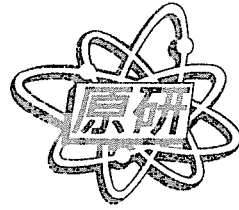




JP0150760

JAERI-Tech
2001-058



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)

2001年9月

助川 武則・畠山 睦夫・柳原 敏

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

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)

日本原子力研究所東海研究所バックエンド技術部
助川 武則・畠山 睦夫⁺・柳原 敏

(2001年7月18日受理)

原子炉に残存する放射化放射能は、基本的には中性子輸送コード及び放射化計算コードにより求めることが可能であるが、原子炉の複雑な構造等、諸々の問題を考慮した場合、測定値で確認する必要がある。そこで、放射化放射能の評価方法について、JPDRを対象とした評価で採用した計算と測定の方法やその結果を分析することで検討した。その結果、炉内構造物等では比較的精度良く計算でき(約2倍)、生体遮へい体では2~10倍程度の誤差があったが、水分量や背筋割合が計算値に強く影響することがわかった。原子炉圧力容器母材や生体遮へい体表面部の詳細な測定結果は、放射化計算の手法を検討する有効なデータとなった。また、試料採取法による放射能測定や線量当量率の測定が計算値の検討に有効であり、複雑形状の構造物、生体遮へい体の深部等では計算値の補正に役立った。全体として、計算値と測定値を組み合わせることによって施設全体の放射能濃度分布を精度良く決定できることが判明した。

本報告書は、電源開発促進対策特別会計法に基づく科学技術庁(現、文部科学省)からの委託研究として、日本原子力研究所が平成8年度から平成12年度まで実施した原子炉解体技術開発の成果である。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

⁺ 保安管理室

Study on Residual Radioactive Inventory Estimation
in Reactor Decommissioning Program
(Contract Research)

Takenori SUKEGAWA, Mutsuo HATAKEYAMA⁺ and Satoshi YANAGIHARA

Department of Decommissioning and Waste Management
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 18, 2001)

In general, neutron transport and activation calculation codes are used for residual radioactive inventory estimation; however, it is essential to verify calculations by measurement results because of geometrical complexity of the reactor and so on. A methodological study was made on radioactive inventory estimation in a reactor to be decommissioned. The comparison between measured and calculated radioactivity in the JPDR core components showed a relatively good agreement (factor of 2), and it was cleared that water content and weight ratio of steel bars to concrete materials significantly influenced the neutron flux distribution in the biological shield (factor of 2-10 error). The measured radioactivity inside of the reactor pressure vessel wall and at the inner part of the biological shield was compared in detail with the calculations to verify the methodology applied to calculations of radioisotope production. Then it was found that the radioactive inventory could be estimated accurately with combination of calculations and measurement of radioactivity in samples and dose rate distribution for planning of dismantling activities.

Keywords : Reactor Decommissioning, JPDR, Radioactive Inventory, Neutron Activation, Core Internal, Reactor Pressure Vessel, Biological Shield Concrete, Neutron Transport Calculation, ORIGEN, Thermal Neutron Flux, Measurement of Radioactivity, Dose Rate, Chemical Analysis, Radioactive Waste,

This study was conducted under contract with Science and Technology Agency of Japan from 1996 to 2000.

⁺ Office of Operational Safety Administration

目 次

1. はじめに	1
2. 残存放射能の評価方法	2
2.1 評価方法の概要	2
2.2 対象施設の概要	2
3. 残存放射能の計算方法	2
3.1 計算の概要	2
3.2 中性子束分布の計算	2
3.3 放射化量の計算	4
4. 残存放射能の測定方法	5
4.1 測定の概要	5
4.2 線量当量率の測定	5
4.3 試料の解体前採取	6
4.4 解体後の試料採取	7
4.5 放射能測定方法	7
5. 評価結果	8
5.1 放射化放射能の計算結果	8
5.2 測定による評価結果	9
6. 考察	11
6.1 放射能計算値と測定値の比較	11
6.2 放射化放射能の計算誤差	12
6.3 放射能評価の手順に関する検討	14
7. まとめ	15
謝 辞	16
参 考 文 献	17
付録Ⅰ 主要機器の概要	41
付録Ⅱ 線量当量率測定装置及び試料採取装置の製作	50
付録Ⅲ 線量当量率及び放射能濃度測定結果	54
付録Ⅳ 構造材の組成分析	66
付録Ⅴ 放射能評価のための予備的計算	68
付録Ⅵ 放射能評価の解体計画への反映	80

