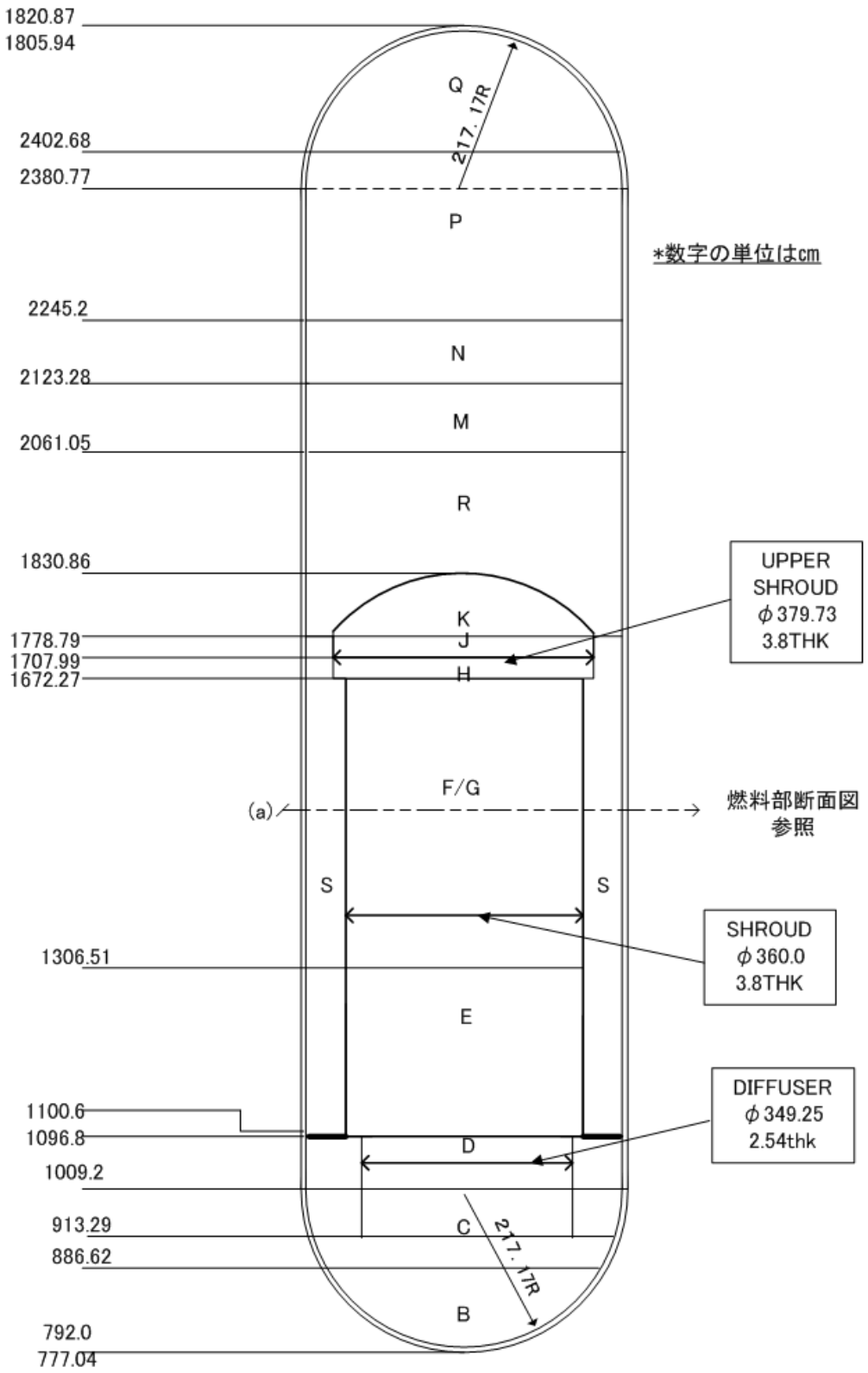


図 3.5　原子炉圧力容器（RPV）内 水-金属比設定領域分割

表 3.1　原子炉圧力容器内領域別水-金属比

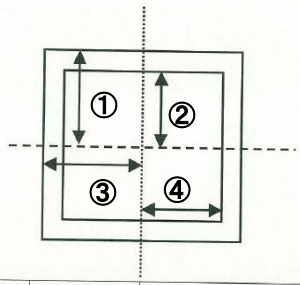
領域	領域体積（l）	固体部分		流体部分						流体の重量及び密度	
				非飽和水		飽和水		蒸気		運転中	
		体積（l）	%	体積（l）	%	体積（l）	%	体積（l）	%	重量(Kg)	密度(g/cc)
B	4439.2	27.8	0.6	4411.48	99.4					3343.0	0.7578
C	16232.1	1113.7	6.9	15118.36	93.1					11448.9	0.7573
D	25386.9	2299.3	9.1	23087.29	90.9					17486.3	0.7574
E	7612.7	1666.7	21.9	5945.97	78.1					4504.2	0.7575
H	4045.3	1668.1	41.2			960.22	23.7	1416.69	35.0	762.0	0.3206
J	8018.5	493.0	6.1			3046.04	38.0	4513.42	56.3	2413.2	0.3192
K	3023.4	369.8	12.2			1072.08	35.5	1581.50	52.3	852.8	0.3214
L	3488.9	564.9	16.2			1181.38	33.9	1742.90	50.0	939.0	0.3211
M	4348.6	226.0	5.2					4122.65	94.8	149.7	0.0363
N	21026.7	409.5	1.9					20616.93	98.1	753.0	0.0365
P	20087.4	1587.2	7.9					18499.96	92.1	675.9	0.0365
Q	21451.7	0.0	0.0					21451.71	100.0	784.7	0.0366
R	32707.7	1913.4	5.8			29560.81	90.4	1231.78	3.8	21908.9	0.7115
S	35911.4	132.0	0.4	35779.47	99.6					27098.1	0.7574

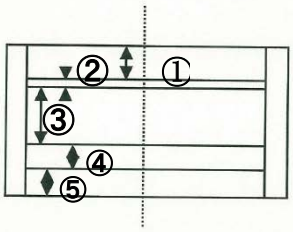
*体積の単位はリットル

(8) RSW のモデル化

RSW は 4.2.1(1)で示した構造をしている。図 3.3 の赤点線で囲まれた範囲が計算対象範囲である。この範囲には上部に A3B と A4B と呼ばれているハッチがあり，下部には A1 と A2 と呼ばれているハッチがある。A3B は FW，A4B は CS がそれぞれ貫通している。A1 及び A2 はいずれも再循環配管（PLR）が貫通している。ハッチは図 3.6 の通りモデル化した。

周方法の範囲（270 度から 360 度の範囲）には，5 本の H 鋼は配置されている。H 鋼は図 3.7 の通りモデル化した。



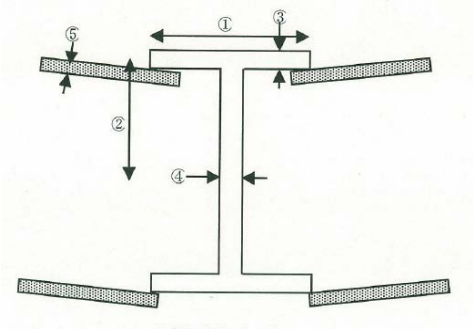


ﾊｯﾁ名	周方向位置 (A) (°)	EL 位置 (B)	垂直断面 (cm)				水平断面 (cm)				
			① 縦方向外枠	② 縦方向内枠	③ 横方向外枠	④ 横方向内枠	① 内側空隙	② ｼｰﾙﾌﾟﾗｸﾞ	③ 内面空隙	④ ﾊｯﾁ扉	⑤ 外側空隙
A1	344	1148.9	79.75	78.75	80.0	79.0	15.0	23.0	40.0	1.0	15.0
A2	270	919.0	100.0 *1 79.0 *2	99.0 *1 78.0 *2	80.0	79.0	15.0	23.0	40.0	1.0	20.0
A3B	315	1889.3	59.4	58.4	39.0 *3 59.0 *4	38.0 *3 58.0 *4	32.0	5.0	46.0	1.0	20.0
A4B	270	1853.7	59.4	58.4	59.0 *3 42.0 *4	58.0 *3 41.0 *4	32.0	5.0	46.0	1.0	20.0

*1：上半部　*2：下半部　*3：右半部　*4：左半部

図Ⅲ-8　ﾊｯﾁ計算ﾓﾃﾞﾙ

図 3.6 RSW ハッチモデル図



H鋼の寸法（cm）

①	38.0
②	37.95
③	2.8
④	1.8
⑤	1.8

図 3.7 RSW 水平断面モデル図

(9) 配管のモデル化

周方向の範囲（270 度から 360 度の範囲）には，FW，CS 及び 2 本の PLR が RSW を貫通している。FW，CS 及び PLR には水が流れている。それぞれの配管の水の密度は，配管が接続されている RPV 領域の水の密度を設定した。

(10) スタビライザモデル化

スタビライザは鋼鉄製の正方形をしたフレーム形状をしている(図 3.4 上左図参照)。スタビライザの 1 辺は同じ部品が相対するように接続されたものである（図 3.4 上右図参照)。この形状を 6 個の立方体を組み合わせてモデル化を行なった(図 3.4 下図参照)。

(11) RPV 断熱材

RPV 断熱材は，図 3.8 のように大小 2 つの半径の円筒を組み合わせ，RPV を取り囲むようにモデル化を行なった。

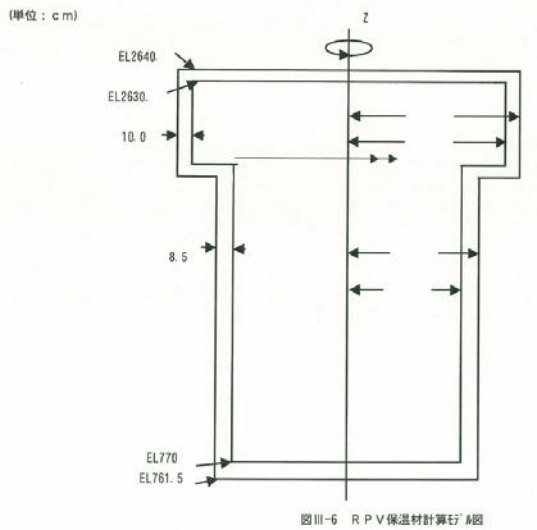


図 3.8　原子炉圧力容器保温材計算モデル図

以上，これらのモデル化による対象範囲全体のモデル図は，図 3.9 の通りとなる。

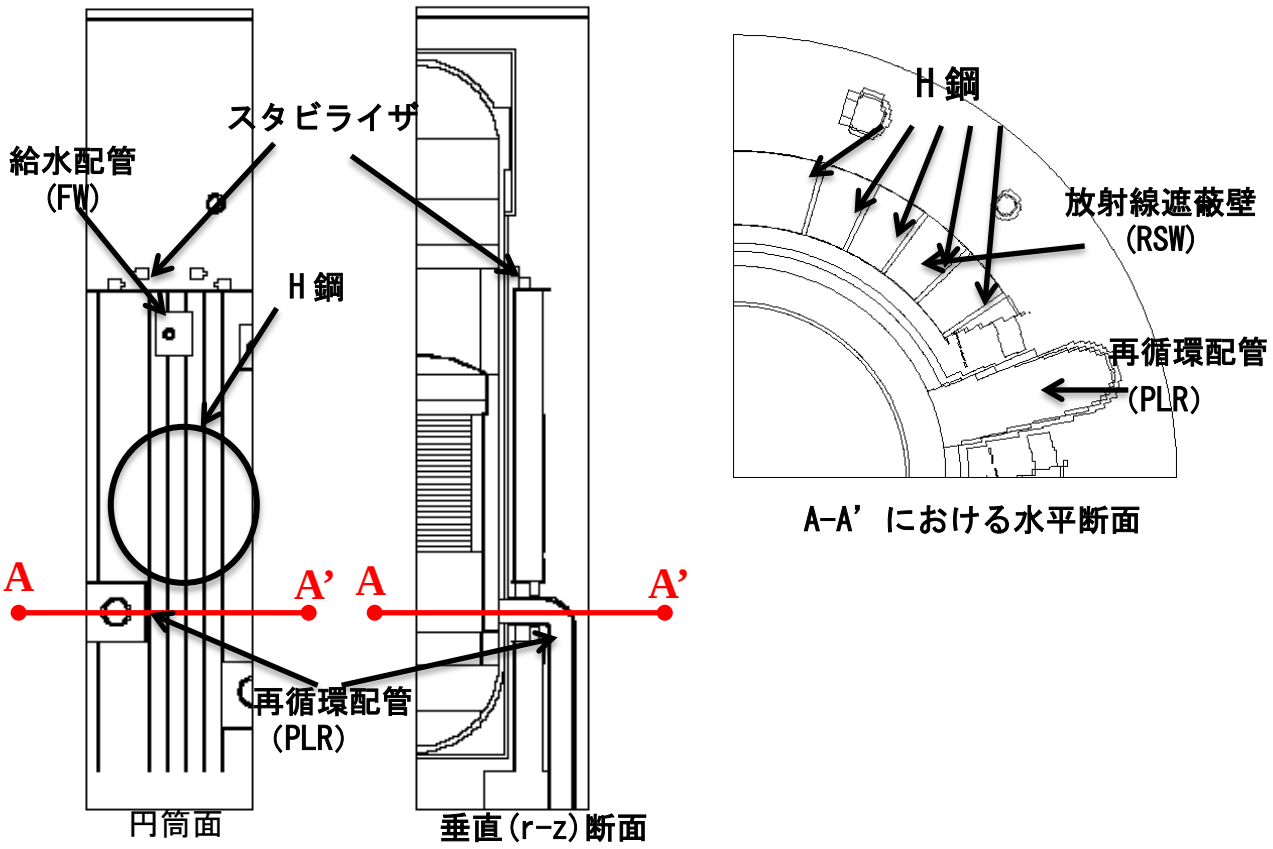


図3.9　PCV内の3次元中性子束分布幾何形状モデル

3.2.3 2次元中性子束分布計算モデルの改善で実施した事項の反映

本研究では，3 次元中性子束分布計算と 2 次元中性子束分布計算とはほぼ並行して進めた。3 次元中性子束分布計算で得られた分布上の特徴を 2 次元の計算モデルに取り込み，2 次元中性子束分布計算の信頼性の向上を図ると共に，2 次元の計算モデルで行なった改善のうち，効果の大きいものについては 3 次元の計算モデルにも反映した。2 次元の計算を参照して 3 次元計算モデルに取り込んだ事項は次の 2 つである。

(1) 炉心の軸方向分割数

本研究の開始前にプラントメーカから提示された 2 次元中性子束計算モデルでは，炉心は冷却水のボイド率に変化に対応し 8 分割されていた。これを設計時の出力分布に変更した。設計時の出力分布は，制御棒の挿入及び引き抜きの単位で 24 分割され，それぞれに対して出力分布が与えられている。炉心の軸方向の分割数を 8 から 24 にすることで設計時の出力分布を忠実に与えることができることから分割数の変更を行った。

(2) RPV 断熱材

RPV の断熱材はアルミニウム製であり，内部に空気を内包するような構造となっているので密度も小さい。このため，断熱材の垂直方向の透過に対して遮蔽の効果は小さい。しかしながら，断熱材を RPV の周囲に配置した場合，RPV と RSW の間隙の幅が狭くなり，上下方向へのストリーミングの量を抑制される。

3.2.4 線源モデル

炉心における核分裂による中性子発生の条件である線源モデルは次のように設定した。

炉心における単位時間あたりの中性子の発生数は，敦 1 の運転に関する熱出力と炉心の寸法という固有の条件と国内 BWR で統一的に使用されている単位出力単位時間あたりの核分裂数という線源強度算出のパラメータ（表 3.2（1）参照）によって計算する。核分裂あたりの中性子発生数（ν）は，2.4(個/fission)を用いた。

空間出力分布は，敦 1 設計時に設定された定格出力時の径方向分布（表 3.2（2））と軸方向分布（表 3.2（3））を合成し，3 次元空間出力分布を算出した。径方向分布は，炉心の燃料チャネル毎の相対出力が与えられている。軸方向は，制御棒の挿入ピッチに対応する 24 に分割された各ノードの相対出力が与えられている。

核分裂エネルギースペクトルは，使用する断面積ライブラリである BUGLE-96 で与えられた表エネルギー群数 47 群の U-235 の核分裂スペクトルを用いた（表 3.3)。

表 3.2　中性子固定線源の設定

(1) 線源強度算出パラメータ

項目	データ	備考
熱出力	1070MWt	敦１固有
炉心半径	151cm	敦１固有
炉心高さ	366cm	敦１固有
１W/s 当たりの核分裂数	3.1×10^{10}	BWR 共通

(2) 径方向分布

J/	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
11	6										
10	6	6									
9	5	6	6	6	6						
8	5	5	5	6	6	6					
7	4	5	5	5	6	6	6				
6	4	4	4	5	5	5	6	6			
5	3	4	4	4	5	5	6	6	6		
4	3	3	3	4	4	5	5	6	6		
3	2	3	3	3	4	4	5	5	6		
2	2	2	3	3	4	4	5	5	6	6	
1	1	2	2	3	3	4	4	5	5	6	6

領域	平均出力分布
1	0.99
2	1.34
3	1.27
4	1.25
5	1.11
6	0.57

(3) 軸方向分布

Node	平均比出力
24	0.19
23	0.7
22	0.93
21	1.08
20	1.11
19	1.18
18	1.18
17	1.14
16	1.18
15	1.19
14	1.21
13	1.22
12	1.25
11	1.24
10	1.14
9	1.15
8	1.13
7	1.07
6	1.07
5	1.03
4	0.94
3	0.84
2	0.66
1	0.19

表 3.3　BUGLE-96 断面積ライブラリ　エネルギー群数 47 群
U-235 核分裂エネルギースペクトル

エネルギー群数	スペクトル	エネルギー群数	スペクトル
1	$5.02X10^{-05}$	23	$4.18X10^{-02}$
2	$2.02X10^{-04}$	24	$2.14X10^{-02}$
3	$1.15X10^{-03}$	25	$3.00X10^{-02}$
4	$2.52X10^{-03}$	26	$1.54X10^{-02}$
5	$5.66X10^{-03}$	27	$7.43X10^{-02}$
6	$1.61X10^{-02}$	28	$3.55X10^{-02}$
7	$3.07X10^{-02}$	29	$9.98X10^{-04}$
8	$8.05X10^{-02}$	30	$5.70X10^{-04}$
9	$7.68X10^{-02}$	31	$1.73X10^{-04}$
10	$4.40X10^{-02}$	32	$2.03X10^{-04}$
11	$4.67X10^{-02}$	33	$5.40X10^{-04}$
12	$2.00X10^{-02}$	34	$4.84X10^{-04}$
13	$4.03X10^{-03}$	35	$1.57X10^{-04}$
14	$2.43X10^{-02}$	36	$5.12X10^{-05}$
15	$7.36X10^{-02}$	37	$2.08X10^{-05}$
16	$7.19X10^{-02}$	38	$2.55X10^{-06}$
17	$8.95X10^{-02}$	39	$8.27X10^{-07}$
18	$1.15X10^{-01}$	40	$3.09X10^{-07}$
19	$6.27X10^{-02}$	41	$6.00X10^{-08}$
20	$2.72X10^{-02}$	42	$5.41X10^{-12}$
21	$4.69X10^{-02}$	43-47	0.00E+00
22	$3.76X10^{-02}$	合計	1.00E+00

3.2.5 計算コードと計算条件

PCV 内の 3 次元中性子束分布計算は，DOOR3.2a コードシステム[3-6]に含まれる 3 次元 Sn 法計算コード TORT を用いて実施した。計算では，汎用の断面積ライブラリである DLC185/BUGLE-96 を用いた。BUGLE-96 はエネルギー群数 47 群の中性子・ガンマ線輸送計算用の汎用断面積ライブラリである。本研究では，中性子の輸送計算だけを取り扱うため，ガンマ線断面積は使用しなかった。TORT の計算で用いるマクロ断面積は，DOORS3.2a に含まれるマクロ断面積作成コード GIP[3-14]を用いて，BUGLE-96 を参照し作成した。3 次元空間メッシュのデータと 3 次元出力分布のデータは，幾何形状データ作成支援コードシステム BOT3P2[3-15]の GGTM コードを使用して作成した。

TORT コードの計算条件は，表 3.4 の通りである。PCV 内の計算対象範囲は，3 次元円筒座標系（R-θ-Z 座標系）でモデル化した。R-θ-Z 軸方向それぞれの空間メッシュ数は，R 軸方向が 276，θ軸方向が 178，Z 軸方向が 730 となっている。散乱断面積のルジャンドル展開次数は 5 次（P5）とし，角度分点数は，計算資源上の制限から S8 とした。TORT では，6 面の境界条件を設定する必要がある。周方向の境界面を示す内側と外側は周方向の回転対象を仮定して反射境界とした。垂直方向の上側と下側及び径方向の外側は，中性子の戻りを仮定しない真空境界としている。

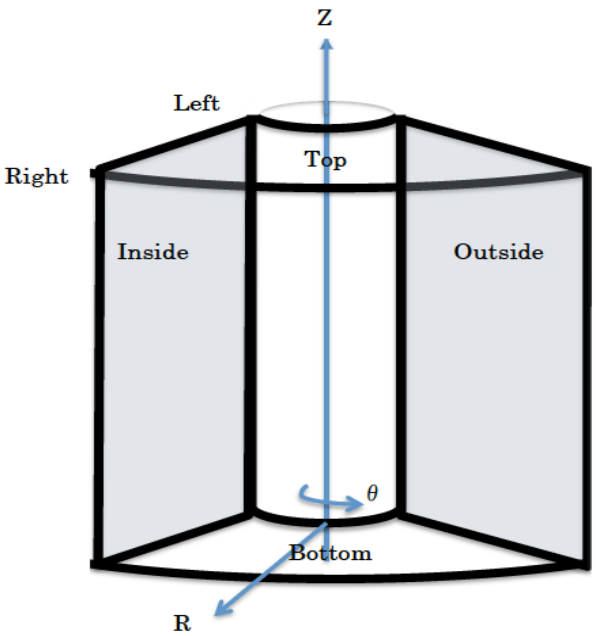
TORT コードの収束計算の繰り返し計算回数の上限値は 50 回とし，収束判定値は 0.001 とした。

表 3.4 格納容器内 3 次元中性子束分布計算の計算条件

項目	条件	項目	条件
計算コード	TORT (DOORS3.2a)	角度（Sn）分点数	S8
		境界条件 [b]	
座標系	R-θ-Z	左側（Left）	反射境界
ゾーンの数 [a]	704	右側（Right）	真空境界
空間メッシュ数		内側（Inside）	反射境界
R 軸方向	267	外側（Outside）	反射境界
θ 軸方向	178	上側（Top）	真空境界
Z 軸方向	730	下側（Bottom）	真空境界
散乱断面積のルジャンドル展開次数	P5	繰返し計算回数上限値	50 回
		計算収束判定値	0.001

a: ゾーンの数とは，マクロ断面積を関係付ける材料の領域の数のことであり，材料の領域とはユーザの設定した3次元形状を言う。ある材料に関係付けられたマクロ断面は，複数の材料の領域に設定される。3次元空間を複数の材料の領域によって分割することで，TORTの計算モデルが構築される。

b: 今回のTORTの計算モデルでは，円筒座標系（RθZ座標系）を用いており，それぞれの座標軸方向に2面の境界条件を設定する(右図参照)。R軸方向は，円筒の外側の面を右側(Right)，内側を左側(Left)，θ軸方向は方位角の小さい側が内側(Inside)，大きい側が外側(Outside)及びZ軸方向は，上面を上側（Top），下面を下側（Bottom）と呼ぶ。



< TORTコードにおける境界条件の設定 >

3.3 格納容器内の3次元中性子束分布計算結果

3.3.1 3次元中性子束分布計算結果

前節で述べた 3 次元中性子束分布計算は，HP xw9300 Workstation を用いた計算でほぼ 1 週間を要した。(なお，704 個のゾーンからなる 3 次元幾何形状の GGTM コードの入力データの作成には，約一ヶ月を要している。）計算は指定した繰り返し計算上限値の 50 回以内に全て計算収束判定値を満たしていた。

計算結果は，全中性子束，高速中性子束，熱外中性子束及び熱中性子束のそれぞれについて，周方向分布（R 軸方向断面/円筒表面の分布），垂直方向分布（θ 軸方向断面の分布）及び水平断面分布（Z 軸方向断面の分布）の中性子束の等高線図（分布図）にして示す。それぞれの断面の分布図は，主として中性子束分布の特徴的な傾向が観察される位置で作図を行なっている。

なお，高速，熱外及び熱中性子束それぞれのエネルギー境界値は，次の通り第 2 章に置ける金属箔による中性子束の測定のエネルギー境界値と同じにした。

- 高速中性子束：1MeV 以上
- 熱外中性子束：1eV から 1MeV
- 熱中性子束：1eV 以下

(1) 周方向中性子束分布（R 軸方向断面/円筒表面の分布）

周方向の中性子束分布とは，原子炉炉心中央を中心軸とする同心円上の円筒表面の分布を平面に展開して示すものである。図 3.10 の (1) 全中性子束，(2) 高速中性子束，(3) 熱外中性子束及び（4）熱中性子束の順で等高線図（分布図）を示している。

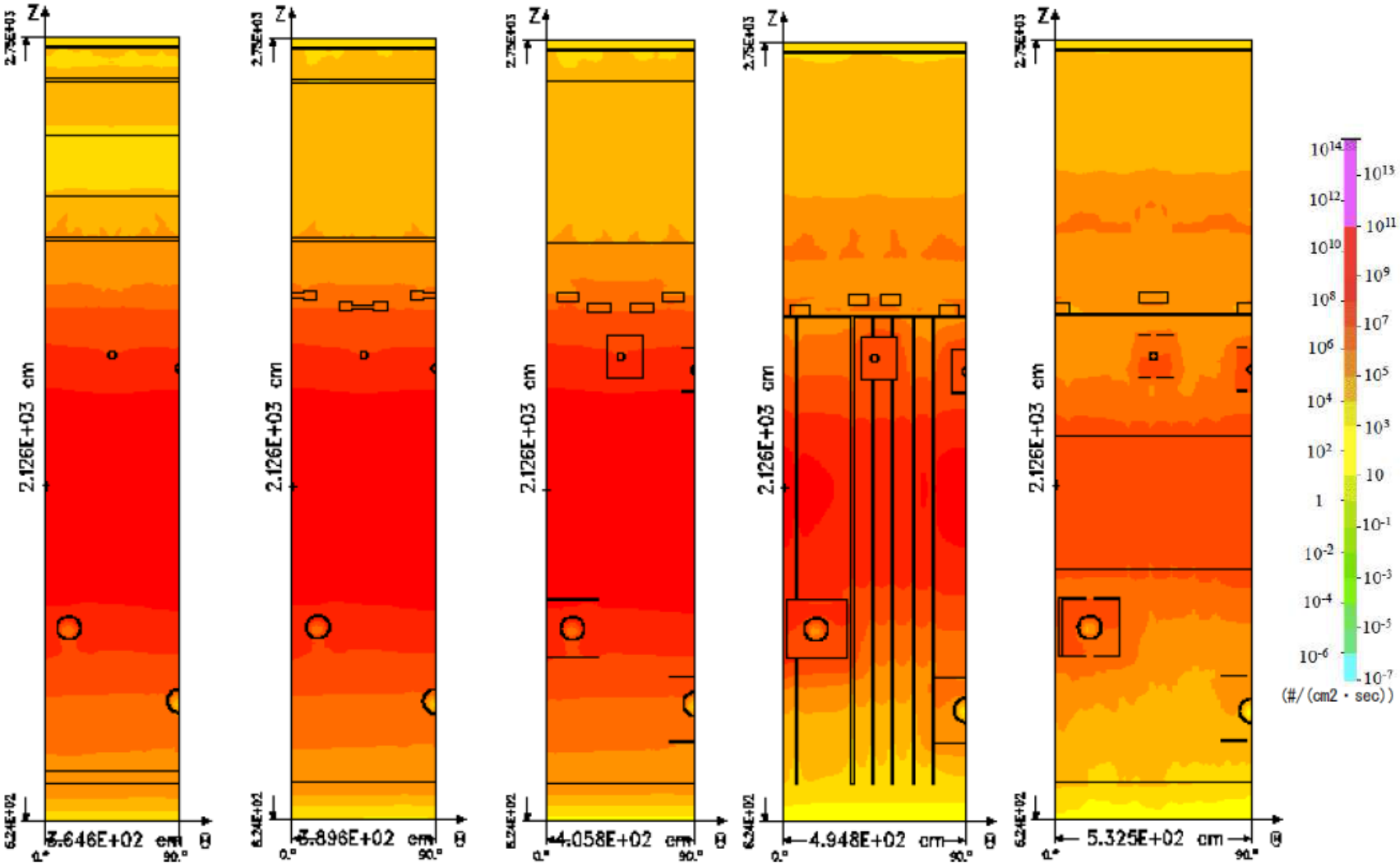
分布図は，いずれの中性子束も 5 箇所の R 軸座標点で作図した。R＝232.1cm は RPV 外表面であり，248cm は RPV と RSW の間隙部である。258.35cm は RSW の内側壁面，315.0cm は RSW の中央部にあたり，339.0cm は RSW の外側壁面である。図中にある円は，上側中央が FW，右側が CS，下側の 2 つは PLR である。R=248.0cm 以降，FW の上部に 3 つ又は 4 つ見られる矩形はスタビライザの断面である。R=258.35cm 以降に見られる配管を示す円を囲む四角形は RSW に設置されたハッチを示している。R=315.0cm に見られる縦線は H 鋼である。R=339.0cm の中央に見られる 2 本の線は，ガンマ線遮蔽鉄板の範囲を示している。

全ての中性子束の分布図について，配管を示す円の内側は，その外側に比べて低い値を示している。又，PLR では配管の下側に低い箇所が現れている。全ての配管は水を内包しているため，水が遮蔽材になり，このような周囲に比べ低い領域が現れる。PLR の下側で低い箇所が現れているのは，炉心高さで RPV から漏れ出してきた中性子束の下方向の拡散をその部分だけ遮蔽しているためである。

図中の円を囲む四角形で示されるハッチでは，熱中性子束を除き，周囲より高い値となっている。これは，高速及び熱外中性子束がハッチを通してストリーミングしていることを示している。一方，熱中性子束の場合，ハッチの内側が周囲より低くなるのは，ハッチを構成する鉄板が熱中性子束を吸収しているからである。熱中性子束の鋼材による吸収は RSW の中に配置された H 鋼でも見られる。熱中性子束以外では，H 鋼による局所的な分布はあまり顕著ではないが，熱中性子束の分布では，RSW の外側壁面（R=339cm）に H 鋼による熱中性子束の吸収の影響で縞状の分布が現れている。

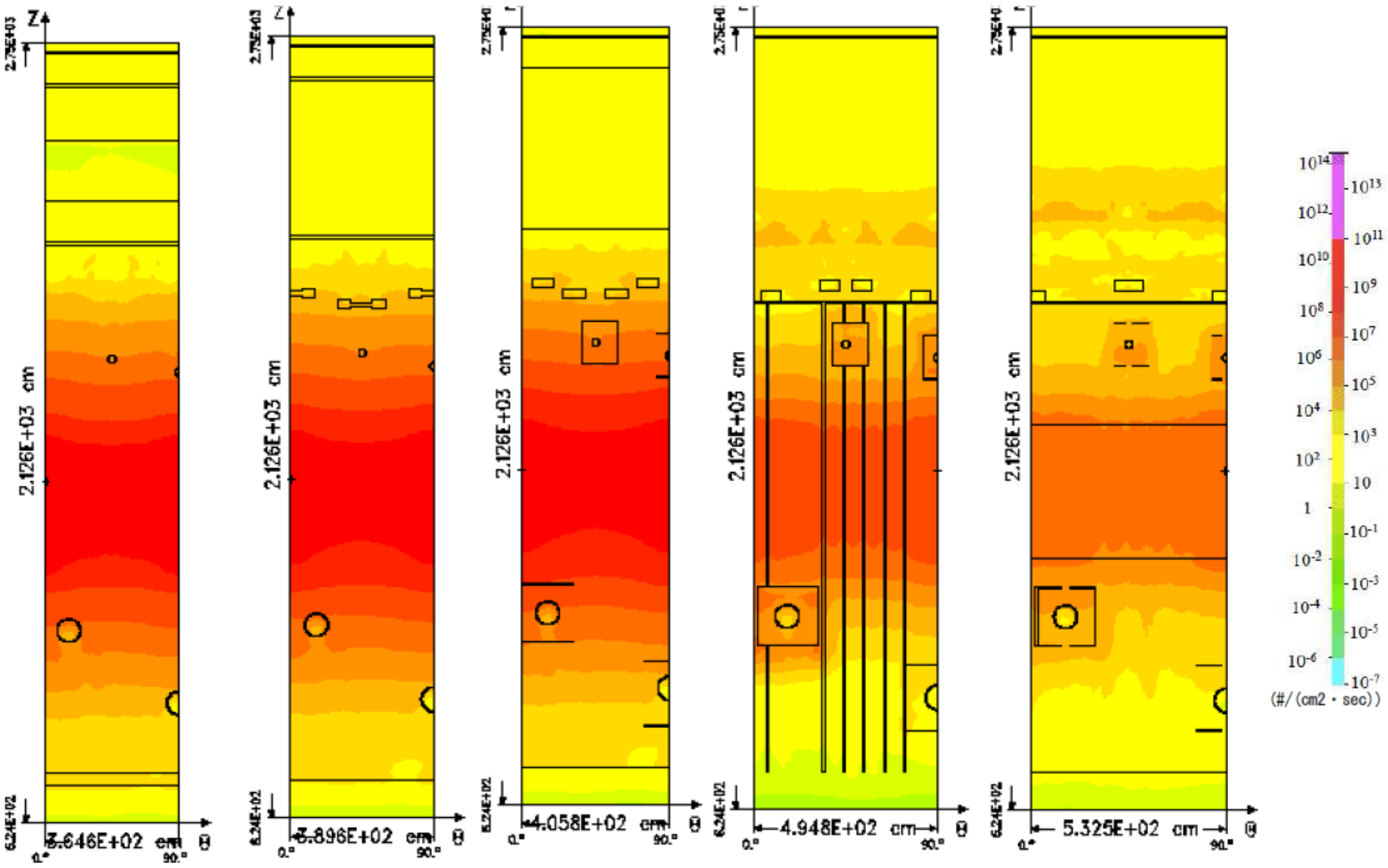
スタビライザの上側に尖った島上の分布が見られる。これは RPV と RSW の間隙を上方にストリーミングしてきた中性子束がスタビライザに遮られ，局在的な分布となったものである。ただし，熱中性子束では，スタビライザの鋼材の吸収効果は見られるものの他に比べて局所化は緩やかなものになっている。

全中性子束と熱外中性子束では，全中性子束の等高線図に H 鋼の影響が見えるもののほぼ同じ分布となっている。このことは，PCV 内の中性子束は熱外中性子束が支配的であるということを示しており，第 2 章で述べた測定結果と同じ傾向を示している。



R=232.1cm　R=248.0cm　R=258.35cm　R=315.0cm　R=339.0cm

図3.10（1）　周方向（R軸方向断面）全中性子束分布



R=232.1cm　R=248.0cm　R=258.35cm　R=315.0cm　R=339.0cm

図3.10（2）　周方向（R軸方向断面）高速中性子束分布

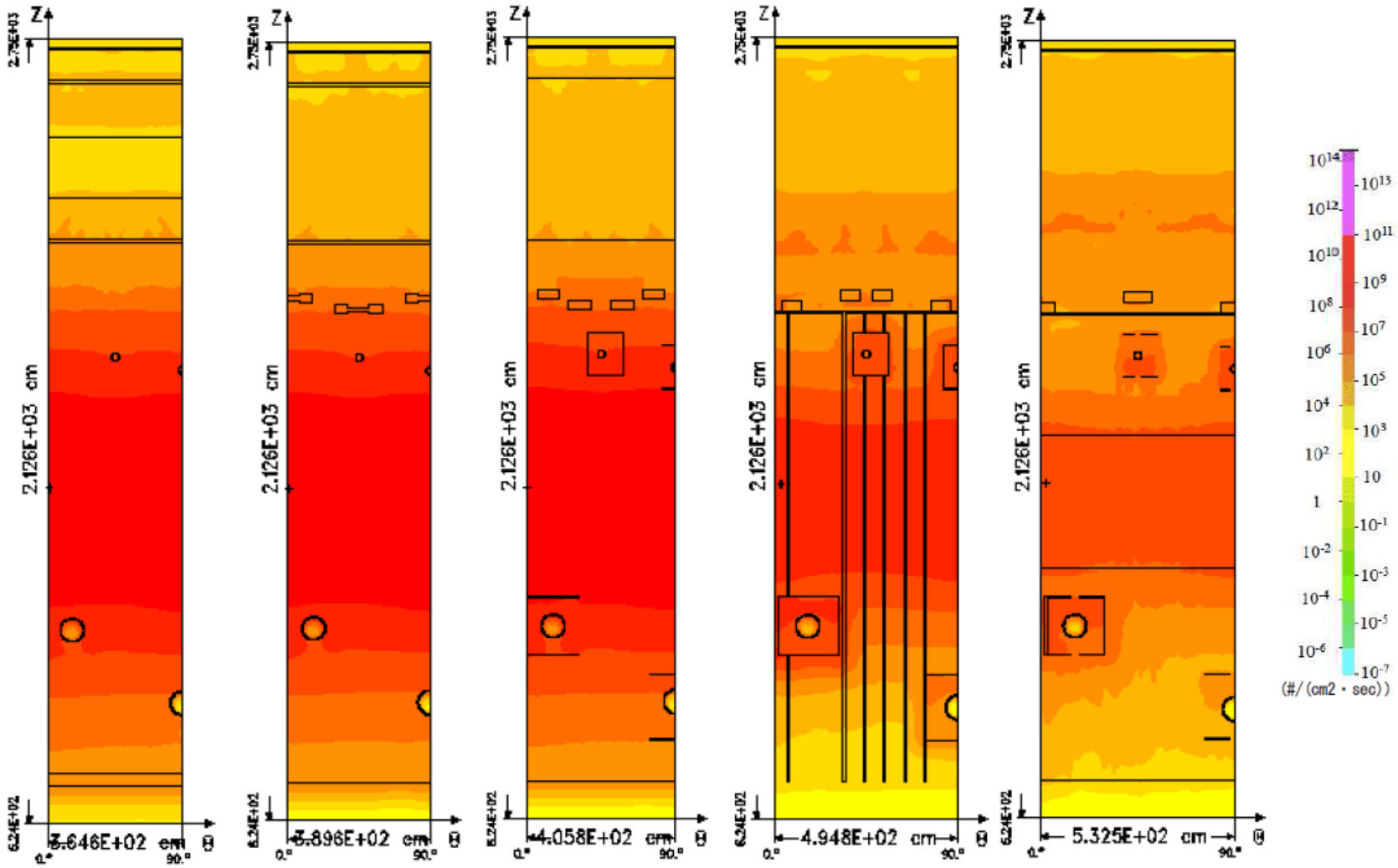


図3.10（3）　周方向（R軸方向断面）熱外中性子束分布

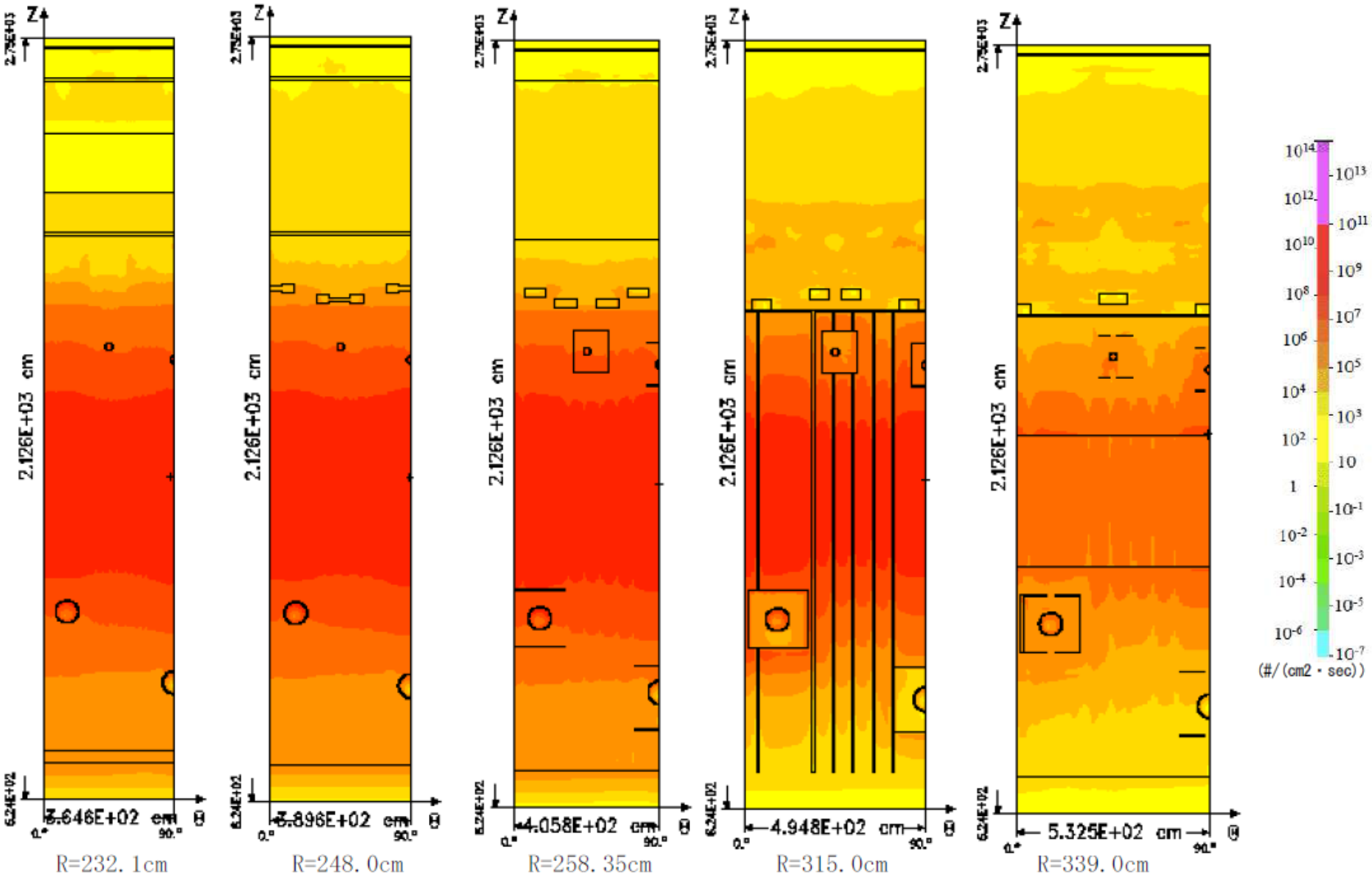


図3.10（4）　周方向（R軸方向断面）熱中性子束分布

(2) 垂直方向中性子束分布（θ軸方向断面の分布）

図 3.11（1）から（4）に全中性子束，高速中性子束，熱外中性子束及び熱中性子束の垂直断面の分布を示す。垂直断面の分布は，周方向の境界である 360 度と 270 度の他，PLR と FW が RSW を貫通する 344 度と 315 度，これに加え，RSW を貫通しているものがない箇所である 300 度の分布を示す。全ての中性子束の垂直断面の分布では，RSW 上端から外側斜め上方に向けて，鋭く局所化した分布が見られる。これは RPV と RSW の間隙を上方にストリーミングした中性子束によるものである。ストリーミングによる中性子束が鉛直方向ではなく，外側斜め上方に分布する理由は次の通りであると推定される。すなわち，RPV と RSW の間隙からスタビライザを経て PCV 上部の空間に到達した中性子は，外側には遮るものがないが，内側には RPV が存在している。RPV と RSW の間隙を抜けた中性子束の一部は RPV 内に再び進入し，その幾らかが反射されてまた PCV 内に戻ってくる。鉛直方向に拡散しようとする中性子束と RPV から反射してきた中性子束が干渉した結果，このような斜め方向の鋭い分布となったと考えられる。

また，上方にストリーミングした中性子束は，スタビライザの間を縫うように拡散するため，通り抜けた位置によって，拡散していく方向が分かれる。RSW の上端から斜め横方向にも鋭い分布が見られるが，これはこのような理由によるものである。

315 度及び 270 度の分布では，FW や CS のハッチからストリーミングした中性子束が，RPV と RSW の間隙からストリーミングしてきたものと干渉し合い，RSW の頂部近傍では複雑な分布を示している。

RPV 内上部の分布は，RPV 内部を上方向に透過してきたものではなく，RPV と RSW の間隙をストリーミングした中性子束の RPV 内部への再進入によるものである。また，RPV 頂上部の上方の分布も，RPV と RSW の間隙をストリーミングした中性子束の廻り込みによるものであると言える。このような現象は下方向についても同様である。上方と同様に RPV と RSW の間隙を下方にストリーミングした中性子束が RPV の下鏡を廻り込むように拡散していく様子が見られる。ペデスタル内部の中性子束分布は，このようにストリーミングしてきた中性子束の拡散によるものである。このような RPV 頂上部の上方及び下鏡の下方への廻り込みは，高速中性子束では見られず，熱外及び熱中性子束で顕著となっている。

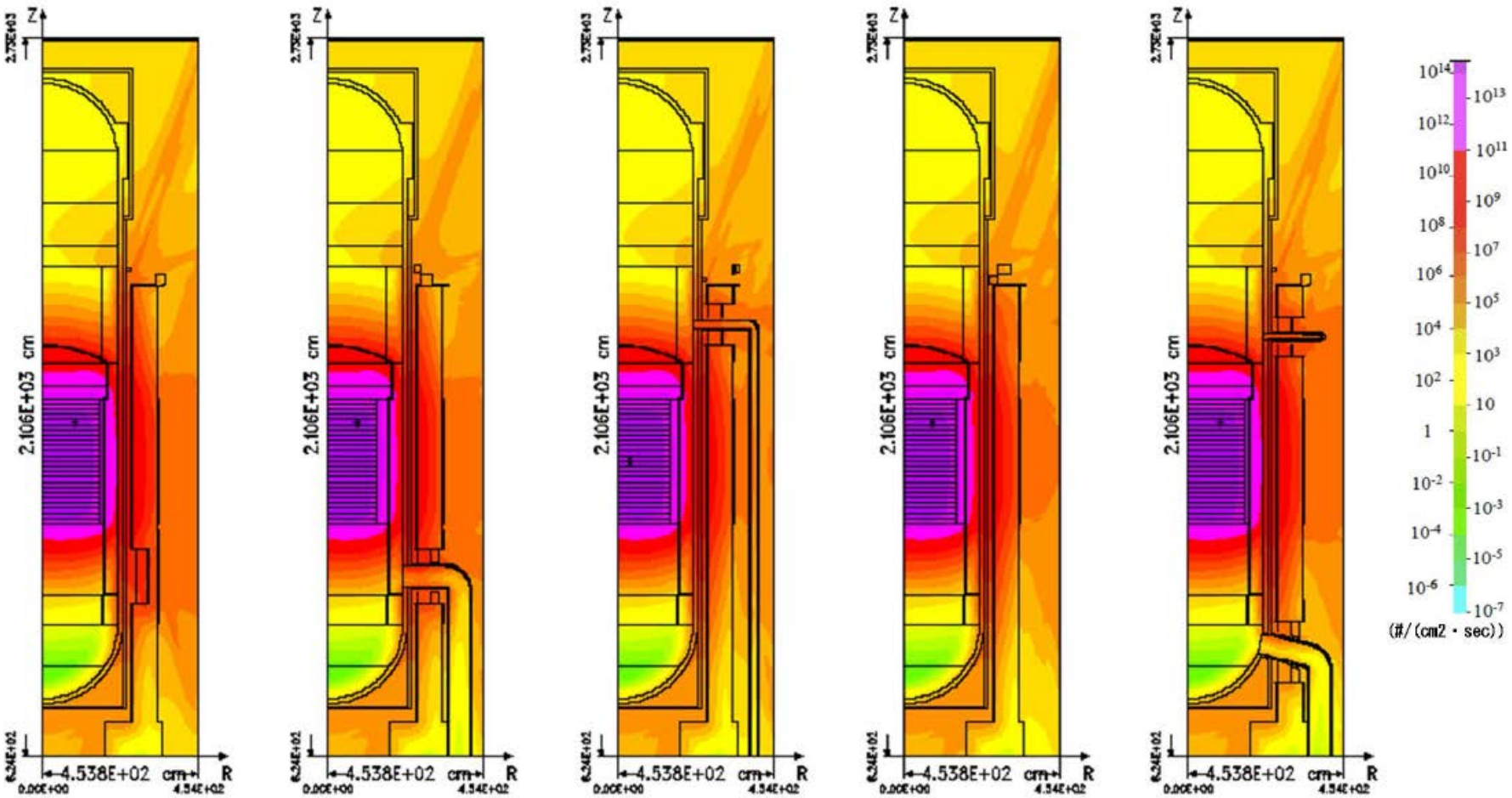
344 度，315 度及び 270 度では，配管が RSW を貫通するハッチを通して中性子束がストリーミングしていく様子が見られる。ここでは配管が内包する水の遮蔽効果のため，その体積の分だけストリーミングする中性子束が抑制されていることがわかる。

高速中性子束の分布を見ると，高速中性子束は RPV の外表面で熱外や熱中性子束に比べ既に十分減衰していることがわかる。間隙を上方にストリーミングした高速中性子束は，PCV の上部において熱や熱外中性子束よりさらに鋭い分布を示し，先に述べた通り RPV 頂上部の上方に廻り込む様子は見られない。また，RSW 頂上部近傍において，RPV と RSW の間隙からのストリーミングとハッチからストリーミングとの干渉は小さく，この範囲の分布は他に比べて比較的単純である。このような傾向は，RPV と RSW の間隙の下方向へのストリーミングも同様である。下方向では，RPV が円筒形状から球形状に変わる下鏡の縁部から接線方向に鋭く局在化した分布が発生している。RSW 上端付近とは逆に下部では RSW が外側にあり，下鏡の縁部から下方向内側に空間が広がっている。RSW の内側壁表

面から反射してくる成分によって，ペデスタル内側へ向けたこのような分布が発生したものと考えられる。

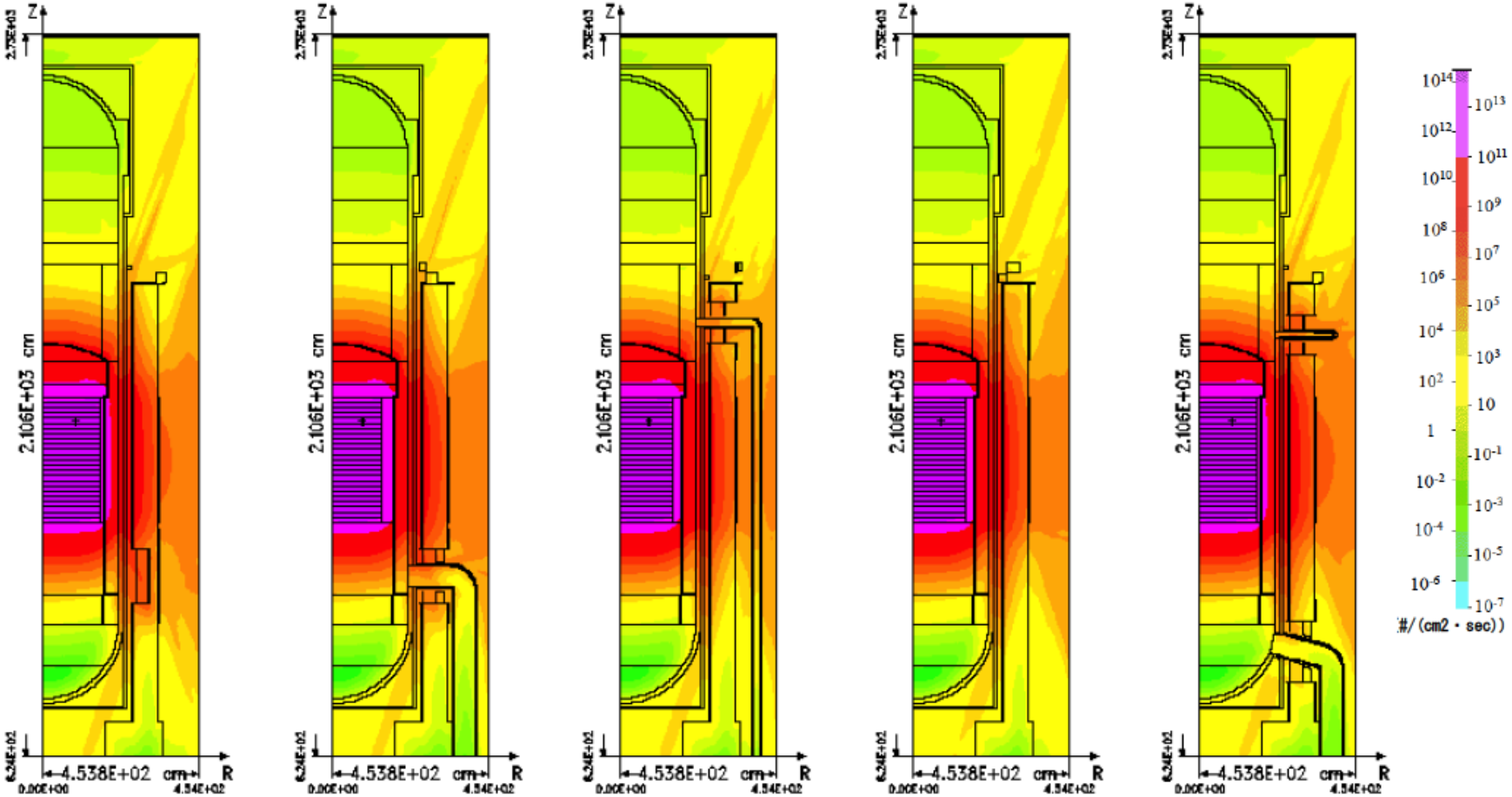
熱外と熱中性子束は，散乱の方向が高速中性子束ほど前方に偏りを持つものではないので，局所的な鋭い分布はあるものの，その周辺に拡散し全体とした薄まった様子が見られている。ただし，熱中性子束では，スタビライザの鋼材で吸収されるため，斜め上方への局所化した分布は熱外中性子束に比べ小さくなっている。熱中性子束の鋼材による吸収の影響は，ハッチ近傍の分布にも現れている。344 度，315 度及び 270 度の分布で，ハッチの部分を見ると，熱外中性子束ではハッチを通したストリーミングの影響が見られるが，熱中性子束ではハッチの外側で中性子束が高くなるようなことはない。また，315 度と 270 度の FW と CS のハッチからのストリーミングと RPV と RSW の間隙からのストリーミングの干渉による複雑な分布は，熱外中性子速では顕著に見られるが，熱中性子束であまり顕著ではない。

RSW の高さ方向の中央部にはガンマ線遮蔽板として 5cm 厚の鉄板が設置されている。この鉄板による熱中性子束の吸収は分布に顕著に現れている。熱中性子束の分布では，RSW の内部は RPV 側から進入した中性子束がコンクリートによって熱化され，熱中性子束が高くなっているが，ガンマ線遮蔽板のため RSW の外側には熱中性子束の漏れ出してく量が抑えられている。第 2 章で述べた熱外中性子束が PCV 内で優位となる理由の一つはこのガンマ線遮蔽板にあると言える。



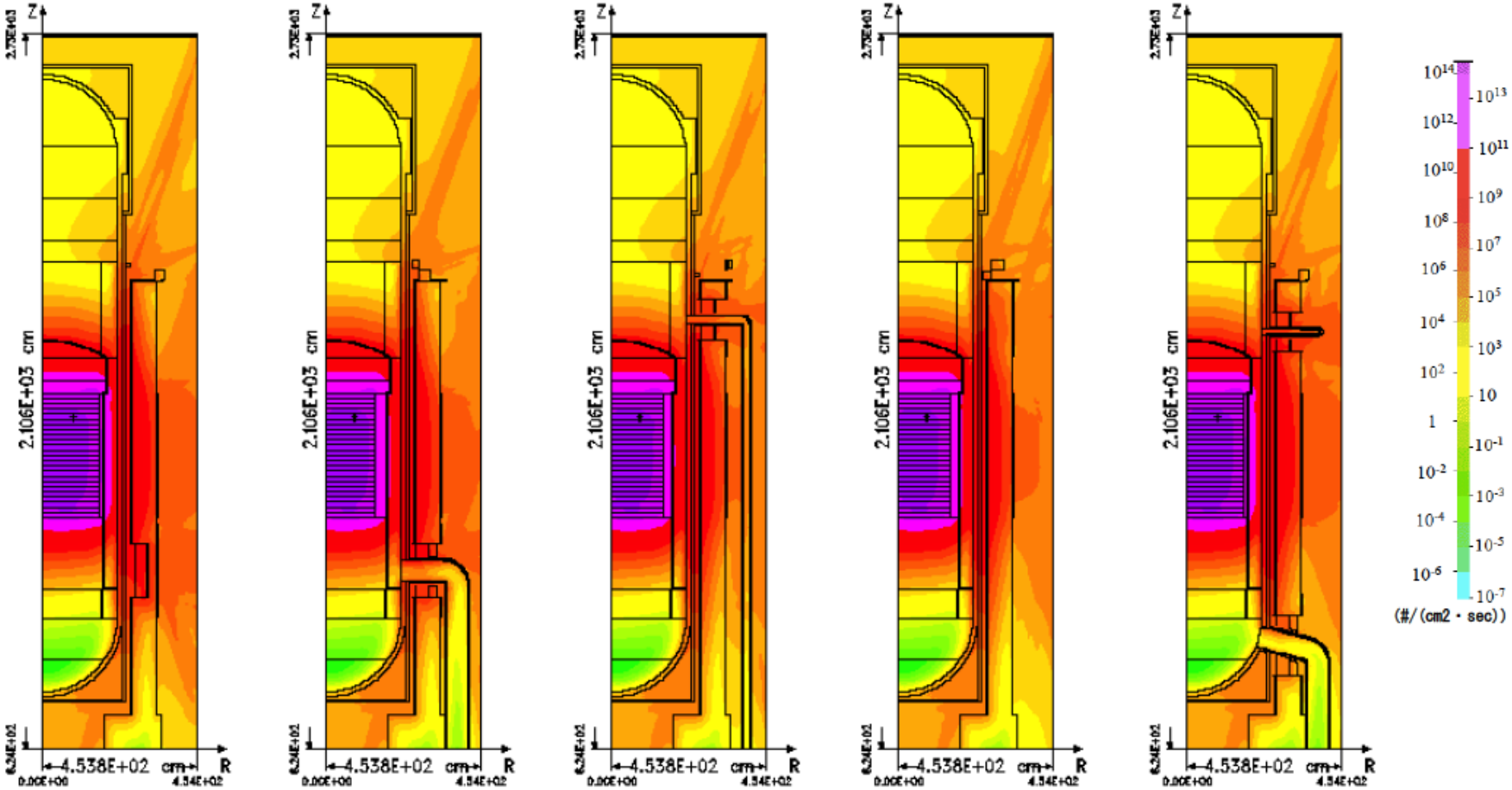
θ ＝360度　θ =344度　θ =315度　θ =300度　θ =270度

図3.11（1）　径方向（θ 方向断面）全中性子束分布



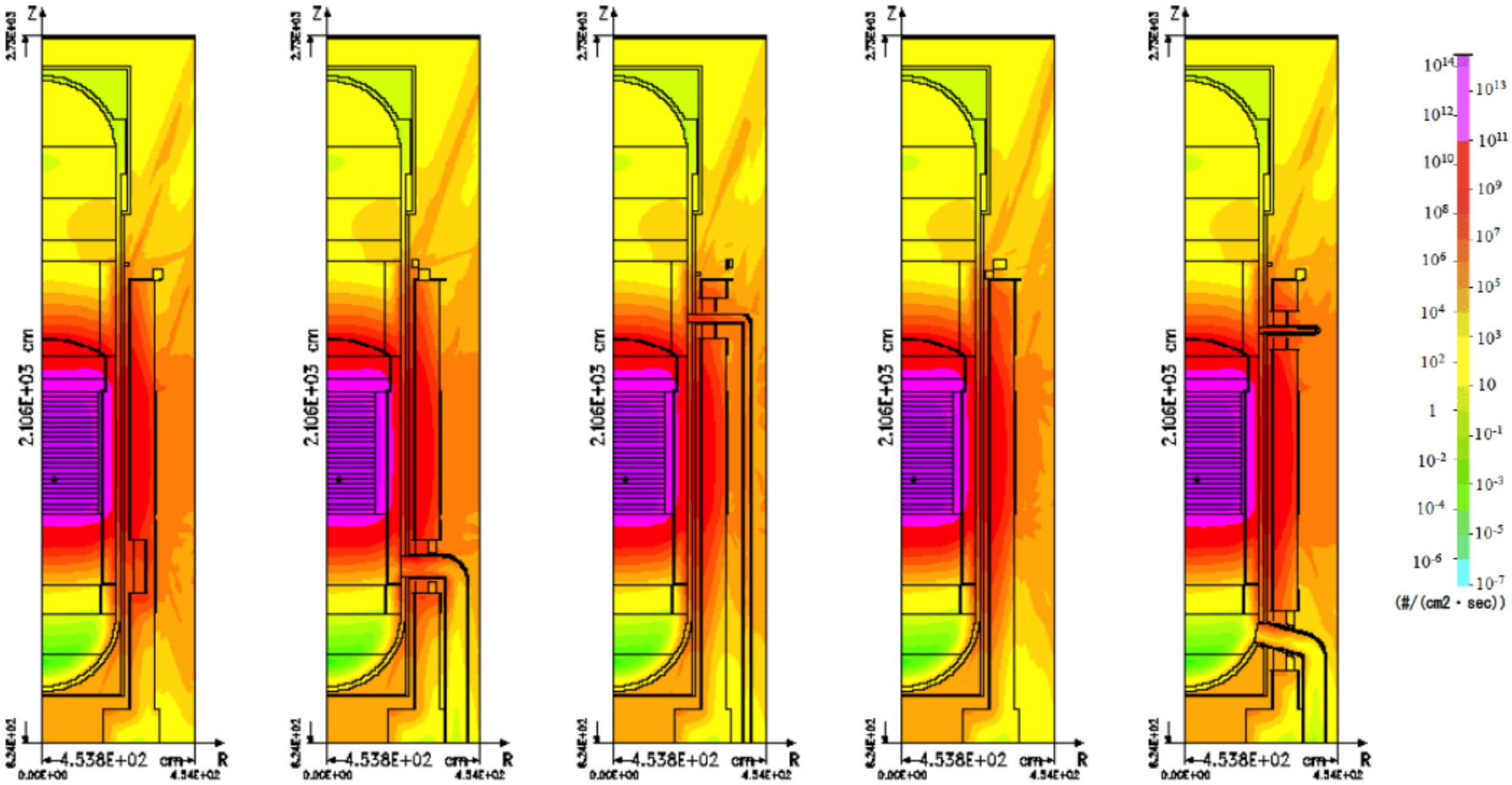
θ ＝360度　θ =344度　θ =315度　θ =300度　θ =270度

図4.11（2）　径方向（θ方向断面）高速中性子束分布



θ ＝360度　θ =344度　θ =315度　θ =300度　θ =270度

図4.11（3）　径方向（θ方向断面）熱外中性子束分布



θ =360度　θ =344度　θ =315度　θ =300度　θ =270度

図4.11（4）　径方向（θ方向断面）熱中性子束分布

(3) 水平断面中性子束分布（Z 軸方向断面の分布）

3 次元中性子束分布の水平断面（Z 軸方向断面）の分布図を，計算対象範囲の下側境界から（Z=625cm:原子炉建屋のエレベーション(EL)）から上側境界から 200cm 下部(Z=2500cm)まで，18 箇所の水平断面で作図した。18 箇所の断面は中性子束分布の特徴がよく観察される箇所を選択した。図 3.12（1）の 18 枚の分布図は，全中性子束のものである。この 18 枚を用いた高さ方向の位置関係を説明する。Z=625cm はペデスタル上部にあたり，RPV 下端より下の位置である。図中の大きな円と半円は PLR であり，小さな円は FW である。Z=800cm で RSW 内に配置されている H 鋼が現れてくる。Z=919cm は 270 度にある PLR の RPV との接続部である。Z=1000cm はこの PLR が貫通する A2 ハッチの上端にあたる。Z=1100cm は，もう 1 本の PLR が貫通する A1 ハッチの下端にあたる。Z=1148.90cm はこの PLR の RPV との接続部であり，1200cm は A1 ハッチの上端である。Z=1600cm は炉心の中央高さであり，炉心の燃料配置の構造が見られるが，中性子束は燃料の矩形の形状に影響を受けることなく，同心円状に分布している。Z=1800cm は CS が貫通する A4B ハッチの下部であり，Z=1853.7cm は CS の RPV との接続部であり，FW が貫通する A3B ハッチの下部にあたる。Z=1889.3cm は FW の RPV との接続部である。Z=2000cm は RSW の最上部である。Z=2020cm はスタビライザの下側のフレーム，Z=2050cm は上側のフレームの位置にあたる。Z=2200cm より上の 4 枚は RPV と RSW の間隙をストリーミングした中性子束の PCV での広がる様子を示すものである。

全中性子束の分布について説明する。図中に見られる円または半円は配管を示しているが，この内側は水であり，その部分の中性子束は周りより低くなっている。また，Z=1600cm では，炉心から漏れ出してくる中性子束を遮蔽し，FW の PCV 外側に局所的に低い領域を作っている。

Z=625cm から Z=1148cm までの分布では，RSW の外側表面周辺で最も低い領域となり，PCV の内側表面近傍でまた高い値を示している。これは炉心高さで水平方向に漏れ出した中性子束が PCV 内で広がったものが上方から被さるように PCV の内側表面近傍に高い領域を作っている。このような分布が見られる範囲では，中性子は単純に内側から外側に流れるのではなく，外側から内側に流れるものも存在する。また，この範囲では「PCV では内側が高く，外側が低い」と言った単純な判断は当てはまらず，このように中間部で中性子束が低くなる範囲に金属箔を設置し,「外側が低い」という判断をしてしまうと，評価が非安全側となることは明らかである。

配管が貫通するハッチ近傍の中性子束の分布では，周方向断面や垂直断面の分布で見てきたように，配管が内包する水の遮蔽効果でストリーミングする中性子束は抑制される。しかし，ハッチの上端や下端といった配管から離れた位置ではストリーミングが発生している。これは配管が貫通している中央部分で低く，周辺部で高いということである。このことから，ハッチによるストリーミングの効果の測定を行う場合は，配管近傍ではなくハッチの外周部で測ることが的確な測定の実施に必須であることを示している。

Z=2020cm と 2050cm では，RPV と RSW の間隙をストリーミングしてきた中性子束が，2 段のスタビライザで漏れの効果を抑制されている様子がわかる。Z=2000cm，2020cm 及び 2050cm で見られる島状の分布は，垂直方向の分布で見られたハッチ及び RPV と RSW の間隙をストリーミングした中性子束が干渉することで現れる複雑な分布の一部である。ま

た，2200cm より上の範囲では，2 段のスタビライザの間を抜けて漏れ出してきた中性子束の分布が島状に現れている。これらは，周方向断面の分布図で島状に見えていたものであり，垂直断面の分布図では，外側斜め上方向に鋭く分布していたものである。これらの分布図からわかるように，間隙から漏れ出した中性子束は PCV 上部で円環状に周方向に連続的に分布するのではなく，断続的に島状に分布し，その周囲にそれよりやや低いエネルギーの中性子束が囲むように分布している。

中性子束のレベルが比較的高くなる Z=1600cm を除くと,RSW 内では H 鋼の影響を受け，波状の分布となっている。ただし，この影響の範囲は，ほぼ RSW の内部に限られ，PCV 側へ影響を与えてはいない。

図 3.12(2)は，高速中性子束の分布を作図したものである。全体を通して見られる傾向は，全中性子束で前述した通りである。Z=1148.90cm より下方で見られる外側が高くなる現象は，高速中性子束が最も顕著になっている。また，RSW 上端近傍の範囲に全中性子束で見られるような島状の分布は現れておらず，垂直断面の分布で見られた通りハッチと RPV と RSW の間隙をストリーミングした高速中性子束の干渉は少なくいと言える。2 段のスタビライザを抜けて漏れ出した高速中性子束は，円周方向に長く，径方向に薄い島状の分布を示している。また，RSW の内部であっても H 鋼の影響は小さく，波状の分布は示していない。

熱外中性子束の分布を図 3.2 (3) に示す。PCV 内の中性子束のエネルギースペクトルは熱外中性子束が優位であることから，熱外中性子束の分布は全中性子束の分布とほぼ一致する。ただし，鋼材による吸収の影響を熱中性子束ほど受けないことから RSW 内部での波状の分布は現れていない。なお，RSW の内部にはコンクリートが充填されていることから，RSW の内部は中性子の減速効果が大きい。このため，RSW 内部では，熱外中性子束ではなく熱中性子束が優位となっている。全中性子束の分布で RSW 内部に波状の分布が見られるのは，RSW 内部は熱中性子束が優位であり，熱中性子束は RSW 内で H 鋼の影響を受けて顕著な波状の分布を示すからである。

熱中性子束の分布を，図 3.13 (4) に示す。熱中性子束分布の特徴で，高速や熱外中性子速分布と大きく異なる点は配管の内部の分布にある。図中の円又は半円で描かれている鉛直の状態にある配管では，内部外周部は周囲に比べ高い値となっている。Z=800cm から 1000cm ではその傾向が顕著に現れている。さらに，Z=1100cm では，ハッチの側に高い値の部分が現れている。このように配管の外周部で熱中性子束が周囲より高くなるのは，高速及び熱外中性子束が配管内の水で減速され，配管の外周部で急速に熱化し，熱中性子束となっているからである。これに加え，水の遮蔽材としての効果から配管の（炉心からみた）後ろ側に低い部分が現れている。

水平方向に配置されている配管の内部ではこの現象はわかりやすく現れている。Z=919cm の 270 度にある PLR では内側から徐々に値が下がって行く。ハッチの外側の楕円形状の内側部分で最も低い値を示しているが，その周囲（配管の外周部）は配管の外側より高い値になっている。同じ現象は Z=1148.90cm の PLR でも見られる。この PLR では，配管の内側に沿って周囲より高い部分がハッチの外側まで分布しているが，これは熱中性子束のストリーミングによるものではなく，配管内部の水で高速及び熱外中性子速が熱化されたため現れたものであり，中性子は配管の内側に向けて流れているため配管の

周囲（配管の外側）に熱中性子束の高い範囲を作るようなことはない。Z=1889.3cm の FW 内部における分布は，この現象をさらに顕著に示している。FW は径が太くないため管内の分布は見られないが，水平に配置された配管全体が周囲より高い値を示しており，PLR と同様ストリーミングではなく，周囲の分布に影響を与えてはいない。これは，配管の後ろ側に低くなっている部分があることから明らかである。

RPV の内側外周部にも水の減速効果による熱中性子束が高くなる部分が現れている。この現象は，炉心の高さから離れた Z=1100cm より下又は 1853.7cm より上で見られる。例えば，Z=2000cm の分布を見ると RPV の中央部分より外周部が高くなっている。これは RPV と RSW の間隙を上方向にストリーミングしてきた高速又は熱外中性子束が RPV 内に再進入し，減速されて熱中性子束になったものである。

RSW 内部では H 鋼（鉄）による熱中性子束の吸収の効果で，波上の分布を示している。H 鋼の配置されている位置の外側では局所的に熱中性子束が低くなっている箇所もある。

熱中性子束の場合，鋼材の扉の吸収効果によりハッチはストリーミングをする箇所ではなく，よい遮蔽体となっていることが分かる。PLR が貫通する A1 及び A2 ハッチの外側扉の厚さは 23cm あり，Z=919cm から 1200cm に見られるように，外側扉の外側部分に低い範囲が現れている。FW や CS が貫通する A3B 及び A4B の外側扉の厚みは 5cm であり，A1 や A2 ほどではないが，Z=1800cm から 1889.3cm に見られるように熱中性子束の漏れ出しを抑制する機能は果たしている。

RPV と RSW の間隙を上方方向にストリーミングして行く熱中性子束は，Z=2020cm と 2050cm で見られるように，スタビライザのフレームの太い箇所で吸収されている。Z=2200cm 以上での分布を見ると，スタビライザの間を抜け出た熱中性子束は斜め上方に分布して行く。その様子は高速や熱外中性子束に比べ島状の分布などはなく，緩やかな分布となっている。

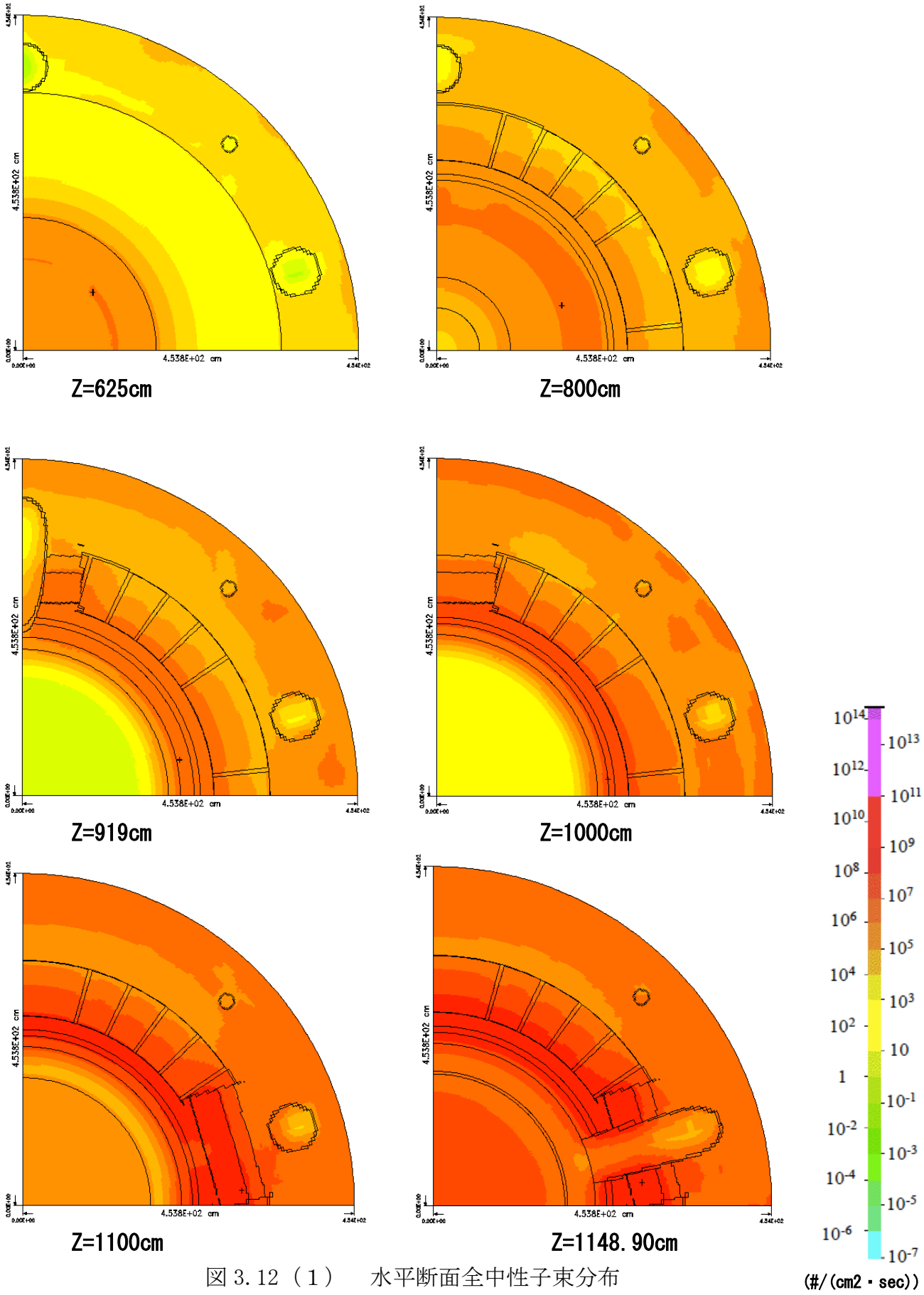


図 3.12（1）　水平断面全中性子束分布

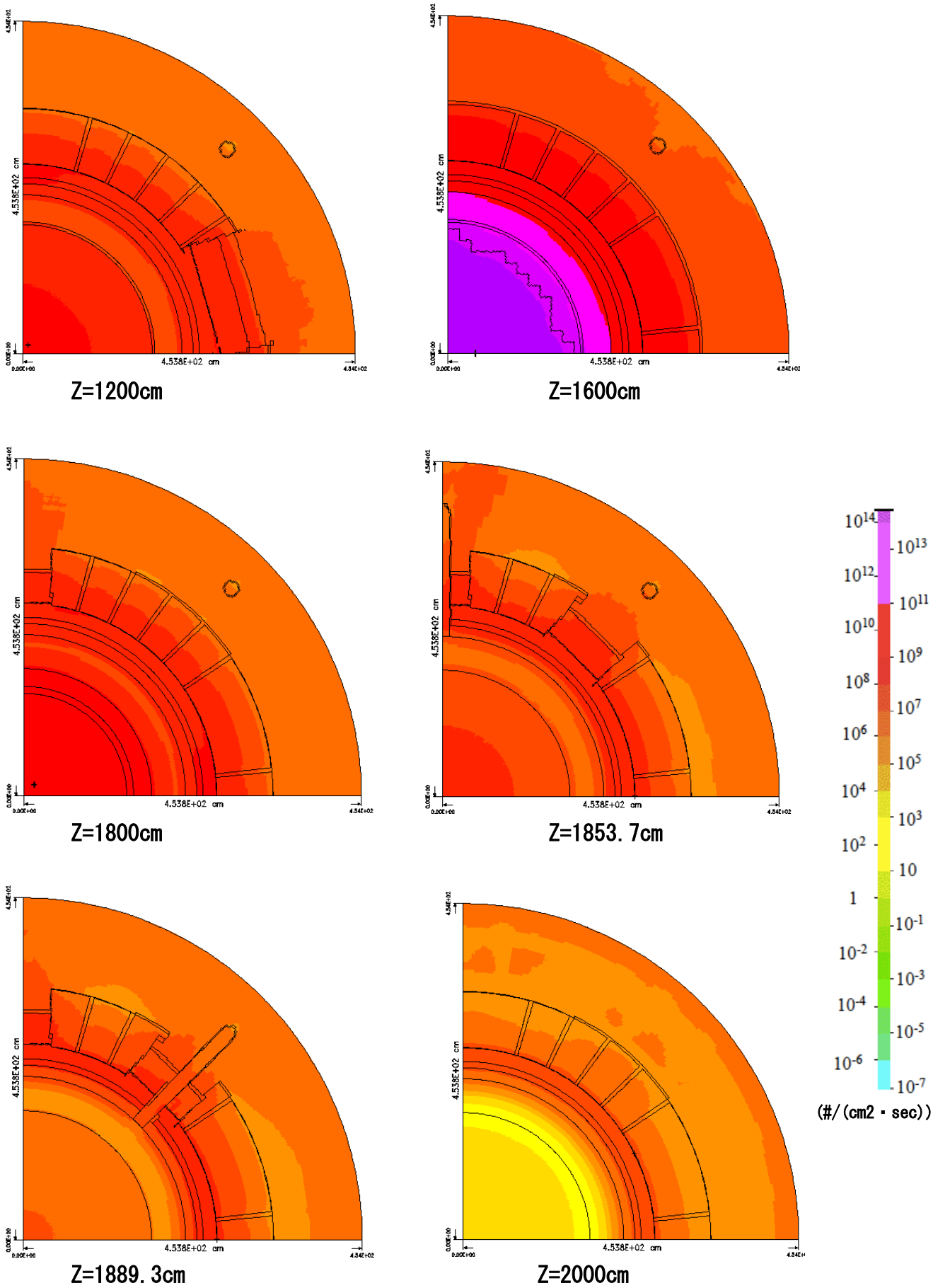


図 3.12（1）　水平断面全中性子束分布

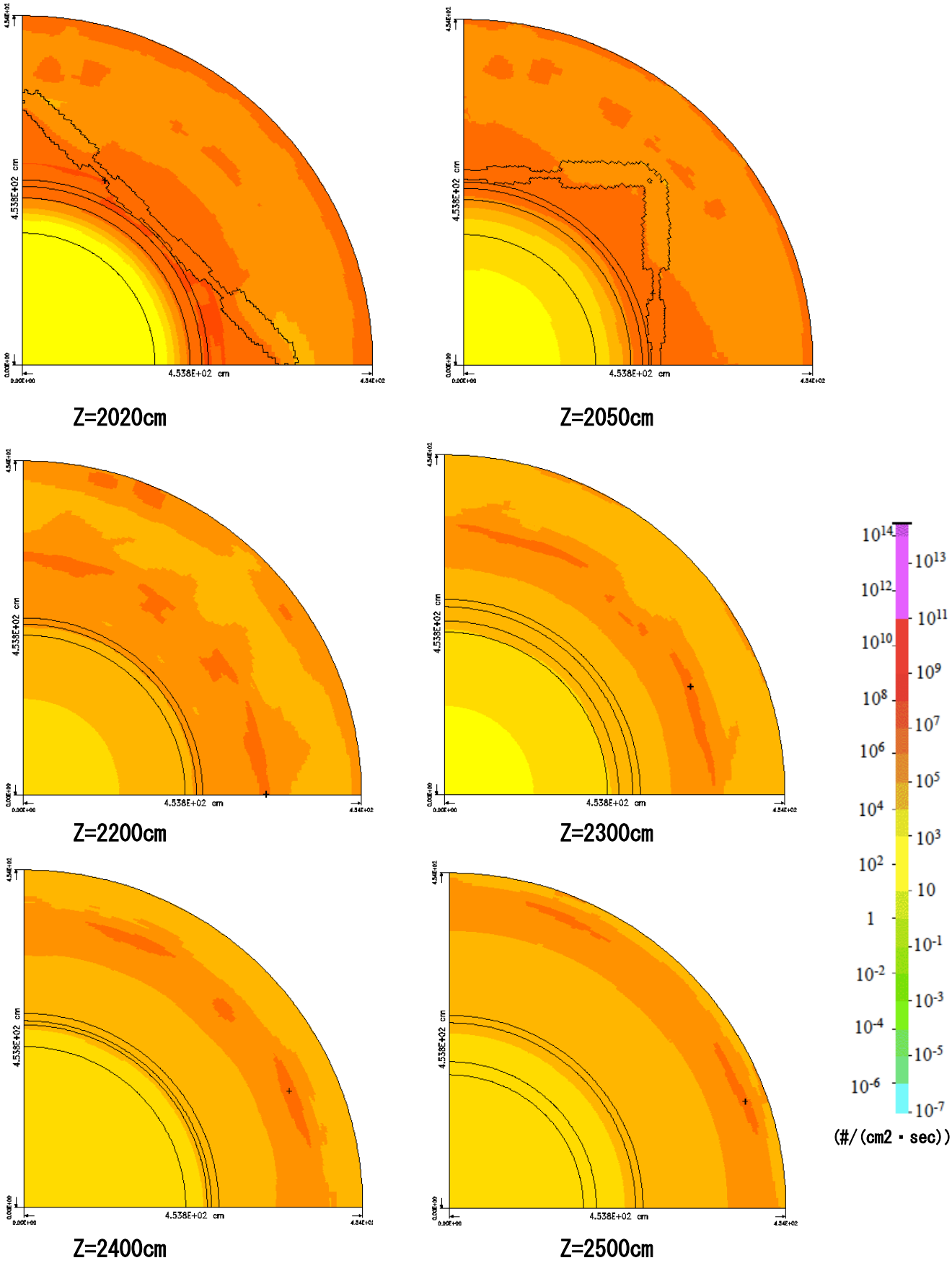


図 3.12（1）　水平断面全中性子束分布

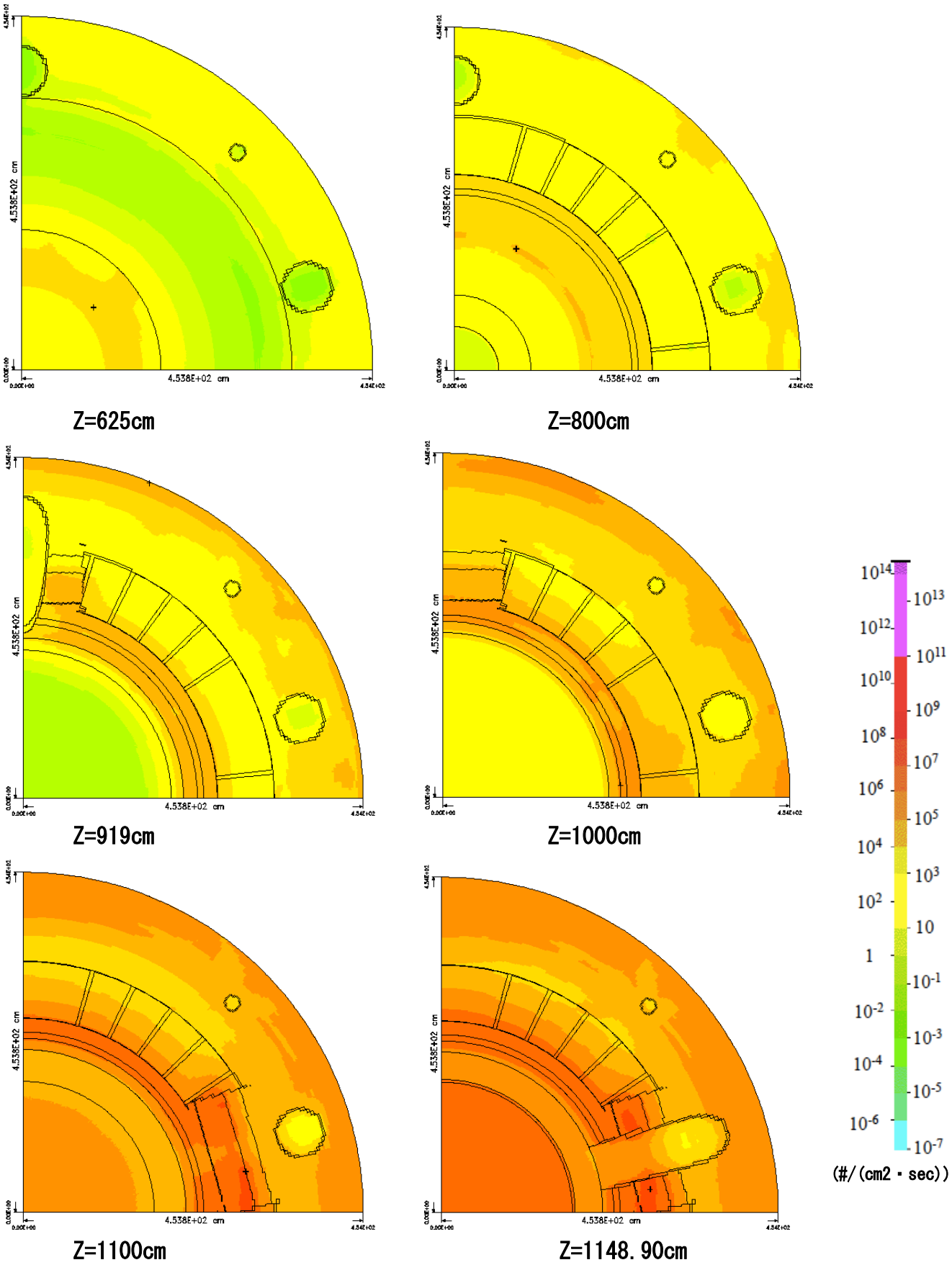


図 3.12 (2)　水平断面高速中性子束分布

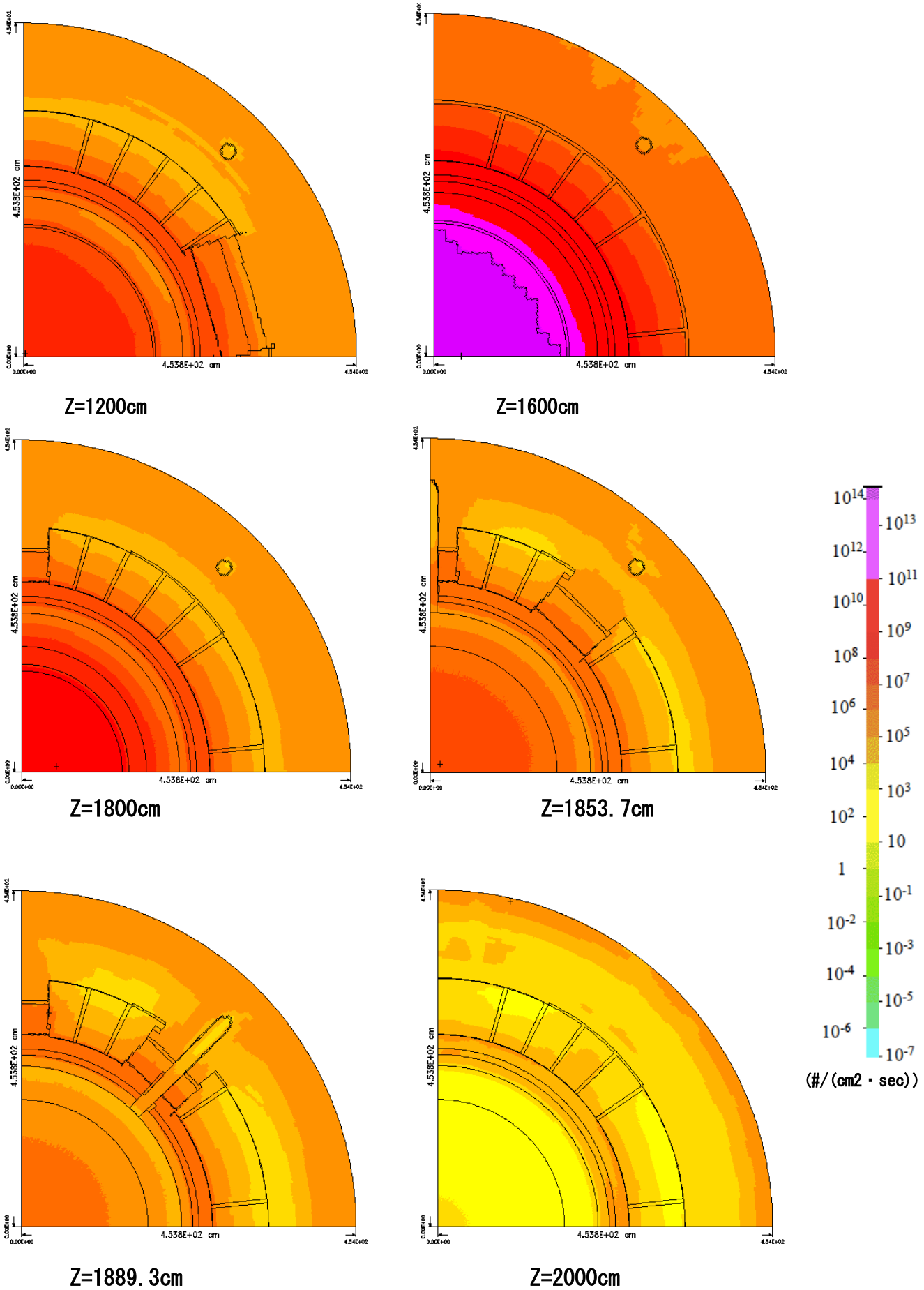
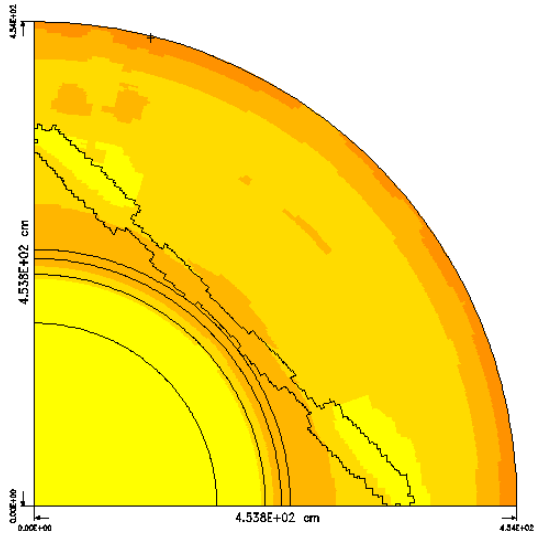
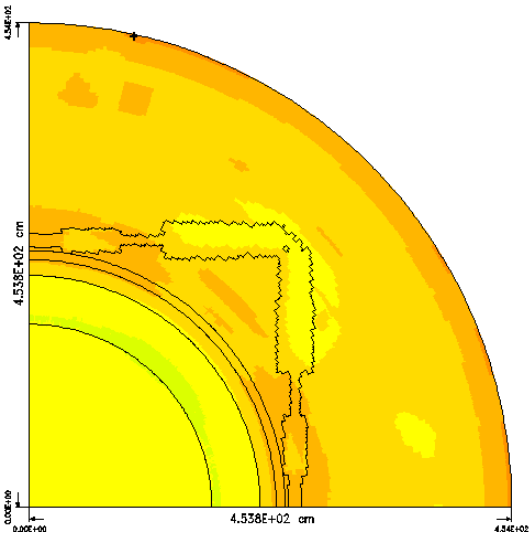


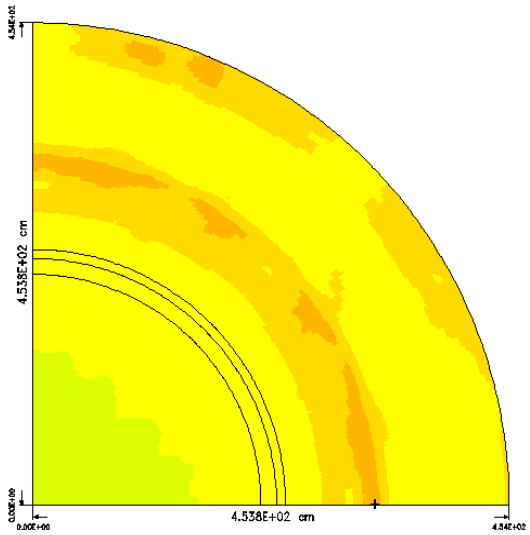
図 3.12（2）　水平断面高速中性子束分布



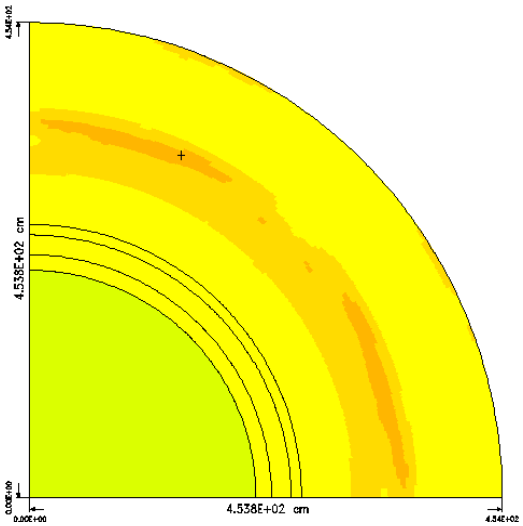
Z=2020cm



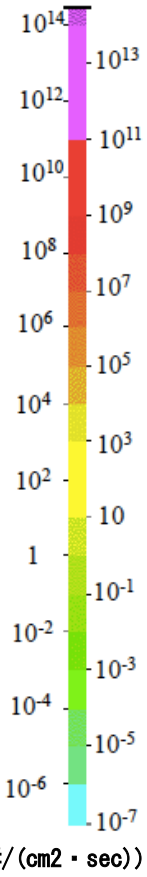
Z=2050cm

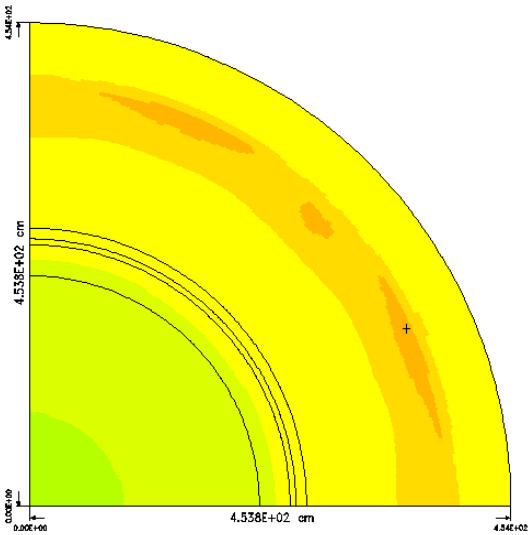


Z=2200cm

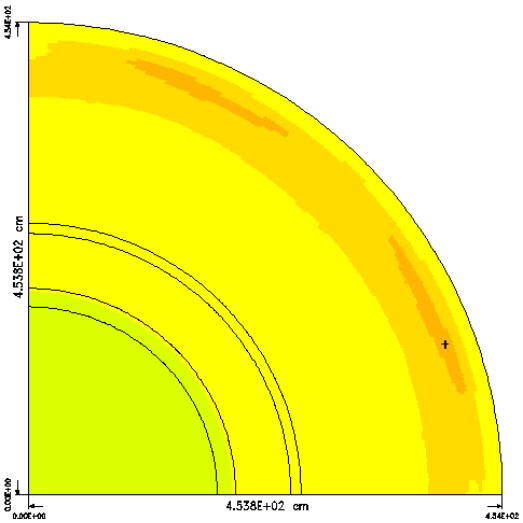


Z=2300cm





Z=2400cm



Z=2500cm

図 3.12（2）　水平断面高速中性子束分布

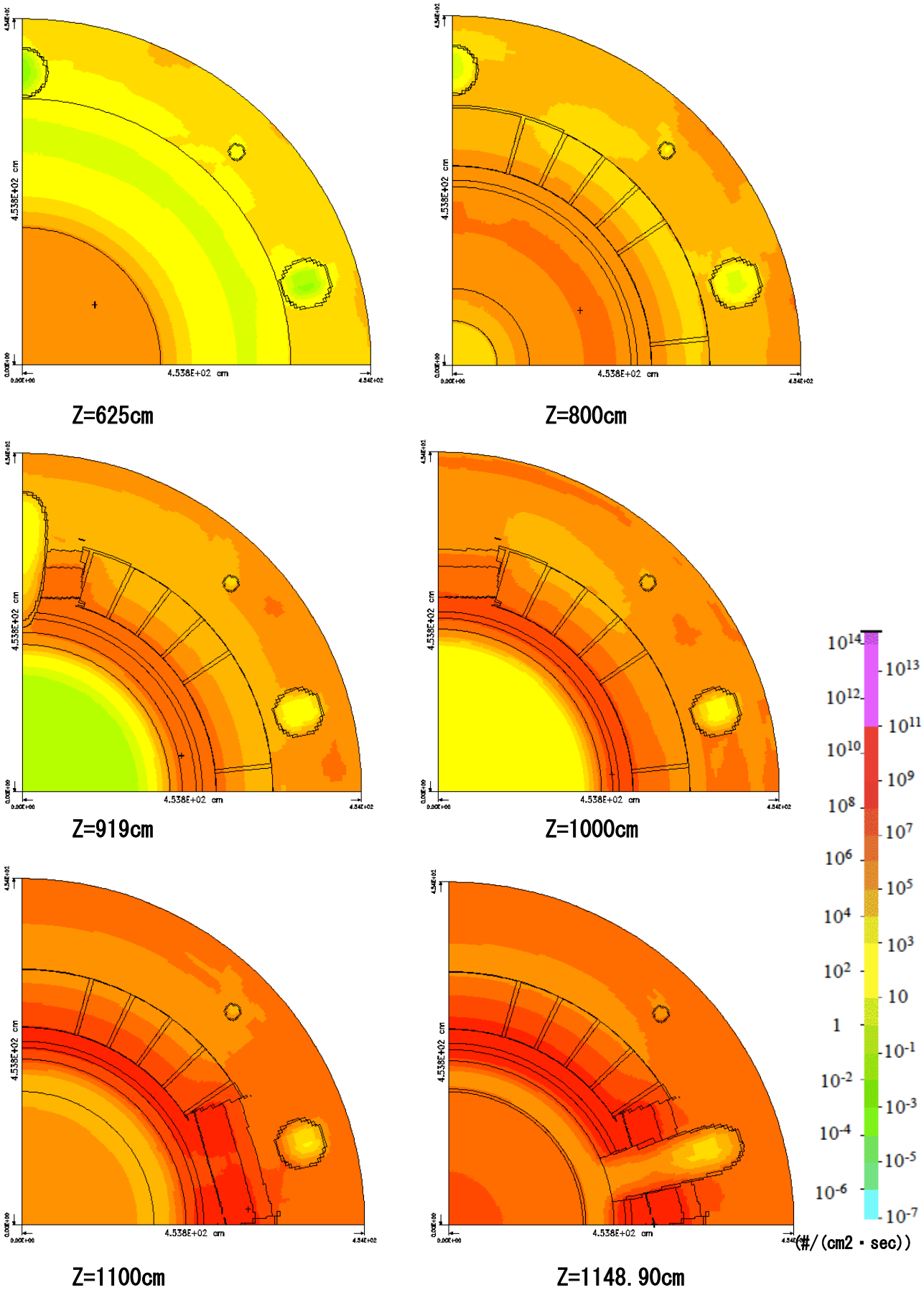


図 3.12（3）　水平断面熱外中性子束分布

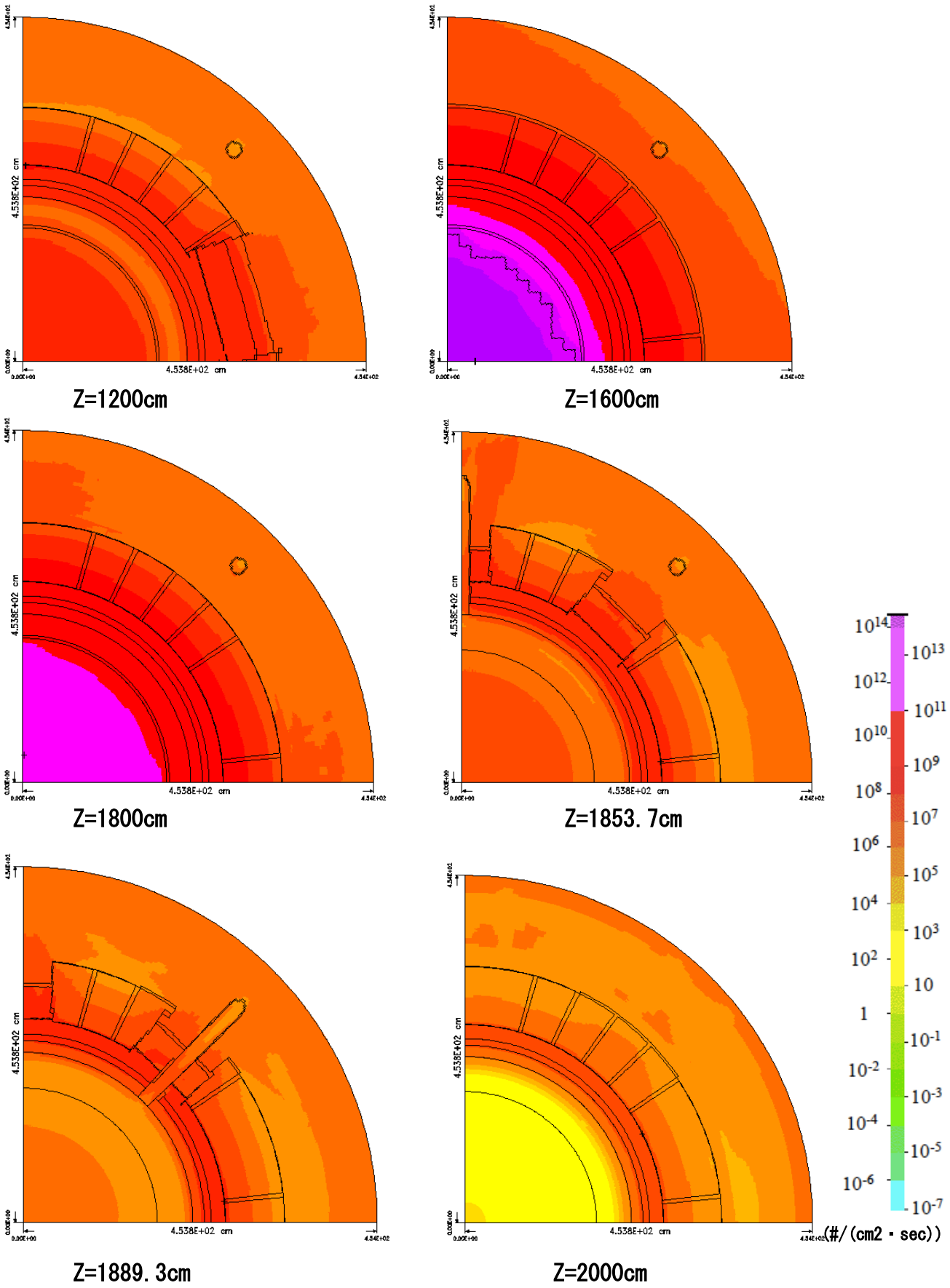


図 3.12（3）　水平断面熱外中性子束分布

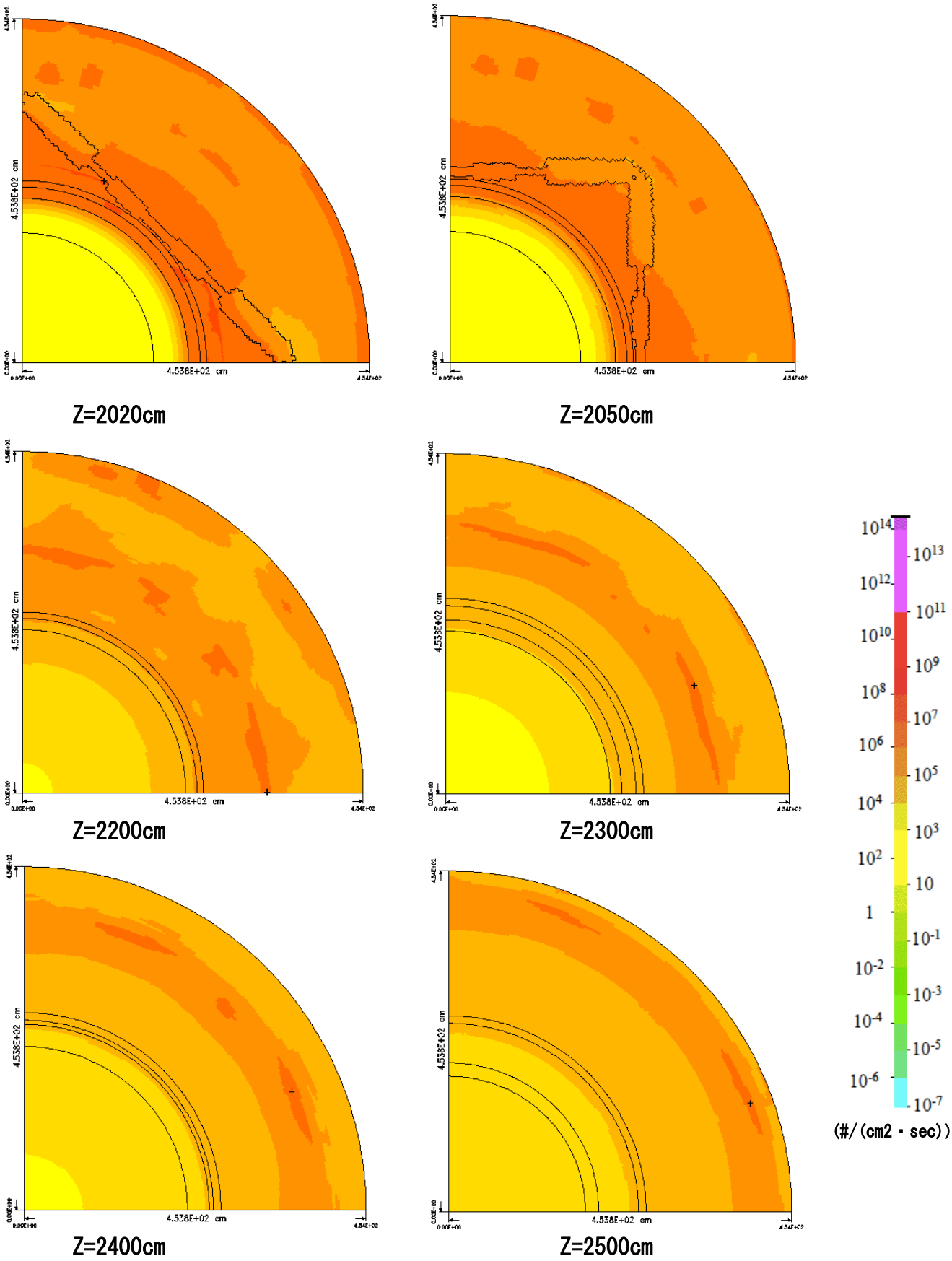


図 3.12（3）　水平断面熱外中性子束分布

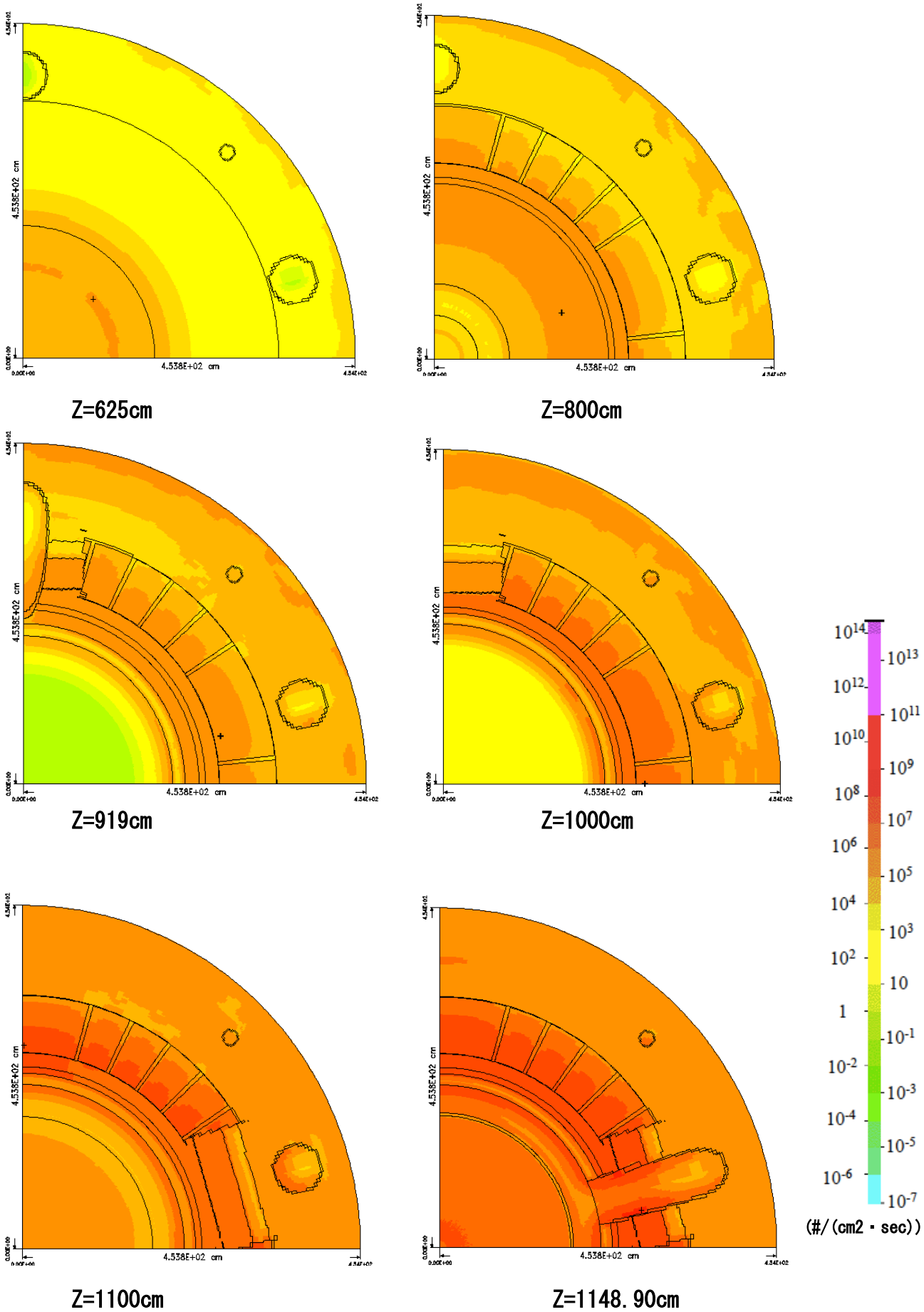


図 3.12（4）　水平断面熱中性子束分布

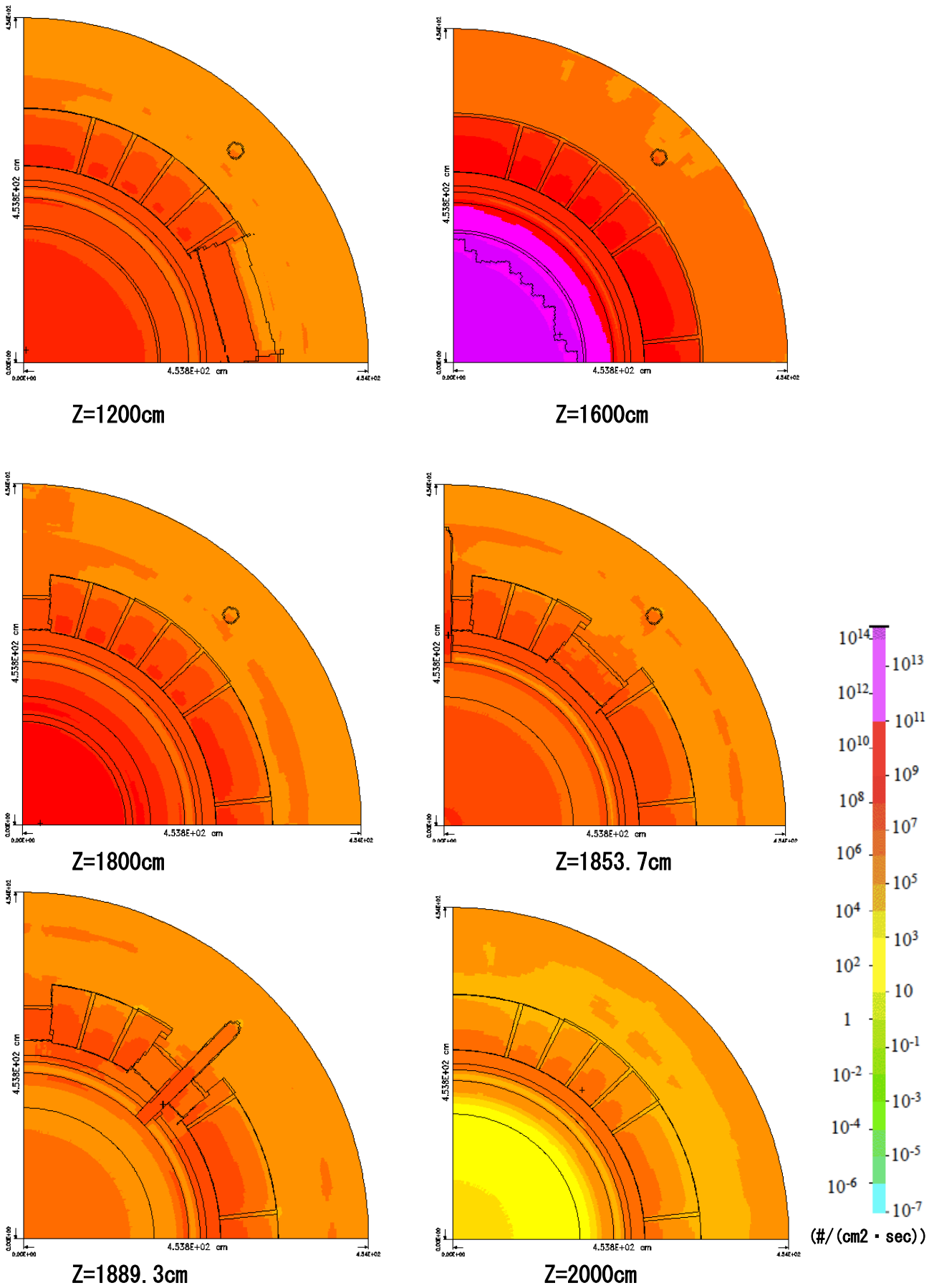


図 3.12（4）　水平断面熱中性子束分布

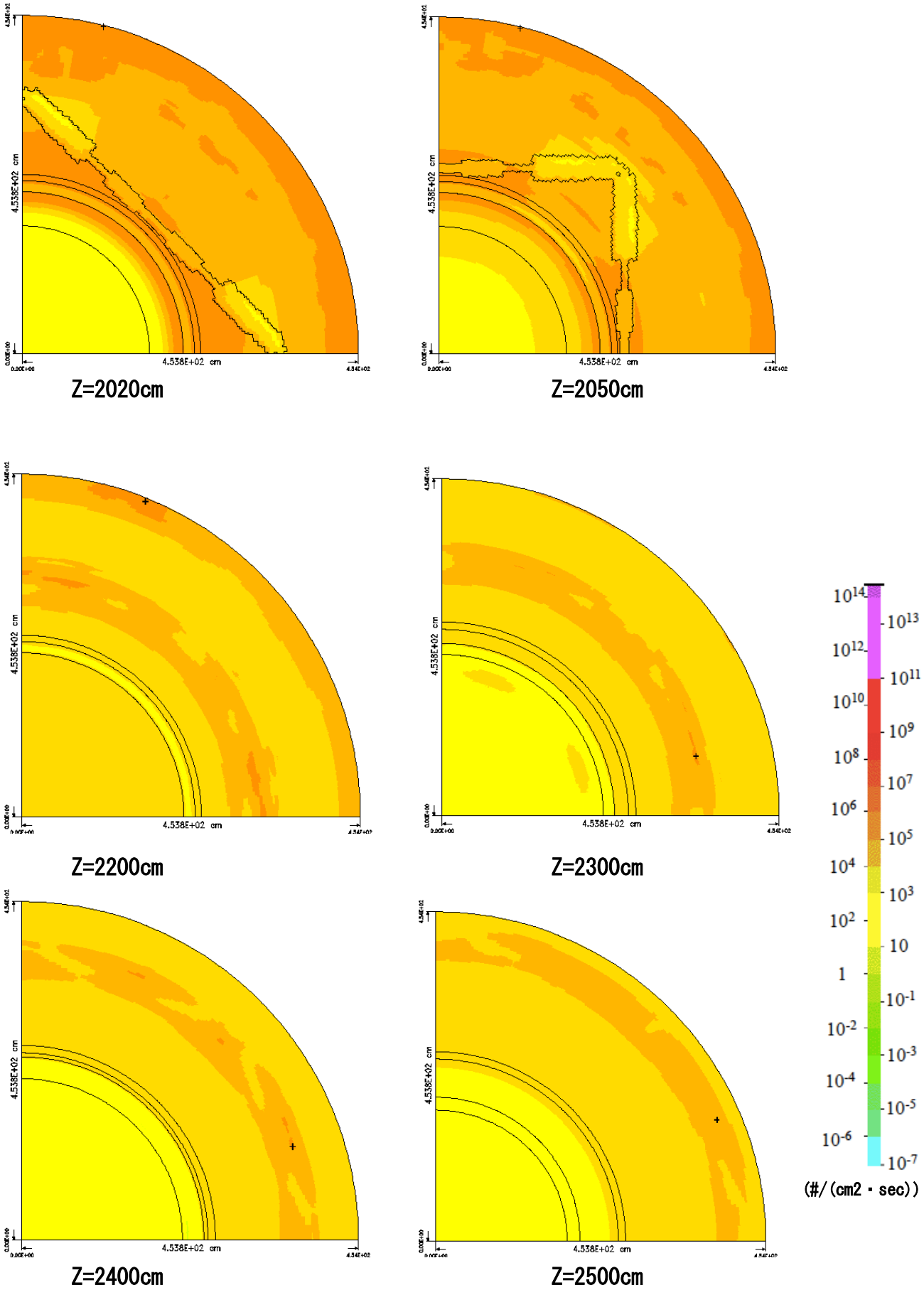


図 3.12（4）　水平断面熱中性子束分布

(4)　3 次元中性子束分布のまとめ

上述した 3 次元中性子束分布の特徴をまとめると次の通りとなる。

(ア) RSW 内部に配置された H 鋼は，熱中性子束の周方向分布に非均質な分布を発生させるが，その分布が PCV 内に広く伝搬することはなく，RPV 内部とその外側近傍に限定されている。なお，高速及び熱外中性子束の分布には H 鋼は影響を及ばさないが，全中性子束では RSW 内で熱中性子束が優位となることから，熱中性子束の非均質な分布を反映した分布となっている。