Contents

1. Introduction.....	1
2. Technology for Estimation of Radioactive Inventory	2
2.1 Outline of Technology for Estimation of Radioactive Inventory	2
2.2 Outline of Reference Reactor	2
3. Calculation Method.....	2
3.1 Calculation Flow	2
3.2 Neutron Flux Calculation	2
3.3 Radioactivity Calculation.....	4
4. Measurement.....	5
4.1 Measurement Method	5
4.2 Dose Rate Measurement.....	5
4.3 Sampling before Reactor Dismantling	6
4.4 Sampling during and after Reactor Dismantling	7
4.5 Method of Radio-nuclide Analysis	7
5. Results	8
5.1 Calculation.....	8
5.2 Measurement.....	9
6. Discussion.....	11
6.1 Comparison between Calculated Value and Measured Value.....	11
6.2 Discussion on Discrepancies of Calculated Results.....	12
6.3 Discussion on Procedure for Radioactive Inventory Evaluation	14
7. Concluding Remarks.....	15
Acknowledgement	16
References	17
Appendix I Outline of Major Components	41
Appendix II Manufacturing Dose Rate Measuring Devices and Sampling Devices for Reactor Components	50
Appendix III Measurement Results of Dose Rate and Radioactivity.....	54
Appendix IV Chemical Analysis.....	66
Appendix V Parametric Calculation for Radioactive Inventory Evaluation	68
Appendix VI Application of Radioactive Inventory Data for a Reactor Dismantling Project.....	80

図表リスト

- 表 1 原子炉の主要諸元
表 2 エネルギー群構造 (48 群)
表 3 原子炉体系各領域の物質組成
表 4 構造材の物質組成データ (重量比)
表 5 運転履歴 (月毎)
表 6 放射化放射能インベントリの評価結果
表 7 主要な構造材の放射能測定結果 (直接測定)
表 8 主要な構造材の放射能測定結果 (化学分離・測定)
- 図 1 原子炉格納容器の概要
図 2 炉心構成の概念と燃料集合体
図 3 炉内構造物の全体組立図
図 4 放射化放射能計算のフロー
図 5 ANISN 計算のための軸方向・半径方向モデル
図 6 DOT3.5 計算のための 2 次元モデル (中心部)
図 7 簡略化した運転履歴
図 8 原子炉施設からの構造物試料採取箇所
図 9 原子炉近傍の熱中性子束分布
図 10 炉心高さ位置での半径方向中性子束分布
図 11 炉内構造物等の放射能測定値と計算値の比
図 12 炉心シュラウド、原子炉压力容器内面の放射能濃度分布
図 13 原子炉压力容器の板厚方向の放射能濃度分布
図 14 生体遮へいコンクリート中の放射能測定値と計算値の比
図 15 生体遮へいコア (A~C) の ^{60}Co 放射能濃度分布
図 16 生体遮へいコア (D~F) の ^{60}Co 放射能濃度分布
図 17 生体遮へいコア (D) の γ 線放出核種の放射能濃度分布
図 18 生体遮へいライナー中の放射能濃度分布及び熱中性子束分布
図 19 生体遮へい体内表面の放射能濃度分布
図 20 制御棒近傍の詳細中性子束計算
図 21 コンクリート中の水分量と熱中性子束分布
図 22 コンクリート中の鉄筋量と熱中性子束分布