(イ) RSW に設置された貫通配管を通すハッチからのストリーミングは，貫通している配管が内包する水の遮蔽効果により漏れ出す量が抑制されている。熱中性子束では鋼材の扉による吸収の効果でストリーミング自体が発生していない。

(ウ) 配管が内包する水が遮蔽体となり，配管の後ろ側に中性子束の低い範囲を作るがその範囲は局所化されており，遮蔽体としての効果は限定的である。

(エ) 配管や RSW 等は分布に与える影響の範囲は総じて狭く，局所的である。

(オ) RPV 内部の炉心より上部又は下部では，RPV 内を輸送してきた中性子束に加え，RPV の外部から再進入した中性子束の寄与が大きい。

3.4　3次元中性子束分布計算と実測値との比較

3 次元中性子束分布計算の計算範囲には 23 箇所の金属箔の設置箇所が含まれている。これらの位置での計算値と実測値の比較 (C/M) を表 3.5 に示す。計算の信頼性を示す C/M の目標値は，1.6 で述べた通り IAEA のレポート[3-16]に従い，1＜C/M＜10 とした。表 3.5 に示す C/M の多くはこの条件を満たしていない。

3 次元中性子束分布計算の計算モデルも計算値と実測値の比較及び測定から得られた中世束分布上の特徴に関する情報を参照して計算モデルの改善を行った。計算モデルの変更の都度，C/M には若干の改善が見られたが，目標とする信頼性も満たすモデルの構築には至っていない。

3 次元中性子束分布計算で C/M の改善の妨げとなる最も重要な原因は，機器等及び構造物等が中性子束分布に影響を与える範囲は限定的であり局在化しているという点にある。今回の計算モデルでは，測定結果で得られた PCV 内の中性子束は熱外中性子束が優位であるという特徴の再現に主眼を置き，これを再現するために効果が見込まれる構造物等から順にモデルに組み込んできた。上述の特徴を定性的に満たす計算は実現できているが，定量的な一致性を満たすまでには至っていない。中性子束分布に対する構造物等の影響は局所的という点を踏まえると，定量的な一致性を向上するためには，現状のモデルに含めていない構造物等を設置場所との関係から判断して付け加えて行くことになる。究極的には，現実に設置されている全ての構造物をモデルに取り込むということになる。このようなモデル化は 3 次元 Sn 法計算コードのモデル化では，それに費やす労力及び時間を考慮すると現実的ではないといえる。

表3.5　格納容器内の中性子束測定値と3次元中性子束分布計算による計算値の比較(C/M)

位置番号	C/M							
	高速中性子束	(誤差)[a]	熱外中性子束	(誤差)[a]	熱中性子束	(誤差)[a]	全中性子束	(誤差)[a]
1	0.08	±0.02	0.37	±0.003	0.26	±0.001	0.36	±0.003
2	0.01	±0.001	1.11	±0.01	0.55	±0.003	1.03	±0.01
3	0.03	±0.001	3.88	±0.03	0.27	±0.001	2.89	±0.02
4	32.28	±8.55	0.83	±0.01	4.73	±0.03	1.31	±0.02
5	9.53	±2.57	15.81	±0.30	3.42	±0.02	12.09	±0.41
6	3.39	±0.29	9.44	±0.09	9.17	±0.04	9.35	±0.08
7	12.63	±1.61	6.36	±0.06	1.66	±0.01	5.09	±0.04
8	3.24	±0.13	18.10	±0.19	4.90	±0.03	14.65	±0.12
9	8.48	±0.77	15.85	±0.24	3.81	±0.02	11.87	±0.20
10	7.89	±0.09	45.63	±0.24	11.45	±0.03	32.55	±0.13
11	34.69	±3.37	50.65	±0.78	18.78	±0.13	41.16	±0.79
12	17.63	±2.18	20.71	±0.31	7.69	±0.05	17.57	±0.29
13	79.69	±5.58	9.31	±0.09	10.25	±0.03	10.35	±0.08
16	0.01	±0.002	0.07	±0.001	0.004	$\pm 3.1\times10^{-5}$	0.05	$\pm 3.8\times10^{-4}$
17	0.03	±0.004	0.19	±0.002	0.03	$\pm 2.0\times10^{-4}$	0.14	$\pm 1.2\times10^{-3}$
18	0.75	±0.09	2.22	±0.03	0.23	±0.002	1.51	±0.01
19	7.47	±0.30	9.49	±0.03	7.20	±0.02	9.17	±0.03
20	6.30	±0.33	5.78	±0.02	4.06	±0.01	5.52	±0.02
21	0.80	±0.02	0.39	±0.001	26.22	±1.28	0.59	±0.002
22	0.39	±0.01	0.37	±0.001	0.23	±0.001	0.32	±0.001
23	57.23	±3.04	43.99	±0.20	11.83	±0.03	35.26	±0.12
24	5.60	±0.11	9.26	±0.05	105.97	±0.15	10.14	±0.05
25	0.37	±0.07	0.16	±0.002	0.14	±0.002	0.15	±0.002

*中性子束のエネルギー(E)範囲は次の通りである。熱中性子束: E<1eV, 熱外中性子束: 1eV<E<1MeV, 高速中性子束: 1MeV<E

a: C/Mの誤差は，放射能濃度の測定誤差（測定値の1σ）と中性子束の計算値から算出した。

3.5 まとめ

3.5.1 3次元計算の成果

敦1のPCV内の一部を対象として3次元中性子束分布の計算を実施した。この計算によって，PCV内の中性子束分布の特徴を定性的に詳細に把握することができた。

計算に決定論3次元Sn法計算コードTORTを用いた。当初は，原子炉廻り全体にわたり3次元中性子束分布計算を実施する計画であったが，計算資源上の制限及び計算モデルの作成に要求される労力から，対象範囲全体にわたる計算を実施して3次元中性子束分布を求め，それを用いて放射化放射能を評価することは，廃止措置準備作業に置ける位置付けから合理的でないと判断した。計算資源の制約を受ける3次元計算には，それにふさわしい使い方がある。その一つが，中性子束の詳細な分布を把握するための本研究のような使い方である。ここで得られた分布の特徴に関する知見は，信頼性の高い2次元中性子束分布の計算を可能にした。

3次元中性子束分布の計算をPCV内まで（RPVの外側まで）適用した先行例は調査した限りでは見当たらず，本研究が国内外で初めての挑戦であった。本研究における計算によってPCV内の中性子輸送現象の特徴に関する多くの新しい知見を得た。例えば，RSWを貫通する配管が通っているハッチから相当量の中性子束がストリーミングしていると考えられていたが，実際は貫通している配管が内包する水が遮蔽材になりその量が抑制されること，さらに熱中性子束は厚さのある鋼鉄製のハッチの扉で吸収されほとんど漏れ出さないことが確認された。また，金属製の機器等は，中性子束分布に対して影響を与え局所的な分布を発生させるが，その影響の範囲は限定的であり，広範囲に影響を与えることはない。この特徴は金属箔で中性子束を測定する場合の場所の選定に重要な示唆を与えている。測定は測定する場所の代表的な値を知ることを目的としているのであるが，不用意に機器や構造物等の近くに配置してしまうと局所的な値を測定してしまうことになる。金属箔の設置は，機器や構造物等の近傍の設置しやすい場所に設置しているが，局所的な影響を受けにくい場所を選定することが重要であり，このために今回得られた知見は大変有用である。ここで得られたPCV内の中性子束分布の特徴的な現象に関する知見が，廃止措置準備作業を行おうする技術者に広く共有されることで，合理的かつ効果的な廃止措置準備作業における放射化放射能評価を可能にする。

3.5.2 3次元計算結果の利用

3次元計算により得られたPCV内の中性子束分布に関する知見は，2次元中性子束分布計算モデルの改善に大変有効なものとなる。

中性子束分布を3次元で視覚的に把握するということは，分布における特徴的な現象を直感的に理解することを可能とする。2次元計算モデルの改善において，行おうとする変更の効果が視覚的に容易に予想できるという利点がある。

また，3次元中性子束分布を用いて周方向の非均質な効果を取り込んだマクロ断面積の作成が可能になり，より信頼性の高い2次元計算のモデル化が可能になる。

第３章　参考文献

[3-1] K Tanaka et al, “Improvement of a calculation procedure of neutron-flux distribution for radioactivity inventory estimation for decommissioning of nuclear power plants”, Progress in Nuclear Energy 85 (2015) 254e270

[3-2] K Tanaka et al, ”Evaluation of Radioactivity Inventory in Tsuruga P/P Unit 1: Improvement of Neutron Distribution Calculation Model”, Proc. of ISRSM2007 pp132-140 (2007) [Oral Session]

[3-3] K Tanaka et al, “Improvement of Radioactivity Inventory Evaluation Procedure in Preparatory Tasks for Decommissioning”, ICEM2001-4045 (2012) [Oral Session]

[3-4] K Tanaka et al, “Radiological Characterization for Small Type Light Water Reactor”, ICONE19-43234 (2011) [Oral Session]

[3-5] K Tanaka, “Development of a reliable estimation procedure of radioactivity inventory in a BWR plant due to neutron irradiation for decommissioning” ICRS2016-FO-000034 (2016) [Oral Session]

[3-6] ORNL, DOORS3.2 One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinate Neutron/Photon Transport Code System. CCC-650 DOORS3.2, Oak Ridge National Laboratory, (1998)

[3-7] White E. J, et al, BUGLE-96: A Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetory Applications. DLC-185/BUGLE-96, Oak Ridge National Laboratory, (1996).

[3-8] H1.Haneda et al, Three-Dimensional Radiation Shielding Analysis around the Core of BWR Plant, J.Nucl.Sci Tech, Vol35, No8 pp595-606, (1998)

[3-9] M Kurosawa et al, Benchmark Experiment for Radio-Activation of Ex^core Structural Materials using NCA and Analysis with Three-Dimensional Transport Codes, J.Nucl.Sci Tech, Vol42, No10 pp903-915, (2005)

[3-10] T Tsukiyama et al, Benchmark validation of TORT code using KKM measurement an its application to 800MWE BWR, Proc. 11th International Symposium on Reactor Dosimetry. (2003). ISBN #9789812705563, pp. 67-75

[3-11] M Kurosawa et al, Reliable estimation of neutron flux in BWR reactor vessel using the TORT code, Proc. of 9th International Conference on Nuclear Engineering p12 (2001)

[3-12] X-5 Monte Carlo team LANL, MCNP－A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, LA-UR-03-1987 (2003)

[3-13] I.Maruta et al, Reactor shielding design of the High Temperature Engineering Test Reactor, Proc. of the 8th Int. Conf. on Radiation Shielding pp365-370 (1994)

[3-14] W. A. Rhoades, ″The GIP Program for Preparation of Group-Organized Cross-Section Libraries,″ Informal Notes (April 1978).

[3-15] Roberto O, BOT3P Version 2: The ENEA Nuclear Data Centre Pre/Post-Processors of the DORT, TORT, TWODANT and THREEDANT Deterministic Transport Codes. FIS-P127-001, c/o ENEA-Bologna Nuclear Data Centre, (2002).

[3-16] IAEA, Evaluating the Reliability of Predictions Made Using Environmental Transfer Models, Safety Series No.100, International Atomic Energy Agency, (1989), ISBN 9201240899.

第 4 章　原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上

第4章 原子炉廻りの2次元中性子束分布計算の信頼性向上

4.1 概説[4-1～5]

4.1.1 意義と目的

廃止措置準備作業において，信頼性の高い放射化放射能評価を実現するために必須な信頼性の高い 2 次元中性子束分布計算を実現するための手法を確立する。この達成のため，次の事項を実施する。

(ｱ) 既往の研究を調査し，課題を抽出すると共に，信頼性の改善に必要な事項を明確にする。
(ｲ) 中性子測定から得られた測定点におけるエネルギー依存の中性子束及び中性子束分布上の特徴を把握し，現象をよく再現する 2 次元計算モデルの構築を行い，信頼性のある 2 次元中性子束分布計算結果を得る。
(ｳ) 中性子測定から得られる情報に加え，3 次元中性子束分布計算から得られた分布上の特徴及び 3 次元中性子束分布を活用して，信頼性の高い 2 次元計算モデルの構築を行い，信頼性のある 2 次元中性子束分布計算結果を得る。
(ｴ) 信頼性の高い原子炉廻りの放射化放射能分布計算において，照射中性子束として使用する 2 次元中性子束を得る。

4.1.2 研究の概要

本章では，放射化放射能評価結果の信頼性向上のための 2 次元中性子束計算モデルの改善の手順及びその経緯を説明し，原子炉廻りの中性子束分布の特徴をよく再現するモデルの構築にあたり考慮すべき事項を説明する。ここで信頼性向上のために得られた知見は，出力や寸法の違いがあるとしても，他の沸騰水型原子炉（BWR）で適用可能なものである。また，本研究で得られた信頼性の向上に関わる考え方は，加圧水型原子炉（PWR）にも適用可能である。

本章では，最初に計算モデルの改善の手順と経緯について述べ，目標とする信頼性を満たす計算モデルの特徴を説明する。次にこのモデルを用いた計算結果，すなわち 2 次元中性子束分布の特徴を説明し，測定値と計算値の比較（C/M）を示す。ここでは，測定位置での中性子束の特徴についても言及する。

(1)計算対象範囲

原子炉中心から生体遮蔽壁（BSW）の外側まで及び格納容器(PCV)の床面から天井面外側（オペレーションフロア床面）までの範囲（図 4.1 の緑点線で囲まれた範囲）を対象とした 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上を図った。

(2)信頼性向上の取り組み手順と成果

本研究では，最初にプラントメーカから提供された 2 次元円筒座標系（R-Z 座標系）を用いた計算の結果を金属箔で測定された測定値と比較し，計算の信頼性の向上に向けた課題の抽出を行なった。プラントメーカから提供された計算モデルを基にして簡単の計算モデル（初期モデル）を構築行い，これに対して計算値と測定値（C/M）との差異の考察及び 3 章で述べた PCV 内の 3 次元中性子束分布計算で得られた中性子束分布の特徴に関する知見を用いて，計算モデルの改善を行なった。

差異への考察と分布の特徴に関する知見の活用を行いながら計算モデルの改善を繰り返し，目標とする信頼性を達成する計算を実現した。また，このようなモデルの改善を行うことで，原子炉廻りの中性子束分布について多くの新たな知見を得ることができた。

4.1.3 本章の位置づけ

2 次元中性子束分布計算の信頼性の向上では，2 章に示した PCV 内の中性子束測定で得られた分布上の特徴に関する情報を参照すると共に,2 次元分布計算の検証のために用いた。また，3 章に示した 3 次元中性子束分布計算の結果から，測定では把握できない分布上の特徴に関する情報を得て 2 次元計算モデルの改善を行う他,3 次元中性子束分布を利用して，周方向の非均質さを考慮したマクロ断面積の作成をおこなった。

2 次元中性子束分布の計算は，第 3 章で述べた 3 次元中性子束分布計算と並行して進めた。3 次元中性子束分布計算で得られた知見を 2 次元の計算モデルに取り込み，計算の信頼性の向上を図ると共に，逆に 2 次元の計算モデルの改善で実施したもののうち，3 次元計算においても改善の効果の大きいと判断されるものは 3 次元の計算モデルにも反映した。

ここで得られた 2 次元中性子束分布は，BSW を貫通する主蒸気配管（MS）と給水配管（FW）によるストリーミングと MS トンネル室内の中性子束分布を計算するための 2 次元と 3 次元の接続計算（第 5 章参照）の線源のデータとして使用するとともに，原子炉廻りの放射化放射能計算（第 6 章参照）の照射条件として使用する。

本章で述べる原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算と 2 章の中性子束測定及 3 章の 3 次元中性子束分布計算並びに 5 章の MS トンネル室内の中性子束分布計算及び 6 章の放射化放射能計算と関連は図４の通りとなる。

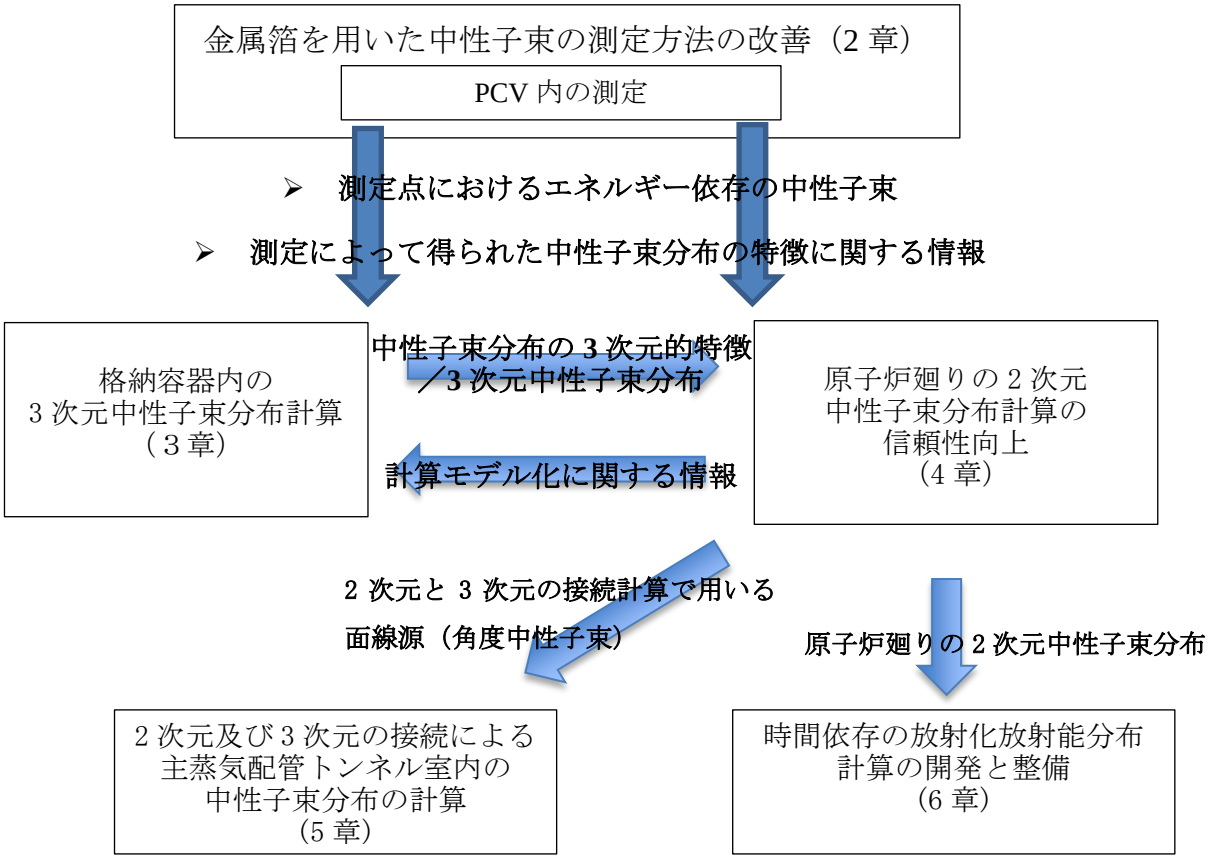


図 4　2 次元中性子束分布の本研究における位置づけ

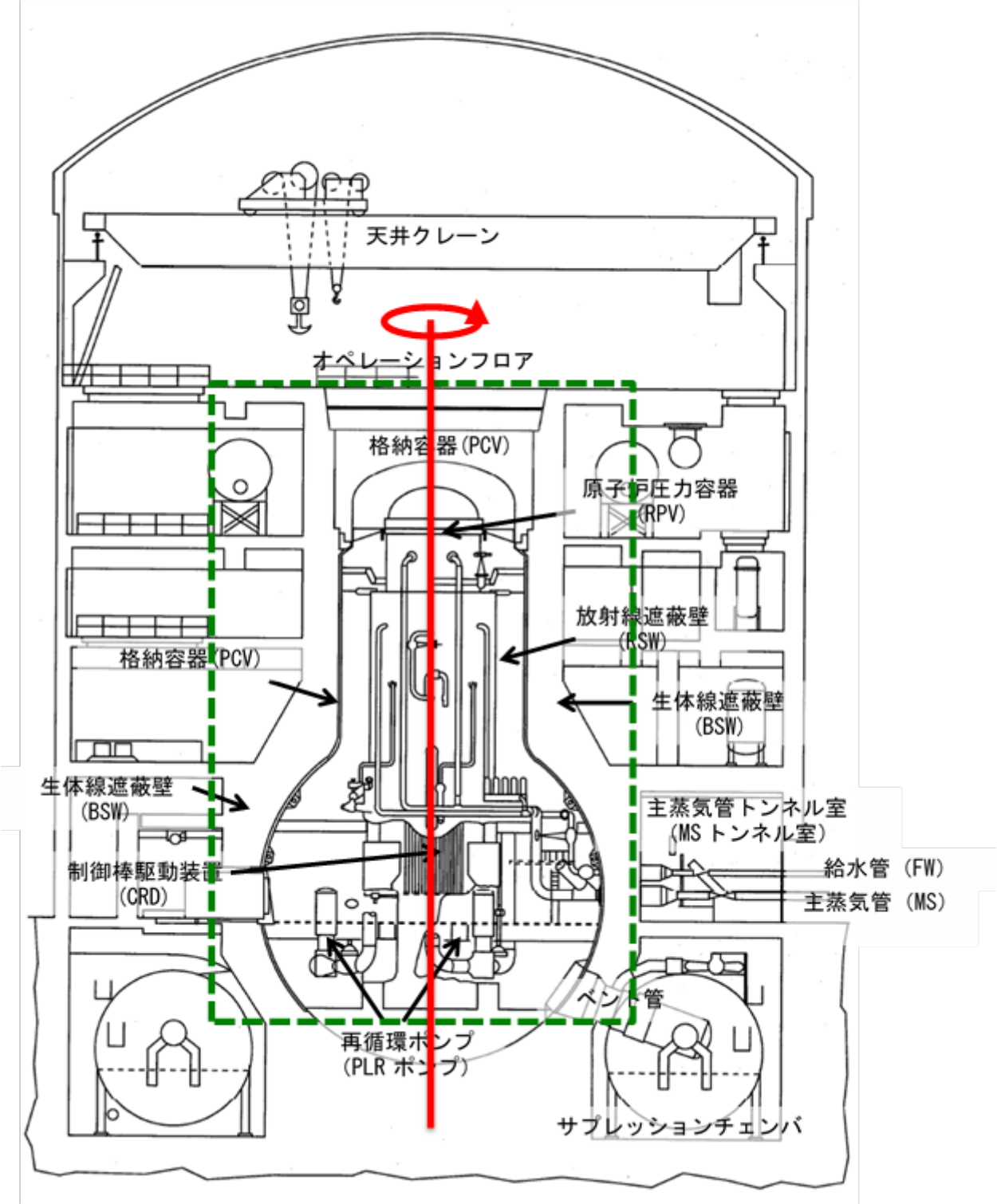


図 4.1　原子炉廻り　2 次元中性子束分布計算の計算範囲（垂直断面）

4.2 原子炉廻りの 2 次元中性子束計算モデル

4.2.1　2 次元計算モデルの概要

(1) 2 次元計算モデルの範囲

原子炉廻りの中性子束分布の計算の範囲（図 4.1 参照）は，水平方向は，原子炉中心から BSW の外側まで，垂直方向は，PCV 床面から下 100cm のコンクリート内部から PCV 上部シールドプラグ上面（オペレーションフロア床面）までとした。対象範囲の寸法は，垂直方向は 32.57m，水平方向は 11.03m である。この範囲を，2 次元円筒座標系（R-Z 座標系）でモデル化する。2 次元円筒座標系の中心軸は図 4.1 に示す通り原子炉中心におく。

(2) 周方向回転対称の仮定（周方向非均質性の反映）

2 次元円筒座標系は中心軸に対して周方向の回転対称性を仮定するものである。RPV，PRV 保温材，放射線遮蔽壁（RSW），ペデスタル，PCV 及び生体遮蔽壁（BSW）は，概ね円筒形もしくは回転対称の形状をしているので，断面の寸法を可能な限り正確に設定することで幾何形状モデルとすることができる。円筒形又は回転対象の形状でない機器等や構造物等は，それが配置されている位置と 2 次元円筒座標系の R-Z 平面上の座標点との対応付けを行い，周方向全体の体積（円環上の体積）の中に機器等や構造物等の体積を希釈し，中性子と材料構成元素との反応率が 4-1 式を満たすように保存するようにモデル化を行う。

$$\iiint \Sigma(r,\theta,z)\phi(r,\theta,z)drrd\theta dz = \iint \Sigma(r,z)\phi(r,z)drdz$$

----------4-1

ここで，

ϕ (r, θ, z) ： 3次元円筒座標系における中性子束

Σ (r, θ, z): 3次元円筒座標系におけるマクロ実効断面積

$drrd\theta dz$: 3次元微小要素（円筒座標系（R-θ-Z座標系））

ϕ (r, z): 回転対象を仮定して周方向に平均化された2次元円筒座標系における中性子束

$$\phi(r,z) = \frac{1}{2\pi}\int \phi(r,\theta,z)rd\theta$$

Σ (r, z): 回転対象を仮定して周方向に平均化された2次元円筒座標系におけるマクロ実効断面積.

$$\Sigma(r,z) = \frac{1}{2\pi}\int \Sigma(r,\theta,z)rd\theta$$

$drdz$: 2次元微小要素（円筒座標系（R-Z座標系））

4-1 式は，Sn 法計算においてエネルギー群の縮約を行う場合，任意の空間領域に対して非均質な形状の均質化を行う場合などで広く用いられている方法である。本研究にお

いては，PCV 内の 3 次元中性子束分布の周方向の不均質さ，例えば，RSW の貫通孔からの中性子ストリーミング，PCV 内に配置されている給水管（FW）及び主蒸気管（MS）並びに RPV のスタビライザなどによる遮へいというような PCV 内の構造物が中性子束分布に与える効果を， 2 次元円筒座標系の周方向回転対象を仮定した計算モデルに反映するためのものである。

2 次元計算で用いる断面積は，4-2 式で計算される。この場合の 3 次元座標系における積分範囲は次のようにする。

r 方向と z 方向：その効果を反映しようとする構造物を含むように設定した円筒座標系上の範囲

θ 方向：0～90 度（3 章に示した 3 次元中性子束分布計算の周方向計算範囲）

$$\Sigma(r,z)=\frac{\iiint \Sigma(r,\theta,z)\phi(r,\theta,z)drrd\theta dz}{\iiint \phi(r,\theta,z)drrd\theta dz}$$

----------4-2

Sn 法計算コードでは空間が離散化，すなわち，空間メッシュに分割されている。構造物等は，空間メッシュで表現された座標系上で，それらの設置位置が対応する領域と呼ばれるメッシュの集合体で表現される。2 次元計算で用いられる領域は 4.3.2 で示す通りの設定となっている。3 次元の非均質の効果は，上述のストリーミング及び遮へいの効果を反映すべき領域である貫通部が設置されている RSW の上領域及び下領域，RSW 上部のスタビライザ領域並びに PCV 内の雰囲気領域に対して適用することとしている。実際の計算では，4-2 式の離散化された表現である 4-3 式の様になる。

$$\Sigma_{ij}=\frac{Sum\,\Sigma_{ijk}\phi_{ijk}}{Sum\phi_{ijk}}$$

----------4-3

ここで，

Sum ： i, j, k であらわされる 3 次元空間メッシュに関する対象とする範囲内の和

Σ_{ijk} ： i, j, k であらわされる 3 次元空間メッシュにおけるマクロ断面積

ϕ_{ijk} ： i, j, k であらわされる 3 次元空間メッシュにおける中性子束

Σ_{ij} ： i, j であらわされる 2 次元空間メッシュにおけるマクロ断面積であり，3 次元の周方向非均質さを考慮し作成する 2 次元計算用のマクロ断面積

なお，3 次元中性子束分布計算結果を実測値と比較した C/M は表 3.5 の通りであり，測定場所によっては設定した信頼性の条件を満たしていない。この理由は 3.5 で考察した通りである。C/M の場合は，空間上の点での比較を行っているものである。一方，2 次

元計算で用いられるマクロ断面積では,C/M に示される不一致の影響は 4-3 式の様に空間的な平均操作を行うことで薄められる。ここでは，4-1 式に示されるように，その範囲の中での反応率が保存する形式で 2 次元計算のマクロ断面積を作成していることから，反応率の保存という観点で 3 次元における非均質の効果を反映したものになる。

4.2.2　2 次元計算モデル改善の手順

本研究では，RPV とコンクリートだけをモデル化した単純な 2 次元中性子束計算モデルとその計算モデルを用いた計算結果をスタート点とした。金属箔による中性子束測定値及び PCV 内の 3 次元中性子束分布計算から得られた知見に基づいて 2 次元計算モデルの改善を行い，その計算結果を測定値と比較する。この手順は図 4.2 の通りである。

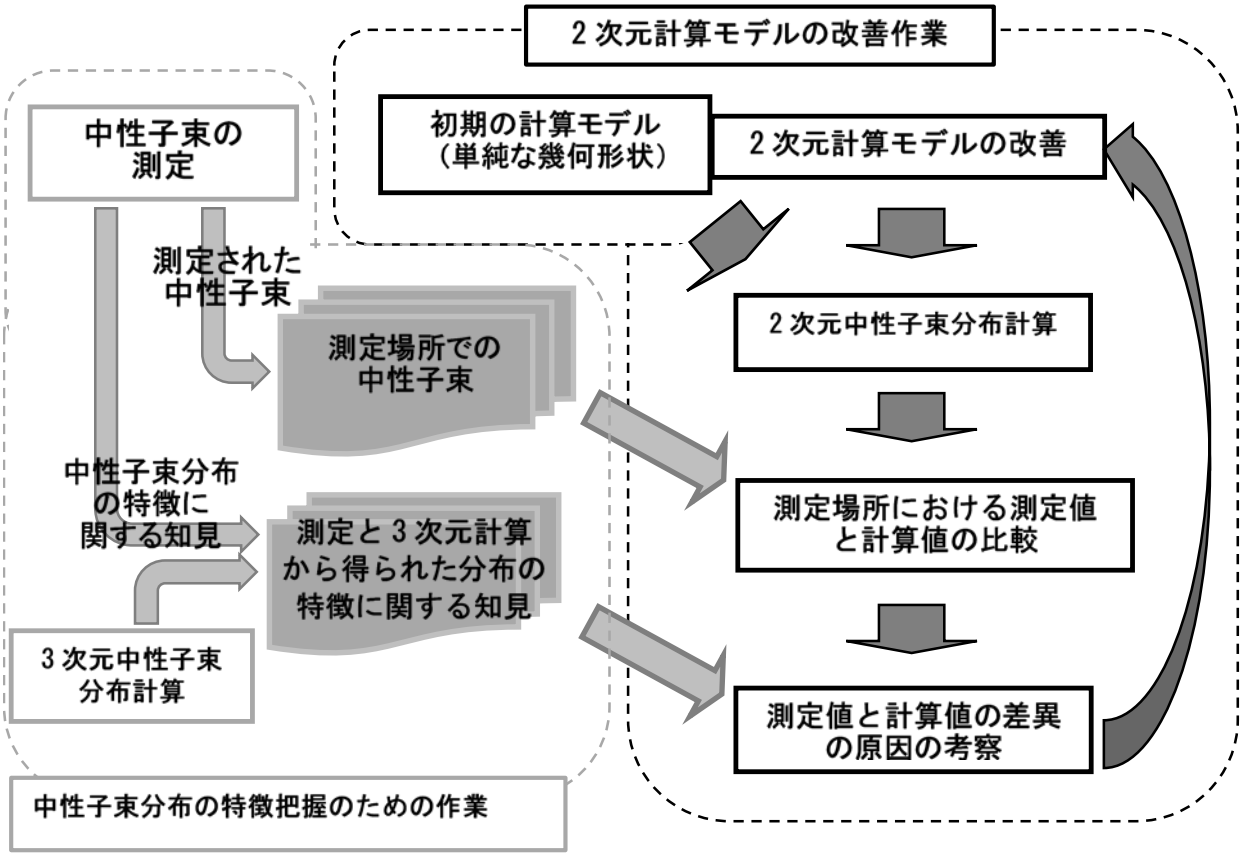


図 4.2　2 次元中性子束分布計算モデル改善作業フロー

差異（C/M）が信頼性の目標を満たさない場合は，差異の原因を測定及び 3 次元中性子束分布計算から得られた知見に基づき考察し，さらに改善を行う。この手順を測定値と計算値の差異（C/M）が信頼性の目標値を達成するまで繰り返す。図 4.2 の左側が中性子束分布の特徴の把握のための作業であり，第 2 章で述べた金属箔による中性子束測定と第 3 章で述べた PCV 内の 3 次元中性子束分布計算がこれに当たる。図 4.2 の右側は，2

次元計算モデルの改善ループを示している。測定場所における測定値と計算値の比較における信頼性の目標値は，3 次元中性子束分布計算の場合と同様に，測定値と計算値の比（C/M）が，1.0＜C/M＜10.0 の範囲[4-6]にあることとした。ここで，差異の原因を考察するとは，計算モデルにおける測定場所の中性子束に影響を与える要因を考察することである。具体的には，計算モデルにモデル化がされていない機器等や構造物等の効果を 4.2 式が成り立つようにモデルに取り込むこと，及び/又は，取り込み済みの機器等や構造物等のモデルを 4.2 式の関係が適切に成り立つように変更することである。

4.2.3　2 次元中性子束分布計算モデルの改善の経緯

原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算は，プラントメーカから提供された計算モデルとその結果をスタート点とした。図 4.3 は，3 回の大きな計算モデルの変更を示したものである。左端の図がプラントメーカから提供された計算モデルと計算結果である。第 2 章で述べた通り，この計算モデルでは，C/M は数十から数百であり，1000 に近い場所もあった。図から明らかなように，このモデルではボリュームが保存するように矩形の大きさの調整はされている。しかし，矩形を組み合わせることで機器等や構造物等を表現していることから，実機と寸法が一致していない。寸法の一致しない計算モデルの計算結果に対して，測定値と計算値を比較すること自体が無意味であり，このような計算モデルの中性子束によって放射化計算を行うことも本来は無意味であると言える。

計算モデルの改善は，計算モデルの寸法を実機の寸法及び位置関係に一致させることから始めた。寸法等の一致のために作成した計算モデルが左から 2 番目の計算モデルである。「丸いところは丸くする。」という基本的な改善を行ったものである。決定論 2 次元 Sn 法計算コードでは，空間メッシュを組み合わせゾーンと呼ばれる領域を作り，これにマクロ実効断面積を適切に貼り付けることで計算モデルを構築していく。本研究では，幾何形状データの作成支援コードシステム BOT3P2[4-8]を用いて幾何形状データの作成を行った。また，RPV 内部の構造には，設計時に提示されている RPV 内の水-金属比を参照してモデル化を行った（第 3 章　表 3.1，図 3.5 参照）。左から 2 番目の計算モデルでは，炉心の構造は，プラントメーカの用いていた炉心ボイド率に基づく垂直方向 8 分割をそのまま用い，径方向の出力分布は，設計データを用いた。このモデルを初期モデルと呼ぶ。初期モデルは実機と寸法を合わせているので，測定場所の計算値を実機に対応づけて抽出できるようになった。

初期モデルでは，C/M は数十程度に改善したが，解決すべき大きな課題が 2 点あった。一つは PCV 上部の C/M が 100 に近いことである。原因は，PCV の上方向に輸送する中性子束の量が過大ということである。この対策としては，RPV と RSW の間隙を上方向にストリーミングする中性子束の量を減らす対策が必要である。もう一つは，PCV 内の中性子束は測定値に比べ柔らかいスペクトルとなっていることである。このモデルでは，PCV 内に中性子束の熱化を促進するような機器等や構造物等は計算モデルに含まれていない。すな

わち，初期モデルでは中性子の熱化が過剰ではなく，熱中性子束を吸収する構造物等のモデルが不足していると判断した。

初期モデルの 2 つの課題を解決するために次のような計算モデルの改善を行った。前者の課題については，このモデルでは RPV と RSW の間隙を上方向にストリーミングする中性子束の量を抑えるために,RPV 周りに配置されているアルミニウム製の断熱材をモデルに組み込んだ。アルミニウム断面材は断熱材の法線方向の中性子透過の遮蔽効果は小さいが，RPV の周りにこのモデルを組み込むことで，この間隙の幅が狭くなり，間隙を上下方向にストリーミングする中性子束の量を抑制することができた。

さらに RSW の頂上部設置されている RPV スタビライザをモデル化し，ストリーミングしてくる中性子束の PCV 上部への輸送を抑制するとともに,熱中性子束の吸収を図った。

後者の課題である柔らかすぎるスペクトルに対しては，RSW の内側と外側に配置されている鉄板のライナーをモデルに取り込んだ。また，RSW の中央部高さに配置されているガンマ線遮蔽板の鉄板も合わせてモデル化した。さらに，RSW のコンクリート内部に配置されている H 鋼をコンクリートに希釈してモデル化した。

この 2 点のモデル化の変更で初期モデルの課題はほぼ解決した。これらの変更に加え，RPV 内の構造のモデル化の変更も行った。炉心上部のシュラウドヘッドドームの上部に配置されている汽水分離を目的とするスタンドパイプと呼ばれる装置の領域を内側と外側の 2 領域に分割した。設計情報では，この領域は RPV の内径全体に設定されていた。構造を調査するとスタンドパイプは内側に配置されており，外側は水だけの領域が存在していた。この情報に従いスタンパイプが存在する内側と水だけの外側の領域を設定した。この変更は RPV に再進入した中性子束のスペクトルを柔らかくし,RPV 及び RPV 内の構造物等による熱中性子束の吸収を促進させて RPV 上部及び PCV 上部のスペクトルを熱外中性子束優位なものに変える効果があった。PCV 下部の球形部（フラスコ部）のスペクトルも測定値に比べ柔らかいものであったので，熱中性子束の吸収を図るため，フラスコ部に設置されている鉄製の波板鋼板とグレーチングをモデルに組み込んだ。

この 2 回の改善を行ったモデルによる計算の実施後に 2 回目の金属箔による測定が終了し，RSW の貫通部や PCV の上端部や床面，ペデスタ内側の床面の測定値を得た。これを参考に，さらに改善を行ったものが最終モデルである。この改善では，RSW を上中下の 3 領域に分割して，貫通部に設置されているハッチ及び貫通配管と内包する水を，4.1 式を満たすように上部と下部の領域でモデル化した。また，ペデスタル内側への中性子束の周り込みとペデスタル外側に沿った中性子束の周り込みの状況を改善するため，ペデスタルの幾何形状を実機の形状に合わせた。PCV のヘッドドームと PCV 胴部の接続部では，BSW コンクリートの切り欠きの形状が実機では階段状になっている。この位置は RPV と RSW の間隙をストリーミングする中性子束が PCV 内に拡散することをスラビライザによって妨げられ，局所的な分布が BSW に向かって広がっていくところである。PCV 上部の分布をより実際に近づけるため，この場所の形状を実機の形状に合わせた。

これらの構造上の変更に加え，炉心の出力分布についても変更を行った。これまで用いていた軸方向出力分布は炉心のボイド率分布に基づくものであったが，燃料有効長について，制御棒の挿入ピッチに対応する 24 分割された各ノードの相対出力が与えるものに変更した（第 3 章　表 3.2 参照)。

以上の改善を行った計算モデルによる 2 次元中性子束分布計算の結果を信頼性の目標を満たすものと判断し，モデルの改善を終了した。初期モデルと最終モデルの違いは図 4.4 の通りである。

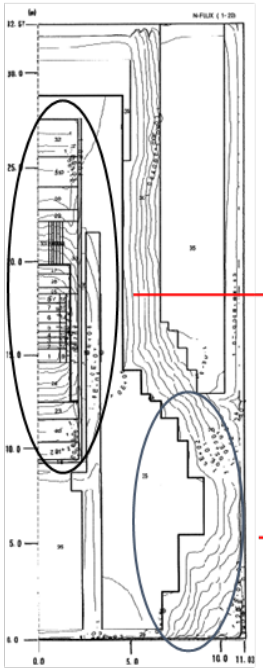
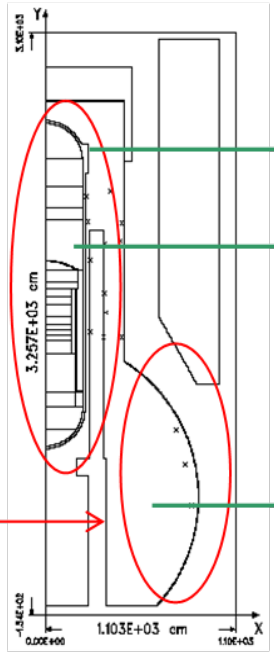
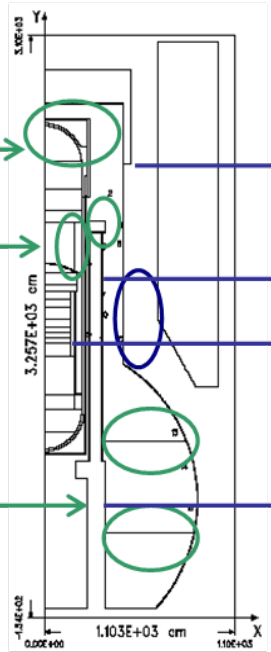
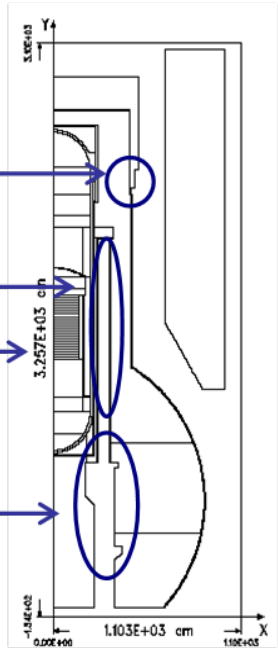
本研究開始時の計算モデル	幾何形状の修正 （初期モデル）	中性子輸送現象の考慮	計算モデルの詳細化 （最終モデル）
			
・メーカのモデルを踏襲	・メーカのモデルを基本とする改良 ・幾何形状の改良 ・炉内構造物モデル改良 ・出力分布モデルの改良	・独自モデルの改良 ⇒PCV 内の中性子中性子輸送現象を再現するようにモデルを改良した。	・独自モデルの更なる改良 ・配管貫通部の漏れの効果 ・炉心モデルの詳細化 （8 領域→24 領域）

図 4.3 2 次元中性子束分布計算モデル改善の経緯

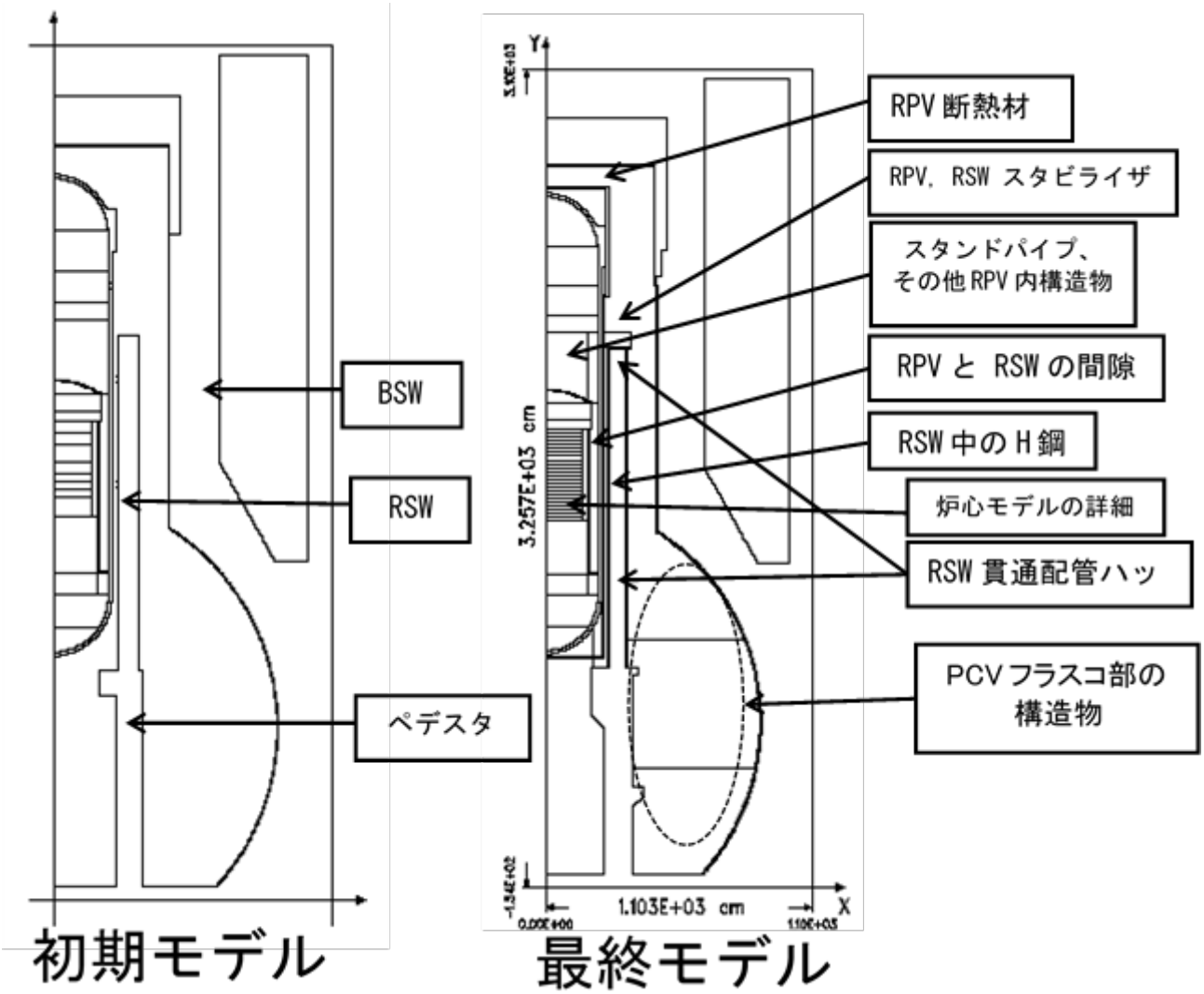


図 4.4　2 次元中性子束分布計算モデル（初期と最終モデル）

4.2.4 計算モデル改善の要件

本研究を通して得られた信頼性の高い 2 次元中性子束分布計算を実現するための計算モデルの改善の要件は次の通りである。

(1) PCV 内で特徴的な中性子束分布を再現するモデル化

原子炉廻りの中性子束分布で特徴的な現象は, 1) ストリーミングと 2) 遮へいである。この二つの現象が組み合わされることにより原子炉廻りの複雑な分布が形成される。それぞれの現象を適切に再現するためのモデル化について説明する。

1) ストリーミング

ストリーミングは次のような幾何形状において発生する。

i) 遮へい効果を有する構造物を貫通する孔

2 次元円筒座標系上のモデル化では，構造物の孔が設置されている位置に相当する座標範囲に計算モデル上の領域を設け，その領域におけるストリーミングによる中性子束の総量が保存するように，その領域に割り付けるマクロ断面積を調整する。

本研究が対象とした敦１の PCV 内の場合，RSW を貫通する配管が通るハッチがこれにあたる。回転対象を仮定した 2 次元円筒座標系では，RSW のモデル化において周方向全体にわたりその部位から漏れ出す中性子束の総量が保存するようにモデル化を行った。具体的には,RSW を垂直方向に３分割し,ハッチが設置されている上部と下部において 4.2.1 で示した 4-3 式の方法でマクロ断面積を作成している。

ii) RPV と RSW の間隙

炉心から水平方向に輸送し RPV からでた中性子は RSW に遮られる。RSW の設置の目的そのものが炉心から漏洩してくる中性子とガンマ線を遮へいすることである。水平方向に輸送してきた中性子はこの RSW に遮られることで分布上 RPV と RSW の間隙に沿った上下方向への中性子の偏った輸送現象，すなわち，上下方向へのストリーミングが発生する。このストリーミングの総量を調整することで PCV 内及びペデスタル内の中性子束分布の信頼性向上が可能になる。

本研究では，このストリーミングの総量を調整するため，次のようなモデル化を行っている。

① 間隙の幅の適正化

本研究以前の既往の計算におけるモデル化では，密度の低いアルミ製の RPV 保温材は中性子輸送現象上の遮へい効果が小さいものとしてモデル化が省略されていた。本研究では，RPV を覆っているこのアルミ保温材について，鉛直方向の遮へい効果ではなく，RPV と RSW の間隙を狭くすることで上下方向の中性子の流れを抑制するものとして計算モデルに取り込んだ。

② 間隙から PCV 及びペデスタル内部への拡散の抑制

RPV と RSW の間隙では，上部端に PRV のスタビライザが出口をふさぐ形で設置されている。スタビライザは円柱状の鋼材を組み合わせた構造をしており，円柱状の構造物には間隙が存在する。このスタビライザの間隙の効果を取り込むように，スタビライザが設置されている範囲に相当する領域に対して 4.2.1 で示した 4-3 式の方法でマクロ断面積を作成する。

一方，下部端には，PRV スカートと呼ばれる鋼材の壁が取り付けられており，ペデスタル内への中性子の漏洩を抑制している。この RPV スカートについても既往の計算ではモデル化されていなかった。これについては設置位置に相当する範囲に領域を忠実に設定し，RPV スカートによる中性子の漏洩を抑制する。

2) 遮へい効果

本研究では,PCV 内の中性子束の特徴的なエネルギースペクトルである熱外中性子束優位な形状を再現するために PCV 内に設置されている鋼材の構造物とコンクリートの構造物の組み合わせによるエネルギー依存の遮へい効果を模擬するモデル化を行う。

なお，PCV 内の熱外中性子束優位な中性子エネルギースペクトルは，2 章で述べた金属箔による測定による。

i) 鋼材による熱中性子束の遮へい

炉心において核分裂で発生した核分裂スペクトルは原子炉内部の冷却材で減速され柔らかいスペクトルとなるが，原子炉内に設置されている鋼製のシュラウドと圧力容器を通過することで熱中性子が吸収され，炉心水平位置で RPV から出た直後の中性子束は核分裂スペクトルの形状を残しつつも熱外領域が優位なスペクトルとなる。

このようなスペクトル形状を中性子束が RPV と RSW の間隙を上下にストリーミングし，上下端にある鋼材の領域でさらに硬いスペクトルとなる。このような現象を忠実に再現するように鋼材部分のモデル化を行う。

ii) コンクリートによる減速効果

PCV 内に設置されているコンクリート構造物とは，RSW とペデスタルである。RSW については，ｉ)で述べた RPV から出た直後の熱外中性子束が RSW のライナーを通過することでさらに硬くなったスペクトルの状態でコンクリート領域に進入し，コンクリートを通過することで熱化する。ただし，RSW のコンクリート部分には，周方向に H 鋼が配置されている。RSW のコンクリートで発生する中性子束の熱化（減速）と H 鋼による熱中性子の吸収（スペクトルの硬化）を適切に再現するため，4.2.1 で示した 4-3 式の方法で RSW のコンクリート部分のマクロ断面積を作成する。

なお,RSW ではストリーミングの項で説明したストリーミングの効果も考慮する必要があることから，RSW を垂直方向に３領域，水平方向にも H 鋼の形状に合わせた 3 領域の計 9 領域に分割してモデル化を行うことにする。

このような要件を踏まえて作成した 2 次元計算モデルを 4.3 で説明する。

4.3　2 次元中性子束分布計算の計算条件

4.3.1 計算コードと計算条件

原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算は，DOOR3.2a[4-7]コードシステムに含まれる決定論 2 次元 Sn 法計算コード DORT[4-7]を用いて実施した。計算では，汎用の断面積ライブラリである DLC185/BUGLE-96[4-8]を用いた。BUGLE-96 はエネルギー群数 47 群の中性子・ガンマ線輸送計算用の汎用断面積ライブラリである。本研究では，中性子の輸送計算だけを取り扱うため，ガンマ線断面積は使用しなかった。DORT の計算で用いるマクロ断面積は,DOORS3.2a に含まれるマクロ断面積作成コード GIP[4-7]を用いて作成した。2 次元空間メッシュのデータと 2 次元出力分布のデータは,幾何形状データ作成支援コー