Table and Figures Captions

- Table 1 Major Specification of Reactor
- Table 2 Energy Group Structures of 48 Groups Library
- Table 3 Atomic Number Density for the Materials in Reactor
- Table 4 Nuclide Contents of Structural Materials and Impurity Elements (w%)
- Table 5 Operational History
- Table 6 Radioactive Inventory in Neutron-Activated Components
- Table 7 Measured Radioactivity in Major Components (Direct Measurement)
- Table 8 Measured Radioactivity in Major Components (Chemical Analysis)
-
- Fig.1 Schematic View of Reactor Enclosure Building
- Fig.2 Reactor Core and Fuel Assembly
- Fig.3 Reactor Pressure Vessel and Core Internals
- Fig.4 Flow Diagram of Radioactive Inventory Calculation Code System
- Fig.5 One-dimensional Model for ANISN Calculations (Vertical and Horizontal Plane)
- Fig.6 Two-dimensional Model of Middle Part of Reactor for DOT3.5 Calculations
- Fig.7 Simplified Operational History
- Fig.8 Schematic View of Reactor and Sampling Positions
- Fig.9 Thermal Neutron Flux Contour
- Fig.10 Radial Flux Distribution at Core Midplane
- Fig.11 Discrepancies between Calculation and Measurement of Radioactivity in Reactor Components
- Fig.12 Vertical Radioactivity Distribution at Inner Surface of Core Shroud and Reactor Pressure Vessel
- Fig.13 Radioactivity Distribution in Reactor Pressure Vessel Wall
- Fig.14 Discrepancies between Calculation and Measurement of Radioactivity in Biological Shield
- Fig.15 Horizontal ^{60}Co Activity Distribution in Biological Shield (Core A ---C)
- Fig.16 Horizontal ^{60}Co Activity Distribution in Biological Shield (Core D ---F)
- Fig.17 Horizontal Radioactivity Distribution of Gamma-emitter Nuclides in Biological Shield (Core D)
- Fig.18 Radioactivity Distribution in Biological Shield Liner
- Fig.19 Vertical Radioactivity Distribution at Inner Surface of Biological Shield
- Fig.20 Detail Flux Calculation around Control Rod
- Fig.21 Relation between Water Content and Thermal Neutron Flux Distribution in Concrete Biological Shield
- Fig.22 Neutron Flux Distributions Calculated Changing Weight Ratio of Steel Bars in the Inner Layer of Biological Shield

1. はじめに

運転を停止した原子炉には放射性物質が残存しており、この放射能は解体工法の決定、解体作業に伴う従事者被ばく線量の推定、放射性廃棄物収納機器や同保管施設の設計等、原子炉施設の解体計画を策定する上で基礎的データとなるものである。従って、残存する放射能を精度良く評価することは極めて重要である。日本原子力研究所（原研）では、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の開発を1981年から行い、開発した技術を実際に動力試験炉（Japan Power Demonstration Reactor ; JPDR）の解体に適用し、その有効性を実証した⁽¹⁾。また、技術開発の一項目として、原子炉施設に残存する放射能を必要十分な精度で評価できる方法の開発を目的に「放射能インベントリ評価技術の開発」を進めた⁽²⁾。

残存放射性物質は次の二種類に分けられる。一つは原子炉内及び原子炉近傍の機器・構造物等が炉心からの中性子の照射を受けて放射化することにより生成するものであり、もう一つは燃料棒から漏出した一部の核分裂生成物や一次冷却系内に生成した放射性腐食生成物が付着または漏洩することによって生じるものである。

原子炉周辺の機器・構造物の放射性物質は、主に運転中の中性子照射による放射化に起因するので、原子炉周辺の中性子束分布に基づく放射化放射能の計算により評価できる。中性子束分布及び放射化放射能の計算には既存の計算コードの適用が可能であり、中性子束を計算する中性子輸送コード、放射化量を計算する燃焼計算コード等のコードシステム及びそれらに必要な核定数ライブラリを用いた放射化放射能の計算を行う。

しかしながら、原子炉施設の複雑な構造や運転履歴等、諸々の問題を考慮した場合、これらの計算結果について実測値で確認することが必要である。そこで、試料採取による機器・構造物の放射能測定や表面の放射線の直接測定等により放射化放射能を評価し、計算精度の検討や補正のために活用することが重要である。一方、施設の広い範囲に及ぶ汚染放射能については、計算による評価が不可能であるため、汚染事象や使用履歴等を調べた上で、機器や建家表面の放射線の直接測定や試料採取による放射能測定を行うことにより評価することとなる。