ドシステム BOT3P2 の GGDM[4-9]コードを使用して作成した。

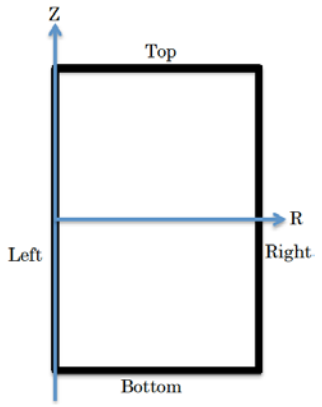
DORT コードの計算条件は，表 4.1 の通りである。原子炉廻りの計算対象範囲は，2 次元円筒座標系（R-Z 座標系）でモデル化した。R-Z 軸方向それぞれの空間メッシュ数は，R 軸方向及び Z 軸方向に対して，(245，670)，(389，1104) 及び（1120，3301）の 3 組とした。これらのメッシュ数は，BOT3P2/GGDM コードにおいて，基本メッシュ幅を 5cm，3cm 及び 1cm で空間メッシュを生成したものである。散乱断面積のルジャンドル展開次数は 5 次（P5）とし，角度分点数は，S4，S6，S8，S10，S12，S14 及び S16 を 3 種類の空間メッシュに。DORT では，4 方向の境界条件を設定する必要がある。左側境界（left）は，円筒座標系の中心軸に当たる。ここを反射境界とし，残りの 3 方向は，境界を超えた中性子の戻りを仮定しない真空境界としている。

表 4.1　格納容器内 2 次元中性子束分布計算条件

項目	条件
計算コード	DORT（DOORS3.2a）
座標系	R-Z
ゾーンの数 [a]	75
空間メッシュ数	
R 軸方向	245 389 1120
Z 軸方向	670 1104 3301
散乱断面積のルジャンドル展開次数	P5

項目	条件
角度（Sn）分点数	S4 S6 S8 S10 S12 S14 S16
境界条件 [b]	
左側(Left)	反射境界
右側(Right)	真空境界
上側(Top)	真空境界
下側(Bottom)	真空境界
計算収束判定値	0.001

a: ゾーンの数とは，マクロ断面積を関係付ける材料の領域の数のことであり，材料の領域とはユーザの設定した2次元形状(矩形)を言う。ある材料に関係付けられたマクロ断面は，複数の材料の領域に設定される。2次元平面を複数の材料の領域によって分割することで，DORTの計算モデルが構築される。
b:今回のDORTの計算モデルでは，円筒座標系（RZ座標系）を用いており，それぞれの座標軸方向に2面の境界条件を設定する(右図参照)。R軸方向は，R軸座標の大きい側を右側(Right)，小さい側を左側(Left)，Z軸方向は，Z軸座標の大きい側を上側(Top)，小さい側を下側（Bottom）と呼ぶ。



<DORTコードにおける境界条件の設定>

4.3.2 幾何形状モデル

2 次元中性子束分布計算モデルの改善と最終モデルは，5.2.3 で述べた通りであり，図 4.4 の右側に示す通りである。この最終モデルを DORT の入力データである領域分割(ゾーンマップ）の設定を模式的に示したものを，図 4.5（1）と（2）に示す。図 4.5（1）は，RPV 内の計算モデル模式図である。「領域　□」(□内はアルファベット文字）は，第 3 章の図 3.5 に示した設計時に提示されている RPV 内の領域別水-金属比の領域が対応する。ただし，R については 4.2.3 で述べた通り内側と外側の 2 領域に分けたため，R1 と R2 になっている。図中のマテリアル番号とは，その領域に対応するマクロ実効断面積のアドレス番号であり，GIP コードによって付番されたものである。ひとつの領域に 6 つの番号が付番されているのは，散乱断面のルジャンドル展開次数の 0 次から 5 次までの 6 種類のマクロ実効断面積のアドレスを示しているものである。

図 4.5（2）は PCV 内及び BSW のゾーンマップを示している。RSW の構造（第 3 章　図 3.3 参照）は PCV 内の中性子束エネルギースペクトルに影響を与えることから，中性子の輸送現象を適切に模擬できるような細かい領域分割とした。厚み方向には，RSW の内側のライナー，H 鋼のフランジ部分(内側に配置された部分)とコンクリートを希釈した領域，H 鋼のウェブ部分とコンクリートを希釈した領域，H 鋼のフランジ部分（外側に配置された部分）とコンクリートを希釈した領域の 5 層に分割した。垂直方向には 3 つの範囲に分割している。上部は 7 本の配管が貫通し，7 個のハッチが配置されている領域である(第 4 章　図 4.5 参照)。中央部は RSW の外側に鉄板（炭素鋼）のガンマ線遮蔽板が据え付けられている。下部は，6 本の配管が貫通し，6 個のハッチが配置されている領域である（第 4 章　図 4.5 参照)。上部と下部については厚み方向に設定した 5 層の領域それぞれに対して貫通配管とハッチの構造を希釈している。RSW の頂部にあるスタビライザの領域は，スタビライザを包含する円環状の体積（第 3 章　図 3.4 参照左上図）の中にスタビライザの鋼材を希釈した。

4.3.3 線源モデル

炉心における核分裂による中性子発生の条件である線源モデルは次のように設定した。

炉心における単位時間あたりの中性子の発生数は，敦 1 の運転に関する熱出力と炉心の寸法という固有の条件と国内 BWR で統一的に使用されている単位出力単位時間あたりの核分裂数という線源強度算出のパラメータ（第 3 章　表 3.2（1）参照）によって計算する。核分裂あたりの中性子発生数（ν）は，2.4(個/fission)を用いた。

空間出力分布は，敦 1 設計時に設定された定格出力時の径方向分布（第 3 章　図 3.2（2)）と軸方向分布（第 3 章　図 3.2（3)）を合成し，3 次元空間出力分布を算出し，これを周方向に平均化して R-Z 平面に投影したものを用いた。ここで用いた径方向出力分布と軸方向出力分布は第 3 章の 3 次元中性子束分布計算で用いたものと同じである。径

方向分布は，炉心の燃料チャネル毎の相対出力が与えられている。軸方向は，制御棒の挿入ピッチに対応する 24 に分割された各ノードの相対出力が与えられている。

核分裂エネルギースペクトルは，使用する断面積ライブラリである BUGLE-96 で与えられたエネルギー群数 47 群の U-235 の核分裂スペクトルを用いた。

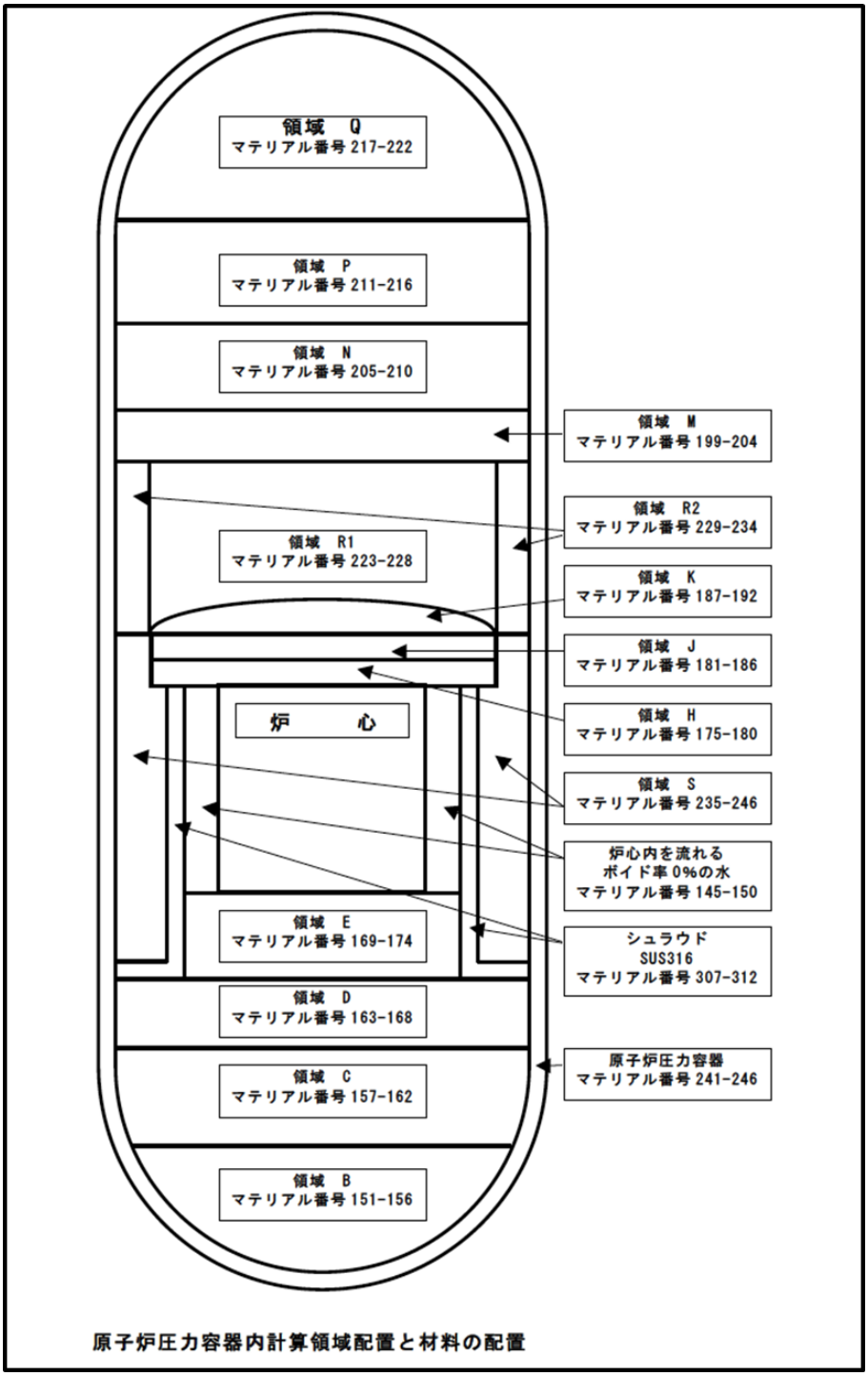
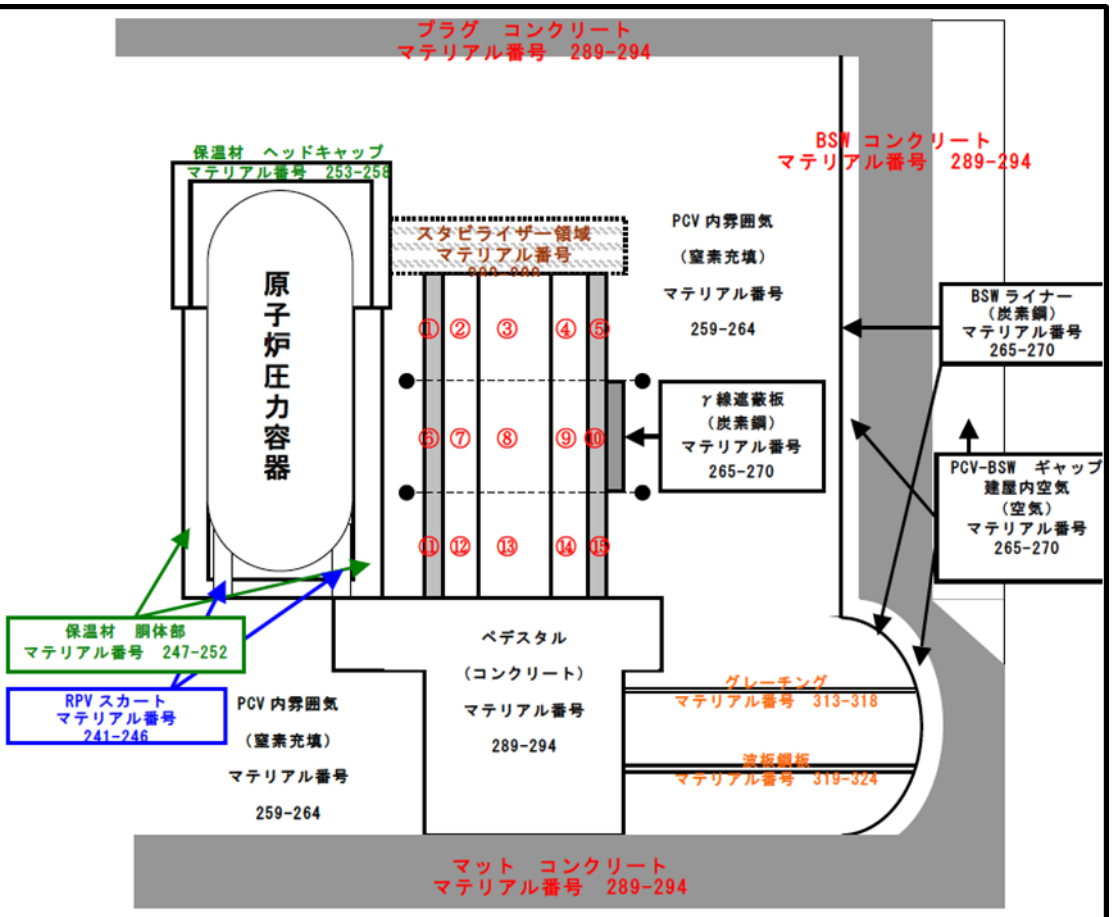


図 4.5 (1) 2 次元中性子束分布計算 RPV 内計算モデル（ゾーン（領域））設定



RSW の領域とマテリアル番

	RSW ライナー 内側		RSW コンクリート 内側		RSW コンクリート 中央		RSW コンクリート 外側		RSW ライナー 外側	
RSW 上部	①	343-348	②	325-330	③	337-342	④	331-336	⑤	343-348
RSW 中央	⑥	265-270	⑦	271-276	⑧	289-294	⑨	277-282	⑩	265-270
RSW 下部	⑪	367-372	⑫	349-354	⑬	361-366	⑭	355-360	⑮	367-372

＊ RSW は垂直方向に３分割した。上部と下部は貫通配管の効果を考慮している。

＊ RSW のコンクリートは水平方向に３分割した。

図 4.5　(2)　２次元中性子束分布計算　PCV 内計算モデル（ゾーン（領域））設定

4.4 原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算結果

4.4.1 空間メッシュと角度分点セットの選択

2 次元中性子束計算モデルの改善を行うたびに，空間メッシュ数と角度分点数に関するパラメータサーベイを行い,C/M の信頼性が最も空間メッシュ数と角度分点数の組み合わせを選択した。

空間メッシュ数は，計算モデルの変更の度に変わるものである。このため，BOT3P2/GGDM で指定する基本メッシュ幅を 5cm，3cm 及び 1cm として作成した 3 種類の空間メッシュ数でパラメータサーベイを行なった。最終モデルでは，これらに対応する R 軸方向メッシュ数及び Z 軸方向メッシュ数は，(245，670)，(389，1104) 及び (1120，3301) であった。

基本メッシュ幅が 1cm の (1120，3301) については，S12 以上の角度分点との組み合わせは計算資源の制限で計算を行えなかった。S10 以下の角度分点の組み合わせでは,RSW の頂上部から斜め上方向に見られる鋭い分布が発生しないなど特徴的な現象を模擬しない。この傾向は，基本メッシュ幅が 5cm 及び 3cm であっても同様である。基本メッシュ幅が 5cm の場合（空間メッシュ数 (245，670)）は角度分点数によらず C/M が 10 を超える測定場所が多くなる。基本メッシュ幅が 3 cm の場合は空間メッシュ数 (389，1104) となる。このメッシュ数に対して S12，S14 及び S16 の組み合わせによる 3 種類の計算を行い，結果を比較した。C/M が最もよく信頼性の目標値を満たしているのは，S16 との組み合わせであった。

「最もよく信頼性の目標値を満たしている」とする判断は，30 の測定場所の C/M について平均をとり，平均が最も 1.0 に近く，分散が最も小さいものを選択することとした。

以上のパラメータサーベイ結果から，空間メッシュ数 (389，1104) と S16 の組み合わせを選択する。なお，この条件の計算は，DELL Precision 470 Workstation で約 6 時間を要した。

4.4.2 計算値と測定値の比較

2 次元中性子束分布計算の結果と PCV 内の 30 点における金属箔で測定した中性子束との比較を表 4.2 に示す（金属箔による中性子束の測定値は，第 2 章の表 2.3 参照)。C/M の値は概ね目標とする信頼性は満たしていると言える。目標を満たさない場所もあるが，目標を満たしていない理由は主に測定の側にあると判断される。このことから，計算は信頼性の条件を満たすものと判断した。この計算で得られた中性子束分布は，BSW を貫通する MS と FW によるストリーミングと MS トンネル室内の中性子束分布を計算するための 2 次元と 3 次元の接続計算（第 6 章参照）の線源のデータとして使用するとともに，原子炉廻りの放射化放射能計算（第 7 章参照）の照射条件として使用する。

全中性子束では，目標値を満たしていない測定場所は 10 と 23 である。10 の過大評価は，熱外中性子束の過大評価によるものである。10 は RPV と RSW の間隙で炉心中央高さ

に設置されたものである。3 次元中性子束分布計算結果の比較においても同様に過大評価となっている。また，10 の測定場所を経て中性子束が拡散していく。9 と 11 は目標値を満たしていることから，Ａｕ+C 箔の測定に何らかの問題があった可能性が考えられる。

23 は FW の近傍で RSW 貫通部のストリーミングの効果を観察するために設置したものである。過大評価の原因は高速と熱外中性子束の過大評価によるものである。FW の近傍に設置した 6 の金属箔のうち高速と熱外中性子束がともに過大評価となっているのはこの場所だけである。また，3 次元中性子束分布計算結果の比較においても同様に過大評価となっている。これら事項を考慮すると，過大評価の原因は測定にある。測定場所の状況を確認すると，23 は PCV 内の足場を支える梁と鎹の間に設置されていた。このような構造物が測定に影響与えたものと考えられる。

目標値から最も大きく外れている C/M は，熱中性子束の 21 と 24 であり，C/M は 100 数十となっている。21 と 24 はともに FW の近傍に設置されたものである。3 次元中性子束分布計算結果の比較においても両者は同様に過大評価となっている。21 はハッチの縁のところに設置され，24 は 23 同様に足場を支える梁と鎹の間に設置されていた。この 2 つの過大評価ものような構造物が測定に影響与えたものと考えられる。

表4.2　格納容器内の中性子束の測定値と計算値の比較（C/M）

位置番号	C/M							
	高速中性子束	(誤差)[a]	熱外中性子束	(誤差)[a]	熱中性子束	(誤差)[a]	全中性子束	(誤差)[a]
1	1.32	±0.31	2.17	±0.02	2.12	±0.01	2.17	±0.02
2	0.15	±0.01	1.88	±0.02	1.59	±0.01	1.81	±0.01
3	0.14	±0.003	4.01	±0.04	0.41	±0.002	3.02	±0.02
4	3.05	±0.81	2.58	±0.04	3.01	±0.02	2.62	±0.03
5	1.81	±0.49	7.96	±0.15	3.14	±0.02	6.03	±0.21
6	0.62	±0.05	1.58	±0.02	2.79	±0.01	1.71	±0.02
7	2.67	±0.34	4.00	±0.04	1.94	±0.01	3.41	±0.02
8	1.78	±0.07	7.98	±0.09	1.89	±0.01	6.42	±0.05
9	1.57	±0.14	6.18	±0.09	1.98	±0.01	4.44	±0.07
10	2.18	±0.02	17.40	±0.09	4.88	±0.01	12.28	±0.05
11	1.59	±0.15	6.45	±0.10	2.19	±0.01	4.67	±0.09
12	1.70	±0.21	4.95	±0.07	1.79	±0.01	3.89	±0.06
13	2.87	±0.20	1.64	±0.02	1.40	±0.005	1.61	±0.01
14	29.42	±7.84	7.59	±0.15	5.59	±0.06	7.30	±0.12
15	12.74	±3.44	6.47	±0.14	5.25	±0.05	6.29	±0.11
16	1.60	±0.31	5.02	±0.07	1.77	±0.01	3.65	±0.03
17	1.97	±0.26	5.69	±0.07	2.62	±0.02	4.69	±0.04
18	1.94	±0.23	6.37	±0.08	2.30	±0.01	4.91	±0.04
19	3.23	±0.13	4.38	±0.01	5.76	±0.02	4.56	±0.01
20	6.62	±0.35	5.64	±0.02	6.76	±0.02	5.81	±0.02
21	4.99	±0.10	7.08	±0.02	165.68	±8.11	8.24	±0.03
22	8.71	±0.21	9.06	±0.03	2.55	±0.01	6.62	±0.02
23	31.77	±1.69	19.52	±0.09	9.01	±0.02	16.69	±0.06
24	5.23	±0.10	7.38	±0.04	134.47	±0.19	8.56	±0.04
25	11.03	±2.16	4.08	±0.06	3.70	±0.05	4.01	±0.04
26	6.97	±1.07	3.74	±0.07	2.42	±0.02	3.29	±0.04
27	–[b]	–[b]	8.60	±0.38	1.91	±0.04	5.81	±0.16
28	–[b]	–[b]	4.01	±0.14	3.63	±0.08	3.91	±0.11
29	0.24	±0.06	3.74	±0.27	4.06	±0.12	3.88	±0.14
30	0.20	±0.03	4.23	±0.28	4.13	±0.12	4.11	±0.13

*中性子束のエネルギー（E）範囲は次の通りである。 熱中性子束：E<1eV，熱外中性子束：1eV <E<1MeV，高速中性子束：1MeV<E

a：C/M の誤差は，放射能濃度の測定誤差（測定値の 1σ）と中性子束の計算値から算出した。

b：No.27 と No.28 の高速中性子束の C/M は，その位置の ^{58}Co の放射能濃度が検出限界以下だったので算出していない。

4.4.3　2 次元中性子束分布

全中性子束分布，高速中性子束分布，熱外中性子束分布及び熱中性子束分布のそれぞれの分布の等高線図を，図 4.6(1)に示す。PCV 内の中性子束分布の特徴的な次のような現象は分布上に現れている。

(ア) RPV から漏れ出した中性子束は RPV と RSW の間隙を上下にストリーミングしていく現象
(イ) PCV 内では熱外中性子束が優位になる現象
(ウ) RSW の頂上部から斜め上の向けて鋭い分布が見られる現象
(エ) RSW の頂上部から斜め上の向け発生する分布は，中性子エネルギーの高い側（高速中性子束）で鋭く，エネルギーが低くなるにつれて緩くなっていく現象
(オ) RPV の内部の中性子束分布は，上方向及び下方向とも RPV 内を輸送していくものより，RPV 外に漏れ出した中性子束が再進入することによるものが優位である現象

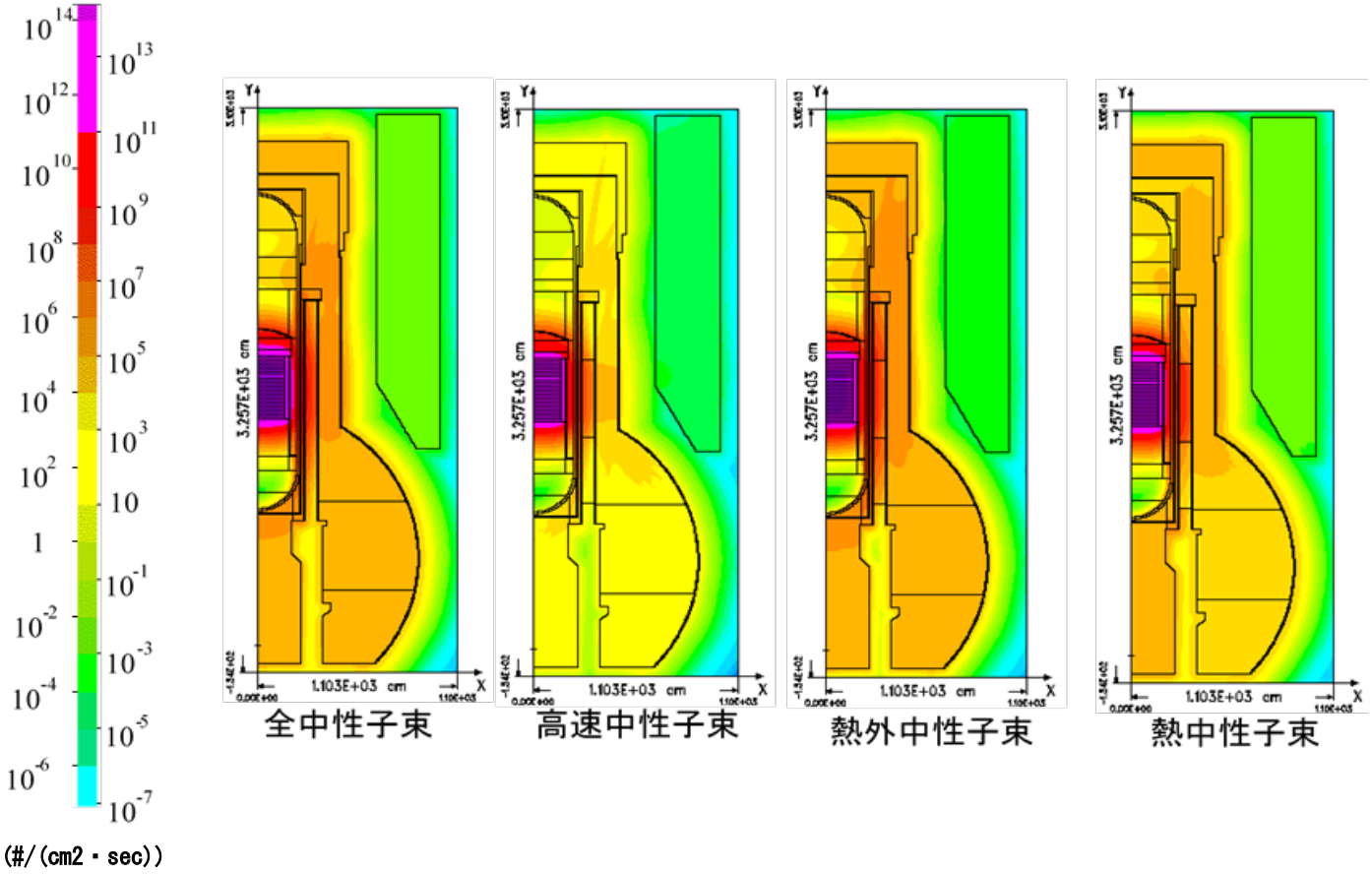


図 4.6(1)　2 次元中性子束分布図

図 4.6(2)は，全中性子束分布について 2 次元計算結果と 3 次元計算結果を比較したも

のである。図中左側の赤枠の中の分布図は，図 4.6(1)に示した全中性子束分布図から，3 次元計算の r-z 方向の範囲を抽出したものである。2 次元中性子束分布は，3 次元の現象を周方向に対して平均化しているので，図 4.6(2)に示す全中性子束の 3 次元分布と 2 次元分布の比較にみられるように,2 次元分布に現れる分布は 3 次元の分布に比べると周方向に平均されたマクロ断面積を用いていることから“薄められた印象”となる。

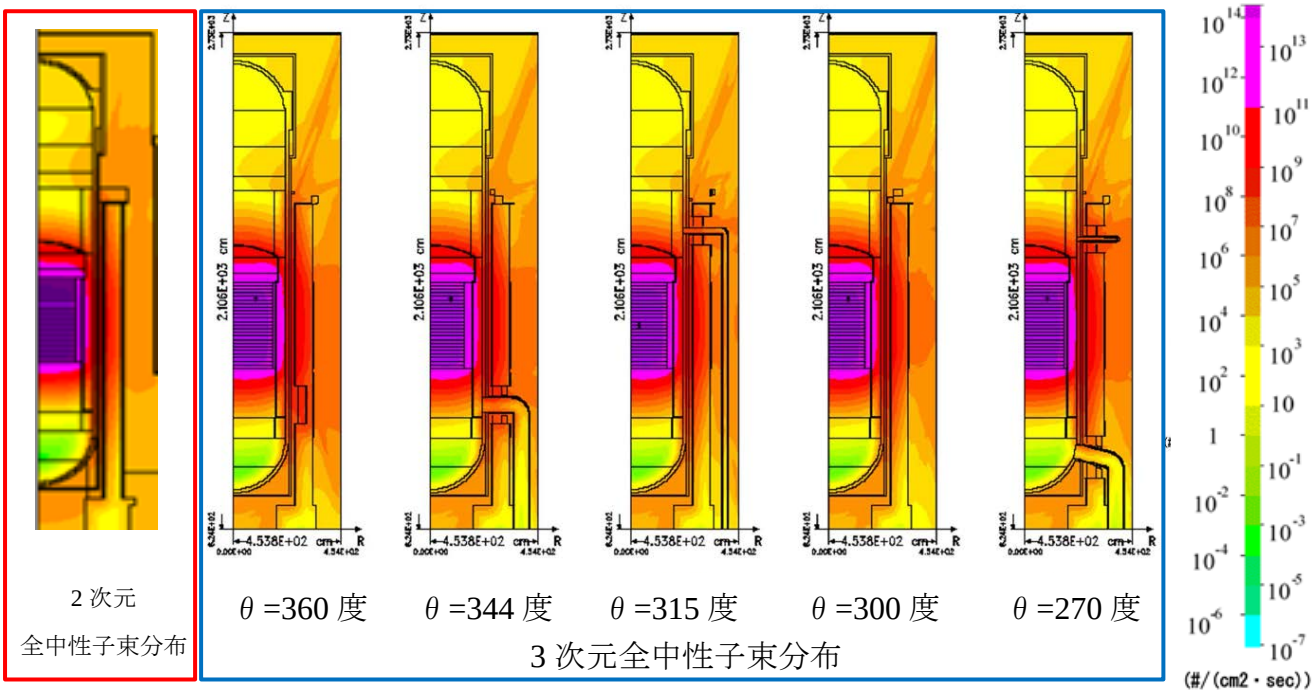


図 4.6(2)　全中性子束分布の 2 次元計算結果と 3 次元計算結果の比較

4.4.4 測定点の中性子エネルギースペクトル

30 点の測定場所はそれぞれ PCV 内の特徴的な中性子束の分布を観測するために選択されたものである。PCV 内の中性子エネルギースペクトルは，概ね熱外エネルギー領域が優位なスペクトル形状となっている。このような形状となる中性子輸送過程は次の通りであると推定される。

(1) 炉心から水平方向の中性子輸送（図 4.7 参照）

① 炉心の中性子スペクトルは，概ね軽水炉の標準的なスペクトルと言われている核分裂＋1/V+マックスウェル分布となっている。

② シュラウド透過後は，鉄の吸収により熱中性子束が吸収によって失われる。

③ シュラウドと RPV 間では，敦 1 の場合，シュラウドと RPV の間は水領域となっている。このため，シュラウドの透過で失われた熱中性子束が再び顕著になる。また，

核分裂スペクトルの部分はより低下する。

④　RPV 透過後は，RPV の鉄の吸収によって，再び熱中性子束が失われる。

⑤　RSW の透過では，RSW 内側鋼鉄製ライナーを透過することで，熱中性子束が吸収により失われるが，RSW コンクリートの透過により平衡スペクトルとなる。外側の鋼鉄製ライナーとガンマ線遮蔽板を透過することで再び熱中性子束が失われる。

(2) RPV 垂直方向の中性子輸送（図 4.8 参照）

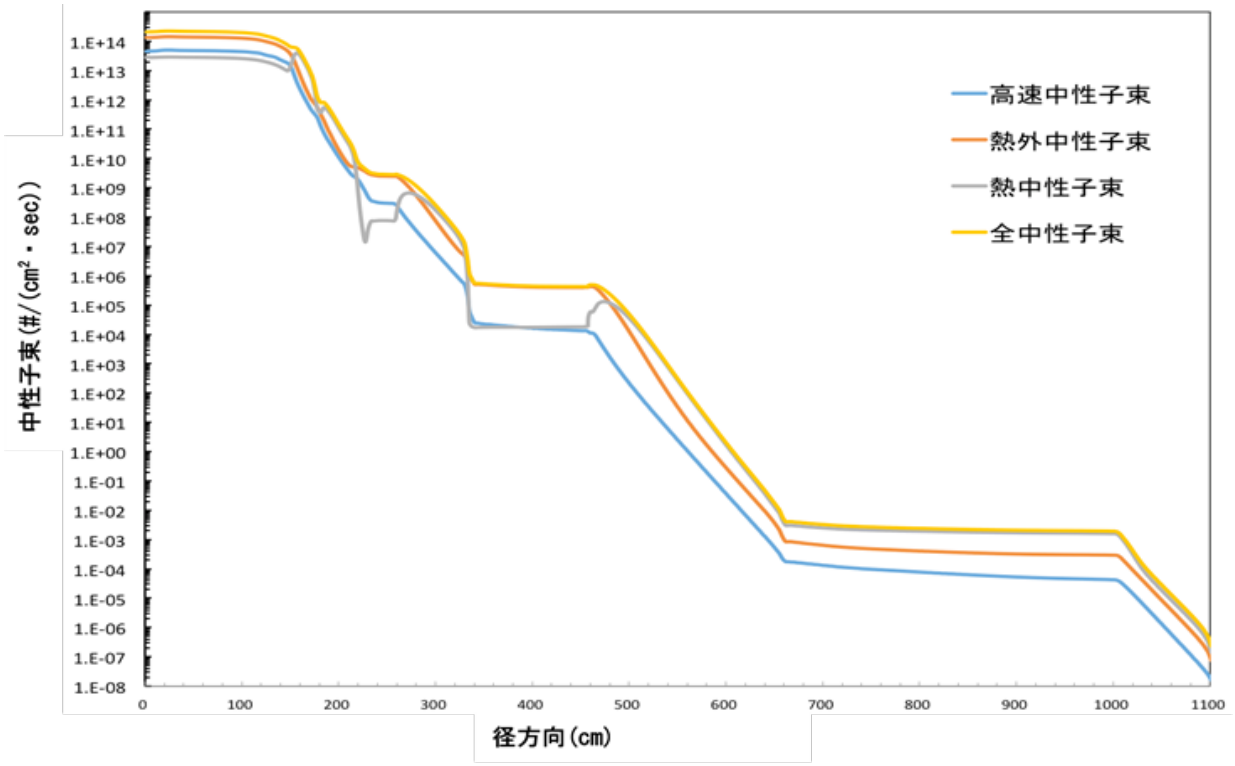
①　炉心で発生した中性子は垂直方向にも輸送していく。但し，上下方向とも冷却水が存在するため，中性子束は急速に減衰する。

②　上部のスタンドパイプ部は液相とスタンドパイプ内に気層が存在するが，気層を選択的に透過していくというような現象は見られない。

③　セパレター領域より上部は気層だけになるが，すでに十分中性子束は減速している。この領域の中性子束は炉心部で RPV から漏洩した中性子が RPV と RSW の間隙を上部方向にストリーミングしている中性子が RPV 内に再進入したものが支配的になっている。

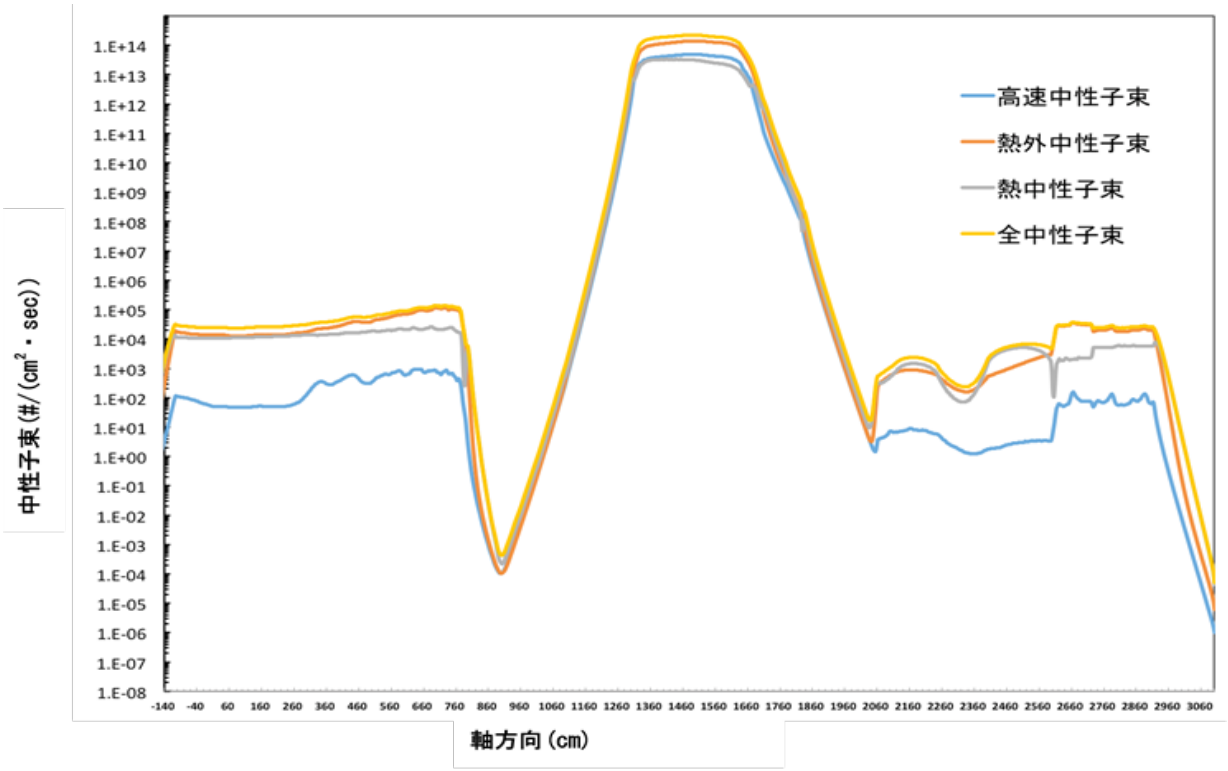
④　下部はいずれの領域においても液相のみであるので，中性子束は急速に減速する。下鏡の領域で RPV 内最低の中性子束レベルになる。

⑤　下部には水が存在するので炉心部で RPV から漏洩した中性子が RPV と RSW の間隙を下部方向にストリーミングしている中性子が RPV 内に再進入しても，急速に減衰してしまうので，その効果は無視できる。



"E±0X" は "×10$^{\pm 0X}$" を表す，ここで X=…−3, −2, −1, 0, 1, 2, 3, …．

図 4．7　2 次元中性子束分布　径方向中性子束変化図



"E±0X" は "×10$^{\pm 0X}$" を表す，ここで X=…−3, −2, −1, 0, 1, 2, 3, …．

図 4．8　2 次元中性子束分布　軸方向中性子束変化図

(3) PRV と RSW の空隙

① 炉心側部から漏洩した中性子束は RPV と RSW の間隙を上下にストリーミングしていく。この間隙の中性子エネルギースペクトルは，RPV から漏出してきた熱外エネルギー領域が優位なスペクトル形状をしている。

② RPV と RSW の間隙を上部にストリーミングしていく中性子束は中性子エネルギースペクトルの形状をほぼ保ったまま上部方向から PCV 内へ輸送していく。

③ 下部にストリーミングしていく中性子束はペデスタルの頭頂部でペデスタルコンクリートに進入し，ペデスタル内側及び PCV フラスコ部へ透過していく。ペデスタルを透過した中性子束は十分に熱化されており，柔らかい形状となっている（ペデスタルには鋼鉄製のライナーがないため，透過の際に熱中性子束が吸収で失われることはない。）

(4) RSW の貫通配管及び貫通部ハッチを通過する中性子束

① RSW は上部及び下部で配管が貫通している。貫通部には内側及び外側に鋼鉄製の扉のあるハッチが設けられており，その中を配管が貫通している。ハッチの内部には遮蔽体などはなく空隙となっている。RSW を貫通する配管はいずれも水を内包しており，配管が遮蔽体となる。

② ハッチを通過する中性子束は，内側及び外側の扉を透過することで，熱中性子束が鋼材（鉄）の吸収により失われる。

③ 配管内を透過していく中性子束は，配管内部の水によって熱化され，柔らかいスペクトルとなる。

④ 配管が水を内包し，良い中性子遮蔽材となることから漏れ出す中性子の量は抑制される。

4.4.5 測定場所ごとの中性子エネルギースペクトルの特徴

30 箇所それぞれのスペクトルを図 4.9 に示す。それぞれのスペクトルの特徴をいかに説明する。

測定場所 1，2

RPV の外壁を透過することで熱中性子束が吸収され熱外中性子束の優位のスペクトルとなっている。RSW の上部にあるスタビライザの領域を通過することでさらに熱中性子束が吸収され，熱外中性子束が優位となるが（測定場所 3 参照），RSW を透過してきた中性子束との合成で，熱中性子束が若干多くなっている。

測定場所 3

RPV の外壁を透過することで熱中性子束が吸収され熱外中性子束が優位のスペクトルとなっている。RSW の上部にあるスタビライザの領域を通過することでさらに熱中性子束が吸収され，熱外中性子束が優位となる。

測定場所 4

RPV の外壁を透過することで熱中性子束が吸収され熱外中性子束の優位のスペクトルとなっている。RSW の上部にあるスタビライザの領域を通過することでさらに熱中性子束が吸収され，熱外中性子束が優位となるが（測定場所 3 参照），RSW を透過してきた中性子束との合成で，熱中性子束が 1，2 よりさらに高くなっている。

測定場所 5

RPV の外壁を透過することで熱中性子束が吸収され熱外中性子束が優位のスペクトルとなり，RSW の内側ライナーでさらに熱中性子が吸収された後，RSW 内のコンクリートで減速されるが，再度外側ライナーを通過することで再度熱中性子束の吸収を受ける。

測定場所 6

測定場所 5 の特徴に加え，水を内包する配管を透過してくる中性子のため，熱中性子束が多くなっている。

測定場所 7

測定場所 4 とほぼ同じ特徴であるが，測定場所 6 で見られる特徴（水を内包する貫通配管による熱中性子束の増加）が合成されている。

測定場所 8

原子炉内で軽水炉の標準的なスペクトルとなったものが，RPV 外壁を透過することで

熱中性子束が吸収され，核分裂スペクトルの形を残した熱外中性子束が優位なスペクトルとなっている。

測定場所 9

測定場所 5 とほぼ同様の特徴を示すが，炉心と同じ高さであるため，核分裂スペクトルの形がより強く残っている。

測定場所 10

原子炉内で軽水炉の標準的なスペクトルとなったものが，RPV 外壁を透過することで熱中性子が吸収され，核分裂スペクトルの形を残した熱外中性子束が優位なスペクトルとなっている。炉心高さなので，核分裂スペクトルの形がより鮮明である。

測定場所 11

測定場所 5 及び 9 とほぼ同様の特徴を示すが，炉心と同じ高さであるため，核分裂スペクトルの形がより強く残っている。

測定場所 12

設置位置は，測定場所 11 と同じ高さであり，2πr の効果で減衰しているがスペクトルの形は変わっていない。

測定場所 13，14，15

スペクトルの形状は測定場所 12 とほぼ変わらない。PCV 内の雰囲気を拡散し，PCV フラスコ部の体積の増加分だけ減衰する傾向を示している。核分裂スペクトルの形状は残っているが，1eV 周辺で盛り上がりを示している。

測定場所 16

高速中性子束側では核分裂スペクトルの形状は失われ，高速中性子束の成分が失われている。熱外中性子束と熱中性子束との差が小さくなってきている。熱中性子束が大きくなるのは，RPV 上鏡からの漏洩成分によるものである。

測定場所 17

高速中性子束側では核分裂スペクトルの形状は失われ，高速中性子束の成分が失われている。熱外中性子束と熱中性子束との差が小さくなってきているが，RPV 上鏡からの漏洩分は測定場所 16 より少なく，熱中性子束が少し小さい。

測定場所 18

高速中性子束側では核分裂スペクトルの形状は失われ，高速中性子束が失われている。一方,全体の形状としてはRPVとRSWの間隙で見られた測定場所8の形状を残している。

測定場所19～24

FWの貫通部ハッチはRSWの内側と外側に鋼鉄製の扉があるだけでハッチの内部は空隙となっている。RSW内側のスペクトルは測定場所8で観測された通りであるが，このスペクトルから2枚の扉を通過するため，さらに熱中性子束が吸収される。この効果だけであれば，測定場所8以上に熱外中性子束が優位になるはずであるが，FWが内包している水による減速の効果で，この領域での熱中性子束が増加する。鋼鉄製の扉の吸収とFW内の水による減速の効果が相乗してこのような形状になっている。

測定場所25

高速中性子束側では核分裂スペクトルの形状は失われ，高速中性子束が失われている。熱外中性子束と熱中性子束との差が小さくなってきている。

測定場所26

ペデスタル中間高さでは，PCV内を下部方向へ輸送してきた熱中性子束とRPVとRSWの間隙を下部方向にストリーミングした中性子がペデスタル頭部のコンクリートを透過することで熱化して柔らかいスペクトルとなったものが合成されたスペクトルとなっている。

測定場所27

測定場所25と26の形状を合成した形状となっている。フラスコ部下部のペデスタル側はRPVとRSWの間隙を下部方向にストリーミングした中性子束がペデスタル頭部コンクリートを透過することで熱化した柔らかいスペクトルとなり，熱中性子束が支配的になる

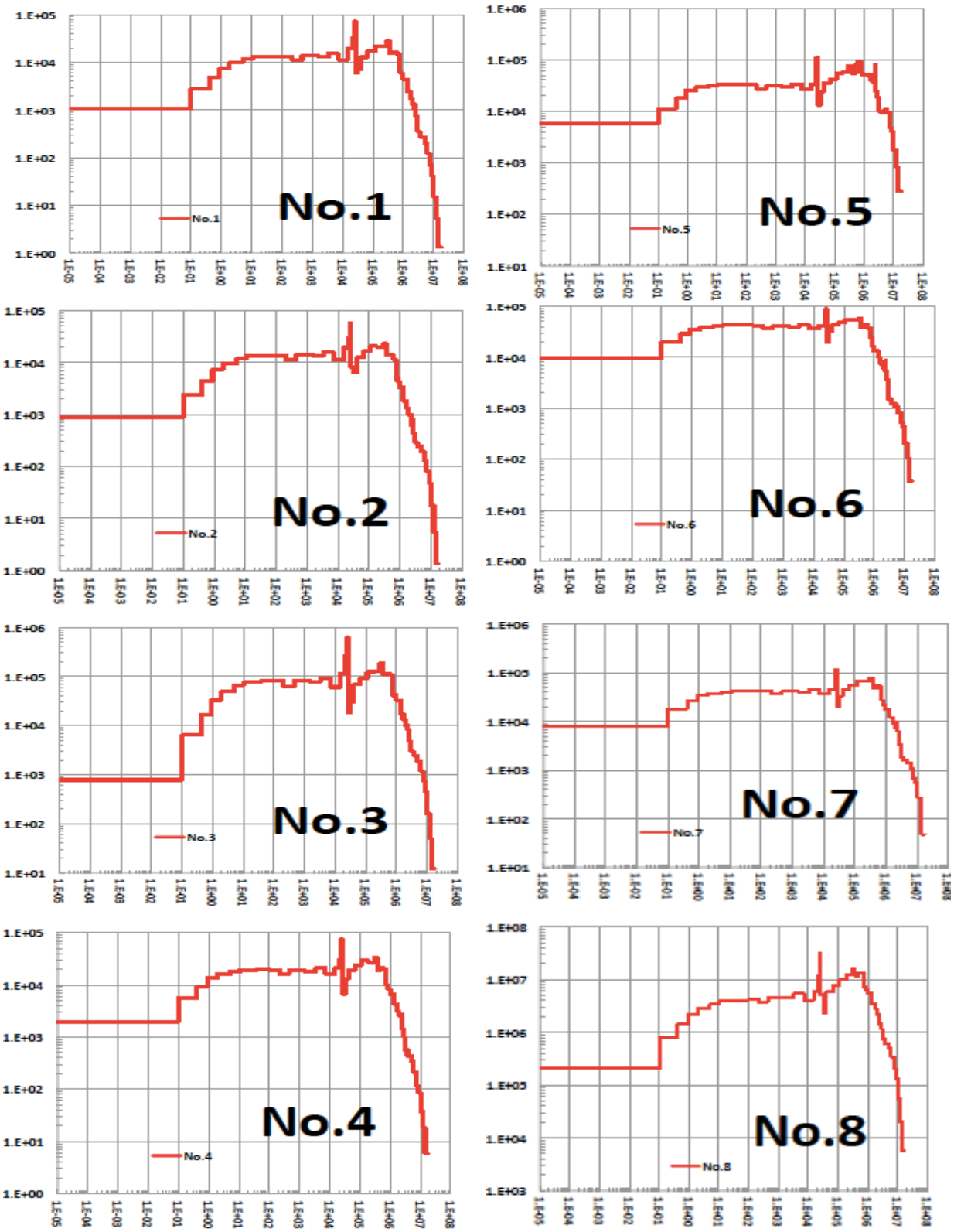
測定場所28

フラスコ部外側の中性子束は上部から輸送してきた中性子束の形状が保存された熱外中性子束が優位なスペクトルに，内側からの柔らかい熱中性子束が優位なスペクトルが合成した形状となっている。

測定場所29，30

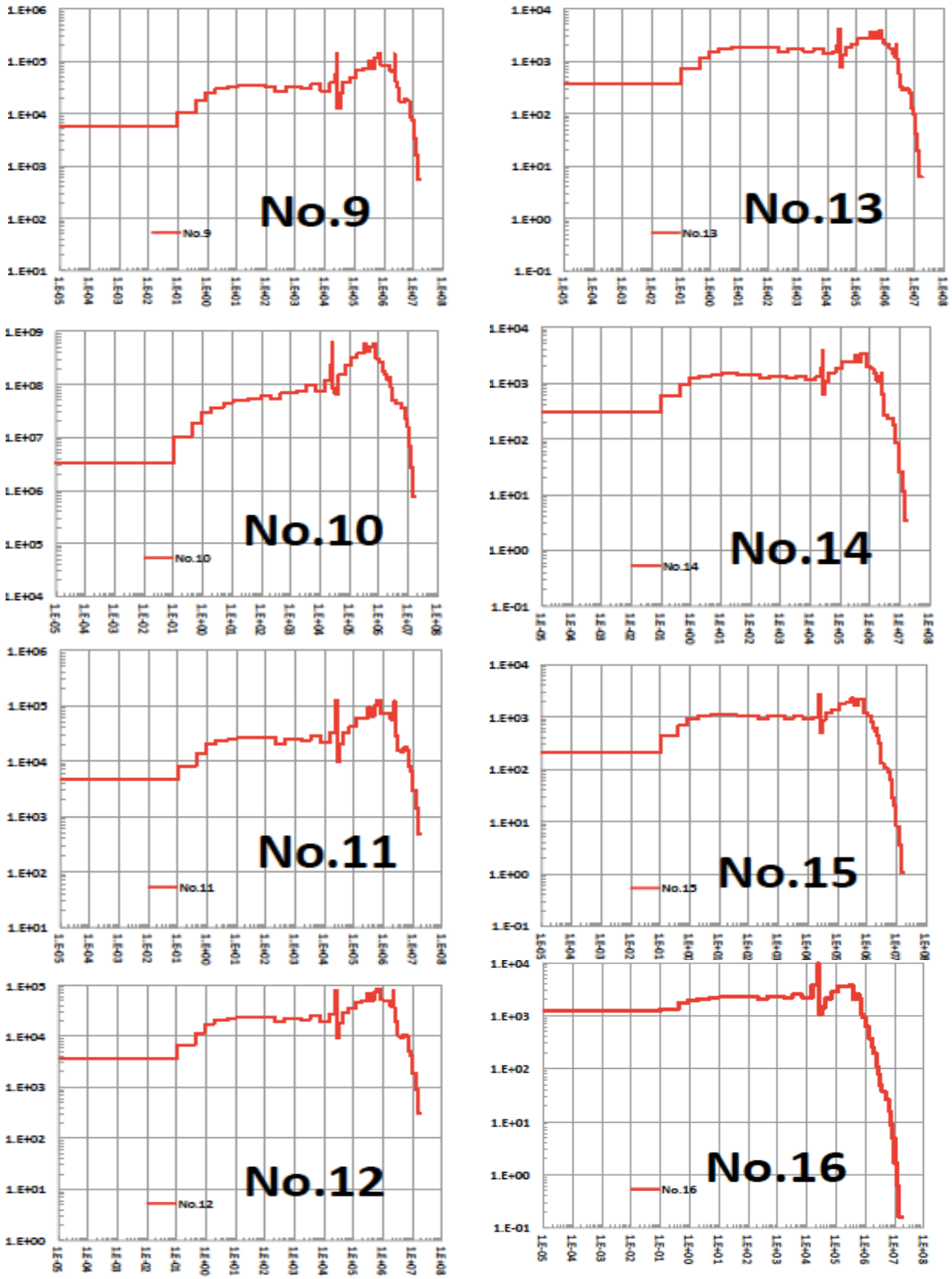
PRV直下，ペデスタル内部の中性子束は，RPV内を透過してきたものではない。炉心側面からPRV外に透過した中性子束がRPVとRSWの間隙を下方向にストリーミングした中性子束がRPVスカート部を透過し，または，ペデスタル頭部を貫通してペデスタル内

部に進入したものである。前者の経路の中性子束は，ペデスタル内部に進入するとすぐに，制御棒駆動機構によって吸収され，ペデスタル内に拡散していくものは少量となる。一方，後者はでは，測定場所 8 に見られたような熱外中性子束が優位なスペクトルがコンクリートを透過することで減速され，熱中性子束の優位なスペクトルとなっている。



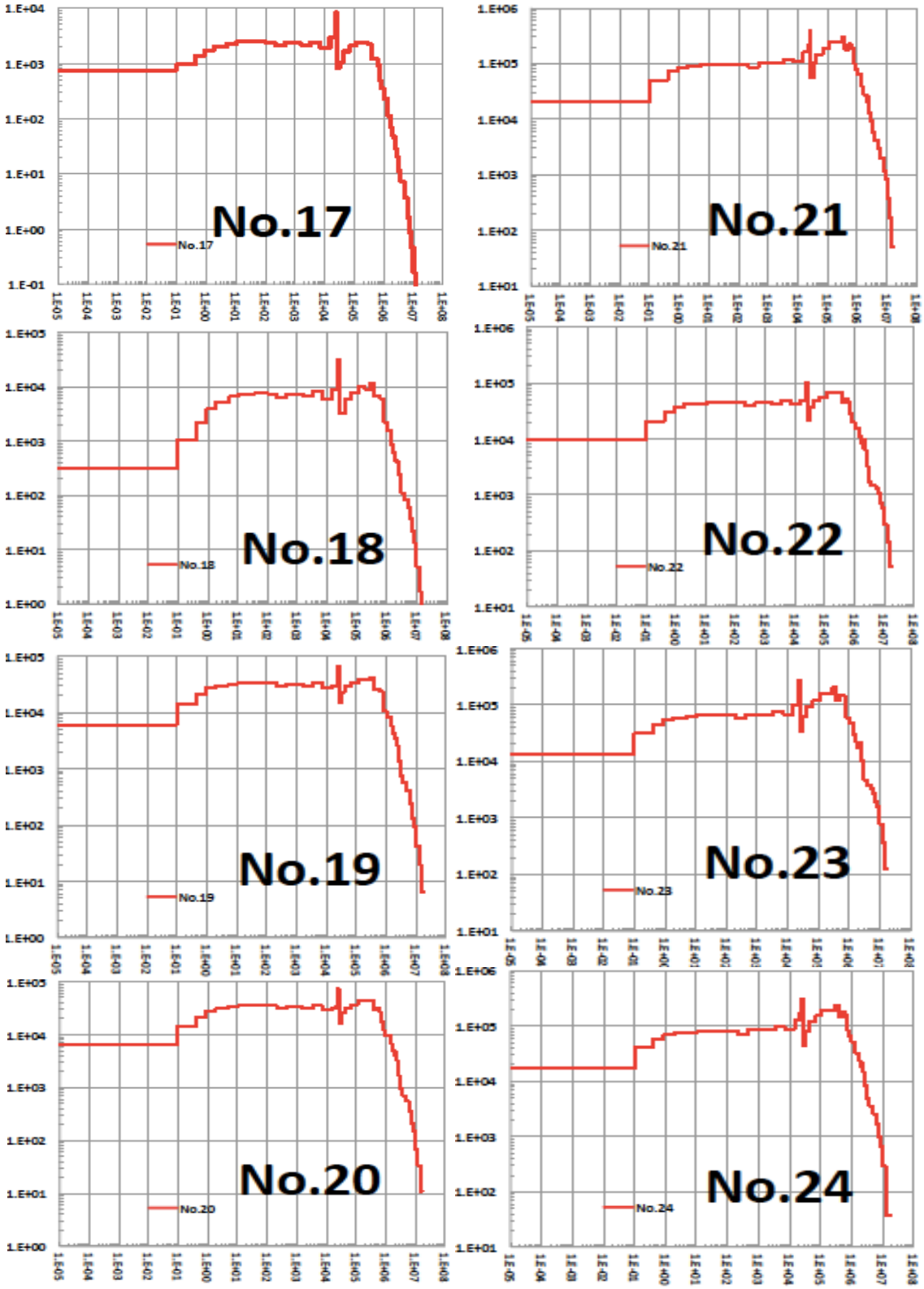
＊全ての図において，縦軸：中性子束[(#/(cm2)/Δu)]，横軸：中性子エネルギー[eV]

図 4.9（1）　測定場所ごとの中性子束エネルギースペクトル



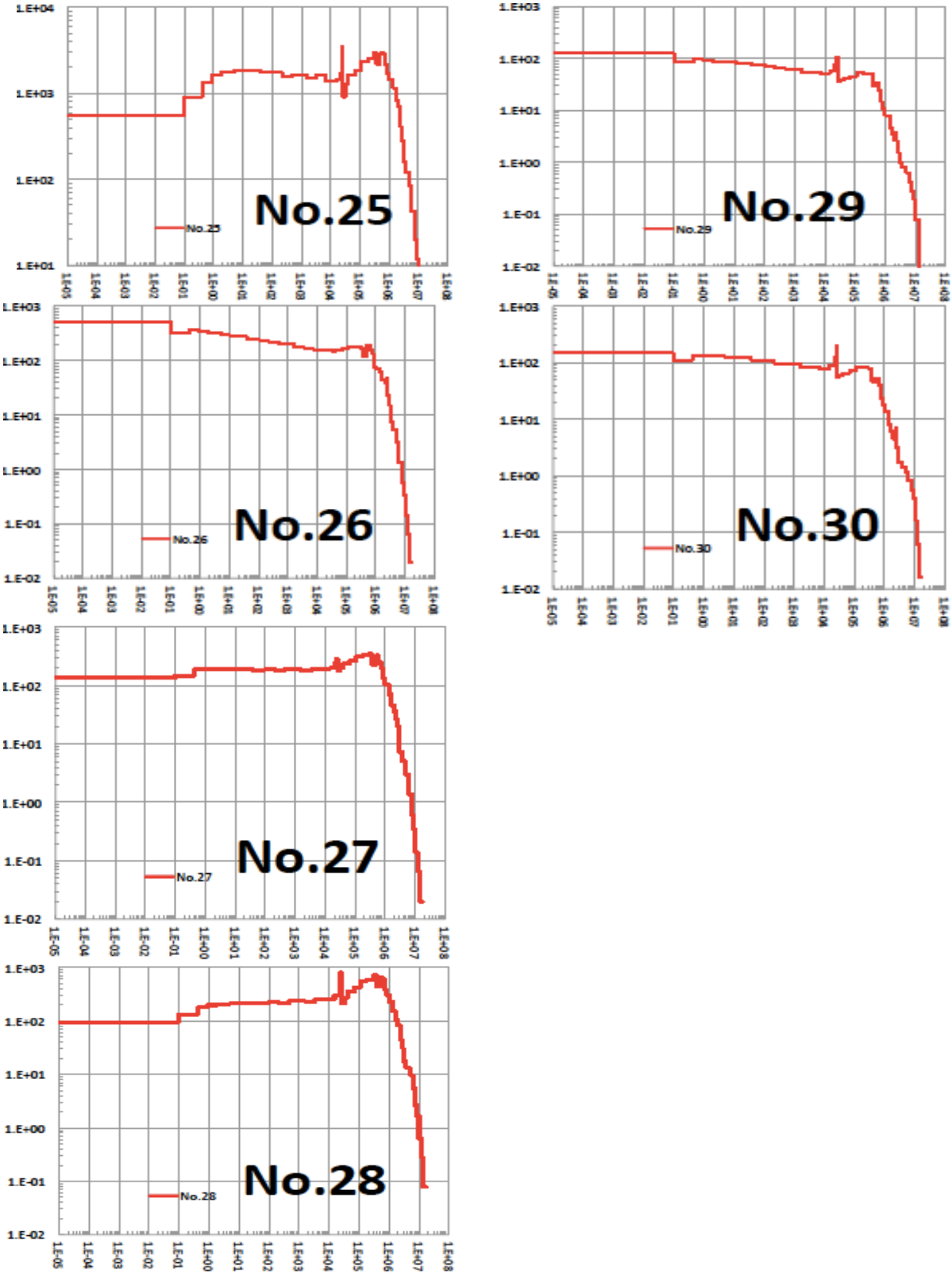
＊全ての図において，縦軸：中性子束[(#/(cm2)/Δu)]，横軸：中性子エネルギー[eV]

図 4.9（2）　測定場所ごとの中性子束エネルギースペクトル



＊全ての図において，縦軸：中性子束[(#/(cm2)/Δu)]，横軸：中性子エネルギー[eV]

図 4.9（3）　測定場所ごとの中性子束エネルギースペクトル



＊全ての図において，縦軸：中性子束[(#/(cm2)/Δu)]，横軸：中性子エネルギー[eV]

図 4.9（4）　測定場所ごとの中性子束エネルギースペクトル

4.5 まとめ

4.5.1 2 次元計算信頼性向上の成果

2 次元中性子束分布計算の信頼性を向上するための手順を提案し，それを実施することで目標とする信頼性を達成する計算を行うことができた。ここで得られた 2 次元中性子束分布は，信頼性を保証しているものであり，主として用いられる放射化計算の信頼性も担保できるものである。

信頼性のある計算を行うには，計算の対象となる現象の特徴をよく理解しておくことが重要である。本研究で 2 次元中性子束分布の計算を行うにあたり，測定による分布の特徴に関する知見と 3 次元中性子束分布の計算結果よる分布の特徴に関する知見は大変有用なものであった。

本研究で提案した 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上のための作業フローは，分布の特徴に関する知見なしには成り立たない。信頼性のある 2 次元中性子束分布の計算を実現するためには，分布の特徴的な情報をどれだけ多く集められるかが重要なポイントとなる。

今回の 2 次元円筒座標系を用いた計算は，周方向の回転対象を仮定するものであり，円筒形状や回転対象形の構造物の多い BWR では有効なモデル化の手段であった。円筒形状や回転対象形の仮定の出ない構造物は，円筒座標系でそれが位置する座標位置を含む円環の体積に希釈するというモデル化の方法をとった。これは周方向に対して中性子と構造材の反応率を平均化することであり，本来局所的である効果が薄まったような印象の分布を示すことになる。これは 2 次元中性子束分布の等高線図と 3 次元のものを比べれば明らかである。放射化放射能評価に置いて，2 次元計算を行い，これを実機の工事で活用しようとする技術者はこのような 2 次元中性子束分布の特徴も理解しておく重要がある。

最終モデルも用いた計算では，30 箇所の測定場所でほぼ信頼性の目標を達成していた。しかし，場所によっては C/M が 100 倍を超える場所もあった。このような目標を達成しない場所があったとしても計算全体の信頼性を主張できるのは，先にも述べた通り取り扱おうとする現象をよく理解することができたからに他ならない。

本研究を通して得られた信頼性の高い 2 次元中性子束分計算の実現のための要件をまとめると「現象の理解に基づく計算モデル化を行うこと」になる。

既往の評価では PCV 内で発生している中性子輸送現象に着目するのではなく，構造物等の配置のみに着目してモデル化が行われてきた。本研究では，構造物等の配置を踏まえ，4.2.4 で述べたようにストリーミングと遮へい効果に着目し，計算モデル内の領域を適切に設定し，現象を模擬するマクロ断面積の設定を行うことを考案し，実施することで信頼性の高い計算が実現できることを実証した。本研究により実証されたこの手法は原子炉の大きさや出力に拠らず広く適用可能なものである。

4.5.2 2 次元計算結果の利用

ここで得られた 2 次元中性子束分布は，BSW を貫通する主蒸気配管（MS）と給水配管（FW）によるストリーミングと MS トンネル室内の中性子束分布を計算するための 2 次元と 3 次元の接続計算（第 5 章参照）の線源のデータとして使用するとともに，原子炉廻りの放射化放射能計算（第 6 章参照）の照射条件として使用する。

第４章　参考文献

[4-1] K Tanaka et al, “Improvement of a calculation procedure of neutron-flux distribution for radioactivity inventory estimation for decommissioning of nuclear power plants”, Progress in Nuclear Energy 85 (2015) 254e270

[4-2] K Tanaka et al, ”Evaluation of Radioactivity Inventory in Tsuruga P/P Unit 1: Improvement of Neutron Distribution Calculation Model”, Proc. of ISRSM2007 pp132-140 (2007) [Oral Session]

[4-3] K Tanaka et al, “Improvement of Radioactivity Inventory Evaluation Procedure in Preparatory Tasks for Decommissioning”, ICEM2001-4045 (2012) [Oral Session]

[4-4] K Tanaka et al, “Radiological Characterization for Small Type Light Water Reactor”, ICONE19-43234 (2011) [Oral Session]

[4-5] K Tanaka, “Development of a reliable estimation procedure of radioactivity inventory in a BWR plant due to neutron irradiation for decommissioning” ICRS2016-FO-000034 (2016) [Oral Session]

[4-6] ORNL, DOORS3.2 One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinate Neutron/Photon Transport Code System. CCC-650 DOORS3.2, Oak Ridge National Laboratory, (1998)

[4-7] White E. J, et al, BUGLE-96: A Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetory Applications. DLC-185/BUGLE-96, Oak Ridge National Laboratory, (1996).

[4-8] Roberto O, BOT3P Version 2: The ENEA Nuclear Data Centre Pre/Post-Processors of the DORT, TORT, TWODANT and THREEDANT Deterministic Transport Codes. FIS-P127-001, c/o ENEA-Bologna Nuclear Data Centre, (2002).

[4-9] IAEA, Evaluating the Reliability of Predictions Made Using Environmental Transfer Models, Safety Series No.100, International Atomic Energy Agency, (1989), ISBN 9201240899

第５章　２次元及び３次元の接続による
主蒸気配管トンネル室内の中性子束分布計算

第5章 2次元及び3次元の接続による主蒸気配管トンネル室内の中性子束分布計算

5.1 概説[5-1～3]

5.1.1 意義と目的

廃止措置準備作業における放射化放射能評価は，中性子束照射による放射性物質の有位な生成が発生しないとされる範囲を対象として実施されなくてはならない。ここで，有意な放射性物質の生成がないとされる中性子束とは，6.26μSv/hr[5-6]とされている。BWRの格納容器(PCV)及び生体遮蔽壁(BSW)には主蒸気管配管（MS）及び給水配管（FW）が貫通する部位があり，その部分を通して中性子ストリーミングが発生し，隣接する主蒸気配管トンネル室(MSトンネル室)に漏れ出しているものと推定される。MS及びFWの貫通部をストリーミングして漏れ出していく中性子束を正確に把握し，放射化放射能評価の範囲を明確にするため次の事項を実施する。

(ｱ) MS及びFWがPCV及びBSWを貫通する部位における中性子ストリーミングを評価するための2次元及び3次元の中性子束分布計算の手法を整備する。
(ｲ) 中性子束測定から得られた測定点におけるエネルギー依存の中性子束及び中性子束分布上の特徴を把握し，信頼性の高いMSトンネル室内の3次元計算モデルの構築を行い，信頼性のある3次元中性子束分布計算結果を得る。

5.1.2 主蒸気配管トンネル室内の中性子束分布計算の概要

2次元と3次元の接続計算を行うにあたり先行事例について調査したが，公開されている事例は見つけることができなかった。

本章では，本研究で用いた2次元と3次元の接続計算の手順について述べた後，3次元中性子束分布計算の計算モデル化と計算条件について説明する。ここでは，貫通部のストリーミングとMSトンネル室内の中性子束の拡散をよく再現するために適用した角度分点セットについて説明する。計算結果の信頼性について，測定値と計算値の比較により行った妥当性の検証について説明する。妥当性の検証では，角度分点セットの依存性について考察を行った。最も信頼性があると判断した計算結果を用いて考察したMSトンネル室内の中性子束分布の特徴について説明する。また，この計算結果を用いて判断したNR境界を示す。

(1) 評価対象範囲とその特徴

原子炉で発生した蒸気をタービンに送る主蒸気配管（MS）とタービンに送られ発電に用いられた蒸気が復水された水を原子炉に戻す給水配管（FW）は，格納容器(PCV)と生体遮蔽壁（BSW）を貫通し，主蒸気配管（MS）トンネル室と呼ばれる原子炉建屋とタービン建屋を接続するためのユーティリ室に導かれている（図5.1参照)。PCV内に分布する中性子束は，この貫通部からストリーミングし，MSトンネル室に漏れ出していく。

(2) 計算コードと計算の進め方

この貫通部のストリーミングと MS トンネル室内の中性子束分布の計算に，決定論 2 次元 Sn 法計算コード DORT[5-4]と決定論 3 次元 Sn 法計算コード TORT[5-4]の接続計算を適用した。

接続計算では，第 5 章で述べた原子炉廻りの 2 次元中性子束分布から PCV 内壁面位置の角度中性子束を DOORS3.2a コードシステム[5-4]に含まれる VISA[5-4]コードで抽出し，これを同じく DOORS3.2a コードシステムに含まれる TORSED[5-4]コードで TORT コードの面線源に加工した。貫通部と MS トンネル室の 3 次元中性子束分布は TORT コードにこの面線源を適用して計算を行なった。貫通部のストリーミングと MS トンネル室内での中性子束分布をよく再現させるため，散乱方向の設定の異なる角度分点セットでサーベイを行なった。

3 次元計算の信頼性は，第 2 章で述べた MS トンネル室内で金属箔を用いて測定した放射化放射能と比較することで検証した。最も信頼性があると判断された計算結果を用いて，BSW 貫通部周辺における「放射性物質でないもの (Non-Radioactive materials：NR)」[5-5]の境界（NR 境界）を評価した。NR 境界は BSW の内部にあり，MS トンネル室内の構造物等は，2 次的汚染のある配管の内面を除き NR であることを確認した。

5.1.3 本章の位置づけ

本章では，4 章で実施した原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算結果から MS が PCV 及び BSW を貫通する箇所の角度中性子束を抽出し，PCV 及び BSW を貫通する配管による中性子ストリーミングと MS トンネル室内の中性子束分布を計算する面線源として用いる。MS トンネル室内の 3 次元中性子束分布計算の計算モデルの構築に必要な分布の特徴及び計算結果の妥当性検証には，2 章に示した MS トンネル室内の中性子束測定値を用いる。

本章で参照する 2 章で実施した中性子束測定値及び 4 章で実施した 2 次元中性子束分布計算との関連は図 5 の通りとなる。

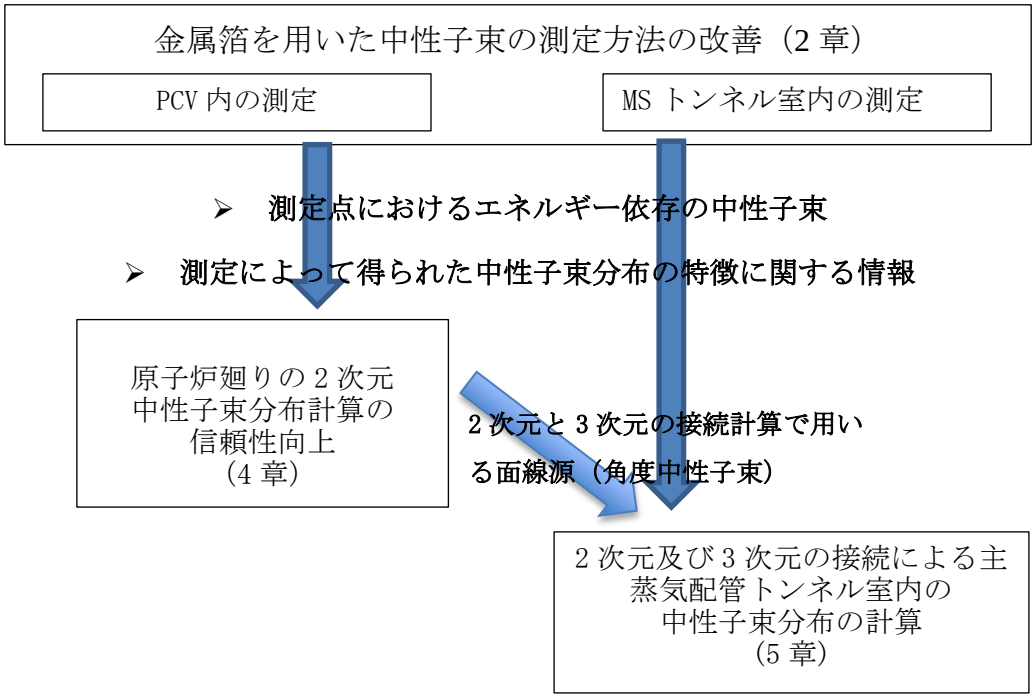


図 5　2 次元及び 3 次元の接続計算による MS トンネル室内 3 次元中性子束分布計算の位置づけ

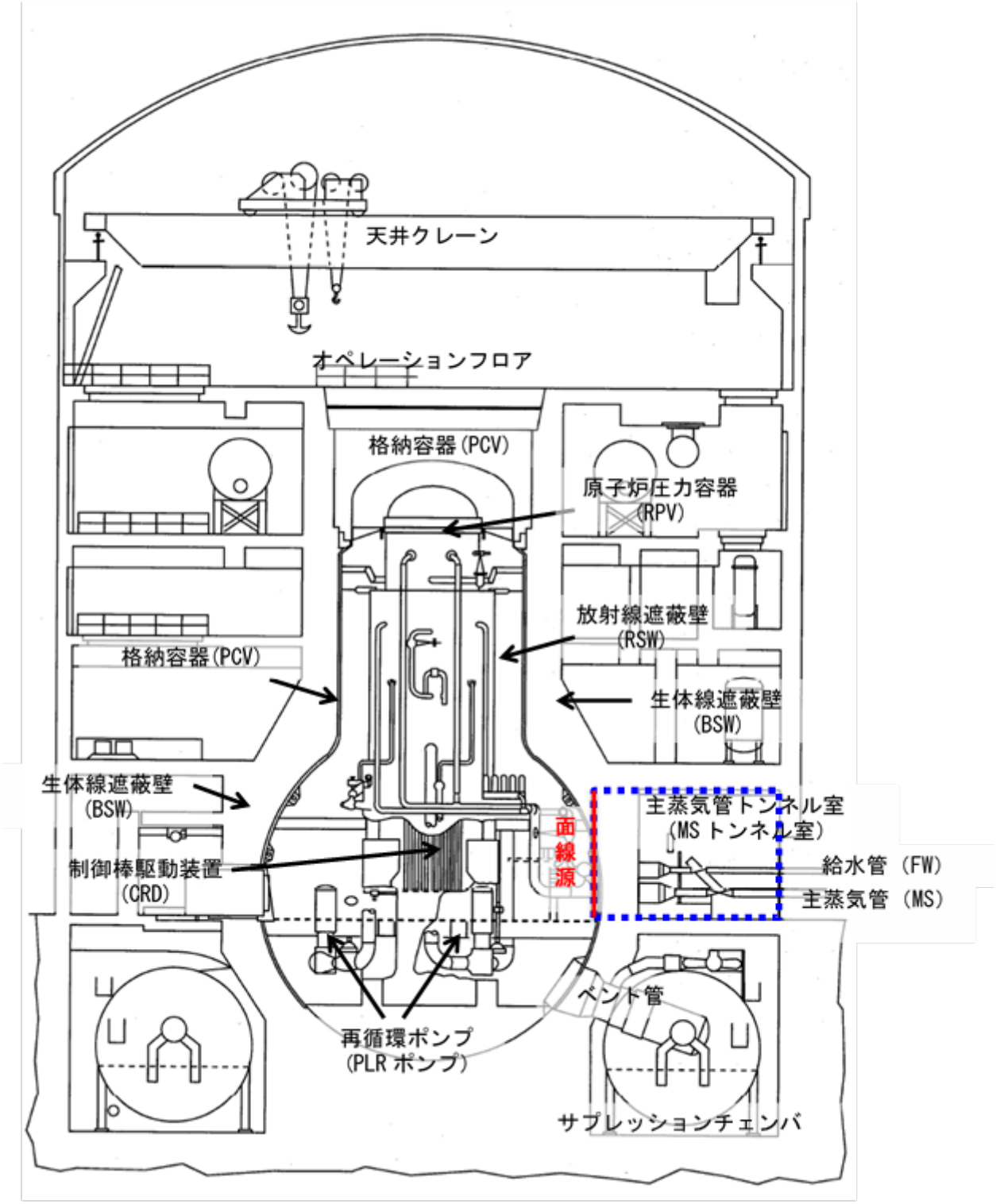


図 5.1　主蒸気配管（MS）トンネル室　2 次元-3 次元接続計算範囲（垂直断面）

5.1.4　Sn法計算とモンテカルロ法の接続計算の試み

本研究では，当初2次元と3次元のSn法計算コード同士の接続計算ではなく，2次元Sn法とモンテカルロ法シミュレーションコード*MCNP[5-9]を接続して計算を行うことを目指していた。これはダクトストリーミングの計算には，3次元のモンテカルロ法が有利であるという考え方によるものであった [5-10]。このために，Sn法計算コードとモンテカルロ法シミュレーションコード MCNP[5-9]との接続計算を行うための計算コードを開発した。しかし，本研究で取り扱うようなBSWを貫通し，MSトンネル室に拡散する中性子束分布の計算では，モンテカルロ法の適用は必ずしも有効でないことをから，この接続計算の手法を採用することはなかった。本節では，以下にこの経緯の概要を説明する。

1980年代に，ダクトストリーミングを評価する目的で，決定論2次元Sn法計算コードDOT3.5[5-6]と多群モンテカルロ法計算コード*MORSE[5-7]の接続計算手順が開発されていた。両者を接続するための面線源としての確率分布関数を与えるコードがDOMINOコード[5-8]であった。この接続計算の手順を参照して，最新の2次元Sn法計算コードDORTとモンテカルロ法シミュレーションコード*MCNP[5-9]を接続するためのコードを開発し，貫通部のストリーミングとMSトンネル室内の中性子束分布計算に適用することを試みた。開発した接続のためのコードの検証は単純な形状で行い，コードの妥当性と有効性を検証した。DORT と TORT の接続計算と同等の条件で計算を試みたが，MS トンネル室内において実用的な時間内で十分な統計精度の計算を行うことができなかった。

この原因は，次の通りである。線源として設定したPCV内壁面からBSWのコンクリートを透過すると7桁程度の減衰となる。このため，MCNPの計算上はコンクリートを透過する中性子束はMSトンネル室には到達していない。また，FWをストリーミングする中性子も 5 桁程度減衰するため，こちらも計算上はストリーミングする中性子はほぼ到達していない。MSをストリーミングする中性子束は2桁程度の減衰ではあるが，面線源として設定したMSトンネル室の断面の面積はMSの断面の面積の200倍近くある。MSをストリーミングする中性子数も面線源出発生したもの1/10000もMSトンネル室には到達していないことになる。また，到達した中性子はMSトンネル室全体に拡散していく。このような状況下で測定点の統計精度を上げていくには膨大な数の中性子を発生させなければならなくなり，長時間にわたる計算時間が必要となる。

註*：MORSE コードは，MCNP のように粒子の輸送を追跡するシミュレーションを行うのではなく，積分型の中性子輸送方程式を解くものであるので両者は区別するため，MORSE コードはモンテカルロ法計算コードと呼ぶことにした。

5.2 接続計算の手順

5.2.1 MS トンネル室内の中性子束分布の測定

MS トンネル室内における中性子束の測定は，第 2 章で測定場所や測定結果について説明している。ここでは，その要点を示す。また，第 2 章で示した測定場所，金属箔の使用等及び測定結果等を表 5.1 に再掲する。MS トンネル室内の金属箔の設置場所は図 5.2 に示す 10 箇所である。6 箇所は MS の近傍に設置し，4 箇所は MS から離れた場所に設置した。前者は MS の BSW 貫通部のストリーミングの影響を観測するためであり，後者は MS トンネル室内の拡散の様子を観測するために設置した。図の下部に設置状況の写真を添付した。左側の写真は，MS の BSW 貫通部の出口において MS 貫通部のパイプクリアランス（間隙）からの漏れを観測するために設置した 1 番目の測定場所と貫通部出口から少し離れた場所の 2 の測定場所を示している。中央の写真は，MS から離れた MS トネル室の側壁近傍に設置した 4 の測定場所を示している。右側の写真は，MS トンネル室入口から室内を見た写真であり，7 と 8 は入口の天井部に設置している。また，奥には MS 近傍に 6 を設置した。

使用した金属箔は PCV 内の測定と同様，Au，Au+Cd 及び Ni の 3 種類である。Ni については，全ての設置場所で放射能は検出限界値以下であった。また，設置場所 10 ではすべての金属箔の放射能が検出限界以下であった。

金属箔は第 32 運転サイクル（2009 年 12 月 10 日から 2011 年 1 月 26 日）の期間設置し，照射した。ただし，このサイクルでは図 5.3 に示すような 50 日間の計画外停止が発生しため，2.4 式を用いて放射化放射能から中性子束を算出することができなくなった。このため本章では，計算結果の妥当性の検証は，中性子束の比較を行うのではなく，設置場所の中性子束を用いて図 5.3 に示す運転履歴を照射履歴として放射化計算を Au に生成する Au-198 の放射能を用いることにした。

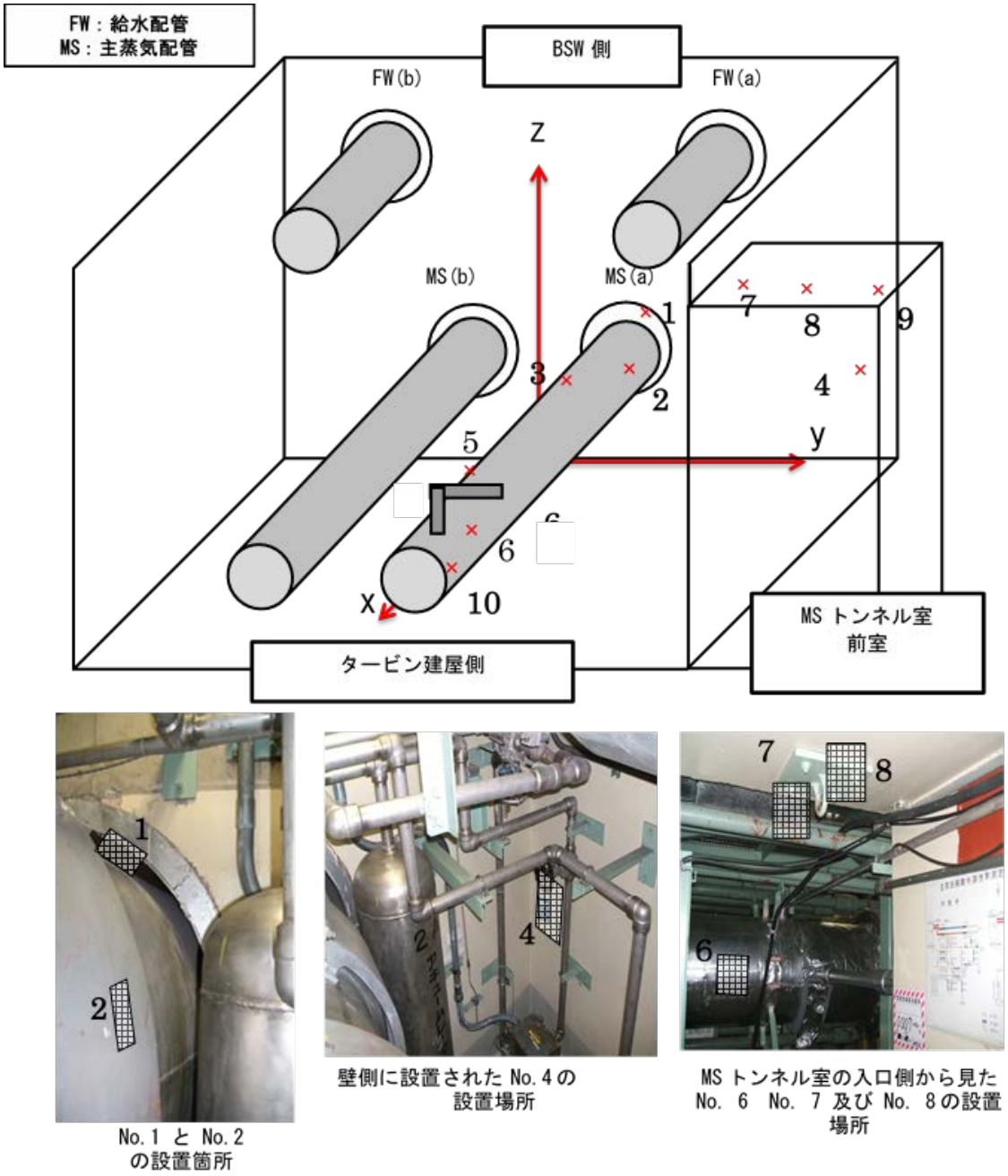


図 5.2　MS トンネル室内の金属箔設置場所

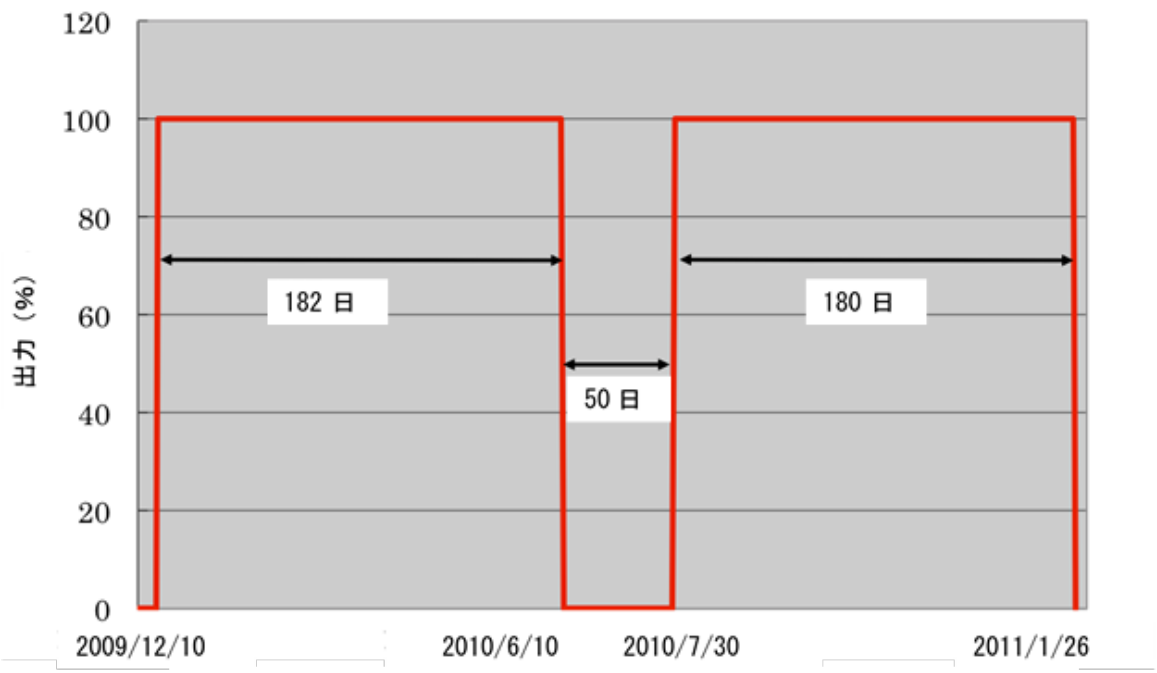


図 5.3　第 32 運転サイクの運転履歴（金属箔の照射履歴）

表 5.1　MS トンネル室内金属箔設置位置，仕様及び放射能濃度測定値

位置番号	設置場所の説明	金属箔種類[a]	重量[b] (g)	生成同位体[c]	放射能濃度 (Bq/g)	誤差[d]
1	MS トンネル室の BSW 側の壁表面であり，MS 配管貫通部のパイプクリアランスの位置に設置した。(1057.0, 95.0, 469.0)[f]	Au	0.648	^{198}Au	6.27	±0.27
		Au+Cd	0.639	^{198}Au	5.41	±0.29
		(therm)[g]	–	–	(0.86)[g]	(±0.07)[g]
		Ni	21.640	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
2	MS トンネル室の BSW 側の壁近傍であり，MS 配管表面の位置に設置した。(1102.0 103.0,461.0)[f]	Au	0.650	^{198}Au	3.66	±0.25
		Au+Cd	0.648	^{198}Au	2.66	±0.16
		(therm)[g]	–	–	(1.00)[g]	(±0.09)[g]
		Ni	21.584	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
3	MS トンネル室の BSW 側の壁から 160cm 離れた MS 配管表面の位置に設置した。(1218.0, 87.0, 477.0)[f]	Au	0.650	^{198}Au	2.191	±0.201
		Au+Cd	0.637	^{198}Au	1.851	±0.151
		(therm)[g]	–	–	(0.341)[g]	(±0.121)[g]
		Ni	21.736	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
4	MS トンネル室の側壁の近傍に設置した。(1139.5, 230.0, 474.0)[f]	Au	0.650	^{198}Au	3.59×10^{-1}	$\pm0.22\times10^{-1}$
		Au+Cd	0.638	^{198}Au	1.68×10^{-1}	$\pm0.14\times10^{-1}$
		(therm)[g]	–	–	(1.91×10^{-1})[g]	$(\pm0.10\times10^{-1})$[g]
		Ni	21.491	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
5	MS トンネル室の BSW 側の壁から 500cm 離れた MS 配管近傍の位置に設置した。(1557.0, 3.0, 492.0)[f]	Au	0.61	^{198}Au	3.53×10^{-1}	$\pm0.22\times10^{-1}$
		Au+Cd	0.60	^{198}Au	2.56×10^{-1}	$\pm0.17\times10^{-1}$
		(therm)[g]	–	–	(0.97×10^{-1})[g]	$(\pm0.09\times10^{-1})$[g]
		Ni	21.659	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
6	MS トンネル室の BSW 側の壁から 620cm 離れた MS 配管表面の位置に設置した。(1675.0, 103.0, 461.0)[f]	Au	0.637	^{198}Au	3.58×10^{-1}	$\pm0.23\times10^{-1}$
		Au+Cd	0.639	^{198}Au	2.40×10^{-1}	$\pm0.18\times10^{-1}$
		(therm)[g]	–	–	(1.18×10^{-1})[g]	$(\pm0.10\times10^{-1})$[g]
		Ni	21.639	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
7	MS トンネル室入口通路の天井に 3 箇所設置した。(1671.0, 275.0, 515.0)[f]	Au	0.645	^{198}Au	3.27×10^{-2}	$\pm0.25\times10^{-2}$
		Au+Cd	0.656	^{198}Au	1.39×10^{-2}	$\pm0.14\times10^{-2}$
		(therm)[g]	–	–	(1.88×10^{-2})[g]	$(\pm0.13\times10^{-2})$[g]
		Ni	21.560	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
8	(1671.0, 305.0, 515.0)[f]	Au	0.641	^{198}Au	2.77×10^{-2}	$\pm0.22\times10^{-2}$
		Au+Cd	0.641	^{198}Au	1.29×10^{-2}	$\pm0.14\times10^{-2}$
		(therm)[g]	–	–	(1.48×10^{-2})[g]	$(\pm0.13\times10^{-2})$[g]
		Ni	21.752	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
9	(1671.0, 400.0, 515.0)[f]	Au	0.649	^{198}Au	1.00×10^{-2}	$\pm0.15\times10^{-2}$
		Au+Cd	0.635	^{198}Au	0.49×10^{-2}	$\pm0.11\times10^{-2}$
		(therm)[g]	–	–	(0.51×10^{-2})[g]	$(\pm0.27\times10^{-2})$[g]
		Ni	21.247	^{58}Co	ND[e]	ND[e]
10	MS トンネル室のタービン建屋側の壁近傍であり，MS 配管表面の位置に設置した。(1861.0, 103.0, 462.0)[f]	Au	0.634	^{198}Au	ND[e]	ND[e]
		Au+Cd	0.642	^{198}Au	ND[e]	ND[e]
		(therm)[g]	–	–	–	–
		Ni	21.695	^{58}Co	ND[e]	ND[e]

a: 金属箔の形状は全て円形をでる。金箔(Au)の寸法は，全て直径 20.0mm 及び厚さ 0.1mm である。ニッケル箔（Ni）の寸法は，全て直径 55.0mm 及び厚さ 0.1mm である。
b: Au+Cd 箔の重量は Au の重量を示している
c: 生成同位体とは，中性子照射（中性子吸収）により生成する放射性同位体をいう。
d: 放射能濃度の誤差は，HPGe 測定器の測定誤差（測定値の 1σ）を示す。
e:全てのニッケル箔（Ni）において，^{58}Co 放射能は検出限界以下であった。No.10 の金箔(Au 及び Au+Cd)の ^{198}Au の放射能は検出限界以下であった。
f: 5.X で説明している 3 次元 xyz 座標系計算モデルの座標点を示す。単位は cm である。
g: “(therm)” の値は，Au 箔の放射能から Au+Cd のものを引いた，熱中性子束により生成した放射能を示す。

5.2.2　2 次元と 3 次元の接続計算手順

2 次元中性子輸送計算コード DORT と 3 次元中性子輸送計算コード TORT との接続計算の手順は，図 5.4 の通りである。以下に手順を説明する（図の左上から左下，右上から右下の順で作業は流れていく）。

① 原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算を実施し，DORT から出力されるスカラー中性子束と角度中性子束をファイルに保存する。

② DOORS3.2ａコードシステムに含まれる VISA コードを用いて，接続面とする位置に対応する空間メッシュのスカラー中性子束と角度中性子束を抽出する。VISA コードの出力ファイルには，接続する方向（座標軸），接続面とする位置の情報，角度分点数，エネルギー群数，抽出された全てのエネルギー群のスカラー中性子束，抽出された全てのエネルギーの全角度分点の角度中性子束が含まれる。

③ 3 次元計算の幾何形状モデルを作成する。幾何形状モデルの作成には BOT3P3 コードシステムの GGTM[5-11]コードを用いた。また，3 次元計算で用いる角度分点数を決定し，その分点数の角度分点セット（角度メッシュの情報が必要）を用意する。

④ VISA コードの出力ファイルと 3 次元 Sn 法計算コード TORT の幾何形状データと 3 次元の角度分点のデータを DOORS3.2ａコードシステムに含まれる TORSED コード入力して，境界線源（面線源）を作成する。TORSED には，2 次元計算で用いた角度分点セットも入力する。TORSED コードは 2 次元計算で用いた角度分点セットと 3 次元計算で用いる角度分点セットの角度メッシュ配置を比較し，角度中性子束を 3 次元角度分点に対応した 3 次元角度中性子束に変換する。2 次元計算で用いたスカラー中性子束は 3 次元角度中性子束の規格化で用いられる。

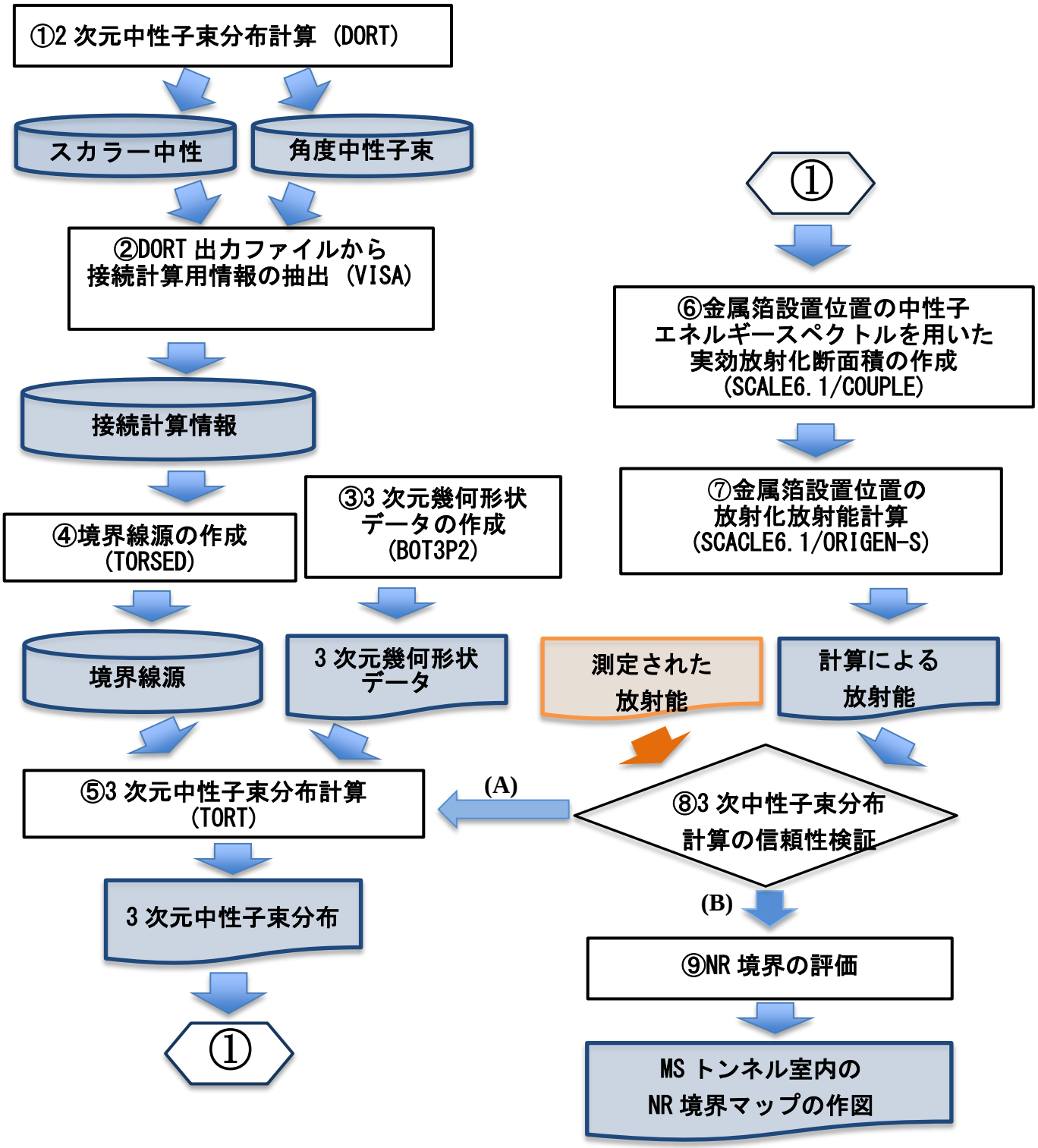
⑤ TORSED で作成された面線源と BOT3P2/GGTM で作成された幾何形状モデルなどを入力データとして，TORT コードで 3 次元中性子束分布計算を実施する。

⑥ TORT コードの計算結果から，測定場所の中性子エネルギースペクトルを抽出し，SCALE6.1/COUPLE[5-12]コードを用いて測定場所の実効放射化断面積を作成する。

⑦ 測定場所ごとに作成された実効放射化断面積と運転履歴及び金属箔の元素組成を入力し，SCALE6.1/ORIGEN-S[5-13]を用いて金属箔の放射化計算を実施する。

⑧ 計算された設置場所ごとの放射化放射能と測定による放射化放射能を比較し，計算の信頼性を検証する。計算の信頼性の目標は，第 3 章と第 4 章と同様に測定値と計算値の比（C/M）が，1＜C/M＜10.0[5-14]を満たすことを条件とする。

⑨ 最も信頼性があると判断された 3 次元計算の結果を用いて NR 境界の判定を行う。



(A) MS トンネル室内の中性子束分布について信頼性の条件を満たさない場合，本計算では角度分点セットの改善を行った。
(B) 信頼性があると判断された３次元中性子束分布を用いて NR 境界を評価した。

図 5.4　MS トンネル室内の中性子束分布計算及び NR 境界評価のフロー

5.3　3次元中性子束分布計算の計算条件

5.3.1 3次元中性子束分布計算の計算条件

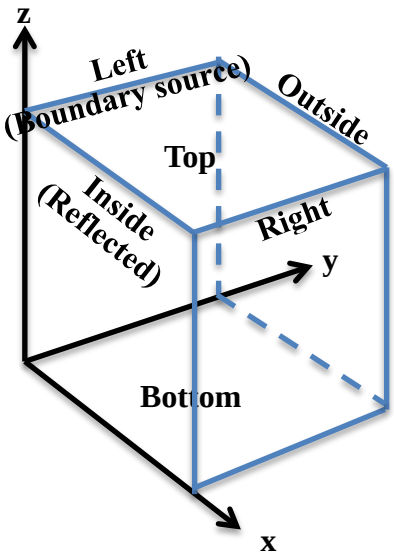
BSW貫通部及びMSトンネル室内の中性子束分布計算の計算条件を表5.2に示す。計算モデル及び計算条件等を以下に説明する。

表5.2　BSW貫通部及びMSトンネル室内3次元中性子束分布計算条件

項目	条件
計算コード	TORT (DOORS3.2a)
座標系 ゾーンの数[a]	x-y-z 8
空間メッシュ数	
(x,y,z)	(158,98,105)
空間メッシュは，ストリーミングの効果を再現できるように，主蒸気(MS)配管と給水(FW)管の近傍は詳細なメッシュ分割とした。	
ルジャンドル展開次数	P5,P7
計算オプション	境界線源計算[b]

項目	条件
角度（Sn） 分点数	S8,S10,S12,S14,S16 B100,B160[c]
境界条件[d]	
左側（Left）	境界線源
右側（Right）	真空境界
内側（Inside）	反射境界
外側（Outside）	真空境界
上側（Top）	真空境界
下側（Bottom）	真空境界
エネルギー群毎の中性子束反復計算回数上限値	50
計算収束判定値	0.001

a: ゾーンの数とは，マクロ断面積を関係付ける材料の領域の数のことであり，材料の領域とはユーザの設定した3次元形状を言う。ある材料に関係付けられたマクロ断面は，複数の材料の領域に設定される。3次元空間を複数の材料の領域によって分割することで，TORTの計算モデルが構築される。
b: 境界線源は，DOORS3.2aシステムに含まれるVISAコードとTORSEDコードを用いて，先に実施したDORTコードによる2次元中性子束分布計算結果を参照して作成し，左側境界に設定した。
c: B100とB160は，中性子の散乱がμ軸方向集まるように，μ軸方向に詳細な角度分点を設定している。
d: 今回のTORTの計算モデルでは，直行座標系（xyz座標系）を用いており，それぞれの座標軸方向に2面の境界条件を設定する(右図参照)。x軸方向は，xの値の大きい側を右側(Right)，小さい側を左側(Left)，y軸とz軸も同様に，それぞれ値の大きい側が外側(Outside)と上側（Top），小さい側が内側(Inside)と下側（Bottom）と呼ぶ。今回の計算では，x軸を主蒸気管（MS）及び給水管（FW）の方向に平行にした。また，境界線源は左側境界に設定した。



< TORTコードにおける境界条件の設定 >

5.3.2 計算コードと断面積ライブラリ

3 次元中性子束分布計算には Sn 法計算コードの DOORS3.2 a コードシステムの TORT を用いた。断面積は，第 4 章及び第 5 章の計算と同じエネルギー群数 47 群の DLC185/BUGLE-96[5-15]を DOORS3.2 a コードシステムの GIP コードでマクロ実効断面積を作成した。散乱断面積のルジャンドル展開次数は，BUDGLE-96 に登録されている最大次数である 7 次（P7）と 2 番目に次数の高い 5 次（P5）の 2 種類を用いることとし，マクロ実効断面積もこの 2 種類に対して作成し，展開次数の計算に与える効果を確認した。

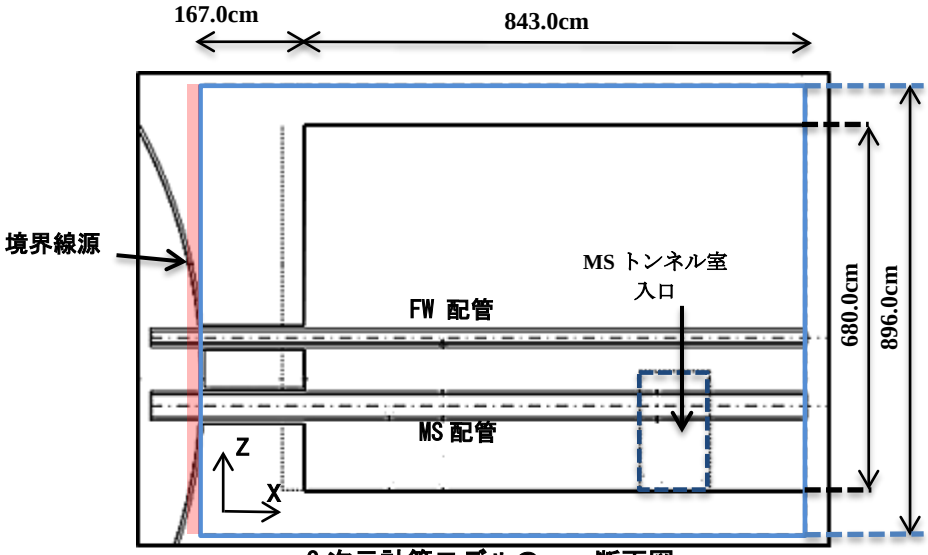
幾何形状データの作成には，上述した通り BOT3P2 コードシステムの GGTM を使用した。

計算の信頼性検証のために実施する測定場所における放射化放射能計算では，SCALE6.1 に組み込まれた JEFF-3.0A[5-16]から作成された 47 群の放射化断面積ライブラリを用いて，SCALE6.1/COUPLE コードで測定場所ごとの実効断面積を作成し，SCALE6.1/ORIGEN-S コードで放射化計算を行なった。

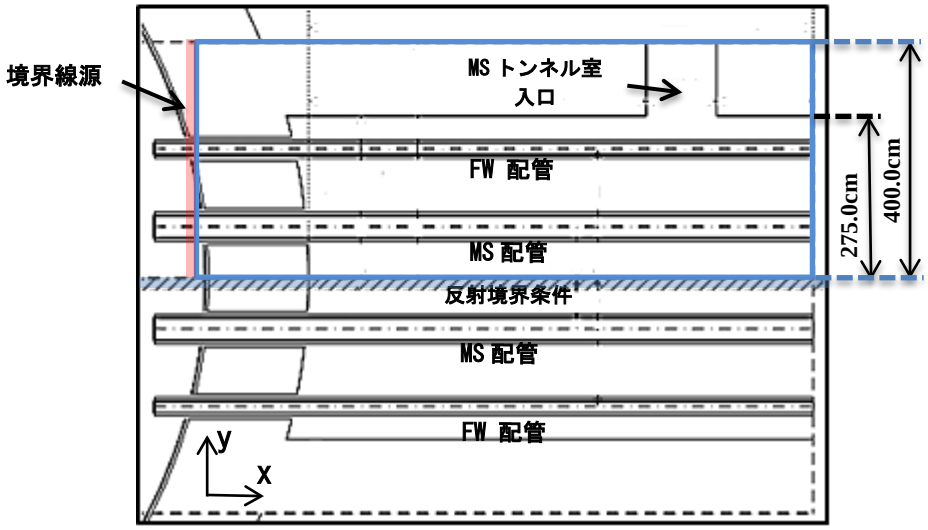
5.3.3 幾何形状モデル

BSW 貫通部及び MS トンネル室内の幾何形状モデル化は 3 次元直交座標系（X-Y-Z 座標系）を用いた。MS 及び FW の方向（原子炉建屋からタービン建屋に向かう方向）を X 軸と一致させ，水平方向を Y 軸，垂直方向を Z 軸とした。計算で用いたモデルは図 5.5 の通りである。計算対象範囲は，X 軸方向は MS と FW が貫通部の PCV 内の内側壁面を通る断面から MS トンネル室のタービ建屋側の壁面までとした。MS 及び FW はそれぞれ 2 本ずつあり，MS トンネル室の水平方向の中央に対して面対称で配置されている。この配置を利用し Y 軸方向の範囲は水平方向の中央の断面から MS トンネル室の側壁外側面までとした。側壁には，MS トンネル室入口もモデル化した。Z 軸方向は，床面外側面（下階の天井面）から天井面の外側面（上階の床面）までとした。なお，計算モデルには MS と FW 以外の構造物等は計算モデルに含めていない。

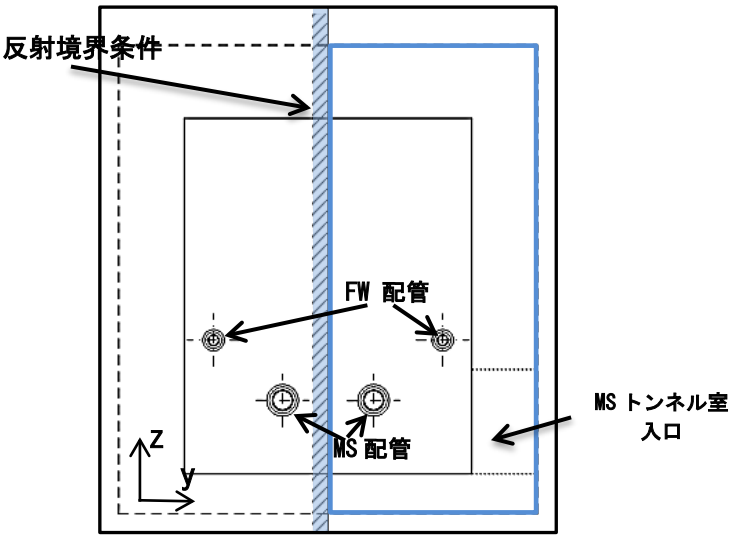
境界条件は次の通り設定した。X 軸方向（YZ 断面）は，BSW 側（右側境界）は境界線源として TORSED で作成した面線源を設定した。タービン側（左側境界）は真空境界とした。Y 軸方向（XZ 断面）は，室内の中央側（内側境界）は面対称を仮定する反射境界とし，側壁外側面（外側境界）は真空境界とした。Z 軸方向（XY 断面）は，上下両方（下側境界と上側境界）を真空境界とした。



3 次元計算モデルの x-z 断面図



3 次元計算モデルの x-y 断面図



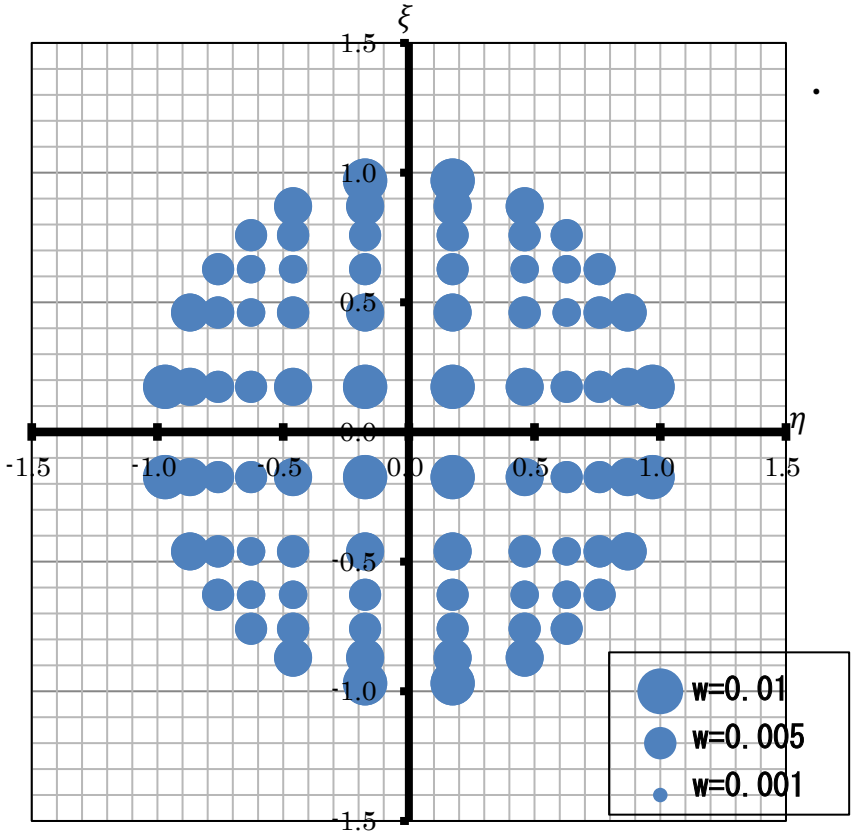
3 次元計算モデルの y-z 断面図

図 5.5　3 次元中性子束分布計算モデル

5.3.4 角度分点セット

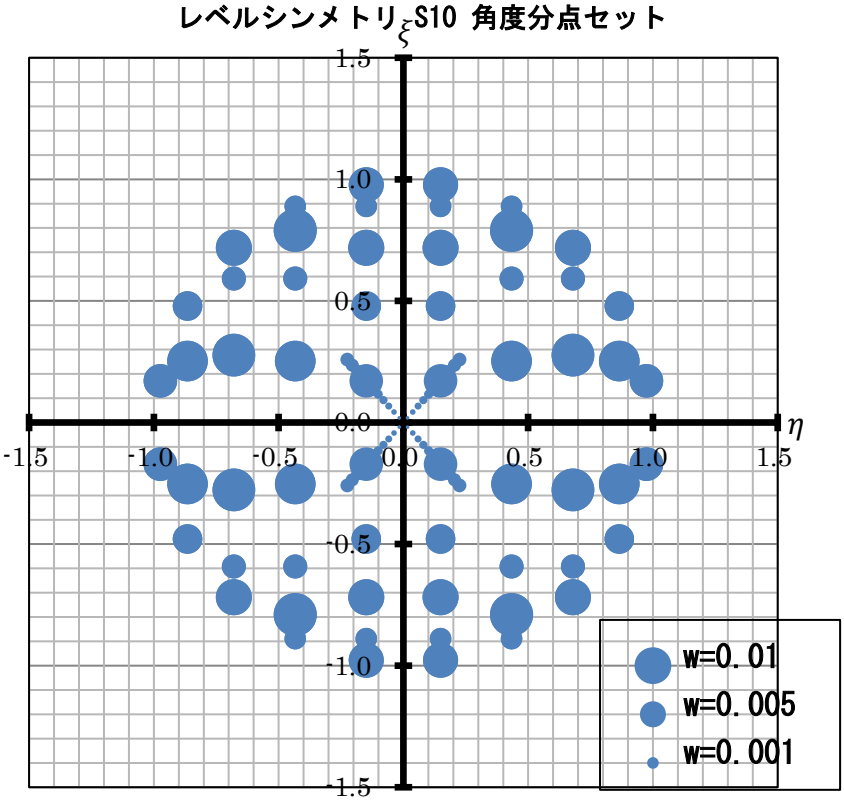
貫通部のストリーミングと MS トンネル室内の拡散の両方をよく再現する計算を行うためには，計算上の中性子の散乱の方向に適切な角度分点メッシュを与える必要がある。本研究では角度分割の配置が異なる角度分点セットを用いて，角度分点の計算の信頼性に与える影響を確認した。用いた角度分点セットは均等分割（レベルシンメトリ）[5-16]を採用している角度分点セットについて，S8，S10，S12，S14，及び S16 の 5 種類を用いた。図 5.6 の上側の図は，S10 の分点位置を $\eta-\xi$ 平面に投影し求積の重みを青丸で示したものである。図からわかるように分点は 2π の単位球の半球面に均等に配置されている。