将来の商業用原子力発電所の廃止措置を計画する上で、これまで行われた残存放射能についての評価方法や結果等から種々の知見をまとめることは重要であるが、放射化放射能の計算コードによる評価値を測定値と比較し、系統的に計算精度や手法の検討を行った例は少ない。そこで、JPDRを対象に行った放射化放射能の計算と測定による評価に関して、それぞれの方法と結果、計算値と測定値の比較等をまとめた。その結果、計算誤差は炉内構造物等で約2倍、生体遮へい体で2～10倍程度と比較的精度良く計算でき、後者においては水分量や背筋割合が計算値に強く影響することがわかった。また、原子炉圧力容器母材や生体遮へい体表面部の詳細な測定結果は、放射化計算の手法を検討する有効なデータとなった。複雑形状の構造物、生体遮へい体の深部等では測定値の活用が必要であった。全体としては、計算値と測定値を組み合わせることによって機器・構造物の放射化量を十分良い精度で決定できることが判明した。

本報告では、残存放射能が集中する原子炉周辺機器・構造物の放射化放射能に関して、JPDRを対象に行った計算及び測定による評価の方法、結果、並びに、計算結果と放射能測定値との比較、評価作業を通して得られた知見等について述べる。

2. 残存放射能の評価方法

2.1 評価方法の概要

原子炉周辺機器の放射化放射能は、計算により算出することが可能であり、一般的に次の二つの段階に分けて評価する。すなわち、原子炉燃料の燃焼により発生する中性子束分布の評価と中性子の照射を受けた機器（材料）の放射化量の評価である。実際の原子炉体系は複雑な形状であり、また、特性の異なる多数の空間を含むため、中性子束分布を1次元計算で求めるには限界があり、より正確な放射能の評価のためには2次元ないし3次元の中性子束分布を計算する必要がある。本評価では、中性子束分布の計算に1、2次元輸送コードANISN⁽³⁾、DOT3.5⁽⁴⁾を用い、放射性核種の生成崩壊計算にORIGEN⁽⁵⁾の改良版（以下ORIGEN-MDという）を用いた。得られた中性子束分布と材料毎の放射化量を組み合わせることにより、構成機器毎に放射エネルギーを評価した。

他方、計算とは別に、炉内構造物等の放射化による放射能を破壊測定と非破壊測定により評価した。原子炉圧力容器及び炉内構造物は高度に放射化していたため、直接接近して放射能を測定したり、試料を採取することはできない。従って、これらの構造物の放射能は、水中遠隔方式による線量当量率の測定と試料採取装置を用いて収集した試料の放射能測定とを組み合わせ求めてきた。また、採取した試料については、核種毎に放射能を測定するとともに、組成成分の分析を行った。

2.2 対象施設の概要

放射化放射能の評価対象は、原子炉から生体遮へい体までの範囲と想定される。原子炉は、原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心及び制御棒、その駆動機構等から構成され、原子炉圧力容器周りには生体遮へい体が配置されている。本評価の対象としたJPDRの主要諸元を表1に、格納容器全体の概略を図1に示す。また、図2に炉心及び燃料集合体の構成を、図3に炉内構造物の全体組立図を示す。

3. 残存放射能の計算方法

3.1 計算の概要

本評価では、ANISNを用いて後続のDOT3.5による中性子束計算の入力となる少数群断面を作成し、DOT3.5を用いて原子炉体系内の2次元中性子束分布を計算した。計算の範囲は、原子炉を中心として中性子による放射化の影響が無視できない部位までを対象とした。さらに、DOT3.5計算で得られた中性子束データを読み込み、自動的に放射化量の計算が実行できるように改良したORIGEN-MDを用いて各領域の放射化量を計算した。図4に中性子断面の編集・中性子束計算から放射化計算までのフローを示す。