この 5 種類に加え，MS と FW の方向と一致させた X 軸方向に散乱を集中させる角度分点セットを 2 種類新たに作成した[5-17]。Sn 法計算コードでは，角度分点における散乱の方向を表す角度座標の μ 軸は空間座標の第 1 軸（X-Y-Z 座標系では X 軸）と一致するように計算が行われる。新たに作成した角度分点セットでは，μ 軸方向の周りに詳細な角度分点メッシュを配置するものを作成した[5-16]。図 5.6 の下の図は新たに作成したバイアス 100（B100）と呼ぶ角度分点セットの分点位置を $\eta-\xi$ 平面に投影し求積の重みを青丸で示したものである。図では，μ 軸の周りに細かい青丸が集中している。右下の図は中心部を拡大したものである。角度分点が μ 軸の周りに放射状に配置されていることがわかる。

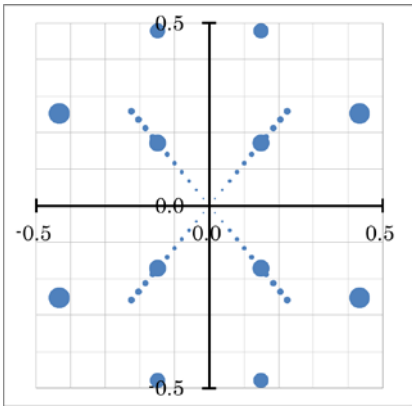


・ 青い円は，各角度分点における求積の重みの大きさを示す。

レベルシンメトリ S10 角度分点セット



バイアス 100（B100）角度分点セット



［中心部拡大図］

図 5.6　角度分点セットの $\eta-\xi$ 平面への投影図

5.4 BSW と MS トンネル室内の中性子束分布計算結果

5.4.1 MS トンネル室内における測定値と計算値の比較

MS トンネル室内の 9 箇所で測定した Au の放射化放射能（Au-198 の生成量）と計算による放射化放射能の比較（C/M）を行なった。比較は，表 5.3 に示す通り角度分点数と散乱断面積のルジャンドル展開次数に対して整理した。

散乱断面積のルジャンドル展開次数による影響は，7 種類の角度分点数では，B100 と B160 で若干見られるものの，ほぼない。

MS の近傍に設置した 1,2,3 及び 5 並びに MS から離れた側壁近傍に設置した 4 では，5 の S8 を除き C/M は目標とする信頼性を満たしている。MS の近傍ではあるが，BSW 側から距離のある 6 並びに MS から離れた入口に設置した 7 及び 8 では，全ての角度分点数に対して 1.0 以下となっている。また，最も MS から離れた場所にある 9 では，C/M は 1.3 から 2.0 程度の値となっている。このように C/M は BSW 側に比較的近い場所では MS と位置関係によらず目標を満たしているが,BSW 側から遠くなると計算結果過小評価になっている。また，測定場所ごとでは，角度分点数の違いによる C/M の変化に一貫性が見られない。測定位置ごとの角度分点数に関する依存性を以下に順番に見て行く。

5 の測定場所では，均等分割の S8 で 1.0 以下となる過小評価であるが，S10 以上では目標は達成しており，均等分割（レベルシンメトリ）では分点数が大きくなるほど C/M の値は大きくなっている。一方，B100 と B160 では B100 の方が大きくなっている。7 と 8 の測定場所では，均等分割では，S8 から S16 に分点数が増加するに従い C/M は徐々に増加していき 1.0 に近くが，1.0 を超えることはない。7 は，B100 と B160 では，0.55 程度で変わらず，8 でも 0.52 程度で変化がない。6 については角度分点数の変化についてほとんど依存性を示していない。9 では，均等分割は分点数の増加とともに減少している。放射化放射能が検出された BSW 側から最も遠い MS 近傍の測定場所である 6 では，角度分点数の違いによらず，0.3 から 0.4 程度であり，計算が過小評価になっている。B100 と B160 は MS に沿った方向（X 軸方向）に中性子の散乱が集中するようにバイアスをかけた角度分点ではあるが，この 2 つの角度分点セットを適用しても 6 の C/M は均等分割のものより小さい値となっている。これは，6 のように BSW 側から離れた場所では，ストリーミング影響はすでに解消されており,X 軸方向の散乱にバイアスをかけた角度分点セットは有効ではないことを示している。

S16 では，7 と 8 が 0.9 程度となり改善はしているものの，7 及び 8 の測定場所では全て C/M が 1.0 以下になっており，MS トンネル室入口では計算値が過小評価であることを示している。これは MS から離れた場所への拡散が十分に再現されていないことを示している。なお，9 の C/M が 1.5 程度から 1.9 程度の範囲にはあること，均等分割の分割数の少ない S8 と S10 が最も高い値になっていることについては，9 の場所（測定場所として Y 軸方向で最も端に位置している）からその理由が説明できない。このような C/M の状況は計算上問題ではなく，測定に問題があったものと判断する。

ここで述べたC/Mの状況から次のことが言える。MSを通るストリーミングにより，MSトンネル室内では，BSW側にMSに沿った局所的な分布を示すが，その影響の範囲は広くない。このためMSトンネル室内で全体では，MSに沿った方向（X軸方向）に散乱のバイアスをかけた角度分点セットは有効に機能しない。MSを通るストリーミングとMSトンネル室内での中性子束の拡散の両方をよく模擬するためには，詳細に分割された均質分割の角度分点セットが有効である。しかし，BSW側から離れた場所では，どちらの種類に角度分点セットを用いても計算が過小評価となってしまう。

5.4.2 計算の信頼性に関する判定

測定値と計算値の比較（C/M）だけでは，どの角度分点セットを用いた計算が最も信頼性のある計算であるかの判断は，前項の通り判然としない。MSトンネル室内の中性子束分布の特徴と測定場所の配置の特徴から次の様な判定の方法を考案した。

ここで，

σ_1：MS近傍でのC/Mの標準偏差

σ_2：MSから離れた位置でのC/Mの標準偏差

とし，次のように計算する。

$$\sigma_1 = \sqrt{\frac{1}{5}\sum d_i} \quad i = 1,2,3,5,6$$

----------5.1

$$\sigma_2 = \sqrt{\frac{1}{4}\sum d_i} \quad i = 4,7,8,9$$

----------5.2

$$\sigma_t = \sqrt{\frac{1}{2}(\sigma_1^2 + \sigma_2^2)}$$

----------5.3

ここで，

$d_i = (CM_i - ACM)^2$，CM_i：設置位置 i,の C/M ，ACM：主蒸気(MS)管の近傍又は離れた位置におけるC/Mの平均値

MSトンネル室の計算モデルでは，中性子束分布に大きな影響を与えるような構造物等を計算モデルに組み込んでいない。したがって，計算による中性子束分布は，局所的な変化をすることはなく滑らかに連続的に変化していく。MSトンネル室内では，MSの近傍はストリーミングの影響を受け MS に沿った方向に偏った散乱の傾向を示す。一方，MSから離れた場所の中性子束は，ストリーミングによりMSトンネル室に入ってきた中性子

束（MS の近傍に集中している中性子束）の拡散の効果によるものである。5.1 式は MS の近傍の測定場所の C/M のばらつきの程度を示すものであり。5.2 式は MS から離れた場所でのものを示している。また，5.3 式は全体のばらつきを示すものである。このように与えられた標準偏差は，計算で得られた中性子束分布に局所的な変化がなく滑らかに連続的な現象を現実的に模擬している場合は小さくなる。

表 5.4 に角度分点数とルジャンドル展開次数の組み合わせごとの σ_1，σ_2 及び σ_t を示す。σ_1 は B100 を用いた計算が最も小さい値を示している。MS の近傍では MS に沿った方向へ散乱をバイアスする効果が有効に働いている。B160 の方が B100 より中性子束を MS に沿った方向へより集中させるものであるが，σ_1 は B100 の方が小さい。MS トンネル室内の条件では,MS に沿った方向への中性子束の集中は B100 程度の角度分点の分割によるバイアスが適当であると言える。σ_2 では S8 が最も小さく，次が S16 となっている。拡散を扱う計算では等方的な散乱を再現すれば良い。このことだけに着目すれば，最も分割数の少ない角度分点セットを用いた計算でも標準偏差が最も小さくなるのはある意味妥当である。S16 が 2 番目に小さい値を示すという理由は次の通りである。MS トンネル室内で発生している拡散の現象は，等方的な散乱という単純なものではなく，散乱に関して，MS の方向への集中と室内全体にわたる拡散のバランスで成り立っているものと推測される。S8 で標準偏差が最も小さくなるのは，角度分点のメッシュが荒すぎてこのようなバランスを扱えず，荒い近似で拡散の現象だけを模擬したため偶然このように良い一致を示したのであろう。角度分点数の増加に従い σ_2 は大きくなり，S12 で最大になりそこから減少に転じている。これは S10 や S12 では徐々に集中と拡散のバランスの影響が現れてくるが，近似の荒さのためこのような現象を適切に再現することができていないためである。S14 より詳細なメッシュになると，これの現象を徐々に適切に再現できるようになっていく。

σ_t でも同様に S8 が最も小さい値を示しているが，上述の通り角度分点のメッシュの荒さが偶然，集中と拡散の現象に適合したことによるものであると考えられる。

このような判断から，S16 を用いた計算が最も信頼性がおけると判断できる。S16 の計算では，表 5.3 にある通り C/M が他に比べ高くなっている。この値を用いて NR 境界を判断することは，安全側の評価となることから適切であると言える。

なお，表 5.5 に，角度分点とルジャンドル展開次数の組み合わせによる計算時間を示す。B100 と B160 で計算時間が長くなっているのは，計算における収束性が悪くなり収束するまでの繰り返し回数が増加しているためである。

表 5.3 MS トンネル室内における金箔（Au）
放射能濃度測定値と計算値の比較(C/M)

金属箔設置位置		1		2		3		4		5		6		7		8		9	
		C/M	誤差[a]	C/M	誤差[a]	C/M	誤差[a]	C/M	誤差[a]	C/M	誤差[a]	C/M	誤差[a]	C/M	誤差[a]	C/M	誤差[a]	C/M	誤差[a]
S8[b]	P5[c]	1.09	±0.05	2.96	±0.20	4.11	±0.37	3.86	±0.23	0.69	±0.04	0.38	±0.02	0.58	±0.04	0.69	±0.06	1.90	±0.28
	P7[c]	1.09	±0.05	2.96	±0.20	4.11	±0.37	3.86	±0.23	0.69	±0.04	0.38	±0.02	0.58	±0.04	0.69	±0.06	1.90	±0.28
S10[b]	P5[c]	1.13	±0.05	3.08	±0.21	4.44	±0.41	4.29	±0.26	1.02	±0.06	0.41	±0.03	0.62	±0.05	0.75	±0.06	1.96	±0.29
	P7[c]	1.13	±0.05	3.08	±0.21	4.44	±0.41	4.29	±0.26	1.02	±0.06	0.41	±0.03	0.62	±0.05	0.75	±0.06	1.96	±0.29
S12[b]	P5[c]	1.11	±0.05	3.03	±0.21	4.46	±0.41	4.18	±0.25	1.38	±0.09	0.40	±0.03	0.69	±0.05	0.76	±0.06	1.69	±0.25
	P7[c]	1.11	±0.05	3.03	±0.21	4.46	±0.41	4.18	±0.25	1.38	±0.09	0.40	±0.03	0.69	±0.05	0.76	±0.06	1.69	±0.25
S14[b]	P5[c]	1.12	±0.05	3.06	±0.21	4.64	±0.42	4.13	±0.25	2.07	±0.13	0.38	±0.02	0.84	±0.07	0.88	±0.07	1.48	±0.22
	P7[c]	1.11	±0.05	3.06	±0.21	4.63	±0.42	4.13	±0.25	2.07	±0.13	0.38	±0.02	0.84	±0.07	0.88	±0.07	1.48	±0.22
S16[b]	P5[c]	1.13	±0.05	3.09	±0.21	4.75	±0.43	4.10	±0.25	2.54	±0.16	0.37	±0.02	0.91	±0.07	0.93	±0.08	1.35	±0.20
	P7[c]	1.13	±0.05	3.09	±0.21	4.75	±0.43	4.10	±0.25	2.54	±0.16	0.37	±0.02	0.91	±0.07	0.93	±0.08	1.35	±0.20
B100[b]	P5[c]	1.08	±0.05	3.04	±0.21	4.21	±0.39	4.23	±0.25	2.75	±0.17	0.32	±0.02	0.55	±0.04	0.53	±0.04	1.59	±0.23
	P7[c]	1.07	±0.05	3.04	±0.21	4.20	±0.38	4.21	±0.25	2.74	±0.17	0.32	±0.02	0.55	±0.04	0.53	±0.04	1.58	±0.23
B160[b]	P5[c]	1.12	±0.05	3.01	±0.21	4.75	±0.43	4.19	±0.25	2.43	±0.15	0.33	±0.02	0.54	±0.04	0.52	±0.04	1.52	±0.22
	P7[c]	1.12	±0.05	3.01	±0.21	4.74	±0.43	4.18	±0.25	2.42	±0.15	0.33	±0.02	0.53	±0.04	0.51	±0.04	1.52	±0.22

a: C/M の誤差は，放射能の測定誤差と計算による放射能から計算した。

b: S8, S10, S12, S14 と S16 はレベルシンメトリ（Level-Symmetry）角度（Sn）を示す。B100 と B160 は，中性子の散乱が μ軸方向に集まるように，μ軸方向に詳細な角度分点を設定した角度（Sn）を示す。

c: P5 と P7 は，散乱断面積のルジャンドル展開次数を示す。P5 と P7 はそれぞれ 5 次と 7 次の展開を示す。

表 5.4 角度分点（Sn）とルジャンドル展開次数（Pl）
組み合わせによる C/M の分散

金属箔		主蒸気(MS)管の近傍						主蒸気(MS)管から離れた位置					σ_t[a]
位置番号		1	2	3	5	6	σ_1[a]	4	7	8	9	σ_2[a]	
S8[b]	P5[c]	0.10	1.7×10^{-2}	0.24	1.1×10^{-2}	3.9×10^{-3}	0.28	0.22	3.8×10^{-3}	1.6×10^{-2}	0.42	0.41	0.35
	P7[c]	0.10	1.7×10^{-2}	0.24	1.1×10^{-2}	3.9×10^{-3}	0.28	0.22	3.8×10^{-3}	1.6×10^{-2}	0.42	0.41	0.35
S10[b]	P5[c]	6.4×10^{-2}	2.7×10^{-2}	0.26	3.9×10^{-2}	1.1×10^{-2}	0.28	0.31	3.1×10^{-4}	7.4×10^{-3}	0.44	0.44	0.37
	P7[c]	6.4×10^{-2}	2.7×10^{-2}	0.26	3.9×10^{-2}	1.1×10^{-2}	0.28	0.31	3.1×10^{-4}	7.4×10^{-3}	0.44	0.44	0.37
S12[b]	P5[c]	3.2×10^{-2}	3.4×10^{-2}	0.26	9.5×10^{-2}	2.7×10^{-2}	0.30	0.41	4.1×10^{-4}	3.4×10^{-3}	0.32	0.43	0.37
	P7[c]	3.2×10^{-2}	3.4×10^{-2}	0.26	9.5×10^{-2}	2.7×10^{-2}	0.30	0.41	4.1×10^{-4}	3.4×10^{-3}	0.32	0.43	0.37
S14[b]	P5[c]	4.0×10^{-3}	4.4×10^{-2}	0.24	0.24	7.0×10^{-2}	0.34	0.47	6.2×10^{-4}	2.2×10^{-3}	0.14	0.39	0.37
	P7[c]	3.7×10^{-3}	4.3×10^{-2}	0.24	0.24	7.0×10^{-2}	0.34	0.47	6.5×10^{-4}	2.2×10^{-3}	0.14	0.39	0.37
S16[b]	P5[c]	5.3×10^{-4}	6.1×10^{-2}	0.20	0.23	8.8×10^{-2}	0.34	0.49	2.2×10^{-3}	3.3×10^{-3}	8.3×10^{-2}	0.38	0.36
	P7[c]	5.3×10^{-4}	6.1×10^{-2}	0.20	0.23	8.8×10^{-2}	0.34	0.49	2.2×10^{-3}	3.3×10^{-3}	8.3×10^{-2}	0.38	0.36
B100[b]	P5[c]	7.9×10^{-4}	4.9×10^{-2}	8.5×10^{-2}	0.12	9.3×10^{-2}	0.26	0.81	1.6×10^{-2}	1.9×10^{-2}	0.23	0.52	0.41
	P7[c]	6.8×10^{-4}	4.8×10^{-2}	8.5×10^{-2}	0.12	9.2×10^{-2}	0.26	0.80	1.5×10^{-2}	1.8×10^{-2}	0.23	0.52	0.41
B160[b]	P5[c]	1.0×10^{-3}	6.7×10^{-2}	0.24	0.26	9.4×10^{-2}	0.36	0.86	1.7×10^{-2}	2.0×10^{-2}	0.20	0.52	0.45
	P7[c]	1.0×10^{-3}	6.5×10^{-2}	0.24	0.26	9.5×10^{-2}	0.36	0.87	1.8×10^{-2}	2.2×10^{-2}	0.20	0.53	0.45

表中のそれぞれの値は次のように定義した。

a: σ_1 は、MS 近傍での C/M の標準偏差、σ_2 MS から離れた位置での C/M の標準偏差

$d_i = (CM_i - ACM)^2$, CM_i: 設置位置 i, の C/M 、ACM: 主蒸気(MS)管の近傍又は離れた位置における C/M の平均値

$$\sigma_1 = \sqrt{\frac{1}{5}\sum d_i} \quad i = 1,2,3,5,6 \qquad \sigma_2 = \sqrt{\frac{1}{4}\sum d_i} \quad i = 4,7,8,9 \qquad \sigma_t = \sqrt{\frac{1}{2}\left(\sigma_1^2 + \sigma_2^2\right)}$$

b: S8, S10, S12, S14 と S16 はレベルシンメトリ（Level-Symmetry）角度（Sn）を示す。B100 と B160 は、中性子の散乱が散乱角 μ軸方向に集まるように、μ軸方向に詳細な角度分点を設定した角度（Sn）を示す。

c: P5 と P7 は、散乱断面積のルジャンドル展開次数を示す。P5 と P7 はそれぞれ 5 次と 7 次の展開を示す。

表 5.5　角度分点（Sn）とルジャンドル展開次数（P1）の組み合わせによる計算時間の変化

角度（Sn）分点数	散乱断面積のルジャンドル展開次数	
	P5	P7
S8	148	179
S10	203	290
S12	227	231
S14	244	295
S16	290	377
B100	272	284
B160	583	628

（計算時間：分）

・TORT は，HP Z420 Linux ワークステーション（4 コア，Intel Xeon E5-1603，メモリサイズ 32Gbyte）計算を行った。

5.4.3 MS トンネル室内の中性子束分布

(1) 中性子束分布に見られる分布の特徴

角度分点 S16 と 7 次のルジュンドル展開次数（P7）を用いた計算である中性子束分布図を図 5.7 に示す。図の右側の 4 枚は MS の中央を通る垂直断面であり，上から高速，熱外，熱及び全中性子束の分布である。左側は FW の中央断面における分布図である。図中に観測される分布上の特徴は次の通りである。

(ア) BSW コンクリート内部では MS と FW の周囲に比較的中性子束の高いところが見られる。これは貫通部をストリーミングする中性子束によるものである。その範囲は MS の方が FW より広い。これは FW の内部の水が遮蔽材となり，蒸気を内包する MS よりストリーミングの量を抑制するためである。

(イ) 貫通部のストリーミングは主として貫通部のパイプクリアランス（間隙）を通っている。この傾向は，FW の方が顕著である。これは，FW の内部には水という遮蔽材があり配管の内部をストリーミングが抑制されるからである。

(ウ) 高速中性子束については，FW の貫通部でストリーミングを示す分布は見られない。

(エ) MS をストリーミングしてきた中性子束は，MS トンネル室に入って局所的な分布を示すが，その分布は限定的であり範囲は広くない。

(オ) FW の下側に若干高い範囲が存在する。この範囲は，FW のストリーミングによるものではなく，MS の側から広がってきているものである。

MS トンネル室内の中性子束分布で見られる特徴的な現象として，6.4.2 の標準偏差に見られる傾向及び上述の中性子束分布に対する観察から，次の 2 つが挙げられる。

A) ストリーミングによって散乱の方向が MS の沿った方向（X 軸方向）偏った中性子束が MS トンネル室内でも偏った散乱の傾向が残る現象

B) ストリーミングより MS トンネル室に入った中性子束が室内の全方向に拡散する現象

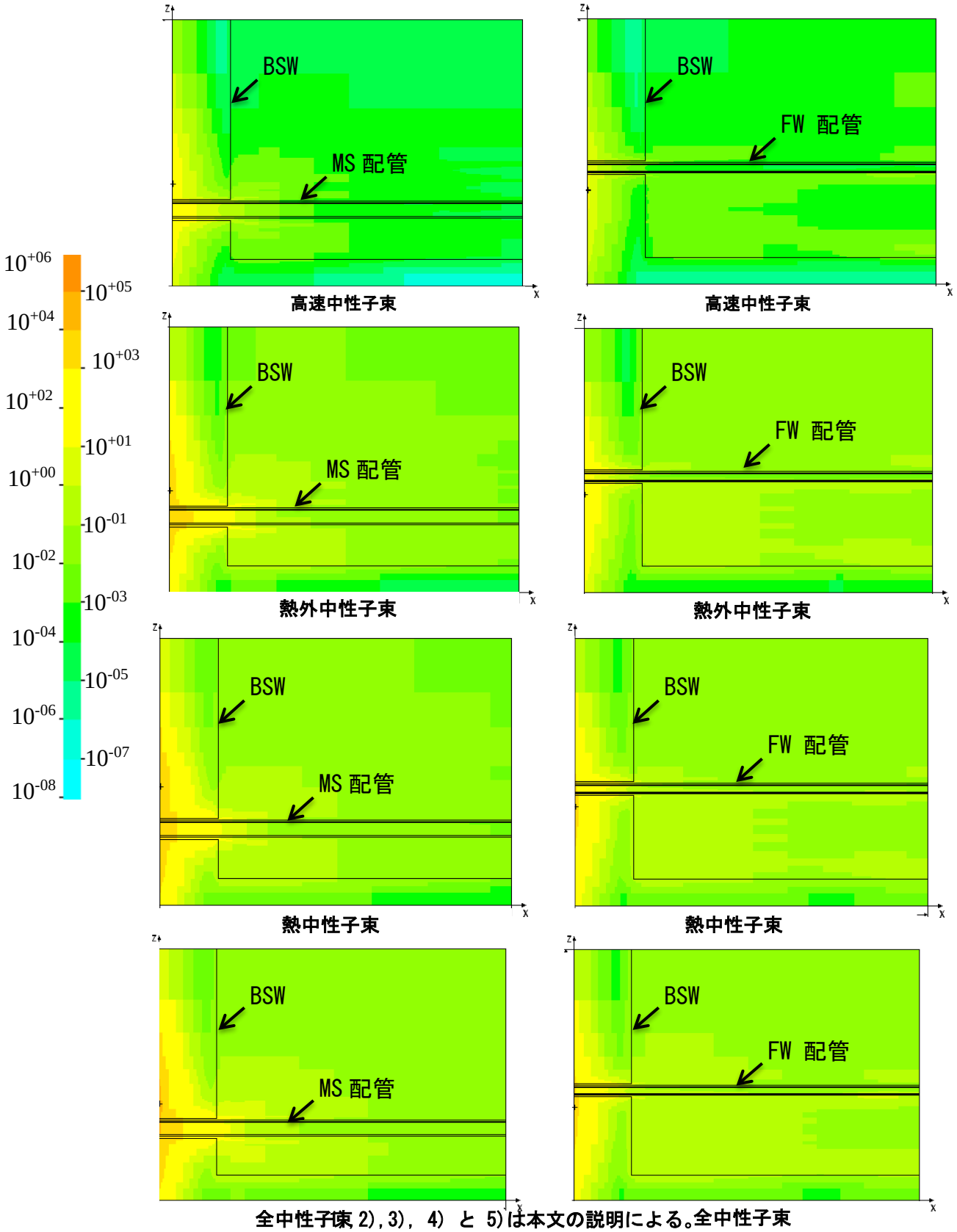
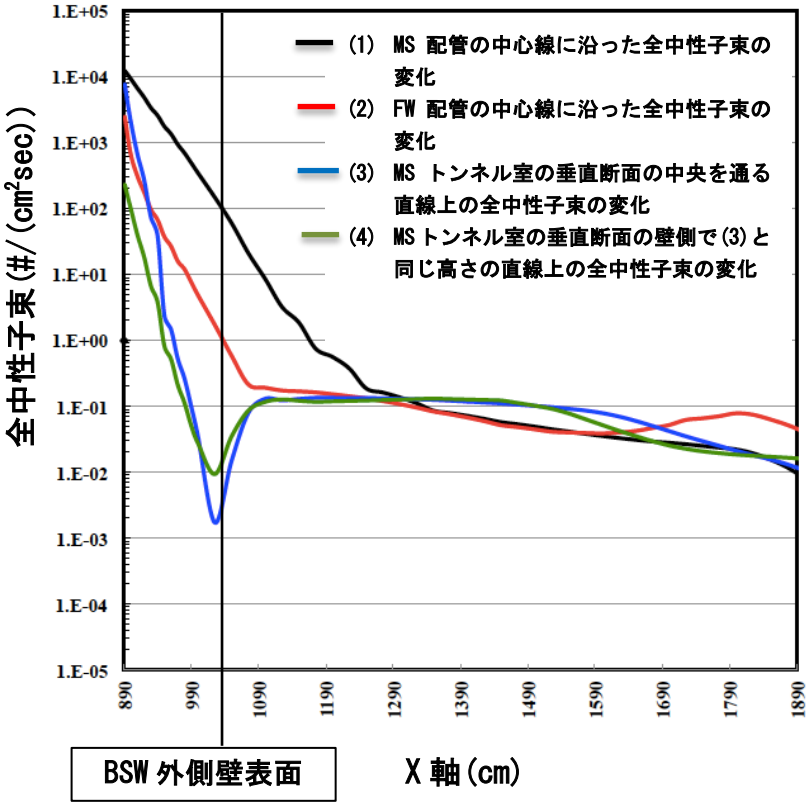
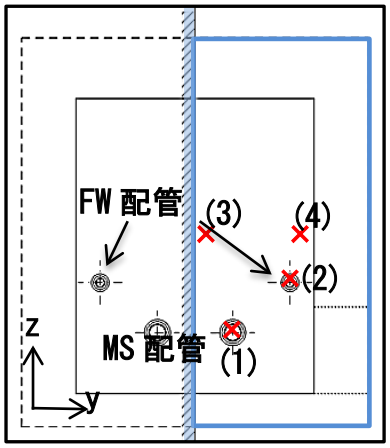


図 5.7　MS 配管と FW 配管周辺の BSW と MS トンネル室内の中性子束分布

(2) X 軸方向の中性子束変化

前項で述べた 2 つ特徴的な現象について，図 5.8 に示す X 軸に平行な方向の中性子束変化から，この現象ついて定性的に考察する。





X 軸方向の全中性子束変化を作図した MS トンネル室の垂直断面（ y-z 平面）上の位置

“E±0X” は “×10$^{\pm 0X}$” を表す，ここで X=-5, -4, . . -1, 0, 1, 2, . . 5

図 5.8　MS トンネル室内の MS 配管及び FW 配管方向（X 軸方向）の全中性子束の変化

図 5.8 では (1) MS の中央（黒線），(2) FW の中央（赤線），(3) MS トンネル室の YZ 断面の中央（青線）及び (4) YZ 断面の中央高さの側壁近傍の位置（緑線）での X 軸方向の全中性子束の変化を示したものである。それぞれについて BSW 側の壁表面では，中性子束の値はそれぞれ 1.0×10^{2}，1.0，1.0×10^{-3} 及び 1.0×10^{-2} 程度となっている。この 4 つの値を比較すると BSW コンクリートを透過してきた (3) と (4) の値は，MS をストリーミングしてきた (1) と比べると 4 桁から 5 桁低く，(1) に比べ無視できる。また，コンクリートを透過してきた (3) と (4) は BSW 側の壁表面で極小値を取り，X=1090cm までに急速に上昇し，それ以降は緩やかに減少するものの概ね一定である。FW をストリーミングする (2) は，BSW コンクリートの内部から MS トンネル室内の X=1090cm まで単調に減少し，X=1090cm 以降，(3) と (4) と同様の傾向を示す。MS をストリーミングする

(1) は，BSW コンクリートの内部から MS トンネル室内の X=1290cm まで単調に減少し，それ以降は緩やかに減少するが概ね一定となる。

このような変化の様子から，MS トンネル室の中性子束の拡散の現象は 2 つ段階に分かれるものと考えられる。1 段階目の拡散の現象は MS をストリーミングしてきた中性子束が MS トンネル室内に急速に拡散するものであり，MS の BSW からの出口を始点とする点線源からの拡散であり，MS の出口を中心に概ね同心球状に広がっていくが，図 5.8 の分布に見られるように散乱の方向は完全に等方的ではなく，MS に沿う方向に偏りを持つものである。これが上述の A) に対応する。

1090cm 以降では，(2)，(3) 及び (4) は，わずかに減衰するもののほぼ一定となっている。また，(1) も 1290cm 以降では同じ傾向を示している。1 段階目で急速な減衰を示したものがこのようなこのような変化の少ない状態に移行している。このような状態が 2 段階目の現象であり，中性子束は MS トンネル室内で一様に拡散している状態であり，(1) 及び (2) の減衰と (3) 及び (4) の上昇が平衡状態になった状態である。これが B) に対応する現象である。一方，A) の現象はこの範囲ではほぼ解消している。

(3) 分布の特徴に関する中性子エネルギー依存性

2 つの特徴的な現象は，表 5.1 の Au+Cd と(therm)の放射能濃度の関係からの説明できる。Au+Cd で測定された放射能は熱外中性子束によって放射化されたものであり，(therm)で示されるものは，熱中性子によるものである。

MS の近傍で測定された 1 から 3 及び 5，6 では，Au+Cd が (therm) より高くなっている。これはこの範囲で熱外中性子束の方が熱中性子高い値であったことを示している。逆に，MS から離れた場所にある 4 及び 7 から 9*2 では (therm) が Au+Cd より高くなっており，この範囲では熱中性子束が優位となっている。

中性子の散乱の傾向はエネルギーに依存する。エネルギーの高い中性子はより前方散乱する傾向を示し，エネルギーが低くなると散乱は等方的になっていく。上述の通り，MS の近傍の測定では熱外中性子束が高く，MS から離れた場所での測定では熱中性子束が高くなっていることは，このような中性子の散乱の傾向と一致するものである。

註＊2：C/M の判断では，9 は測定に問題があるとしているが，エネルギーの依存性については 7 及び 8 と一貫性がある。

(4) 測定場所における中性子エネルギースペクトル

中性子束分布計算結果を用いて，測定場所の中性子エネルギースペクトルを作図した。中性子エネルギースペクトルは，図 5.9 に示す通りである。図 5.9 の上段の図には MS の近傍の測定場所の中性子エネルギースペクトルを示す。中段の図は MS から離れた場所のものである。下段の図は境界線源として用いた PCV 内壁面の中性子束エネルギースペクトルである。なお，ここではエネルギースペクトルの形状を観察することを目的とし，

スペクトルは，形状の違いを比較するため 1.0 に規格化した。これらのエネルギースペクトルから，MS トンネル室内の中性子束分布の特徴及び測定の結果について検証する。

上段及び中段の図の両方で，高速中性子束（1MeV 以上）が急激に落ち込んでいる。Ni による測定で Co-58 の放射能が検出限界以下となったのは，このようなエネルギー分布によるものである。

上段の図では，MS の近傍の測定場所である 1 から 3 及び 5，6 の中性子束エネルギースペクトルを示している。BSW 側に近い 1，2 及び 3 では熱外中性子束（1eV から 1MeV）が明らかに優位になっている。BSW から離れた 5 と 6 では熱中性子束（1eV 以下）が徐々に高くなってきており，特に 6 では，中央の図に示す MS から離れた場所でのものとあまり変わらなくなってきている。1 から 3 及び 5 の中性子エネルギースペクトルは測定の結果（Au+Cd と(therm)の関係）と定性的に一致するものである。6 については計算では熱中性子束の割合が測定結果に対して高すぎる。6 が全ての角度分点数に対して過少評価となってしまった理由の一つは，計算において 6 の場所に至る過程で熱化の割合が多すぎることが考えられる。

中段の図は MS から離れた場所での中性子エネルギースペクトルを示す。上段に比べ熱中性子束の割合が増えているが，熱外と熱中性子束の割合は Au+Cd と(therm)の関係と一致しているとは言えない。これは，計算で MS から離れた場所へ至る過程で熱化の割合が少ないことによると考えられる。9 では他の 3 つの場所比べて熱中性子束の割合が大きくなっている。C/M において 9 が 1.0 以上となっていた理由はこの熱中性子束の割合によるものであろう。ただし，計算では 9 は真空境界の近いところにあり，また 7 と 8 との間に熱化を促進させる理由も存在しないのであるから計算結果としても信頼性が乏しいと言える。9 に関する改善の方法としては，境界面をもう少し外側にとることが考えられるが，MS トンネル室の外側までを計算範囲とすることであり，本来の評価上意味のないことである。

下段は境界線源（面線源），すなわち PCV 内壁表面の中性子エネルギースペクトルは熱外中性子束が優位な形状であり，高速中性子束と同様に熱中性子束も熱外中性子束比べ低くなっている。これが MS のストリーミングを経て，上段の図に示すような形状に変化する。MS トンネル室内では，PCV 側では熱外中性子束に対して 2 桁近く低い値を示していた熱中性子束がほぼ同じ値にまで増加している。MS のストリーミングでは，パイプクリアランスを通る成分と MS 内部の蒸気を通る成分とに分けられる。エネルギーの高い前方に散乱する傾向のある熱外中性子束及び高速中性子束はパイプクリアランスを直進してくる。一方，MS 内部を通る熱外中性子束及び高速中性子束は蒸気（密度の低い水）によって減速し熱中性子束となる。この 2 つの過程の合成により下段の形状が上段のものに変化する。

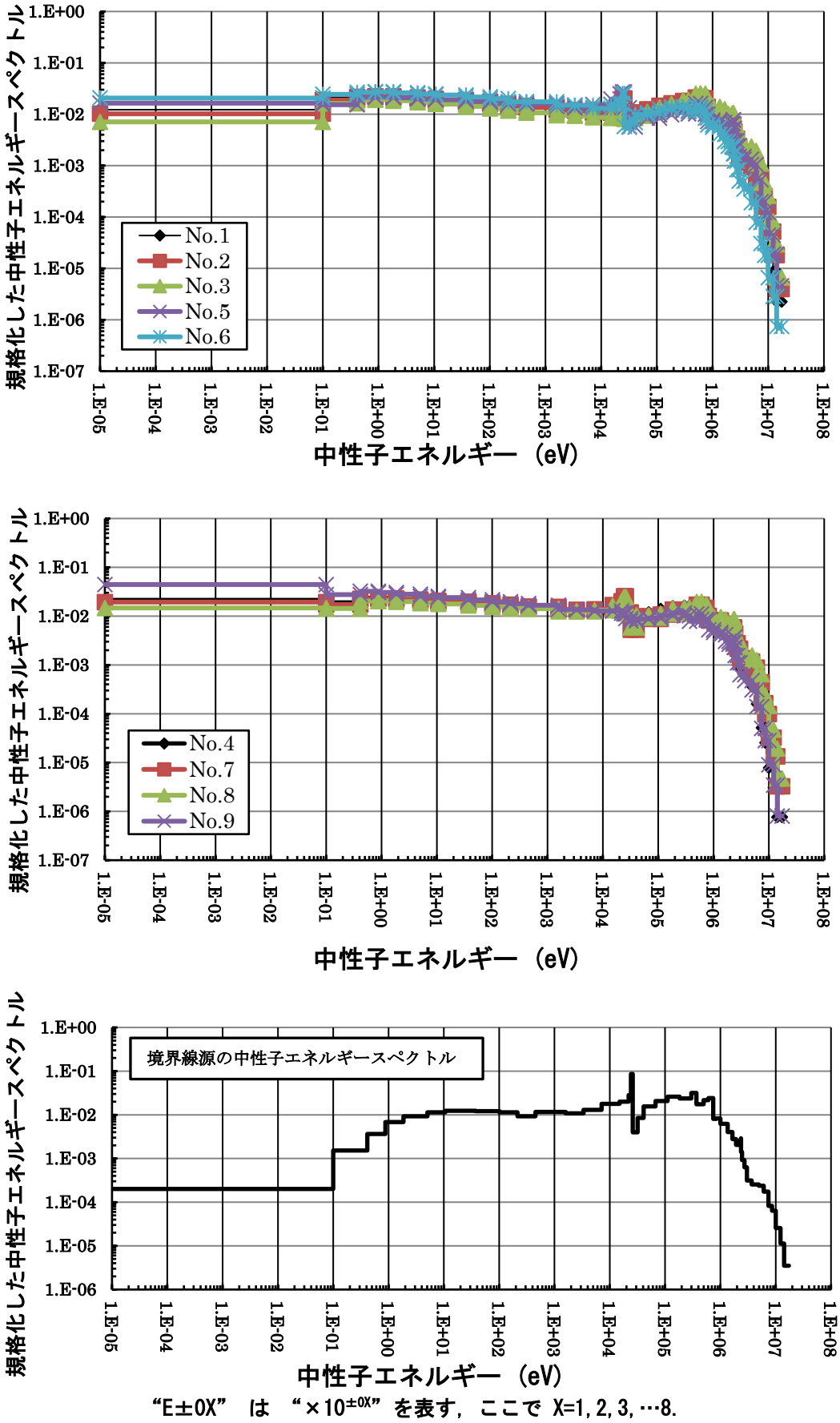


図 5.9　MS トンネル室内の測定位置における規格化した中性子エネルギースペクトル及び境界線源の中性子エネルギースペクトル

5.5 NR 境界の判定

5.5.1 NR 判定について

「放射性物質でないもの（Non-Radioactive materials ： NR)」とは，原子力施設の管理区域から搬出しようとするもので，放射化や汚染の履歴のないものは規制の適用から除外されるというものである。NR の判断の基準は資源エネルギー庁の下の廃棄物安全小委員会の報告書[5-5]に示されている。報告書によれば，放射化物については照射中性子の実効線量率が 6.25μSv/hr 以下であれば放射性物でないものとなる。実効線量率は人体に対して定義された被ばくの単位であるので，これを金属やコンクリートの照射量として用いることに対して異論がない訳ではないが，現状規制の枠組みの中で用いられているものであるので本研究もこれによって NR の境界を判定する。

5.5.2 NR 境界

中性子束分布計算で求められたエネルギー47 群の中性子束は，表 5.7 に示す日本原子力学会[5-18]が定めた中性子束-実効線量率変換係数を用いて実効線量率に変換できる。BSW と MS トンネル室の計算で得られた中性子束分布を実効線量率に変換し分布を作図したものを図 5.10 に示す。図の左側の上の図が MS の中央における垂直断面（Y-X 平面）であり，下の図が水平断面（X-Y 平面）である。右側は FW の中央における同様の分布図である。これらの図において，白い部分が 6.25μSv/hr 以下の範囲である。図から NR 境界は BSW も内側に位置し，MS トンネル室内の構造物等は放射化*3 については全て NR であることがわかる。なお，原子炉廻りの NR 境界を評価した図を参考に図 5.11 に示す。原子炉廻りについても NR 境界は全て BSW の内部にある。

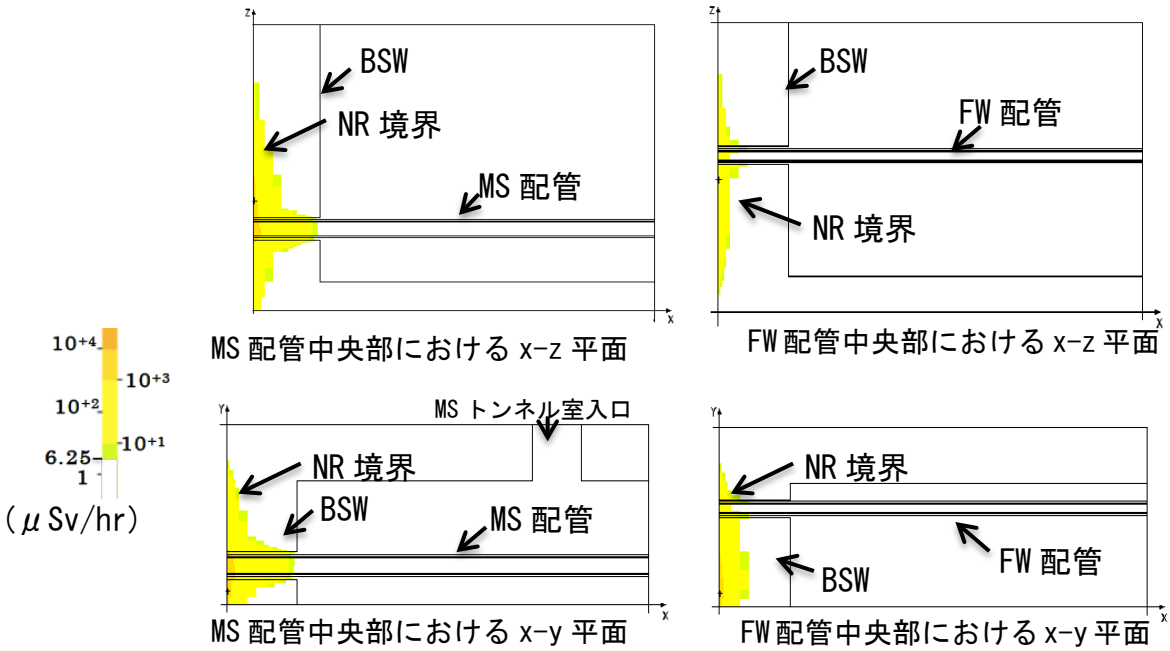


図 5.10　BSW 及び MS トンネル室内の MS 配管及び FW 配管廻りの NR 境界

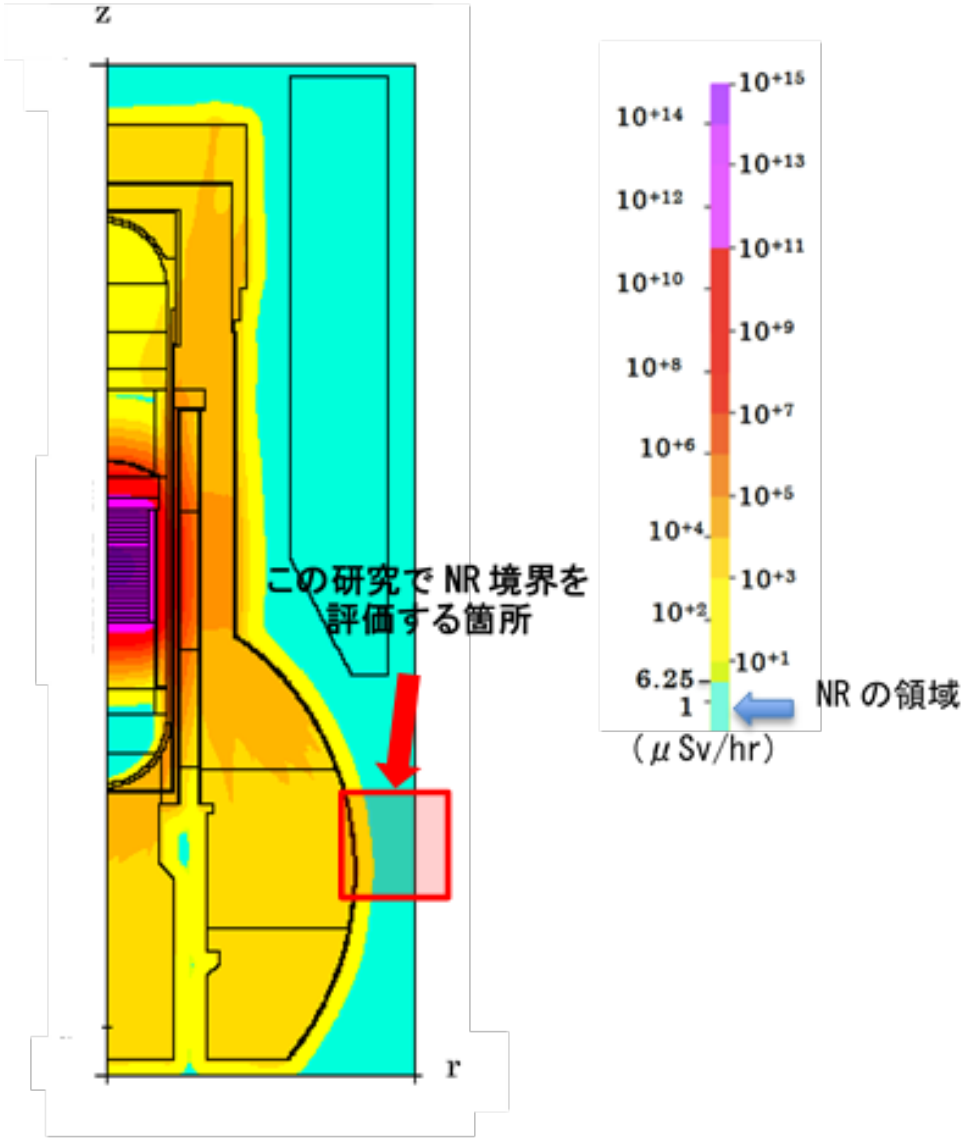


図 5.11　敦賀発電所 1 号機　原子炉廻り NR 境界評価図

5.6 まとめ

5.6.1 本章の成果

原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算の結果から必要な情報を抽出し，3 次元中性子束分布計算の境界線源を作成し，BSW の貫通部と MS トンネル室内の 3 次元中性子束分布の計算を行なった。また，この結果を用いて NR 境界を評価した。その結果，NR 境界は BSW の内部に位置し，MS トンネル室内の構造物等は 2 次的汚染が存在する MS 及び FW の内部を除いて全て NR であることを確認した。

5.6.2 MS トンネル室内の中性子束分布の特徴と今後の課題

BSW を貫通する MS と FW を通るストリーミングしていく現象とそれが MS トンネル室に拡散していく拡散する現象を模擬するために，角度分点の配置で散乱の特徴に対応する 2 つ方法を適用した。ひとつは詳細な均等分割を用いることであり，もうひとつは任意の方向に散乱を集中するようなバイアスをかける角度分点を用いることである。しかし，MS トンネル室の中性子束分布の特徴をいずれも適切には表現できなかった。今回の計算範囲で起こっている現象は，次の 3 つである。

① 貫通部を通るストリーミング

② 貫通部の出口を点線源とみなす MS トンネル室内への急速な拡散

③ MS トンネル室内でほぼ一定となる一様な分布

このような現象が存在することは，第 4 章で提案した信頼性向上のための作業フローに従い，モデルの改善（今回の場合は，角度分点の適正化）を行う過程で得られたものである。今回の計算では，C/M を見る限り①と②までの再現はできていたが，③の再現はできていない。C/M から見ると③の現象については過小評価である。計算上では BSW 側からも，MS からも離れた場所に十分な中性子束が届いていない状態である。

このように分布の下流側で過小評価は発生するものの，上流側（BSW 側）だけを見れば十分な信頼性のある計算であると言える。すなわち，NR 境界の位置については十分信頼性が確保されていると言える。

第５章　参考文献

[5-1] K Tanaka et al,” Estimation of a boundary to distinguish between radioactive materials and non-radioactive materials around a Main Steam line and a Feed Water line in a Biological Shielding Wall of a BWR for decommissioning”, Progress in Nuclear Energy 93 (2016) 371-385

[5-2] K Tanaka et al, “Radioactivity Evaluation for Main Steam Line and Suppression Chamber of Small Type BWR”, ICRS12 35-04 (2012) [Oral Session]

[5-3] K Tanaka et al “THE IMPROVEMENT OF NON-RADIOACTIVE WASTE (NR) BOUNDARY ESTIMATION PROCEDURE”, ICONE23-1070 (2014) [Oral Session]

[5-4] Oak Ridge National Laboratory, DOORS3.2: One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System, CCC-639, (1998)

[5-5] 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会, 原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いに関する報告書, (2007)

[5-6] Mynatt,F,R et al, The DOT III Two-Dimensional Discrete Ordinate Transport Codes, OTNL-TM-4280(1973)

[5-7] M. B. Emmett, "The MORSE Monte Carlo Radiation Transport Code System,"ORNL-4972 (February 1975); ORNL-4972/R1 (February 1983); ORNL 4972/R2 (July 1984)

[5-8] M. B. Emmett, et al, "DOMINO, A General Purpose Code for Coupling Discrete Ordinates and Monte Carlo Radiation Transport Calculations," ORNL-4853 (July 1973).

[5-9] X-5 Monte Carlo team LANL, MCNP − A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, LA-UR-03-1987 (2003)

[5-10] 「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, (社) 日本原子力学会 (1993)

[5-11] Roberto O, BOT3P Version 2: The ENEA Nuclear Data Centre Pre/Post-Processors of the DORT, TORT, TWODANT and THREEDANT Deterministic Transport Codes. FIS-P127-001, c/o ENEA-Bologna Nuclear Data Centre, (2002).

[5-12] Gauld C. et al, COUPLE: A NUCLEAR DECAY AND CROSS SECTION DATA PROCESSINNG CODE FOR CREATING ORIGEN-S LIBRARIES, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Sect. F6, Oak Ridge National Laboratory, (2011)

[5-13] Gauld C. et al, ORIGEN-S: SCALE System Module to Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay Associated Radiation Source Terms, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, , Sect. F7, Oak Ridge National Laboratory, (2011)

[5-14] IAEA, Evaluating the Reliability of Predictions Made Using Environmental Transfer Models, Safety Series No.100, International Atomic Energy Agency, (1989), ISBN 9201240899

[5-15] White E. J, et al, BUGLE-96: A Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetory Applications. DLC-185/BUGLE-96, Oak Ridge National Laboratory, (1996).