3.2 中性子束分布の計算

(1) 群定数ライブラリの作成

中性子束分布の計算では、材料の放射化断面が一般的に大きい熱中性子領域をも含めて詳細なスペクトル情報が得られることが重要である。そこで、中性子束分布計算用の中性子定数ライブラリとして、評価済核データ(ENDF/B-IV)をもとに群定数作成コードシステムAMPX-II⁽⁶⁾を用いて、多

群の高速、共鳴及び熱エネルギー領域を有する 208 群ライブラリを作成した。これには 34 核種を、また、温度点として最大 4 点 (300, 560, 900, 1200K) のデータを収納した。エネルギー群構造は、1.8554eV を境に、高速・共鳴中性子領域を遮へい解析用に開発された VITAMINE-C⁽⁷⁾と同じ群構造 (163 群) とし、熱中性子領域を軽水炉解析用に開発された MGCL⁽⁸⁾のものと同じ群構造 (45 群) とした。散乱のルジャンドル展開次数は 5 (P_5)とした。

また、計算時間や記憶容量の節約のために、予め少ない群数に縮約したライブラリを使用することを考慮し、208 群のライブラリをもとに、自己遮へい因子テーブル (f テーブル) を内蔵し、簡便な入力で実効断面積が計算できる 48 群 (熱群数 4) の定数セットを作成した。本計算では、このライブラリを使用した。表 2 に 48 群定数ライブラリのエネルギー群構造を示す。

(2) 原子炉体系のモデル化

原子炉圧力容器は高さが約 8m、生体遮へい体部の高さが、炉頂部の遮へいプラグからアニュラス部下部のドレンサンプまで約 22m、遮へい体厚みが最大 3m あり、本計算ではこの範囲を計算の対象とした。中性子束分布の 1 次元計算を半径方向に無限円柱形状で、また、軸方向に無限平板形状で行うために、炉心、原子炉圧力容器、生体遮へい体等の構造物組立図をもとに、炉心中心を通る半径方向、軸方向の上部及び下部について図 5 のように原子炉体系を簡略化してモデル化した。本モデルでは、領域の厚さを実際の体系と同一とすることに重点をおいた。

図 5 のモデルと後述する組成データに基づき、ANISN を用いて半径方向、軸方向それぞれについて中性子スペクトルを算出し、それで重み付けをして 48 群 f テーブル内蔵ライブラリから DOT3.5 用の少数群 (7 群) 実効巨視断面積を作成した。熱群数が多い定数セットを用いた ANISN 計算では、外部反復計算を十分行い、解の収束度を高める必要がある。原子炉体系の中でも特に生体遮へい体の深い位置で、反復回数が少ないと熱中性子束の値が小さく、反復回数が増えるにしたがい、熱群内での上方散乱の効果が出る。このような予備計算の結果に基づき、外部反復計算を十分行った上で少数群断面積を作成した。

DOT3.5 を用いる 2 次元計算に当たっては、原子炉体系を R-Z 座標系円柱形状にモデル化した。モデル化に当たっては ANISN の場合と同様に、炉心部は炉心断面積と等価直径の円柱とし、その外側の水や構造物の層は半径方向の厚さを保存するようにした。炉心シュラウド、原子炉圧力容器等は比較的単純な形状であり円柱形状とした。また、単一の材料で構成されて構造物の物質組成は文献⁽⁹⁾、ミルシート等のデータを用いた。炉心領域の物質組成は、領域温度、炉水中のボイド分布の違い等を考慮して作成した。他方、炉心燃料部、上部及び下部グリッド (燃料格子板) 領域のような複雑形状部については、形状を単純化した。このような複雑形状部は材料も単一ではないため、燃料、燃料被覆材、炉水、炉内構造物等のそれぞれの体積比率で物質組成の均質化を行い、組成データを作成した。生体遮へい体領域では、鉄筋や埋設冷却管等は無視し、コンクリート中の水分量は水分実測値と ANISN による予備計算 (第 6.2 章参照) から判断して約 7%とした。以上のようにして作成した物質各領域の組成値を表 3 に示す。また、図 6 に 2 次元計算モデル (一部) を示す。それぞれの物質領域は、DOT3.5 計算の際に、ANISN 計算で作成した少数群断面積をその領域の断面積データとして使用できることを前提に区分した。

DOT3.5 による計算で全体系の中性子束分布を求めるには、非常に多くのメッシュ数が必要である。そのため計算機容量の制限等から、計算体系を分割して設定し、ブーツストラップ法に基づく接続計

算を行うこととした。本計算では計算体系を6分割とし、全体系のメッシュ数は半径方向で162メッシュ、軸方向で975メッシュとした。

(3) 計算条件の設定

DOT3.5による2次元計算は、図6に示したモデルと前述したANISNで作成した少数群断面データを用いて行った。原子炉の線源は、体積分布線源とし、核熱水力コードFLARE⁽¹⁰⁾による計算結果等を参考に軸方向と半径方向にそれぞれ与えた。線源強度は、原子炉が定格熱出力(JPDR-I; 45MWt)で運転されている状態における中性子数($3.465 \times 10^{18}/\text{sec}$)を与えた。核分裂中性子のエネルギースペクトルは、原子炉における即発中性子スペクトルとして通常用いられる²³⁵Uに対するWattの式⁽¹¹⁾により算出した。散乱のルジャンドル展開次数としてP-3を、角度分点パラメータとしてS-48の分点を用いた。

エネルギー群毎の計算の収束度については、高速群で 10^{-4} 、熱群で 10^{-2} が得られるようにした。また、空気層が多い原子炉压力容器下部のアニュラス部では、接続計算において下方の床部からの散乱による寄与を加えて中性子束を決めた。

3.3 放射化量の計算

(1) 実効放射化断面の処理

放射化計算には、燃焼計算コード(ORIGEN)を輸送計算で求めた各領域の中性子束を直接読み込めるように改良して用いた(ORIGEN-MD)。本コードでは、放射化断面については、読み込んだ中性子束をエネルギーについて3群(高速、共鳴、熱中性子)にまとめ、これから実効的な放射化断面を編集することとした。

例えば、 (n, γ) 反応断面に対する実効反応断面は、以下の式で作成する。

$$\sigma_{\text{eff}} = \sigma_{n\gamma} \times \text{THERM} + \text{RI}_{n\gamma} \times \text{RES} \quad \dots \quad (1)$$

$$\text{THERM} = \sqrt{\frac{\pi}{4} \cdot \frac{T_0}{T}} \quad \dots \quad (2)$$

ここで、

$\sigma_{n\gamma}$: 2200m/sec - (n, γ) 反応断面

$\text{RI}_{n\gamma}$: (n, γ) 反応共鳴積分

RES : 単位レサジー当たりの共鳴中性子束と熱中性子束との比

T_0 : 293.61 (K)

T : 物質の温度 (K)

ORIGEN-MDでは、上記のTHERMを入力データで与え、RESは、DOT3.5やANISNの出力から放射能評価点の中性子束データを読み込んで、自動的に実効断面を作成することができる。また、評価点を必要数指定することにより、1回の計算で複数箇所(ただし、同一材質に限る)の放射化計算が可能である。

(2) 組成データ及び運転履歴データの作成

機器・構造物の放射化量を求めるに当たっては、遮へい解析では通常無視するような元素でも、中性子により放射化して生成する放射性核種の濃度が高くなる場合があるため、物質中に含まれる微量

元素に注意を払わなければならない。すなわち、Fe, Ni 等の主要成分以外にも、鋼材中の Co, Nb, Sn 等、コンクリート中の Li, Co, Cs, Eu 等は存在量は少ないが、中性子により放射化するため重要元素として扱う必要がある。また、原子炉の解体時に生じる廃棄物の放射能や解体作業時の線量当量率を求める場合には、解体着手までに安全貯蔵期間があるため、半減期が1年以下の核種は無視して良いと考えられる。放射性核種のうち生成量が多く、外部被ばくをもたらす主要な核種は ^{60}Co であるが、長期にわたる保管、処分等の観点からは、 ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{94}Nb , $^{108\text{m}}\text{Ag}$, ^{152}Eu , ^{154}Eu , α 線放出核種、核分裂生成核種等、多くの核種を対象とする必要がある。