[5-16] OECD/NEA data bank, The JEFF-3.0 Nuclear Data Library Synopsis of the General Purpose File, NEA No.3711 JEFF Report 19, ISBN 92-64-01046-7 (2005)

[5-17] Oak Ridge National Laboratory, DOQDP Discrete Ordinate Quadrature Generator, PSR-100 DOQDP, (1977)

[5-18] 日本原子力学会標準委員会, 放射線遮へい計算のための線量率変換係数:2010, AESJ-SC-R002:2010, ISBN 978-4-89047-336-6, (2010)

補足説明：サプレッションチェンバー（SC）／トーラス室の NR 境界評価

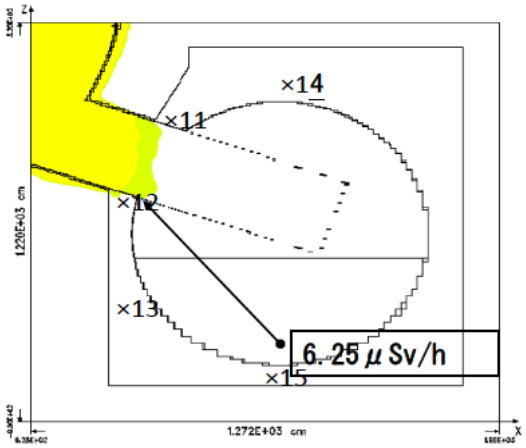
敦賀発電所 1 号機（敦 1：BWR）の格納容器（PCV）及び生体遮蔽壁（BSW）には 2 箇所の貫通部がある（運転中に閉鎖されている搬入口を除く）。一つは本研究で取り扱った主蒸気管（MS）及び復水管（FW）の貫通部であり，もう一つが SC に繋がるベント管である。このベント管は PCV のフラスコ部の底部に設置されている。

敦 1 の廃止措置準備作業における放射能インベントリ評価では，ベント管から SC の設置されているトーラス室への中性子ストリーミング及びトーラス室内の中性子束分布の評価を行い，NR 境界の位置を評価した。計算の手順は本研究で実施した 2 次元 Sn 法計算と 3 次元 Sn 法計算を接続する手法を適用して行なっている。計算評価に先立ち（MS トンネル室と同時期）のトーラス室で金属箔を用いた中性子束測定を行なっている。

補足図 5-1 に PCV 底部，BSW 及びトーラス室内周辺の NR 境界を示す。図中の×印付きの数字は，トーラス室内の測定場所を示している。NR 境界はベント管が BSW を貫通し，トーラス室に入ってきた BSW のトーラス室側外壁の近傍に存在している。図から明らかなようにトーラス室内の構造物はベント管の一部を除いて全て NR として取り扱うことができることがわかる。

補足表 5-1 はトーラス室内で実測された中性子束（実測値）と計算による中性子束（計算値）の比較（C／M）を示したものである。測定には金箔及びコバルト箔を用いた。コバルト箔は全て測定限界以下であったので，金箔で計算結果の検証を行なった。測定場所番号の No.11 と No.12 は，ベント管の上下に設置されたものであり，この 2 箇所では計算値は実測値をよく再現している。No.13 と No.14 はベント管から離れたトーラス室の壁と床で測定したものである。この 2 箇所では計算値は過小評価になっている。

このような C／M の傾向は MS トンネル室内でも見られたものである。すなわち，ベント管をストリーミングしてきた中性子束がトーラス室内で急速に拡散するという現象が存在すると考えられ，そのような現象をこの場合も Sn 法ではうまく再現できていないということを示している。



補足図 5-1 SC 近傍の NR 境界

No.	Foil Type	Measured Radioactivity		Calculated Radioactivity	
		Isotope	Radioactivity (Bq)	Radioactivity (Bq)	C/M
11	Au	^{198}Au	2.54E+00	4.54E+00	1.79
	Ni	^{58}Co	ND	8.60E-05	-
12	Au	^{198}Au	5.27E+00	6.51E+00	1.24
	Ni	^{58}Co	ND	4.76E-04	-
13	Au	^{198}Au	1.20E+02	7.82E+01	0.65
	Ni	^{58}Co	ND	1.57E-02	-
14	Au	^{198}Au	2.51E-01	1.67E-01	0.67
	Ni	^{58}Co	ND	1.65E-06	-
15	Au	^{198}Au	5.43E-01	1.64E-01	0.30
	Ni	^{58}Co	ND	1.49E-06	-

補足表 5-1 トーラス室内 C／M

第 6 章　時間依存の放射化放射能分布計算手法の開発と整備

第6章 時間依存の放射化放射能分布計算手法の開発と整備

6.1 概説

6.1.1 意義と目的

運転中に生成し，運転停止した後も原子力発電所に残留する放射性物質（放射能インベントリ）は，時間の経過と共に減衰していく。安全かつ合理的な廃止措置工事の計画立案には，発電所内に分布する放射性物質について正確に把握し，個々の廃止措置対象設備を“いつ”，“どのように”に除染及び/又は解体し，処理処分すべきであるかを判断していき必要がある。このような廃止措置計画の立案に必須な情報を与えるものと以下の開発と整備を実施する。

(ｱ) 廃止措置準備作業において評価対象核種となる 75 元素 178 核種全ての放射化放射性物質に関する時間依存の空間分布の評価
(ｲ) 廃止措置によって発生する放射性廃棄物のレベル区分ごとの時間依存の空間分布及び時間依存の発生量の評価

6.1.2 時間依存の放射化放射能分布計算手法の開発と整備の背景と課題の概要

運転停止した原子力発電所に残存する放射化放射能評価を最も詳細に行う方法の一つとして次の方法を考案した。放射化放射能評価の対象領域の全域にわたる全ての中性子束計算メッシュ点(約 40 万点)に対して放射化計算を実施し，メッシュ毎の放射化放射能を対象領域に配置し，放射化放射能の分布を得るというものである。

当初，敦 1 の原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算で設定しているメッシュ約 40 万点（R 軸方向 389×Z 軸方向 1120）の全点に対して ORIGEN-S コード[6-1]を用いた放射化計算を実施した。この計算は，8 台の WINDOWS　PC を用いた平行計算で実施したが，1 ヶ月以上を要している。原子炉廻りで用いられている主な材料であるステンレススチール（SUS304，SUS316)，炭素鋼（CS）及びコンクリートの 4 種類に対して，1 材料当たり 40 万ケースの膨大な放射化計算作業が発生すること，さらに照射及び冷却期間，構造材組成等条件に見直しが生じた場合には全て再計算を行う必要があるなどの問題があり，全く実用的ではなかった。

6.1.3 課題解決の概要

放射化放射能の空間分布の時間変化を容易に把握可能とする手法及びこの時間依存の空間分布から設備の放射能量を評価する方法を開発した[6-2,3,4]。

廃止措置準備作業において，放射化放射能の分布を実用的に用いることを可能とするためにこの問題を解決するため，ORIGEN-S コードへの入力データである熱中性子束とスペクトルインデックス（Fast:高速中性子束の熱中性子束に対する比及び RES：熱外中性子束の熱中性子束に対する比）をパラメータとして放射化放射能を評価する方法を開発

した。この方法では，熱中性子束とスペクトルインデックスの任意の値の組み合わせに対して放射化計算（以下，この計算を「基本計算」と呼ぶ。）を実施し，この結果をデータベース化し，メッシュ毎の値に対して放射化放射能を 3 次元内挿によって求めるという方法である（以下，この方法を「実用的方法」という。)。この方法により，1 材料当たりの放射化計算を 100 ケース程度に抑えることが可能となり，8 台の WINDOWS PC で 1 ヶ月以上を要していたものが 1 台の PC で 1 日程度となり，計算数及び計算時間の削減となった。

6.1.4 開発したシステムの概要

実用的方法を適用して RPV 内 SUS304 及び SUS316,RPV 本体炭素鋼並びに PCV 内 SUS304 及び炭素鋼，コンクリートの 7 種類の材料に対して基本計算を実施し，7 つのデータベースを作成した。データベースには廃止措置の放射能インベントリ評価で対象とする 178 核種のデータが収納されている。7 つのデータベース(DB)を参照して 2 次元放射化放射能分布の算出し，時間依存の放射化放射能分布を評価した。この計算では，30 年の照射期間（運転期間）及び冷却期間（運転停止後期間）を 46 の時間点（運転停止直後，停止後 1 年目から 40 年後までの 1 年毎，50 年，100 年，300 年，1000 年，1 万年及び 10 万年）評価した。

なお，基本計算において RPV 内と PCV 内を分けた理由は次による。すなわち，原子炉圧力容器（RPV）内と格納容器(PCV)内では中性子束レベルが数桁異なる。炉内の中性子束レベルであると，30 年にわたる照射期間では材料に照射以前から含まれる元素（初期組成）が中性子照射によって全て壊変してしまい，さらに多段の反応により壊変していくことの効果が顕著となる。一方，PCV 内の中性子束レベルではこのような過程は顕著ではなく，結果として炉内と PCV 内では放射性核種の生成量が異なる。両者における放射化放射能を同じパラメータで作成した DB を用いて評価すると，いくつかの放射性核種の放射能について評価精度の悪化が見られたためである。

6.1.5 システム開発したことによる効果

実用的方法を用いて RPV 内 3 種類及び PCV 内 4 種類の合計 7 種類の材料に対して時間依存の放射化放射能分布を算出した。放射化放射能分布は，それぞれの評価対象範囲全域にわたりその材料が配置されたものとして算出されたものである。ここで，放射化放射能を算出するために用いている 2 次元中性子束分布は計算モデルの中に評価対象範囲内に設置されている構造物等の効果は折り込み済みである。評価対象範囲に設置されている構造物等の放射化放射能は,2 次元中性子束分布の計算モデルの座標系に構造物の設置位置の対応付けを行った座標点データを用い，その構造物等を構成する材料の放射化放射能分布から抽出する。また，75 元素 178 核種から廃棄物処分のレベル区分の対象となる核種を選択して判定を行い，評価対象領域における低レベル放射性廃棄物レベル区

分（レベル区分）の L1，L2 及び L3 並びにクリアランス（CL）それぞれの分布を求めることを可能にした。レベル区分の分布を参照することで構造物毎のレベル区分の経年変化を容易に把握することが可能になった。

6.2 既往の計算手法の課題と対策

放射化放射能の計算は，2 段階に分けて実施される。最初に評価対象の構造物の照射中性子束を求め，その照射中性子束を用いて放射化放射能計算を行うという手順である。実際の計算では，次の手順となる（図 6.1 の上側参照）。

① 評価対象範囲全体にわたり計算モデルを作成して中性子束分布の計算を行う。
② 計算モデルと評価対象の構造物の位置の対応付けを行い，この対応付に基づき計算モデルの座標系に評価対象の機器等及び/又は構造物等の範囲を設定する。
③ その範囲の中から代表点を選定し，その点における中性子束を抽出し，それを照射中性子束として放射化放射能の計算を行う。
④ 計算された放射化放射能が，その範囲の全体にわたる放射能であるとして評価対象の構造物等の放射能を設定する。

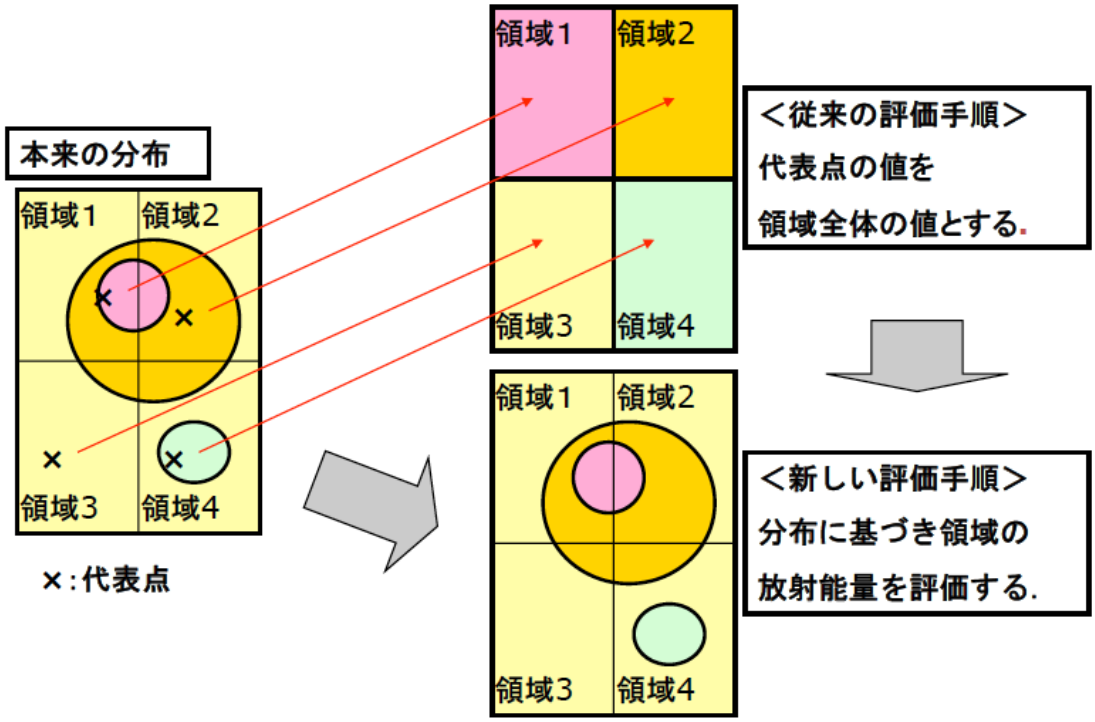


図 6.1 従来の評価手順と新しい評価手順のイメージ

上述の手順で構造物等の放射化放射能を設定する場合，範囲における中性子束の最大値を選択すれば，評価結果は安全側となる。従来の方法は，評価結果が安全側であることを必須の条件としていたためこの手順で放射化放射能評価を行なっていた。しかし，評価対象範囲の放射能インベントリを過大評価していることは明らかである。放射能インベントリの過大評価は，廃止措置工事の工法や工程に過度の対応を強いることになり，結果として費用の増大や工期の長期化などを招き，合理的とは言えない廃止措置計画を立案することになる。

このような放射能インベントリの過大評価を改善するために，評価対象範囲の中性子束分布を忠実に反映する放射化計算を行うことにした（図 6.1 下側参照）。中性子束分布を忠実に反映した放射化放射能の計算を行うためには，評価対象範囲に対して設定した中性子束分布の計算モデルにおける全ての空間メッシュ点に対して放射化放射能計算を行い，計算された放射能を評価対象範囲に配置すれば良い。放射化放射能計算に要する計算時間は WINDOWS-PC を用いても 1 ケースあたり 10 秒程度であるが，中性子束分布の計算モデルでは空間メッシュは約 40 万点（R 軸方向 389×Z 軸方向 1120）あり，並行計算を適用しても実用的な計算を行うことは難しい。このような問題を解決するために，放射化放射能の分布計算を，空間メッシュの全点に対して放射化放射能計算を行う場合と同じ程度の精度を持ち，実用的な計算時間で評価ができる方法を開発することにした。

6.3 実用的な時間依存の放射化放射能分布計算の方法

6.3.1 ORIGEN コードの選択

ORIGEN コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発され維持されている計算コードである。このコードは，照射対象の同位体組成，照射履歴及び冷却期間並びに照射中性子束を主な入力データとし，放射性核種の生成と崩壊の計算を行う。現在 ORNL が提供する ORIGEN コードには大きく分けて 2 種類ある。一つは ORIGEN-ARP[6-5]と呼ばれているコードであり，ORIGEN2[6-6]の流れをくみ，主に燃料の燃焼計算で用いられる。もう一つは，ORIGEN-S と呼ばれ，ORIGEN79[6-7]の流れをくみ，主に構造物等の放射化放射能の計算で用いられる。

ORIGEN-ARP（ORIGEN2）コードでは，照射中性子束を全エネルギーで積分したエネルギー1 群で計算する。照射中性子束のエネルギースペクトルは，放射化断面積の作成時に考慮される。すなわち，ORIGEN2 を用いて放射化計算を行おうとする場合には，照射中性子束のエネルギースペクトルを反映した放射化断面積データ（これを ORIGEN2 ライブラリと呼んでいる。）を照射中性子束の特徴に合わせて用意する必要がある。このようなことから，中性子束のエネルギースペクトルが大きく変化する原子炉廻りの放射化放射能の計算では，ORIGEN2 ライブラリを用意する作業量が膨大なものになる。

一方，ORIGEN-S コードは，簡易的ではあるが照射中性子のエネルギースペクトルを高速エネルギー領域，熱外エネルギー領域及び熱エネルギー領域の 3 群で取り扱うことが

可能であり，照射中性子束のエネルギースペクトルが大きく変化する原子炉廻りの計算には適している。

6.3.2 ORIGEN-S による放射放射能の計算

ORIGEN-S は，6-1 式に示す中性子照射による放射性核種の生成と崩壊の式を MATRIX-EXSPNETIAL 法を用いて解く。

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \gamma_{ji}\sigma_{f,j}N_j\phi + \sigma_{c,J-1}N_{i-1}\phi + \lambda_i' N_i' - \sigma_{f,i}N_i\phi - \sigma_{c,i}N_i\phi - \lambda_i N_i$$

---------- 6-1

ここで，

$\sum_j \gamma_{ji}\sigma_{f,j}N_j\phi$: Jで示されるすべての核種の核分裂による i で示される核種の生成割合の*総和*

$\sigma_{c,J-1}N_{i-1}\phi$: $\mathrm{i}-1$ で示される核種が中性子を吸収して i で示される核種に変化する割合

$\lambda_i' N_i'$: i'で 示される核種が崩壊して i で示される核種になる割合

$\sigma_{f,i}N_i\phi$: i で示される核種の核分裂による消滅の割合

$\sigma_{c,i}N_i\phi$: i で示される核種の核分裂以外の中性子吸収による消滅の割合

$(\mathrm{n},\gamma), (\mathrm{n},\alpha), (\mathrm{n},\mathrm{p}), (\mathrm{n},2\mathrm{n}) \cdots\cdots$ など

$\lambda_i N_i$: iで示される核種の崩壊の割合

また，計算に用いられる実効断面積は，6-2 式で与えられる。

$$\sigma_{eff} = THERM \times \sigma_0 + RES \times \sigma_{res} + RES \times \sigma_{MeV}$$

---------- 6-2

σ_{eff}: エネルギー1 群の実効断面積

σ_0: 中性子速度 2000m/s における断面積

σ_{res}: 中性子エネルギーが 0.625eV to 1 MeV の範囲の平均断面*積*

σ_{MeV}: 中性子エネルギーが 1MeV 以上の範囲の平均断面積

$$THERM = \sqrt{\frac{\pi}{4}\frac{T_0}{T}} \qquad T_0 = 293.16K$$

$$\Phi_{th} = \sum_{E_g \le 0.625eV} \phi_g$$

$$RES = \sum_{E_g \ge 0.625eV}^{E_g \le 1MeV} \phi_g / \Phi_{th} = \frac{\Phi_{RES}}{\Phi_{th}}$$

$$Fast = \sum_{E_g \leq 1MeV} \phi_g / \Phi_{th} = \frac{\Phi_{FAST}}{\Phi_{th}}$$

ORIGEN-S コードでは，6-2 式に示される THERM，RES 及び Fast の 3 つのパラメータをスペクトルインデックスと呼ばれている。THERM は，熱エネルギー領域（中性子速度 2200m/s）の断面積の温度補正を行うものである。RES は，熱外中性子束の熱中性子束に対する比であり，Fast は高速中性子束の熱中性子束に対する比である。この 3 つのパラメータによって中性子照射対象物（中性子の照射によって放射化する構造物等）における中性子束エネルギースペクトルの効果を実行断面積に取り込むことを可能にしている。

6.3.3 実用的の放射化放射能分布の評価の手順

実用的な計算時間内に評価対象範囲の全域にわたる放射放射能分布の計算（実用的計算）の手順は，図 6.2 の通りとなる。以下にその手順を説明する。

(1) 評価対象領域の全域にわたる中性子束分布から，熱中性子束の値の範囲を把握すると共に，RES(熱外中性子束の熱中性子束に対する比)と Fast(高速中性子束の熱中性子束に対する比)の値の範囲を把握して，後述する基本計算で用いる中性子条件を設定する。

・照射中性子束（熱中性子束）の値が 10^{10}(#/(s・cm^2))程度以上となる領域（炉心近傍の領域）では 30 年にわたる長期の照射期間（運転期間）材料に照射以前から含まれる元素が中性子照射によって全て壊変してしまい，さらに多段の反応により壊変していくことの効果が顕著となる(図 6.3 参照)。

・10^{10}(#/(s・cm^2))程度以下の領域（PCV 内）の中性子束レベルではこのような過程は顕著ではなく，結果として炉内と PCV 内では放射性核種の生成量が異なる。両者におけるいくつかの放射性核種の放射化放射能の評価精度を悪化させないようにするため，中性子条件は両者を分けて設定する。

(2) 設定した中性子条件に従い，熱中性子束，RES 及び Fast のすべて組み合わせに対して，評価対象とする構造材等の材料（ステンレススチール（SUS304，SUS316），炭素鋼（CS）及びコンクリート）に対して，放射化放射能計算を実施する（この計算を「基本計算」と呼ぶ。）。なお，基本計算では，構造物等の照射履歴を適切に設定する。

(3) 基本計算によって得られ放射能を熱中性子束，RES 及び Fast をキーとしてデータベース（DB）に登録する。

(4) 評価対象領域の全域にわたる中性子束分布から空間メッシュ毎に，熱中性子束，RES 及び Fast の値を抽出し，これらの値を基にデータベースに登録されている放射能を

3 次元スプライン内挿（区間別多項式内挿）をして当該のメッシュの放射能を算出し，評価対象領域に配置して放射化放射能分布を得る。なお，設定した中性子条件を超える値となった場合は，対数外挿（log-log 外挿）を行う。

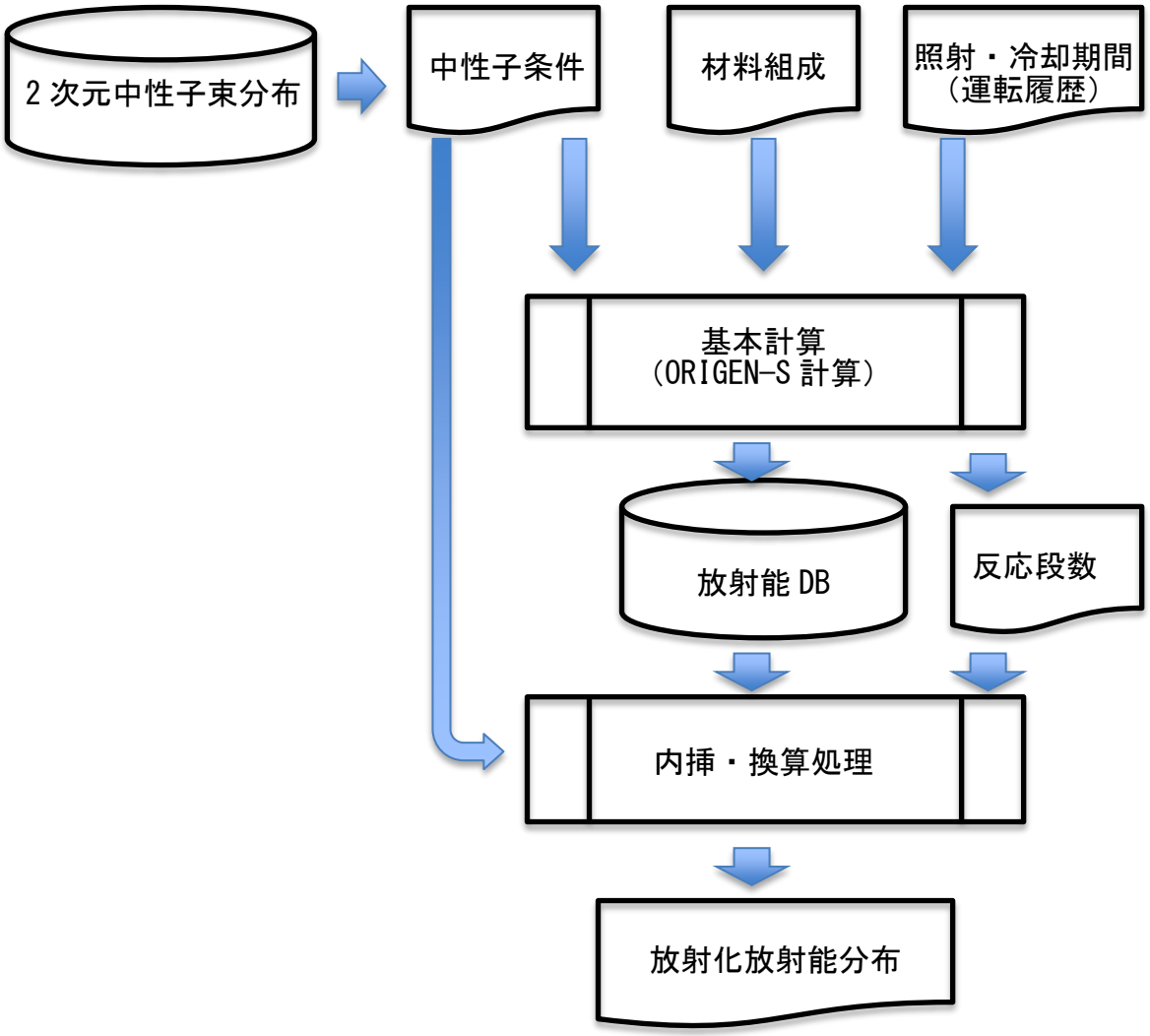


図 6.2　実用的方法による放射化放射能評価フロー

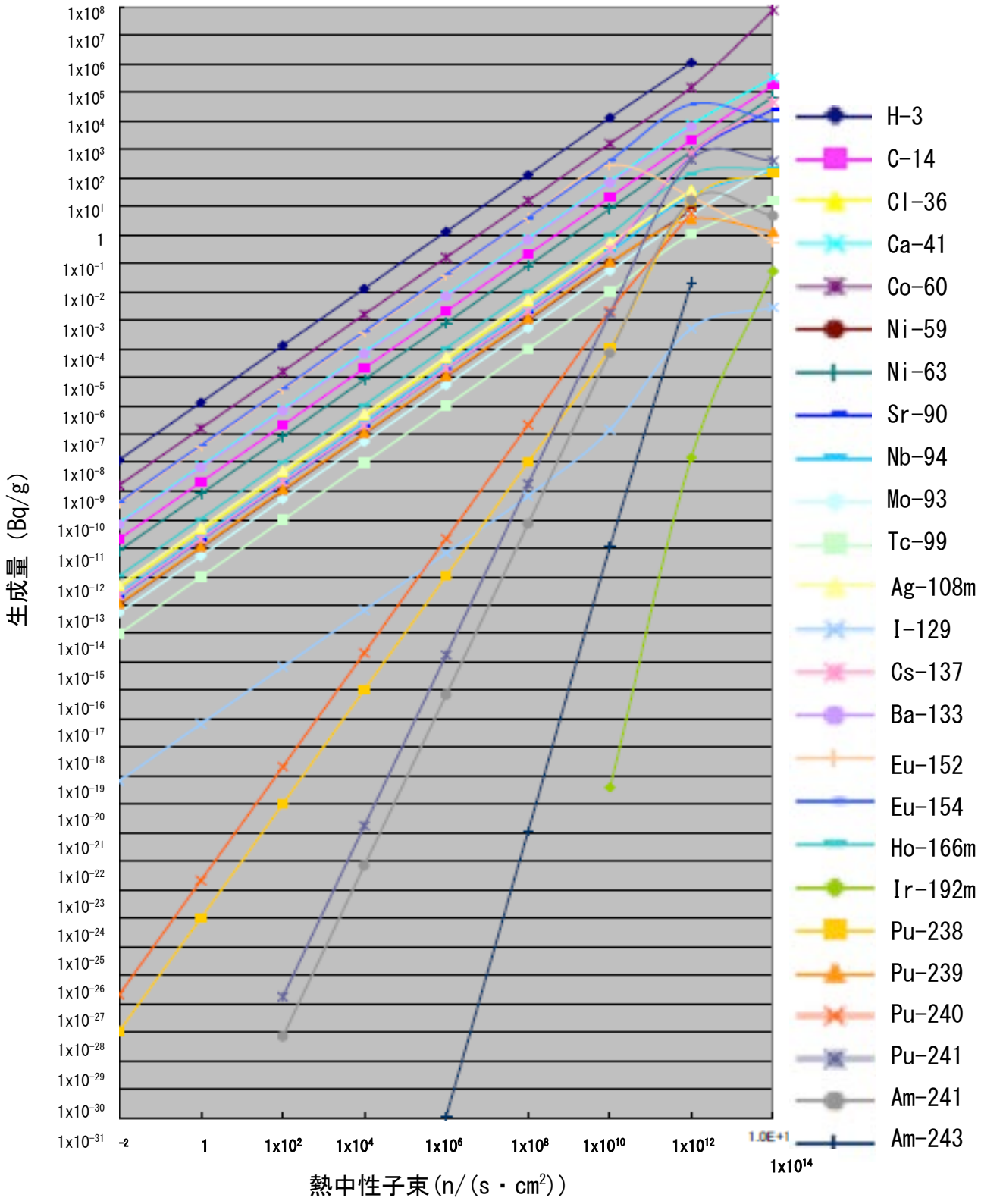


図 6.3　熱中性子束と放射能生成量の関係の例（RES=Fast=1.0）

6.4 敦賀 1 号機原子炉廻りの時間依存の放射化放射能分布計算

実用的方法を用いて敦賀発電所 1 号機（敦 1）原子炉廻りの時間依存の放射化放射能分布の評価を行った。この評価について，6.3 で述べた手順に従い説明する。

6.4.1 中性子条件の設定

敦 1 の原子炉廻りの熱中性子束（ϕ_{th}），Fast 及び RES の分布は，図 6.4 の通りとなる。熱中性子束（ϕ_{th}）の分布から次のことがわかる。

熱中性子束（ϕ_{th}）のレベルが 10^{10}(#/(s・cm^2))以上の領域は，炉心近傍に限られる。このことから，中性子条件を炉心領域とそれ以外の PCV 内及び BSW の領域について設定する。

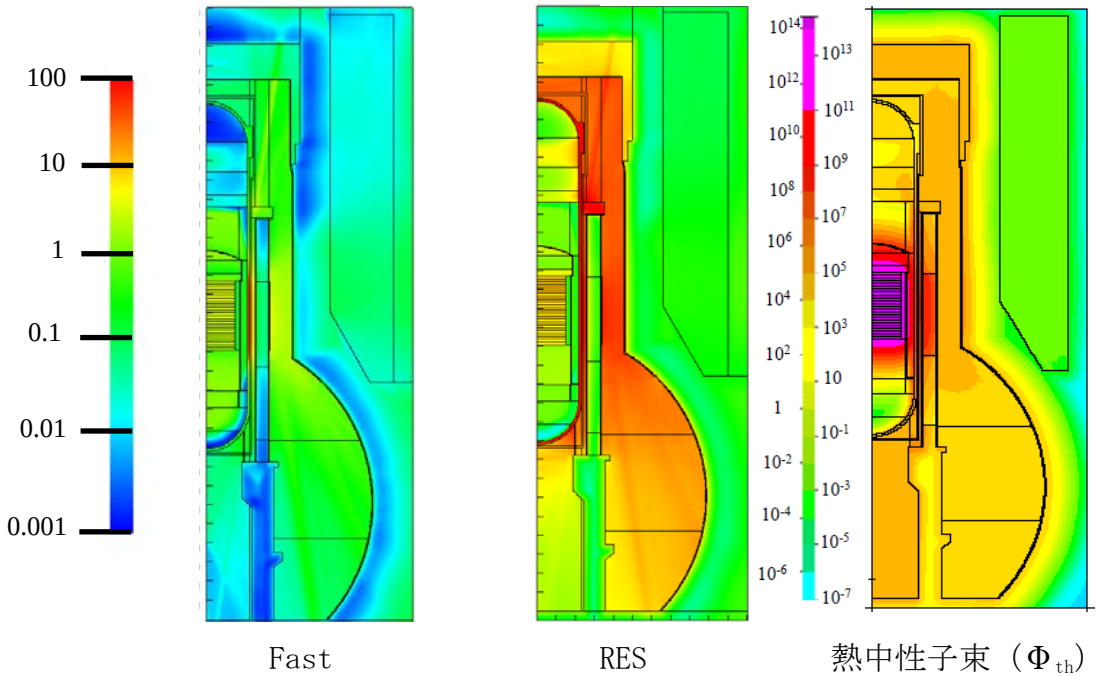


図 6.4　熱中性子束（ϕ_{th}）分布，Fast 及び RES の分布

(1) 炉心領域の中性子条件

この領域の熱中性子束の最大値は，炉心地中央部の 3.12×10^{13}(#/(s・cm^2))であり，RPV の内壁面では 4.83×10^{7}(#/(s・cm^2))である。この値に基づき ϕ_{th} の範囲は，1.0×10^{7} から 5.0×10^{13} とした。なお，1.0×10^{11} 以上では，内挿の精度向上のため一桁の中にさらに 1 点を設定した。Fast と RES は，原子炉廻りで発生する値の全範囲である 0.001 から 100 までとした。RES は，炉心領域において 1 から 10 の範囲にある。この範囲の内挿の精度を上げるため 2 点（2 と 5）を設定した。

炉心領域の中性子条件は，ϕ_{th}11 点，Fast6 点，RES8 点の 528 点とした。設定した中

性子条件は，表 6.1 の通りである。また，領域の温度は，敦 1 の運転条件から 553.15K とし，THREM は 0.645 となる。

ここでは，炉心を構成する SUS304，SUS316 及び RPV の材料である CS の 3 種類の材料について DB を作成した。

表 6.1　炉心領域の中性子条件

		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
スペクトルインデックス値	Fast	0.001	0.01	0.1	1.0	10.0	100.0	-	-	-	-	-
	RES	0.001	0.01	0.1	1.0	2.0	5.0	10.0	100.0	-	-	-
Φ_{th}(#/(cm2 sec))		1.0×10^{7}	1.0×10^{8}	1.0×10^{9}	1.0×10^{10}	1.0×10^{11}	2.0×10^{11}	1.0×10^{12}	2.0×10^{12}	1.0×10^{13}	2.0×10^{13}	5.0×10^{13}

表 6.2　PCV 内及び BSW の領域の中性子条件

		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
スペクトルインデックス値	Fast	0.001	0.01	0.1	1.0	10.0	100.0	-	-	-	-	-
	RES	0.001	0.01	0.1	1.0	10.0	100.0	-	-	-	-	-
Φ_{th}(#/(cm2 sec))		1.0×10^{-4}	1.0×10^{-2}	1.0	1.0×10^{2}	1.0×10^{4}	1.0×10^{5}	1.0×10^{6}	2.0×10^{7}	1.0×10^{8}	2.0×10^{9}	1.0×10^{10}

(2) PCV 内及び BSW の領域の中性子条件

この領域の中性子束の最小値は,BSW コンクリート内の値であり炉心と同じ高さの BWS 外縁で 10^{-2} 程度，フラスコ部の外縁では 10^{-4} 程度である。このことから，ϕ_{th} の範囲は，1.0×10^{-4} から 1.0×10^{10} とした。熱中性子束がこの範囲にある場合，生成する放射性核種の放射能は，図 6.3 に見られるように，両対数軸上で熱中性子束の値に従い直線状にする。このことから，ϕ_{th} は，この範囲を 2 桁間隔で 11 点を設定した。Fast と RES は，原子炉廻りで発生する値の全範囲である 0.001 から 100 までとした。

PCV 内及び BSW の領域の中性子 ϕ_{th}11 点，Fast6 点，RES6 点の 396 点とした。設定した中性子条件は，表 6.2 の通りである。また，PCV 内の温度は，敦 1 の運転条件（PCV 雰囲気温度）から 323.15K とし，THREM は 0.844 となる。なお，BSW のコンクリートについては，室温の 300K とし，THERM は 0.874 とした。

ここでは，PCV 内の構造物等の材料である SUS304，CS 及びコンクリートの 3 種類の材料について DB を作成した。

6.4.2 材料の組成及び照射履歴

(1) 評価対象核種

廃止措置準備作業で実施する放射能インベントリ評価で評価する放射性核種は，75 元素 178 核種が設定されている（図 6.5 及び表 6.3 参照）。

これらの核種は次の条件によって選択されたものである。

・　半減期が 1 ヶ月以上であり，希ガスやフッ素等物質中から散逸しやすい物を除く。アクチノイドやマイナーアクチノイドの核種は生成量が少ないが，半減期の長いものが含まれ放射性廃棄物の埋設処分の長期安全評価において重要となる。

表 6.3　廃止措置準備作業における放射能インベントリ評価対象

番号	放射性核種	番号	放射性核種	番号	放射性核種	番号	放射性核種	番号	放射性核種	番号	放射性核種	番号	放射性核種	番号	放射性核種
1	H-3	26	Se-79	51	Ag-110m	76	Cs-137	101	Tb-160	126	Pt-193	151	Pu-236	176	Cf-254
2	Be-10	27	Kr-81	52	Cd-109	77	Ba-133	102	Dy-159	127	Hg-203	152	Pu-237	177	Es-254
3	C-14	28	Kr-85	53	Cd-113	78	La-137	103	Ho-163	128	Tl-204	153	Pu-238	178	Es-255
4	Na-22	29	Rb-87	54	Cd-113m	79	La-138	104	Ho-166m	129	Pb-205	154	Pu-239		
5	Si-32	30	Sr-85	55	Cd-115m	80	Ce-139	105	Tm-170	130	Pb-210	155	Pu-240		
6	S-35	31	Sr-89	56	In-114m	81	Ce-141	106	Tm-171	131	Bi-208	156	Pu-241		
7	Cl-36	32	Sr-90	57	In-115	82	Ce-144	107	Yb-169	132	Bi-210m	157	Pu-242		
8	Ar-37	33	Y-91	58	Sn-113	83	Nd-144	108	Lu-176	133	Po-210	158	Pu-244		
9	Ar-39	34	Zr-93	59	Sn-119m	84	Pm-145	109	Lu-177m	134	Ra-226	159	Am-241		
10	Ar-42	35	Zr-95	60	Sn-121m	85	Pm-146	110	Hf-175	135	Ra-228	160	Am-242m		
11	K-40	36	Nb-91	61	Sn-123	86	Pm-147	111	Hf-178m	136	Ac-227	161	Am-243		
12	Ca-41	37	Nb-92	62	Sn-126	87	Pm-148m	112	Hf-181	137	Th-228	162	Cm-241		
13	Ca-45	38	Nb-93m	63	Sb-124	88	Sm-145	113	Hf-182	138	Th-229	163	Cm-242		
14	Sc-46	39	Nb-94	64	Sb-125	89	Sm-146	114	Ta-180m	139	Th-230	164	Cm-243		
15	V-49	40	Nb-95	65	Te-121m	90	Sm-147	115	Ta-182	140	Th-232	165	Cm-244		
16	V-50	41	Mo-93	66	Te-123	91	Sm-148	116	W-181	141	Pa-231	166	Cm-245		
17	Mn-54	42	Tc-97	67	Te-123m	92	Sm-151	117	W-185	142	U-232	167	Cm-246		
18	Fe-55	43	Tc-97m	68	Te-125m	93	Eu-149	118	W-188	143	U-233	168	Cm-247		
19	Fe-59	44	Tc-98	69	Te-127m	94	Eu-150	119	Re-187	144	U-234	169	Cm-248		
20	Co-58	45	Tc-99	70	Te-129m	95	Eu-152	120	Os-185	145	U-235	170	Cm-250		
21	Co-60	46	Ru-103	71	I-125	96	Eu-154	121	Os-194	146	U-236	171	Bk-249		
22	Ni-59	47	Ru-106	72	I-129	97	Eu-155	122	Ir-192	147	U-238	172	Cf-249		
23	Ni-63	48	Rh-102	73	Xe-127	98	Gd-152	123	Ir-192m	148	Np-235	173	Cf-250		
24	Zn-65	49	Pd-107	74	Cs-134	99	Gd-153	124	Ir-194m	149	Np-236	174	Cf-251		
25	Se-75	50	Ag-108m	75	Cs-135	100	Tb-157	125	Pt-190	150	Np-237	175	Cf-252		

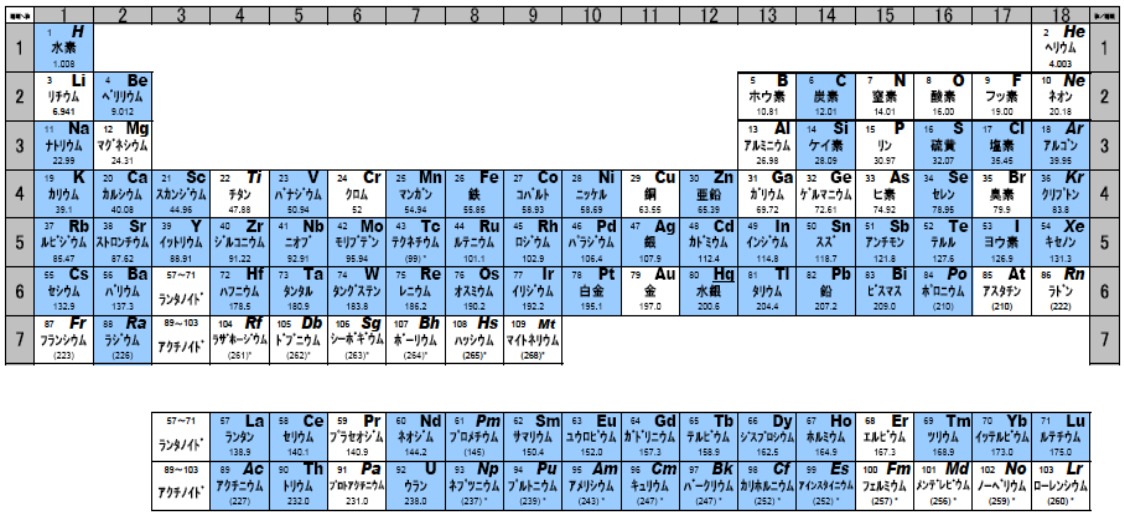


図 6.5　廃止措置準備作業における放射能インベントリ評価対象とする元素

(2) 構造材等の材料組成

敦 1 の原子炉廻りに配置されている構造物等の材料として，ステンレススチール（SUS316，SUS304），炭素鋼（CS）及びコンクリートの 4 種類について表 6.4 の通り 92 元素すべてについて元素組成を設定した。

SUS316，SUS304 及び CS の 3 種類の金属材料は，敦 1 に保管されていた交換部品等から試料を採取して分析したものである。コンクリートは，原子炉建屋の汚染のない区域の床をコアボーリングして採取した試料を分析したものである。

表 6.4　構造物等の材料組成

原子番号*1	元素記号*2	SUS316 (wt%)	SUS304 (wt%)	CS (wt%)	Concrete (wt%)
1	H	1.00×10^{-3}	1.00×10^{-3}	1.00×10^{-3}	0.83
3	Li	4.91×10^{-5}	5.00×10^{-5}	4.97×10^{-5}	2.92×10^{-3}
4	Be	4.92×10^{-6}	5.00×10^{-6}	2.99×10^{-6}	1.62×10^{-4}
5	B	4.91×10^{-5}	5.60×10^{-4}	4.97×10^{-5}	8.88×10^{-4}
6	C	0.06	0.08	0.25	0.45
7	N	0.02	0.03	1.28×10^{-2}	5.74×10^{-3}
8	O	0.04	0.05	0.11	50.55
9	F	－	－	－	0.06
11	Na	2.46×10^{-4}	9.70×10^{-4}	2.98×10^{-6}	0.74
12	Mg	4.91×10^{-6}	1.40×10^{-5}	2.57×10^{-4}	1.19
13	Al	1.11×10^{-2}	3.30×10^{-4}	5.72×10^{-3}	5.75
14	Si	0.46	0.47	0.35	24.90
15	P	0.02	0.02	7.16×10^{-3}	0.05
16	S	0.02	0.03	0.04	0.16
17	Cl	1.00×10^{-3}	7.00×10^{-3}	4.00×10^{-3}	9.09×10^{-3}
19	K	4.92×10^{-6}	5.00×10^{-6}	2.30×10^{-4}	0.79
20	Ca	4.92×10^{-6}	5.00×10^{-6}	$2.20\times1^{0-3}$	12.45
21	Sc	5.10×10^{-5}	2.00×10^{-5}	5.86×10^{-5}	1.01×10^{-3}
22	Ti	1.64×10^{-3}	3.20×10^{-4}	1.21×10^{-3}	0.29
23	V	0.14	0.05	4.69×10^{-3}	1.03×10^{-2}
24	Cr	16.27	18.91	0.03	0.01
25	Mn	1.42	1.62	0.62	0.06
26	Fe	64.86	69.64	98.89	2.86
27	Co	0.20	0.15	1.04×10^{-2}	9.96×10^{-4}
28	Ni	13.80	9.03	1.21×10^{-2}	3.03×10^{-3}
29	Cu	0.19	0.05	0.04	0.01
30	Zn	0.54	0.04	2.88×10^{-3}	0.03
31	Ga	3.90×10^{-3}	1.29×10^{-2}	3.27×10^{-3}	8.80×10^{-4}
32	Ge	2.60×10^{-3}	3.50×10^{-3}	2.80×10^{-3}	1.50×10^{-4}
33	As	1.00×10^{-2}	0.02	1.06×10^{-2}	7.90×10^{-4}
34	Se	2.95×10^{-5}	3.00×10^{-5}	2.99×10^{-5}	3.25×10^{-5}
35	Br	1.00×10^{-3}	2.00×10^{-4}	8.50×10^{-5}	2.40×10^{-4}
37	Rb	3.80×10^{-5}	1.00×10^{-3}	3.73×10^{-6}	3.50×10^{-3}
38	Sr	6.00×10^{-4}	2.00×10^{-5}	3.17×10^{-5}	0.04
39	Y	5.10×10^{-5}	5.00×10^{-4}	2.99×10^{-6}	1.82×10^{-3}
40	Zr	6.64×10^{-6}	4.60×10^{-5}	2.99×10^{-6}	1.18×10^{-2}
41	Nb	8.02×10^{-3}	2.80×10^{-4}	1.30×10^{-4}	6.39×10^{-4}
42	Mo	2.18	0.02	8.00×10^{-3}	6.06×10^{-4}
44	Ru	1.00×10^{-4}	1.00×10^{-4}	1.00×10^{-4}	1.00×10^{-5}
45	Rh	5.00×10^{-5}	5.00×10^{-5}	5.00×10^{-5}	1.00×10^{-5}
46	Pd	4.70×10^{-5}	6.60×10^{-5}	9.20×10^{-5}	1.62×10^{-4}
47	Ag	3.93×10^{-5}	1.10×10^{-3}	3.97×10^{-5}	4.33×10^{-5}
48	Cd	2.00×10^{-4}	2.00×10^{-4}	2.00×10^{-4}	5.09×10^{-5}
49	In	1.00×10^{-3}	1.00×10^{-3}	1.00×10^{-3}	1.00×10^{-5}
50	Sn	1.24×10^{-2}	0.04	0.08	6.39×10^{-4}
51	Sb	1.40×10^{-3}	1.23×10^{-3}	7.31×10^{-4}	1.80×10^{-4}
52	Te	1.00×10^{-5}	1.00×10^{-5}	1.00×10^{-5}	1.00×10^{-5}
53	I	－	－	－	5.00×10^{-5}
55	Cs	4.92×10^{-6}	5.00×10^{-6}	9.27×10^{-6}	3.57×10^{-4}
56	Ba	4.91×10^{-6}	3.90×10^{-5}	9.98×10^{-4}	2.22×10^{-2}
57	La	4.70×10^{-6}	2.00×10^{-5}	2.98×10^{-6}	1.30×10^{-3}
58	Ce	4.93×10^{-6}	5.00×10^{-6}	2.97×10^{-6}	4.22×10^{-3}
59	Pr	1.10×10^{-6}	3.50×10^{-6}	4.00×10^{-6}	8.20×10^{-4}
60	Nd	3.60×10^{-5}	3.70×10^{-5}	1.00×10^{-4}	2.80×10^{-3}
62	Sm	1.09×10^{-5}	5.00×10^{-6}	2.98×10^{-6}	3.79×10^{-4}
63	Eu	4.91×10^{-6}	5.00×10^{-6}	2.98×10^{-6}	9.42×10^{-5}
64	Gd	5.00×10^{-6}	3.00×10^{-5}	6.00×10^{-6}	5.40×10^{-4}
65	Tb	4.91×10^{-6}	5.00×10^{-6}	2.98×10^{-6}	5.85×10^{-5}
66	Dy	5.00×10^{-6}	1.00×10^{-4}	8.00×10^{-5}	3.14×10^{-4}
67	Ho	4.92×10^{-6}	5.00×10^{-6}	2.98×10^{-6}	6.39×10^{-5}
68	Er	5.00×10^{-6}	9.00×10^{-6}	5.00×10^{-6}	2.10×10^{-4}
69	Tm	1.00×10^{-6}	1.00×10^{-6}	1.30×10^{-6}	3.00×10^{-5}
70	Yb	7.00×10^{-6}	2.00×10^{-4}	2.98×10^{-6}	1.40×10^{-4}
71	Lu	2.00×10^{-6}	8.00×10^{-5}	2.98×10^{-6}	2.70×10^{-5}
72	Hf	1.00×10^{-5}	2.00×10^{-4}	1.38×10^{-4}	2.20×10^{-4}
73	Ta	3.92×10^{-5}	4.00×10^{-5}	4.29×10^{-5}	4.11×10^{-5}
74	W	1.59×10^{-2}	8.70×10^{-3}	2.31×10^{-4}	1.52×10^{-4}
75	Re	2.20×10^{-4}	2.00×10^{-5}	2.90×10^{-5}	1.00×10^{-5}
76	Os	4.00×10^{-6}	9.00×10^{-6}	5.00×10^{-6}	6.00×10^{-6}
77	Ir	7.40×10^{-6}	9.30×10^{-6}	1.00×10^{-6}	1.00×10^{-5}
78	Pt	1.60×10^{-5}	2.10×10^{-5}	2.00×10^{-6}	1.00×10^{-5}
79	Au	6.40×10^{-5}	7.00×10^{-6}	5.00×10^{-6}	4.00×10^{-7}
80	Hg	1.00×10^{-5}	1.00×10^{-5}	1.70×10^{-5}	8.00×10^{-6}
81	Tl	1.00×10^{-6}	1.00×10^{-6}	1.00×10^{-6}	4.50×10^{-5}
82	Pb	3.10×10^{-4}	6.70×10^{-3}	0.08	2.71×10^{-3}
83	Bi	1.00×10^{-5}	1.70×10^{-5}	4.60×10^{-5}	1.70×10^{-5}
90	Th	5.00×10^{-7}	1.00×10^{-4}	2.98×10^{-6}	3.50×10^{-4}
92	U	4.92×10^{-6}	5.00×10^{-6}	2.98×10^{-6}	1.84×10^{-4}

(3) 照射履歴及び冷却期間

照射履歴として，表 6.5 に敦 1 の運転開始から運転終了までの 37 サイクルの運転履歴を日単位で設定した。運転期間中には出力の変動があるが，運転期間はすべて定格出力で運転されたものとしている。また，運転期間中に計画外の停止が発生したサイクルもあったが，1 ヶ月以内に再起動された場合は停止期間とはせず，その日数だけを差し引いた運転期間とした。

表 6.5　原子炉廻り構造物等の照射履歴（運転サイクル毎の運転期間と停止期間）

サイクル	運転期間 (day)	停止期間 (day)	サイクル	運転期間 (day)	停止期間 (day)	サイクル	運転期間 (day)	停止期間 (day)
1	240	137	14	310	93	27	374	51
2	210	151	15	354	179	28	416	61
3	318	53	16	341	76	29	389	56
4	165	56	17	364	70	30	382	49
5	303	57	18	368	148	31	405	203
6	192	275	19	316	105	32	394	436
7	221	71	20	362	97	33	414	350
8	246	227	21	403	125	34	421	44
9	188	78	22	328	210	35	421	44
10	238	112	23	423	71	36	420	45
11	259	89	24	368	88	37	422	-
12	281	278	25	280	224			
13	172	142	26	424	547	合計	12132	5098

6.4.3 基本計算の検証

敦 1 の中性子束条件，構造材等の材料組成並びに照射履歴及び冷却時間を用いて作成した DB を用いた計算の妥当性を検証した。検証は，RPV 内の SUS304 と RSW 及び BSW のコンクリートに対して実施した。検証の方法として，個別に ORIGEN-S による放射化計算を実施し，その結果と敦 1 の条件で作成した DB を用いた合理的な方法で得られる結果との比較を行った。

RPV 内の SUS304 に関する比較を図 6.6 に示す。比較は炉心中央高さにおける水平方向の炉心中央から RPV 外側表面での中性子束分布を用いて行った。放射性核種の生成量の比較は 178 核種全てに対して行ったが，ここでは放射化反応のエネルギー感度が異なる H-3，C-14，Mn-54，Co-60，Ni-59，Sr-90，Ag-108m 及び Eu154 の比較を示す。比較は運転停止後 6 年経過した状態で行った。図中の赤い四角が ORIGEN-S で直接計算を行ったものである。青い線は，合理的な方法で評価したものである。8 種類の放射性核種は，それぞれ放射化反応のエネルギー感度が異なることから，生成量の分布も核種ごとにそれぞれ異なっているものが合理的な方法と ORIGEN-S の結果はよく一致している。

RSW と BSW のコンクリートに関する比較を図 6.7 に示す。検証は，炉心水平高さにお

ける水平方向の RSW 内側表面から外側表面までと BSW の内側表面から外側表面までとした。図中の右側が RSW における放射化放射能生成量であり，左側が BSW のものである。コンクリートについても生成量の比較も運転停止から 6 年経過後の状態で 178 核種全てに対して行ったが，ここでは RPV と同じ 8 核種の比較を示す。コンクリートの場合も ORGEN-S と合理的な方法はよく一致している。

以上の比較から，合理的方法は ORIGEN-S の計算をよく再現することが確認できた。

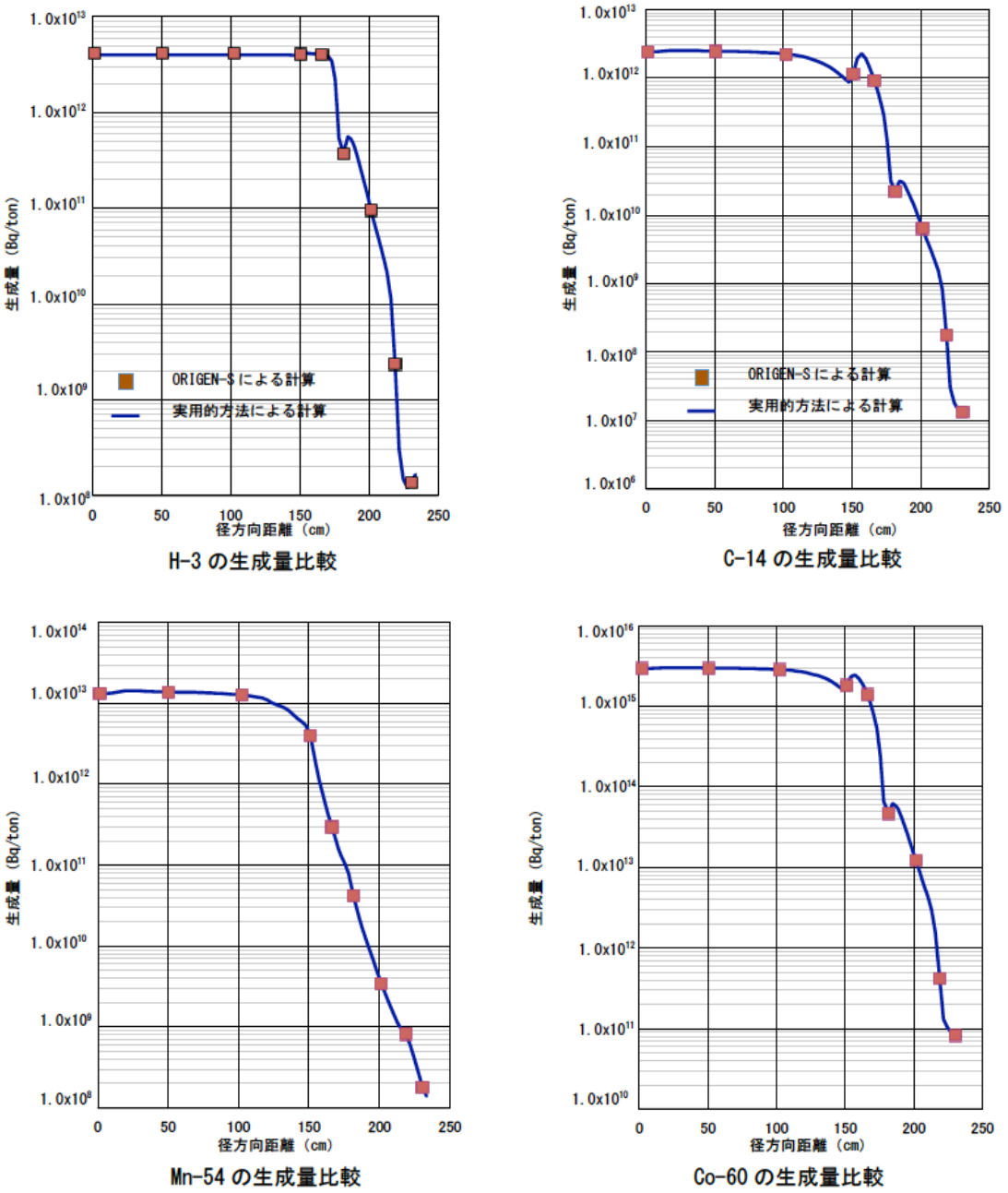


図 6.6　実用的方法の検証（RPV 内の SUS304 放射性核種生成量比較）(1/2)

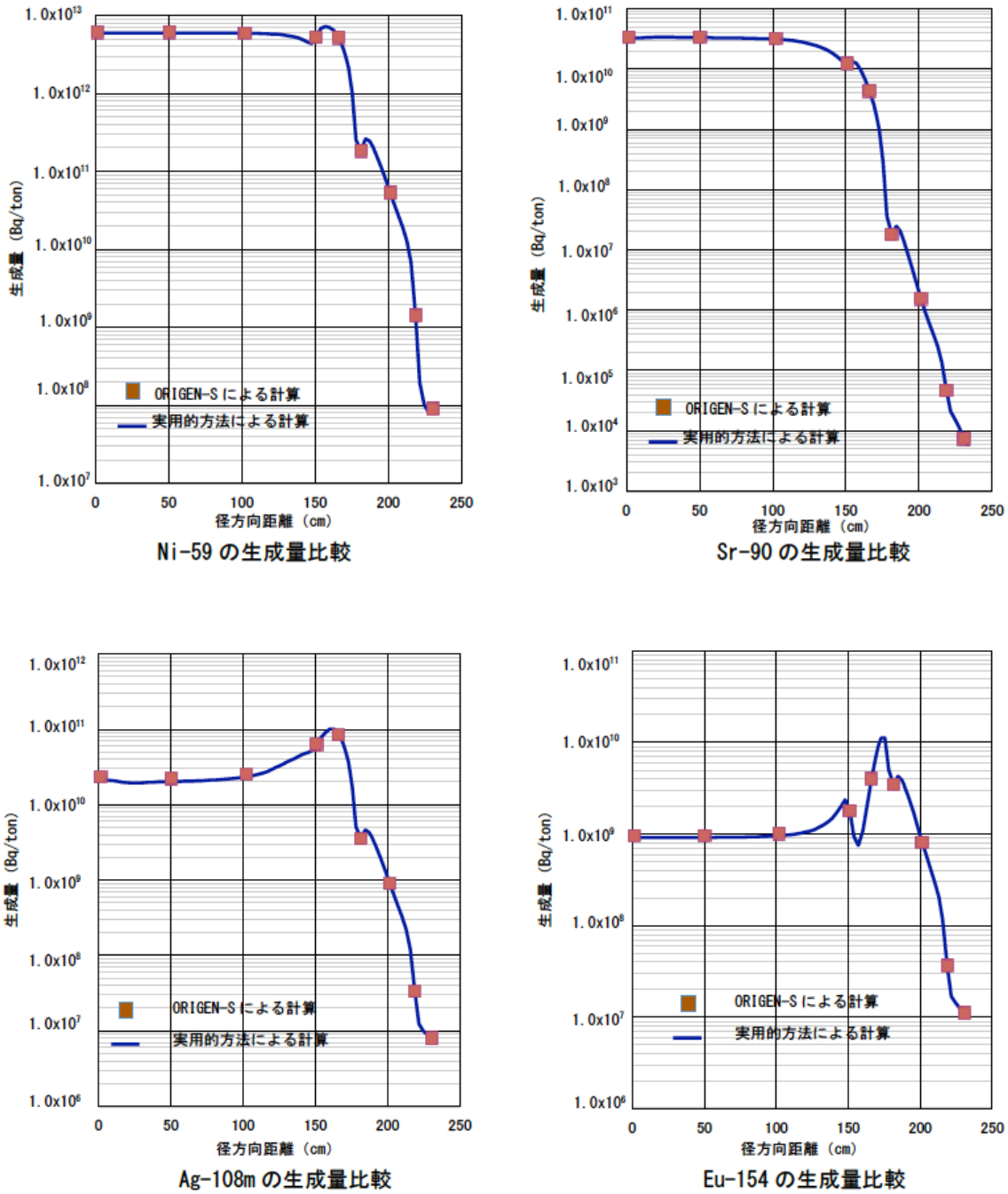
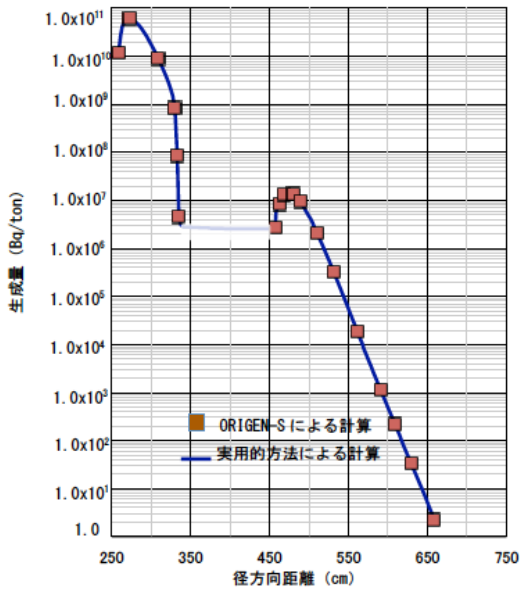
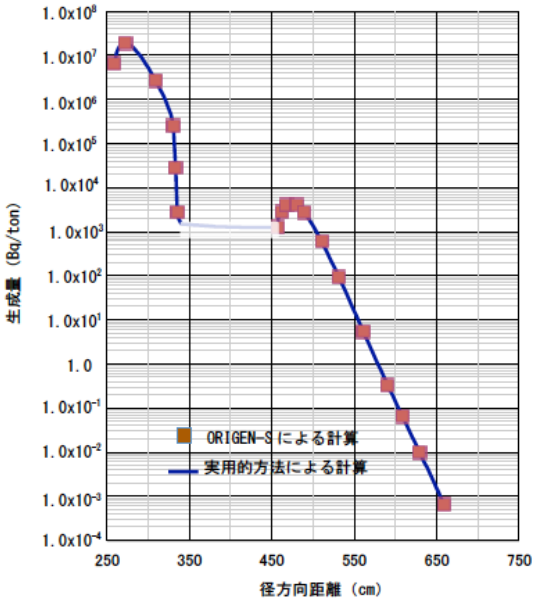


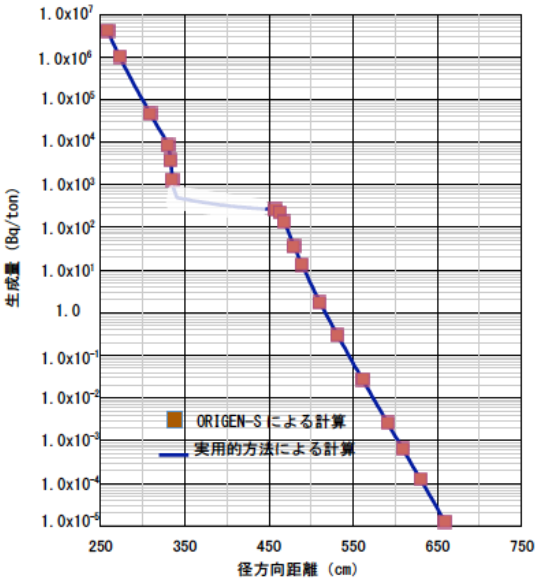
図 6.6　実用的方法の検証（RPV 内の SUS304 放射性核種生成量比較）(2/2)



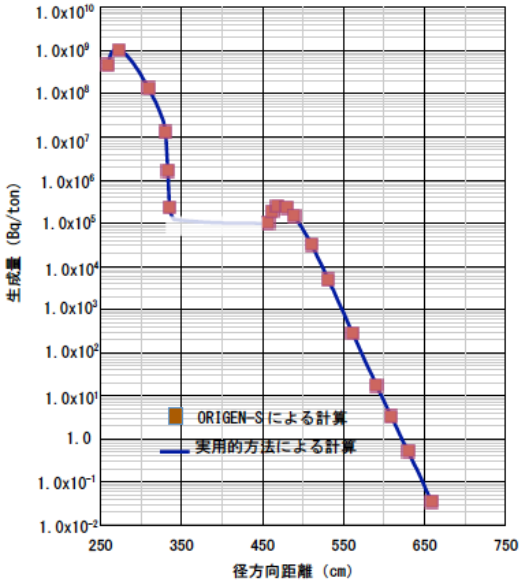
H-3 の生成量比較



C-14 の生成量比較

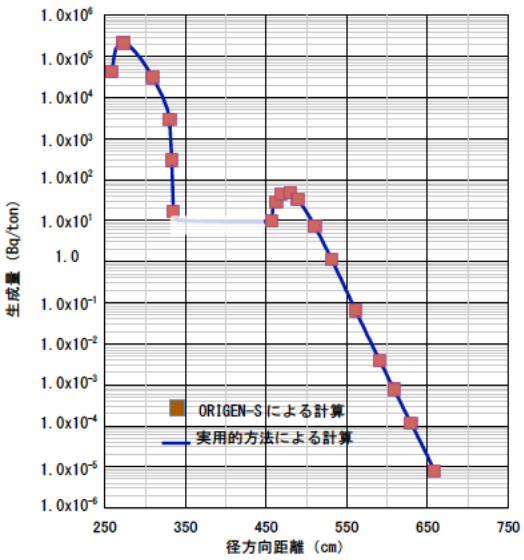


Mn-54 の生成量比較

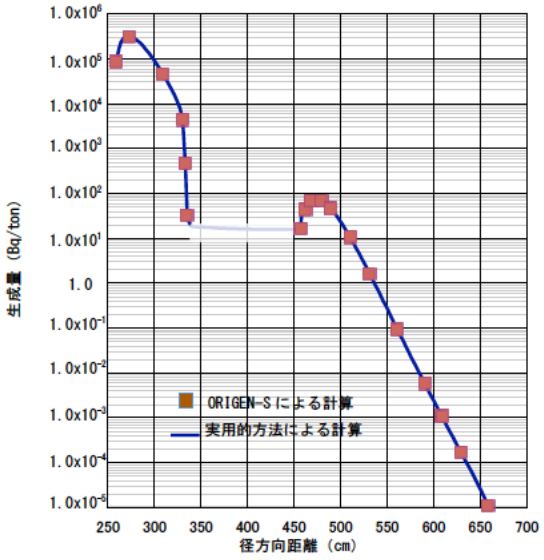


Co-60 の生成量比較

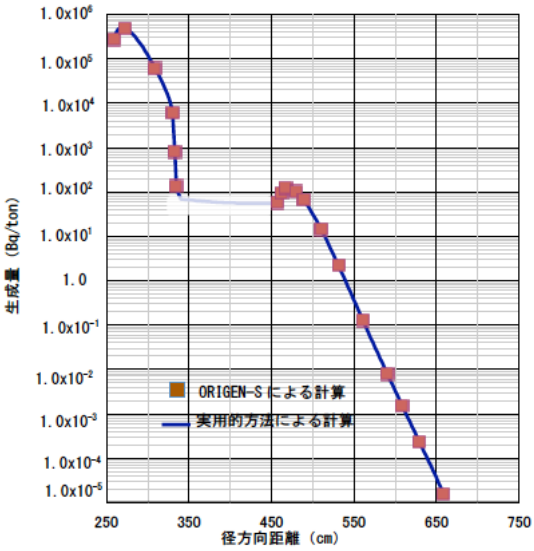
図 6.7　実用的方法の検証（PCV 内のコンクリート放射性核種生成量比較）(1/2)



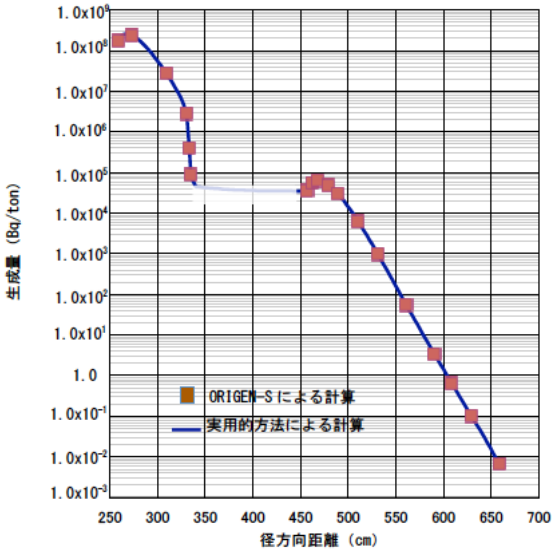
Ni-59 の生成量比較



Sr-90 の生成量比較



Ag-108m の生成量比較



Eu-154 の生成量比較

図 6.7　実用的方法の検証（PCV 内のコンクリート放射性核種生成量比較）(2/2)

6.5 時間依存の放射化放射能分布

6.5.1 核種ごとの時間依存の放射化放射能分布

合理的な方法では，評価対象核種の 178 核種について，残存する放射化放射能濃度分布の変化を見ることができる。図 6.8（1）及び（2）は PCV 内の Co-60，Ni-63，C-12 及び Mn-54 の放射能濃度分布の変化を作図したものである。また，(3) は RPV 内の Co-60 及び Ni-63 の放射能濃度の変化を作図したものである。

合理的な方法では後述するように，放射能レベル区分と放射性廃棄物の処分レベル区分の分布の時間変化も出力する機能を有しているので，廃止措置工事の計画で，このような核種ごとの時間変化を用いことは多くないが，作業者の被ばく量を見積もるためには必須の情報となる。

6.5.2 放射能レベル区分及び廃棄物の処分レベル区分の時間変化

合理的な方法では，2 次元中性子束分布計算の空間メッシュ全てに対して放射化放射能を評価し，評価した各核種の放射能濃度（Bq/ton）を用いて放射能レベル区分の分布及び廃棄物の処分レベル区分の分布を評価している。

図 6.9（1）に解体時の放射能レベル区分分布の時間変化を示す。運転停止直後の PCV 内はほぼ全域が C3 レベルであるが，5 年後には炉心高さの範囲を除きほとんどが D 又は E レベルとなりその後 20 年まで C3 レベルの範囲が減り続け，20 年後は全て D 又は E レベルとなっている。さらに 30 年経過すると PCV 内は炉心高さの範囲を除き G レベルなり，40 年後は炉心周辺のわずかな範囲を残し全て G レベルとなる。一方，炉心は A レベルで，運転停止直後 50 年後までその範囲はほとんど変わらない。

図 6.9（2）は放射性廃棄物の処分区分分布の時間変化を示す。赤が L1，黄色が L2，緑が L3，灰色がクリアランス（CL）の範囲である。処分レベル区分は停止後 20 年まではほとんど変化しないが，20 年後から 30 年後にかけて L3 の範囲が急速に変化している。L1 の範囲は運転停止から 40 年後までほとんど変化していない。

図 6.9（3）は RPV 内の放射能レベル区分分布（上段）と放射性廃棄物の処分レベル区分分布（下段）それぞれの時間変化を示したものである。時間範囲は 1000 年までを評価した。これらの図から，炉心の比較的放射能濃度の高い範囲（L1 対象）は，1000 年を経過してもほとんど減少しないことがわかる。

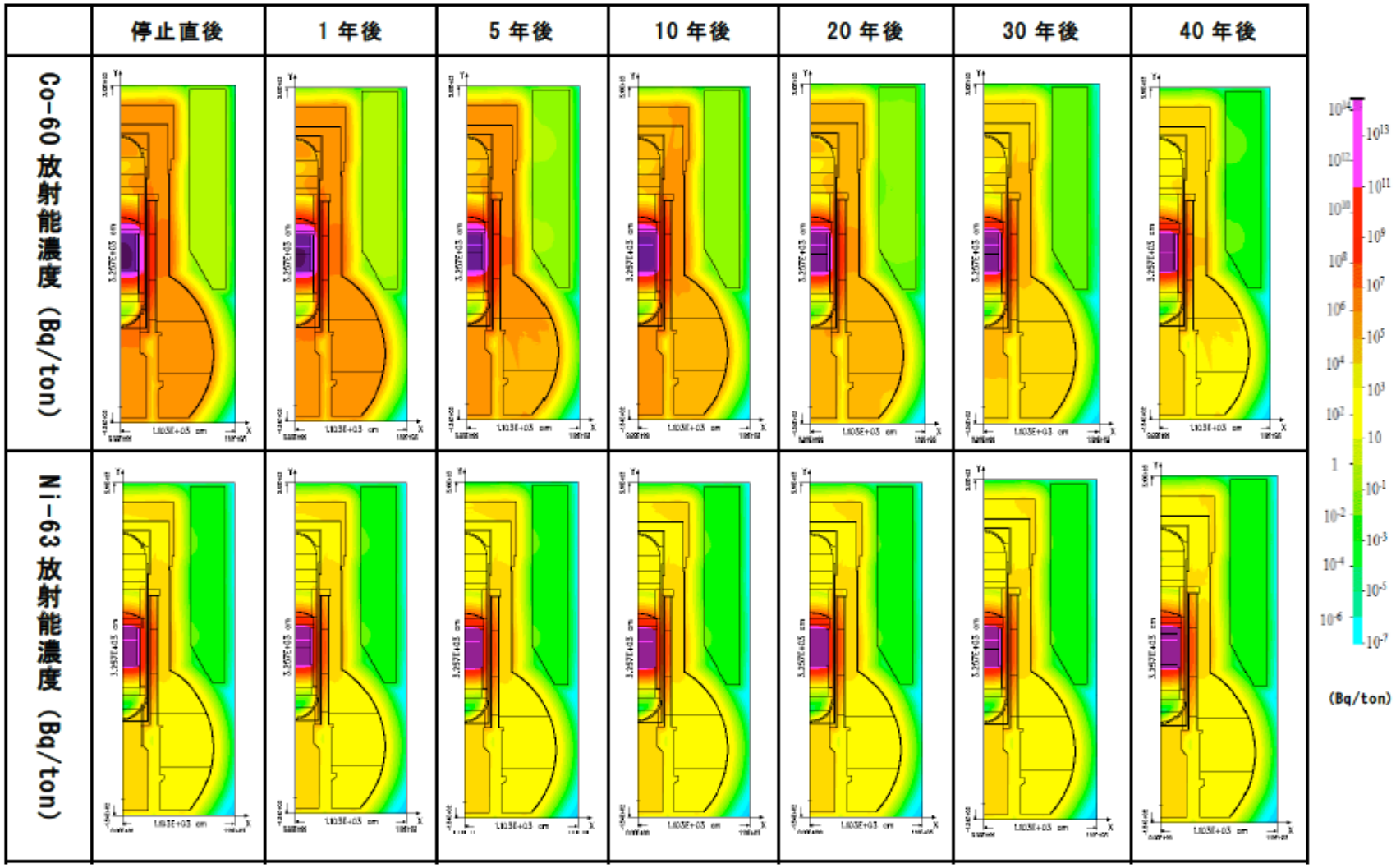


図 6.8（1）PCV 内 CS の放射化放射能分布の時間変化（Co-60,Ni-63）

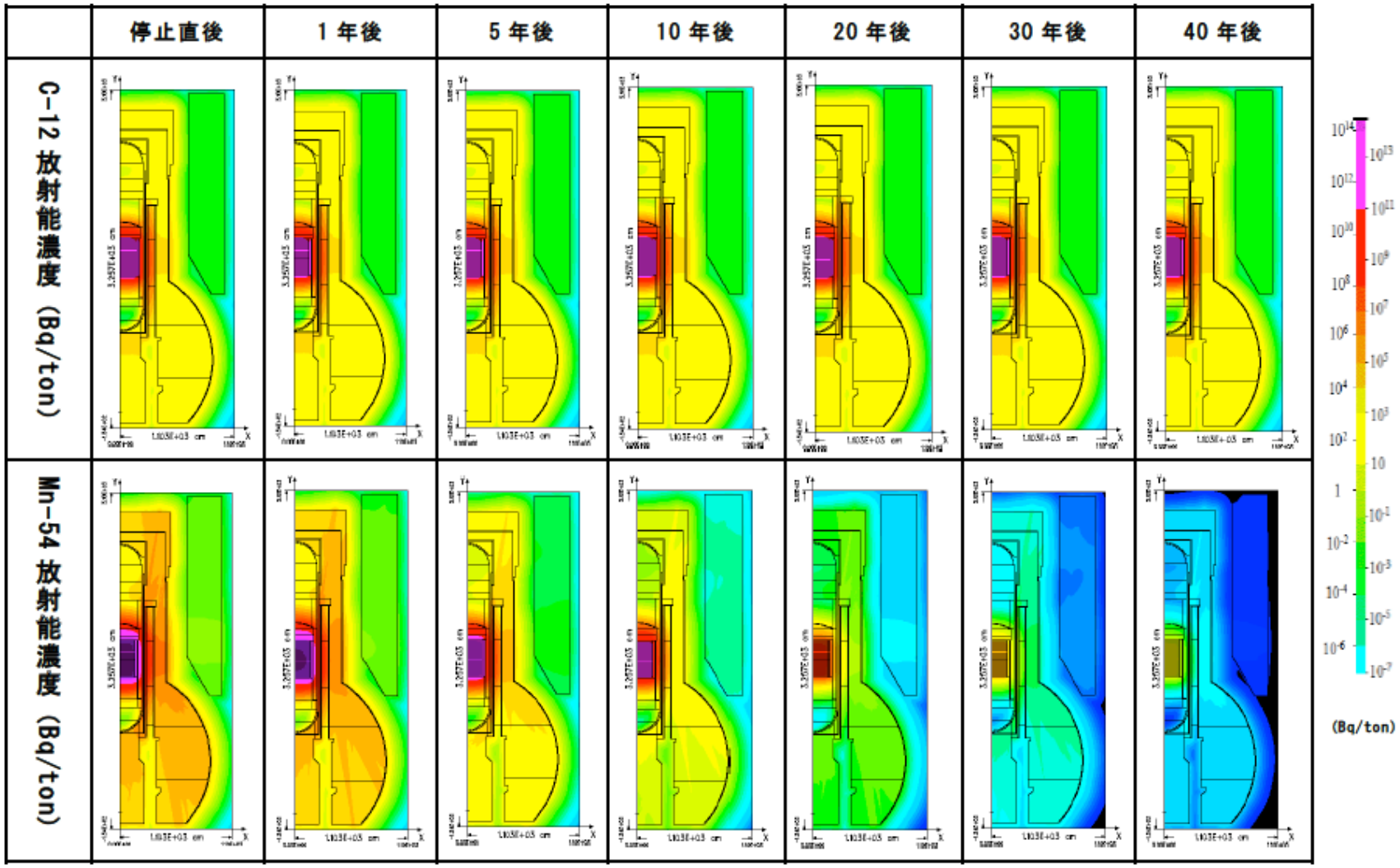


図 6.8 (2)　PCV 内 CS の放射化放射能分布の時間変化 (C-12, Mn-54)

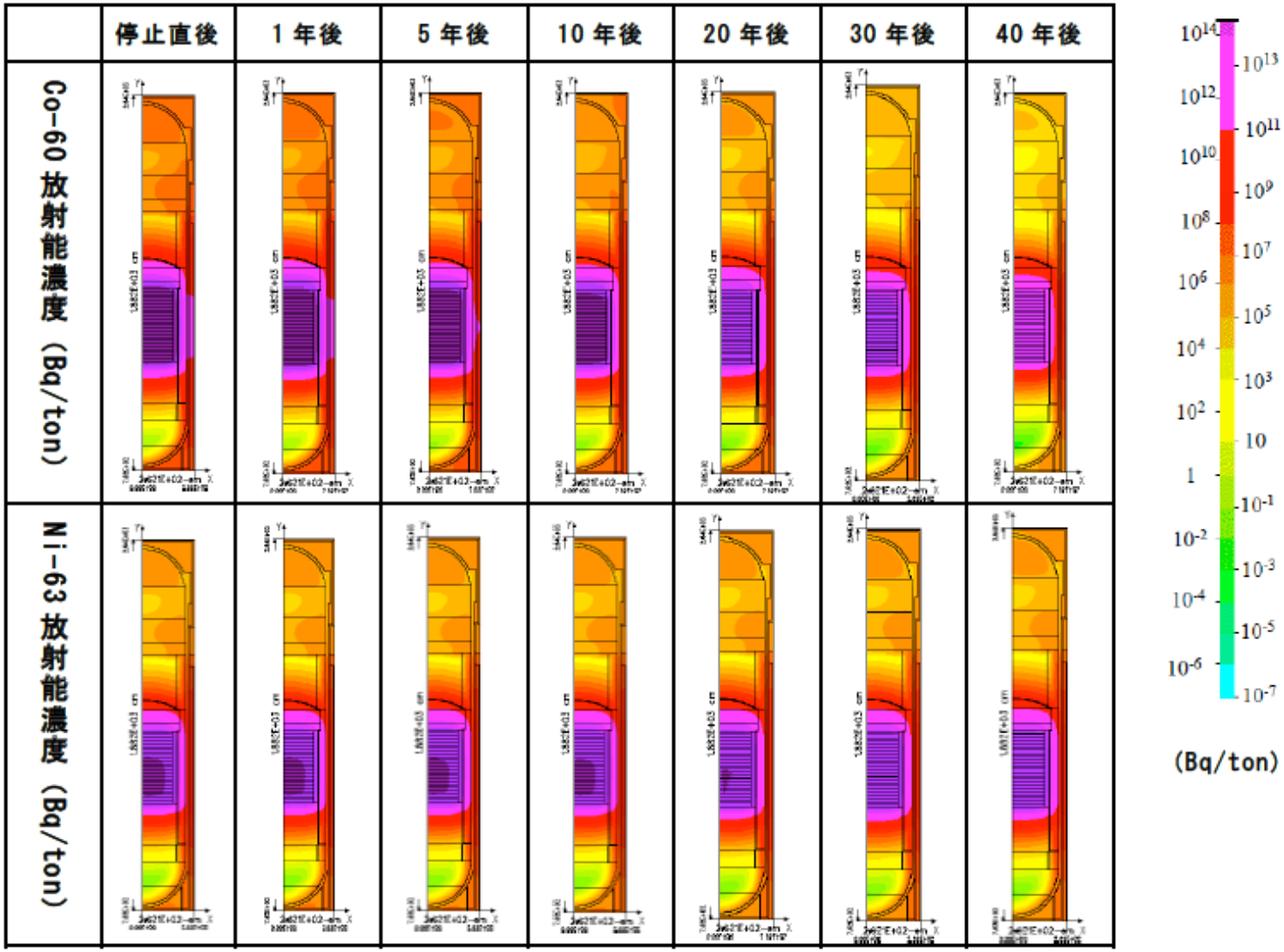
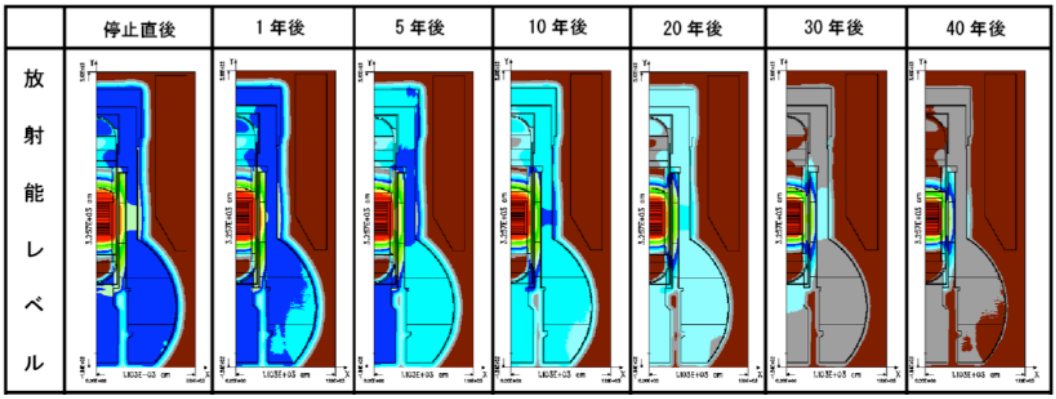
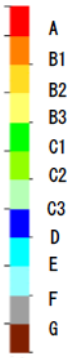


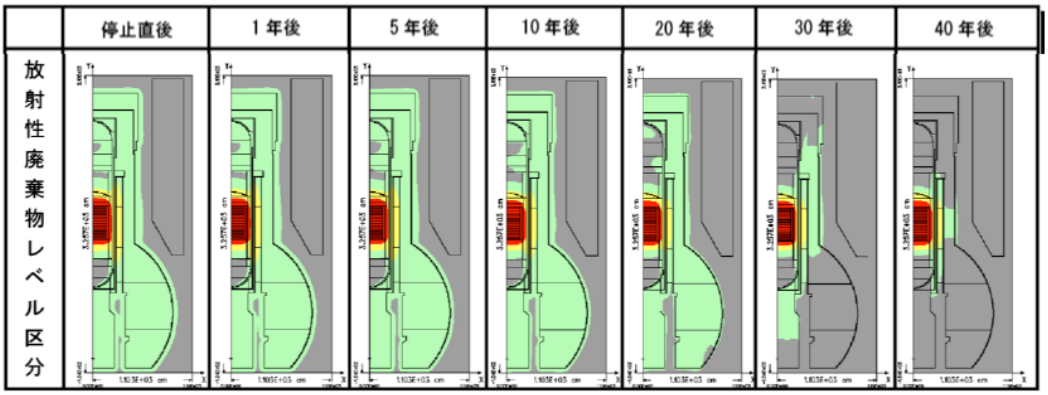
図 6.8 (3)　RPV 内 CS の放射化放射能分布の時間変化 (Co-60, Ni-63)

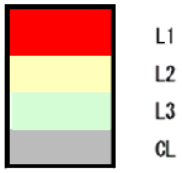




解体時放射能区分	全放射能濃度(Bq/ton)
A	> 3.7×10^{13}
B1	3.7×10^{13} ～ 3.7×10^{12}
B2	3.7×10^{12} ～ 3.7×10^{11}
B3	3.7×10^{11} ～ 3.7×10^{10}
C1	3.7×10^{10} ～ 3.7×10^{9}
C2	3.7×10^{9} ～ 3.7×10^{8}
C3	3.7×10^{8} ～ 3.7×10^{7}
D	3.7×10^{7} ～ 3.7×10^{6}
E	3.7×10^{6} ～ 3.7×10^{5}
F	3.7×10^{5} ～ 3.7×10^{4}
G	3.7×10^{4} ～ 3.7×10^{3}

図 6.9（1）　解体時放射能区分）（PCV 内の区分）の時間変化





核種	廃棄物区分毎最大放射能濃度（Bq/ton）		
	浅地中 ピット処分（L2）	浅地中 トレンチ処分（L3）	クリアランス レベル
H-3	3.07×10^{11}	3.00×10^{8}	1.00×10^{8}
C-14	8.51×10^{9}	1.10×10^{7}	0.0
Ca-41	0.0	1.50×10^{7}	0.0
Mn-54	0.0	0.0	1.00×10^{5}
Co-60	2.78×10^{12}	8.10×10^{8}	1.00×10^{5}
Ni-59	8.80×10^{9}	0.0	0.0
Ni-63	1.10×10^{12}	7.20×10^{8}	0.0
Sr-90	1.67×10^{10}	4.70×10^{5}	1.00×10^{6}
Nb-94	8.51×10^{7}	0.0	0.0
Tc-99	1.85×10^{7}	0.0	0.0
I-129	2.78×10^{5}	0.0	0.0
Cs-134	0.0	0.0	1.00×10^{5}
Cs-137	1.04×10^{11}	1.00×10^{7}	1.00×10^{5}
Eu-152	0.0	3.60×10^{7}	1.00×10^{5}
Eu-154	0.0	0.0	1.00×10^{5}
Am-241	5.55×10^{8}	1.70×10^{6}	1.00×10^{5}

図 6.9（2）　放射性廃棄物の処分レベル区分（PCV 内の区分）の時間変化

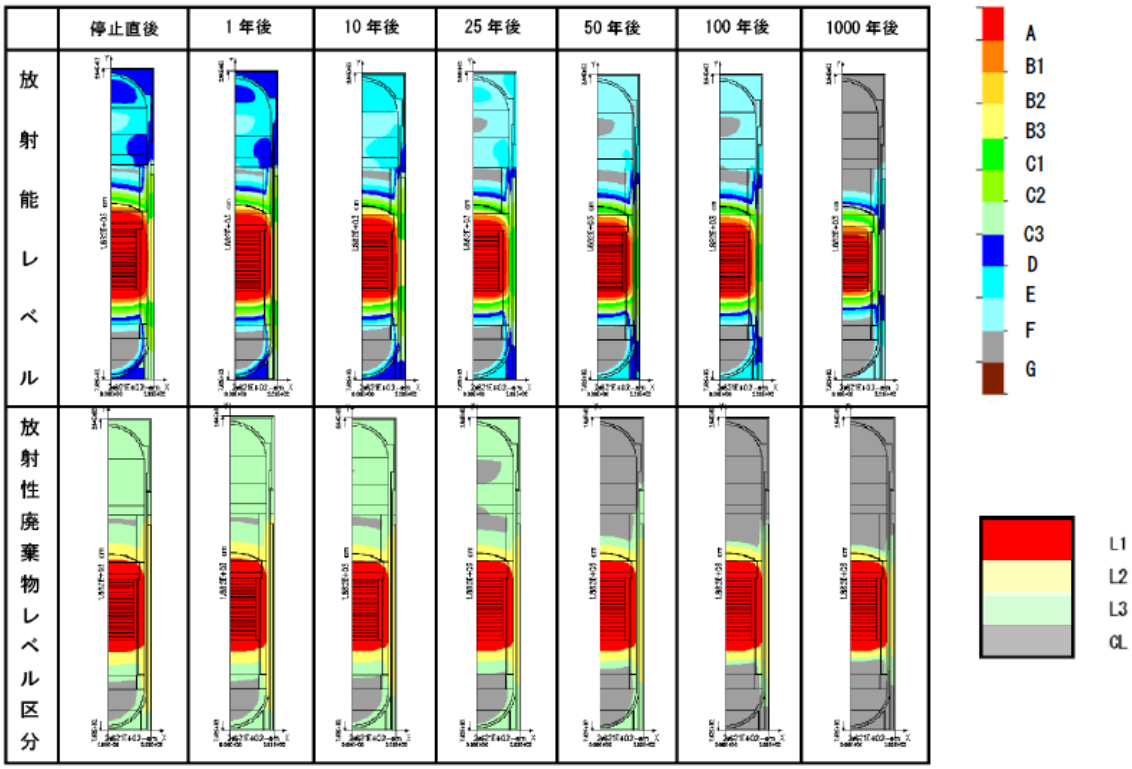


図 6.9（3）　解体時放射能区分（RPV 内の区分）及び
解体時放射能区分（RPV 内の区分）の時間変化

6.6 廃止措置工事への適用の提案

6.6.1 処分レベル区分の時間変化の適用

放射性廃棄物の処分レベル区分分布の時間変化を解体工事の計画で活用する方法の例を紹介する。

図 6.10 は放射性廃棄物の処分レベル区分分布の停止後 20 年，23 年，24 年及び 25 年の分布を示したものである。図中の赤点線の四角は再循環ポンプ（PLR ポンプ）が配置されている場所を 2 次元 R-Z 平面に投影したものである。20 年後では PLR ポンプは L3 であるが，23 年以降クリアランスレベルになっていることがわかる。23 年後では L3 の範囲がわずかにかかっているが，24 年，25 年では全ての範囲でクリアランスレベルとなっている。この情報から，PLR ポンプの解体を運転停止 25 年以降に実施すれば，PLR ポンプはクリアランス物として解体可能であり，処分のために管理区域に保管することなくクリアランス物として搬出可能である。また，逆に 23 年より前に解体を行ったとしても，23 年後になれば，クリアランスレベルとなることがわかる。

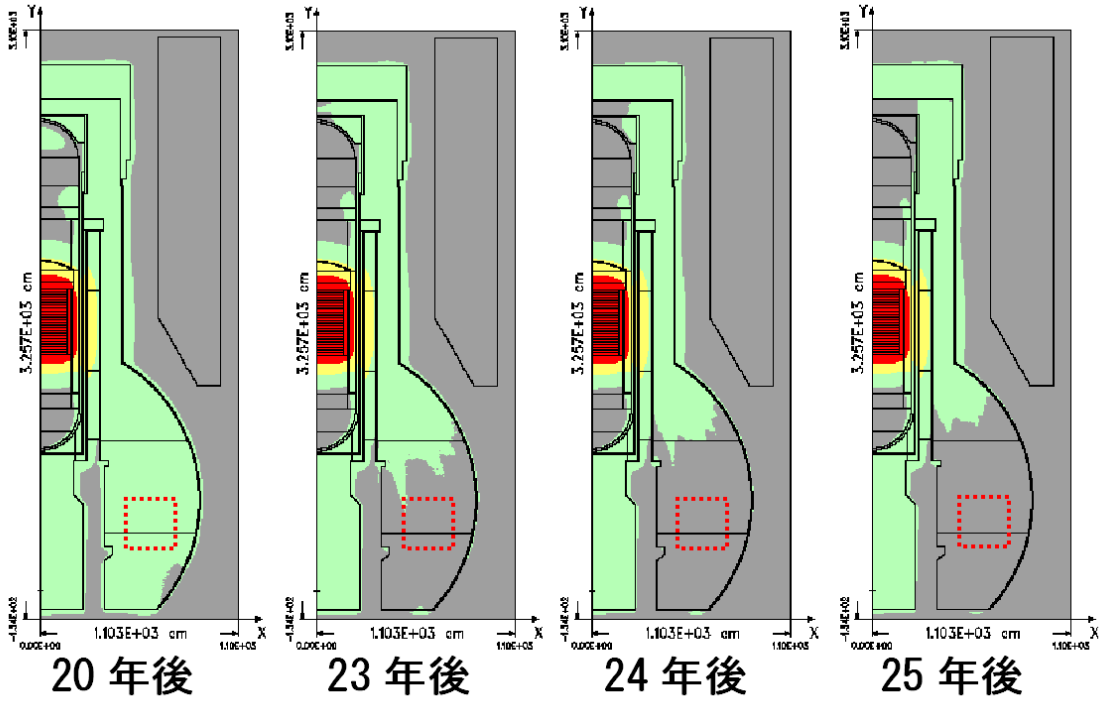


図 6.10　放射性廃棄物の処分レベル区分分布の時間変化図の適用

6.6.2 材料ごと処分レベル区分ごとの物量の時間変化

先にも述べた通り，合理的な方法では，2 次元中性子束分布計算の空間メッシュ全てに対して放射化放射能を評価し，評価した各核種の放射能濃度（Bq/ton）を用いて放射能レベル区分の分布及び廃棄物の処分レベル区分の分布を評価している。解体工事によって発生する解体撤去物の物量は，構造物等が配置されている場所を 2 次元 R-Z 平面に投影した座標データを用いて容易に算出できる。この方法で，運転停止後の放射生廃棄物の物量の変化を評価した。物量の変化を図 6.11 に示す。赤線は L1 に相当する炉内構造物の変化を示している。L1 相当の炉内構造物の廃棄物物量は廃止措置の標準工程である 30 年間では 2%程度しか減少しない。この減少の割合は 50 年後であっても変わらない。L2 相当の RPV 容器の鋼材及び RSW のコンクリートは 30 年後には 40%程度減少する。その後 40 年，50 年が経過するとほぼ 50%程度まで減少する。L3 相当の PCV 内構造物（金属：炭素鋼）と BSW のコンクリートは 30 年後では運転停止の 3 割にまで減少する，その後，50 年後には PCV 内構造物は運転停止時の 1/10，BSW コンクリートはほぼ 1/20 まで減少する。

以上のことから，処分レベルの高いものより低いものの方が早く減少することがわかる。物量の多い BSW コンクリートは，工程の許す限り遅い時期に解体することが廃棄物処理費用の面から有効であることがわかる。一方，L1 に相当する部分は運転停止後時間を経て工事をする計画としても，物量にはなんら変化がなく，放射能レベルもほとんど変化しない。このような L1 相当のものは，安全に保管できる場所が確保できるのであれば，早期に解体し撤去してしまう方が作業者の被ばく上の安全確保の観点から有利と言える。

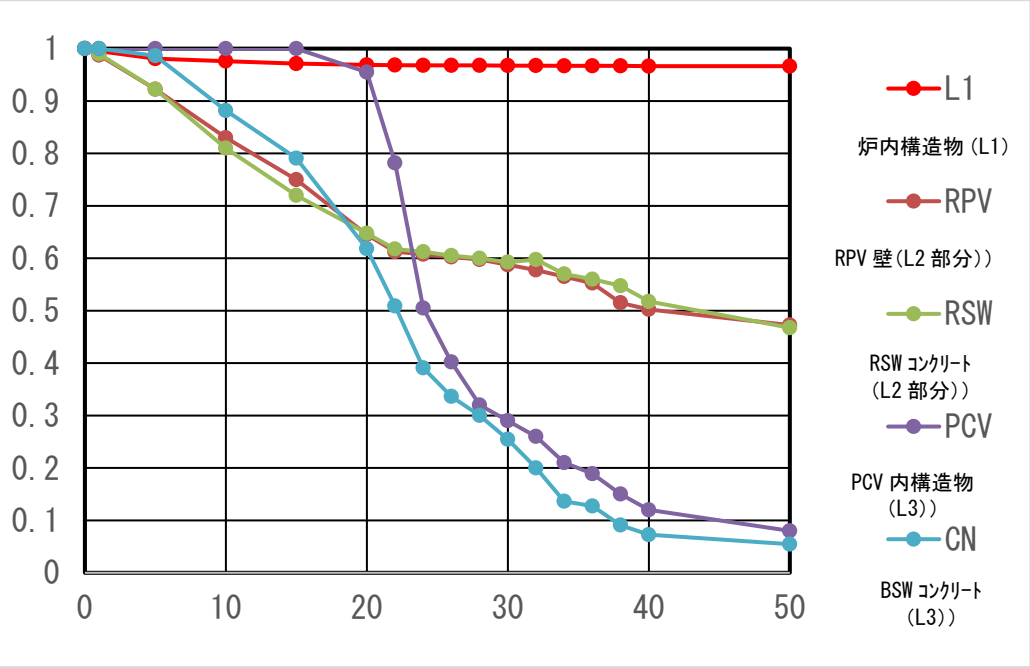


図 6.11　放射性廃棄物の処分レベル区分分布の時間変化図を用いた物量変化

6.7 まとめ

6.7.1 手法及びシステム開発の成果

廃止措置準備作業における評価では，75 元素 178 核種の放射化放射能濃度の評価が求められている。この評価に，照射条件として原子炉廻りの中性子束分布を用い，ORIGEN コードで時間の濃度変化を計算する。この ORIGEN-S コードの計算の特徴に着目し，計算回数を大幅及び計算時間を大幅に削減する合理的な方法を開発し，原子炉廻り全体にわたる放射化放射能分布の時間変化を把握することを可能にした。

放射化放射能は中性子の照射によって生成するものであるから，放射化放射能は中性子束分布に従う分布となり，その分布は，生成した個々の放射性核種の半減期に従い変化していく。また，本研究では，放射化放射能の分布とその運転停止後の変化を視覚的に把握することを可能にし，合理的な廃止措置工事の計画立案に資することを目的として，時間依存の放射化放射能分布評価の手法の整備を行った。この手法によって運転停止後の放射化放射能分布の変化の様子が初めて明らかになり，工事計画の合理化に大きく寄与することとなった。

放射化放射能評価の対象範囲である 2 次元計算の範囲で放射化放射能の分布を求めようとする場合，2 次元計算の全てのメッシュ点（約 40 万点）に対して放射化計算（ORIGEN コードの計算）を行う必要がある。このような計算は，一つの材料に関して，8 台の PC による並行処理を行っても 1 ヶ月以上の計算時間を要し，実務の面で細かい条件の変更などには対応できないものであった。本研究で開発した計算手法では，1 材料について準備を含めて 1 週間程度で計算が終了することを可能にし，放射化放射能分布とその時間変化を実務で使用することを可能としたものである。

放射化放射能分布の時間変化は，廃止措置工事の立案や廃棄物の処分の計画立案に対し有効な情報を提供する。

合理的な方法は，評価対象の中性子束分布の状況を調査し中性子条件を設定する。この中性子条件と照射履歴及び冷却期間並びに対象とする構造物等の材料組成を用いて基本計算を行い，DB を構築する。DB の構築で用いる情報は施設に固有であるが，計算の手順は汎用的なものである。どのような施設であっても中性子束分布が与えられていのであれば，合理的な方法を用いて放射化放射能評価を行うことが可能である。ただし，DB を構築する際の中性子束条件の設定には対象施設の中性子照射条件に関する知見が必要である。すなわち，合理的な方法を使う場合であっても，他の評価作業と同様に対象施設の現象に関する十分な知見が必要である。

6.7.2 開発した手法により得られた知見

合理的な方法を用いて評価した処分レベル区分の分布から，L1 に相当する部分は廃止措置標準工程とされる 30 年程度では 2%程度の物量の減少が見られるだけであるが，L3 に相当する BSW コンクリートでは運転停止直後の 3 割まで減少し，50 年後には 1/20 まで

減少することがわかった。

また，PCV 内では，運転停止後２５年を経過すればほとんどの構造物等がクリアランス以下となることが分かった。この情報に基づき廃止措置工事の立案を行うことで，作業従事者の被ばく低減，工事の合理化及び廃棄物処理処分の最適化を図ることが可能になる。

第6章参考文献

[6-1] Gauld C. I, Hermann W. O and Westfall M. R, ORIGEN-S: SCALE System Module to Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay Associated Radiation Source Terms, ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, Vol. II, Book 1, Sect. F7, Oak Ridge National Laboratory, (2006)

[6-2] Tanaka K, et.al , Radioactivity evalation method and radioactivity evalation system, U.S.patent, Patent No. :US8,853,638B2, Date of Patent : Oct. 7,2014 (2014)

[6-3] Tanaka K, et.al , Radioactivity evalation method and radioactivity evalation system, U.S.patent, Patent No. :US8,853,638B2, Date of Patent : Oct. 7,2014 (2014)

[6-4] Kurosawa M, et. al, Development of radioactivity calculation method for nuclear power plant with radioactivity databasec, Progress in Nuclear Science and Technology Volume 4 (2014) pp. 840 -843

[6-5] ORNL, SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations, ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, Vols. I-III, November 2006.

[6-6] A.G. Croff, “ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials”, Nucl.Technol. 62, p.335 (1983).

[6-7] M. J. Bell, ORIGEN B-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628 (CCC-217), Union Carbide Corporation (Nuclear Division), Oak Ridge National Laboratory, (1973).

第７章　総括

第7章 総括

本研究では，原子力発電所の廃止措置のため放射化放射能評価信頼性向上を目的として，以下の研究開発を実施した。

(1) 金属箔を用いた中性子束の測定方法の改善
(2) 格納容器内の3次元中性子束分布計算
(3) 原子炉廻りの2次元中性子束分布計算の信頼性向上
(4) 2次元及び3次元の接続計算によるMSトンネル室内の中性子束分布計算
(5) 時間依存の放射化放射能分布計算手法の開発及び整備

本章では，最初に本研究全体の成果及び本研究が廃止措置与える効果について述べ，その後それぞれの事項について成果と課題を以下に述べる。

7.1 放射化放射能評価信頼性向上

放射化放射能評価は，廃止措置準備作業の最も上流側で実施されるものであり，評価結果の信頼性は廃止措置計画全体の安全性及び合理性（経済性）に対して極めて重要な役割を持つものである。

放射化放射能評価は，放射化放射性物質の生成の源となる原子炉廻りの中性子束分布を求める中性子束分布計算とその中性子束を照射条件として原子炉廻りの構造物等に生成する放射性物質の放射能を計算する放射化放射能分布計算の２つの計算から構成される。放射化放射能評価の信頼性の向上にはこの２種類の計算について信頼性があり，効果的に計算を実施する手法の整備が必須であった。これらの成果について以下に述べる。課題については個別の章で個々に説明する。

(ア)中性子束分布計算

本研究では，上述の(1)から(4)の研究において，信頼性の高い中性子束分布計算の手法を確立した。またこの手法を整備していく過程で，本研究以前には十分な情報のなかった原子炉廻りの中性子束分布の特徴的な現象について多くの知見を得ることができた。中性子束分布という物理現象を，高い信頼性をもって評価するためには現象に対する十分な理解が不可欠である。このような点を踏まえると，本研究で整備した中性子束分布計算の手法は，現象を忠実に再現していくものであり，計算結果の信頼性はもとより評価の手法そのものにも信頼性があると言える。

なお，今回整備した手法は，既存の手法の組み合わせにより構築されているものである。信頼性向上及び効率化においてそれぞれの要素技術が果たすべき役割の改善及び要素技術の活用の要点並びに要素技術間で相互に交換すべき情報の役割を明確化したものである。この手法は，本研究で得られ公開されたこれらの知見を参照することで容易

に活用できるものである[*1]。

(イ)放射化放射能計算

上述の(5)で実施した時間依存の放射化放射能分布計算手法の開発及び整備では，廃止措置準備作業で必要な放射性物質 75 元素 178 核種の全てに対して原子炉廻り全体にわたる時間依存の空間分布を評価する手法の開発と整備を行った。本研究以前には原子炉廻りに残留する放射化放射性物質が運転停止後どのように減衰していくかという放射性物質の分布の時間変化に関する情報はなかった。これは主に計算資源（特に，計算時間）の制限によるものであった。本研究では，物質の放射化の過程に着目し，計算を効率化する手法を開発及び整備することで計算資源上の課題を解決した。この手法を用いることで，放射化放射能の時間依存の空間分布を作業工程上有意な時間で得ることが可能になった。ここで得られる情報は廃止措置工事おいて，作業従事者の被ばく低減，廃止措置工事の合理化及び廃棄物の処理処分の最適化に資するものである。

なお，本研究で開発及び整備した手法は，日本及び米国で特許を取得し，手法自体を公開している。特許情報を参照することでこの手法を利用できる。また，手法自体を計算コードシステム化しており，このシステムを利用すること[*1]で放射化放射能に関する時間依存の空間分布を容易に得ることができる。

***1：本研究の成果は，敦１の他，BWR を所有し，その廃止を決定した２つの原子力発電所の放射化放射能評価で実際に活用されている。**

（ウ）本研究の廃止措置に与える効果

国内における廃止措置の状況は本論文の最初で説明した通り約 30%の原子力発電所が廃止措置の状態にある。このような状況は廃止措置が原子力事業において重要な事業の位置付けにあるということである。廃止措置を事業として捉えた場合，建設や運転と同様に事業の経済性を重視していくことが求められる。特に，廃止措置は原子力発電所のライフサイクルの最終段階にあることから，廃止措置という事業自身では費用の回収は行えず，運転中に積み立てた費用の範囲で完遂せねばならない。限られた時間と費用の中で廃止措置を完遂するためには，工事の計画及び実施において，放射線被ばくの対策に十分な安全性を確保するため，大きな安全尤度を計算等で得られた評価結果に対して与えるといったような過度の保守性の排除することが重要な要件の一つとなる。本研究で実施した放射化放射能評価の信頼性向上の成果は，廃止措置だけでなく原子力全般で取られていた“常に大きめの安全尤度を与える”という方針の変更を可能にするものである。

本研究の中性子束分布計算信頼性向上では，計算結果の妥当性を IAEA の提唱する信頼性という考え方の下で評価を行うことから，評価自体で安全性を確保した上で最適な

結果を与える手法を確立している。また，この手法を通して原子炉廻りの中性子束分布の特徴を明確に説明できることから，評価結果の説明性も向上している。さらに，計算結果の妥当性を検証するために用いる測定についても測定数を最適化する手法を提案していることから評価自体の経済性の改善を実現するものである。

時間依存の放射化放射能分布計算によって原子炉廻りの放射化放射能分布の時間変化を視覚的に把握することが可能になった。この手法を活用することで，“どこを，いつ，どのように”廃止措置工事を行えばよいかということを直感的に判断することが可能になる。この手法はエンジニアの直感を支援するだけではなく，定量的に厳密な放射化放射能濃度の分布を評価していることから，そのまま詳細な工事の計画立案を行なっていくことを可能にする。また，この手法は廃止措置で発生する低レベル廃棄物のレベル区分ごとの発生量の時間変化の評価も可能にしていることから，廃棄物の処理処分を最適化する廃止措置工事の立案についても作業効率化を促進するものである。

本研究は，敦賀発電所 1 号機を対象としたものであるが，得られた知見及び本研究で行った計算モデル改善の手順は汎用的なものであり，炉型や寸法の違いなど個別の仕様に配慮すれば他の発電所においても適用可能なものである。このような点から，本研究は今後の廃止措置準備作業にとって大きな意義を持つものである。

7.2 金属箔を用いた中性子束の測定方法の改善

(1) 成果

(ア) 測定対象とする施設の構造等機器等の配置を調査し，中性子束分布の特徴が現れる場所を定性的に予測し，その場所に金属箔を設置することで，中性子束の特徴に関して，少ない金属箔の枚数で多くの情報を得ることができることを提案し，実証した。

(イ) 金属箔は，金箔，カドニウムで覆いをした金箔及びニッケル箔の 3 種類の中性子のエネルギー感度が異なる試料を使うことで，高速，熱外及び熱の 3 群の中性子束を測定することが可能になる。3 種類のエネルギー領域に関する大小関係の情報を得ることができ，中性子束のエネルギースペクトルの傾向を把握することで，計算の妥当性について，エネルギー依存の中性子束の面からも検証を可能とした。

(ウ) 測定により得られた知見を用いて効果的に 2 次元中性子束分布計算モデルの改善を行うことを可能にした。

(2) 課題

(ア) ニッケル箔を用いた高速中性子束の測定では，PCV 内で２箇所，MS トンネル室内ではすべての測定場所で検出限界以下となってしまった。BWR の PCV 内の様に，中性子束の熱化が進み，熱中性子束が優位となるような場所での測定では，閾値の

ある Ni-58 の放射化反応による測定は必ずしも適切とは言えない。

(イ) 金属箔の測定は，照射後の金属箔の回収及び分析測定など作業者の被ばくを伴う行為である。測定に用いる金属箔を適切に準備し，作業者の被ばくの低減を測る必要がある。本研究では，箔の放射能が 50Bq 以下になるように箔を設計したが，測定場所の中性子束の見積りを誤ると作業者に不要な被ばくを強いる一方，逆に測定が検出限界以下になってしまう可能性もある。作業者の安全を確保し，必要な測定が確実に行うための箔の設計方法が求められる。

(ウ) 国内の廃止措置の実情として廃止措置準備作業に十分な時間を取ることができないか，または全く準備作業を行うことなく廃止措置に移行する原子力発電所が多く，中性子束の実測は全く行われていない。このような場合の代替案として，PCV 内に設置されて入り構造物等から試料を採取し，その放射能を用いる方法がある。この方法について補足事項として第 2 章の章末に概要を説明した。今後この方法について，その効果的な実施方法及び信頼性の向上を図って行く必要がある*2。

***2：PCV 内の構造物等から試料を採取し，中性子束分布計算の妥当性を検証するという本論文で説明している方法は，既に国内の 2 つの原子力発電所で用いられている。**

7.3 格納容器内の 3 次元中性子束分布計算

(1) 成果

(ア) 3 次元 Sn 法計算コードを用いて BWR の RPV の外側，PCV 内の中性子束分布計算を他に先駆けて実施した。これにより PCV 内までの 3 次元計算を行うための知見を得た。

(イ) 3 次元中性子束分布をつぶさに観測することで，PCV 内の中性子束分布の特徴を定性的に把握した。観察により得られた知見を用いて効果的に 2 次元中性子束分布計算モデルの改善を行うことができた。

(ウ) 3 次元中性子束分布の計算値と測定値の比較(C/M)の一致性が向上しないことについて考察を行った。測定によるエネルギー３群の中性子束と計算結果のエネルギースペクトルの定性的な比較により，差異を生ずる原因を考察した。また，計算結果の分布上の特徴を観察することから，構造物等が分布に与える影響は局所的であることがわかった。この知見から，測定のための金属箔設置場所の選定における考慮すべき点が明らかになった。

(2) 課題

(ア) 対策としては潤沢な計算資源を得ることでしかないのではあるが，3 次元中性子束分布計算の対象範囲は計算資源の制限を受ける。

(イ) 3 次元計算モデルの構築には多大な労力を要するため，実機の状態を厳密にモデル

化していくは現時点では現実的ではない，3 次元中性子束分布における C/M の改善は，モデルの詳細化によるところが大きいので，例えば 3D-CAD との連携を図りモデル構築の効率化を測る必要がある。

7.4 原子炉廻りの 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上

(1) 成果

(ア) 2 次元中性子束分布計算の信頼性向上のための作業フローを提案し，そのフローに従うことで目標とする信頼性を達成できることを実証した。この作業フローでは，評価対象における中性子束分布の特徴についての知見を中性子束測定と 3 次元中性子束分布計算から得て，特徴に関する十分な理解の下にそれを活用することを提案した。

(イ) 2 次元計算モデルの改善では，計算値と実測値の比較(C/M)において，中性子束分布の大小を比較するだけではなく，測定点の中性子エネルギースペクトルの定性的な比較を行うことで，測定点だけでなく，測定点に至るまでの中性子輸送現象を考察することを可能にし，このような考察に基づくモデルの改良の手順を確立した。

(ウ) 2 次元計算モデルの改善のために繰り返し作業を行なったことで，評価対象とした敦 1 の原子炉廻りの中性子束分布の特徴の理解がすすんだ。この知見は，敦 1 だけでなく，すべての BWR に共通する特徴でもあり，他の BWR の評価を行う際，計算モデルの構築の重要な情報となる。

(エ) 目標とする信頼性を達成した 2 次元中性子束分布を得ることができた。この中性子束分布は主として放射化放射能計算において照射中性子束として用いるが，中性子束分布の信頼性を把握していることで，放射化放射能計算の信頼性も担保できるようになった。

(2) 課題

(ア) 評価対象に対して知識を有していたとしても，モデルの改善は計算を行う者の経験と知識に依存する試行錯誤の連続となる。このような属人性を排しかつ効果的にモデルの改善を行なっていく手法若しくはツールの整備が望まれる。

(イ) 本研究では，中性子束分布計算の信頼性について，計算値と実測値の比較(C/M)で信頼性を検証している。計算の信頼性の程度は C/M によって与えられるが，計算自体が有する不確かさについての十分な情報は得られていない。中性子束分布計算のもつ不確かさには，計算モデルに由来するもの，使用している断面積データ（核データ）に由来するものなどがある。計算の不確かさの要因を考察し，それらひとつひとつを評価する手法を整備すると共に，それらを取り纏めて計算の不確かさとする手法の整備が必要である。

なお，中性子束分布計算の不確かさの評価については，本研究と並行し研究を進めると共に，核データに由来する不確かさについては他の研究者に依頼してすすめているところである。

7.5 2次元及び3次元の接続計算によるMSトンネル室内の中性子束分布計算

(1) 成果

(ア) 2次元Sn法計算コードDORTと3次元Sn法計算コードTORTを接続して，BSWを貫通するMSとFWを通りストリーミングをする中性子束分布とMSトンネル室における中性子束分布の計算を行い，その計算の信頼性を検証した。MSトンネル室内では，BSW側の測定場所で目標とする信頼性を達成していることを確認

(イ) 相反する現象であるストリーミングと拡散を適切に模擬するために，分割方法及び分割数が異なる角度分点セットによるパラメータサーベイを実施し，角度分点の効果を確認した。

(ウ) 角度分点に関するパラメータサーベイの結果を考察することで，BSWを貫通するMSとFW及びMSトンネル室の中性子束分布は，①貫通部を通るストリーミング，②貫通部の出口を点線源とみなすMSトンネル室内への急速な拡散，そして，③MSトンネル室内でほぼ一定となる一様な分布の3つの現象で構成されていることの知見を得た。なお，今回の計算では①及び②の現象は計算上再現できた。なお，③について十分な対応ができなかったため，（ア）のような結果となった。

(エ) 測定値から得られたエネルギー依存の情報を活用することで，MSトンネル室内で発生している複雑な中性子束分布について現象の把握に関する考察の妥当性の説明が可能になった。定性的な判断であっても，中性子束分布のエネルギー依存性の情報を活用する重要性の実証となった。

(オ) 中性子束分布計算結果を用いてNR境界を評価した。NR境界はBSWの内部にあることを確認し，MSトンネル室内の構造物等は，内部に2次的汚染のあるMS及びFWを除き全てNRであることを確認した。

(2) 課題

(ア) 成果の（ウ）で述べた通り計算対象範囲の中性子束分布は3つの現象で構成されている。このうち急速な拡散の後に現れる一定となる一様な分布については，適切な計算が行うことができていない。

7.6 時間依存の放射化放射能分布計算手法の整備

(1) 成果

(ア) 放射化計算コードORIGEN-Sの計算上の特徴に着目し，大量の計算を短時間で処理する合理的な方法を開発し，原子炉廻りの時間依存の放射化放射能分布の評価を

実用的な計算時間で可能とした。

(イ) 合理的な方法では，75 元素 178 の評価対象核種の時間依存の放射能濃度分布を計算する他，廃止措置工事の計画立案や廃棄物の処分の計画立案を効果的に可能にするため，時間依存の放射能レベル区分の分布及び放射性廃棄物処分のレベル区分の分布も評価可能とした。

(ウ) 時間依存の時間依存の放射能レベル区分の分布及び放射性廃棄物処分のレベル区分の分布を参照し，廃止措置工事の工程の検討や廃棄物処分の計画検討を行う方法を提案した。

(2) 課題

(ア) 合理的な方法を使用する場合には，評価対象範囲の中性子束分布の特徴を把握して，DB 構築のために中性子条件を設定する必要がある。この中性子条件の設定では評価対象範囲の中性子束分布の特徴を適切に把握する知識と経験が必要である属人性がある作業となる。このような属人性を排しかつ効果的に中性子束分布の特徴を把握し，中性子条件を設定する手法若しくはツールの整備が望まれる。

(イ) 放射化放射能計算で用いる放射化断面積ライブラリは，“軽水炉の標準的スペクトル”と呼ばれる核分裂スペクトル，1/V 及びマックスウェル分布を合成したスペクトルでエネルギー縮約された断面積が提供されている。本研究の中性子束分布の測定及び計算の結果，PCV 内では熱外中性子束優位になり標準スペクトルとは全く異なるものであることが明らかになった。QRIGEN コードでは簡易的なエネルギースペクトル補正を行うことができるが，信頼性の観点からは PCV 内に特有のスペクトルで断面積ライブラリを再構築することが必要である。

なお，本研究と並行して PCV 内に特有なスペクトルを用いた断面積ライブラリを構築中であり，従来のものとの比較及び信頼性の検証を実施中である。

(ウ) 放射化放射能計算にも，中性子束分布計算と同様に不確かさが存在する。放射化放射能計算では，計算手法の特徴上特に核データに由来する不確かさが重要になる。これは放射化断面積，放射性核種の生成分岐確率，半減期，崩壊分岐確率などのデータである。これらのデータに関する不確かさの情報を活用して，放射化放射能計算で得られる個々の核種の計算結果の不確かさを評価する手法が必要である。

謝辞

本研究の全般にわたるご指導をいただきました指導教員の千葉敏教授に深謝いたします。

また，論文審査いただきました小原徹教授，片渕竜也准教授，相樂洋准教授及び筒井広明准教授には，多くの有用なコメント等をいただいたことを感謝いたします。

社会人博士課程として千葉研究室に在席の3年（＋α）の期間，研究員／東京都市大学名誉教授の吉田正先生，助教の石塚知香子先生，研究員の奥村森氏（現IAEA）、岩田順敬氏及び椿原康介氏には，論文を取り纏めていくうえでの多くの有用な助言をいただきました。技術支援員の土橋敦子氏には，種々の事務手続きでは大変お世話になりました。また，父親ほどの年齢の違いがありながら研究室の一員として受け入れてくれた院生の皆さん，城島洋紀氏（現規制庁），寺島敦仁氏（現TEPSIS），餌取篤彦氏（現野村総研）、中村陸氏（現三菱マテリアル）、西川崇氏（現原子力エンジニアリング）の友誼に感謝します。

本研究は，日本原子力発電㈱において実施した敦賀発電所1号機の廃止措置準備作業に係る技術整備の一環として実施したものです。本研究の実施を認め，体制と予算の決裁をくださいました元廃止措置プロジェクト室長佐藤忠道氏，前廃止措置プロジェクト室長苅込敏及び現廃止措置プロジェクト室長山内豊明氏に感謝いたします。

廃止措置プロジェクト推進室課長田辺秀憲氏とは本研究の立ち上げ時から協働してきました。原電エンジニアリングの上野純氏及び安達雅史氏（現原子力エンジニアリング）とは，多くの計算を共に実施してきました。彼らの多くの助力に感謝いたします。

エネルギー総合工学研究所に移籍後，元常務理事の佐藤健一氏には社会人博士課程の在席を認めていただきました。また，元理事で原子力工学センター長・理事田中隆則氏及び現センター長・理事重政弥寿志には，センターの業務に並行して本研究に取り組むことを認めていただきました。本研究はお三方のご理解の下にあります。

最後に，還暦に手の届く年齢で，わがままともいえる博士課程在学に理解をしてくれた妻の恵美に感謝します。妻にはこの理解の他，論文中の図表の整形，論文の構成編集等に協力もしてもらいました。また，ちょうど同時期に他校の博士課程に在学していた長女咲と長男智とは，論文の書き方等について相談などしました。父親のわがままに付き合ってくれたことを感謝しています。