本計算では、原子炉施設の代表的な構造材であるステンレス鋼、原子炉圧力容器用鋼材、炭素鋼及び普通コンクリートに対して標準的な組成のデータセットを作成した。ORIGEN-MD の標準的な入力として用いた親核種の組成を表4に示す。本表に示すデータは、主に JPDR の構造材を用いた分析で得られたものであるが、それ以外は文献⁽¹²⁾の値を参照した。

放射化計算のためには、前記した中性子束、放射化断面積及び親核種組成データの他に、原子炉の運転及び停止期間に関するデータが必要である。JPDR は試験炉という性格上、運転期間中の出力分布や熱出力が一定していなかったこと、また、炉心改造、故障等による停止期間が長かったことにより、複雑な運転履歴を経てきた。そこで、まず毎日の運転データを表5のように月別に集計し、この結果から、原子炉運転の期間が集中している時期をまとめて、照射・冷却の履歴を図7に示すような20個の運転と冷却の組にまとめ、この履歴モデルに基づき放射化計算のための入力データを作成した。なお、一つの運転期間内では一定の平均出力で運転されているとし、その出力と定格出力との比で中性子束が与えられるものとした。

4. 残存放射能の測定方法

4.1 測定の概要

測定による放射能インベントリの評価は、材料の物質組成等のデータが入手できず放射化量の計算が困難な場合や、計算による評価の精度を検討するために必要である。

測定の方法は、大別して、試料を採取して行う破壊測定法と測定器を対象物に近づけて表面の線量当量率を測定する非破壊測定法がある。以下に、JPDR の放射化した機器・構造物を対象に行った測定の方法を述べる。

4.2 線量当量率の測定

原子炉圧力容器等の中性子照射によって生成する放射能の分布を、試料採取による絶対測定によって詳細に求めることは大変な労力を費やし合理的でない。しかし、構造物表面の線量当量率の測定を行い、この結果と試料採取による放射能測定結果とを組み合わせることによって効率的に構造物の放射能濃度分布を評価することが可能である。そこで、線量当量率測定治具（3種類）を製作し、それらを燃料交換用プラットフォーム（原子炉格納容器サービスフロア）に設置したうえで、原子炉圧力容器、炉心シュラウド内壁面等の線量当量率を以下のように測定した。

原子炉圧力容器内壁

原子炉圧力容器内壁上部については、容積 30cm^3 のイオンチェンバー検出器（鉛遮へい付き）を用い、原子炉圧力容器のフランジ面から下方向に 20cm 間隔に約 3m 、また、円周方向は約 45° 間隔で 8 方向の測定を行った。原子炉圧力容器内壁中央部については、小型 GM 管検出器（タングステン遮へい付き）を用い、同様の方法で測定した。

炉心シュラウド内壁

容積 0.2cm^3 のイオンチェンバー検出器（鉛遮へい付き、遮へい無し）及び小型 GM 管検出器（鉛遮へい付き）を用い、燃料領域に当たる部分を下方向に 10cm 間隔で、また、円周方向は約 45° 間隔で 8 方向の測定を行った。

制御棒及びポイズンカーテン

小型 GM 管（鉛遮へい付き、遮へい無し）を用い、燃料貯蔵プール内で制御棒及びポイズンカーテンを吊った状態で上端部から下方向に約 10cm 間隔で測定した。

4.3 試料の解体前採取

炉内構造物等の高放射線領域から試料を採取する場合、対象物に直接接近することは不可能である。そのため、水中遠隔方式による試料採取装置を製作して原子炉圧力容器内壁、炉心シュラウド、上部グリッド、制御棒案内管等の構造物から試料を採取した。

試料採取作業は原子炉圧力容器フランジ面に設置した作業台上から行い、試料採取装置を線量当量率測定面と同一の角度方向に固定したうえで、各部位の表面から約 100mg の試料を削り、水中ポンプで吸引しフィルターに回収した。試料採取の対象とした箇所を図 8 に示す。以下に、主要機器毎の試料採取方法、採取位置等について記述する。

原子炉圧力容器内壁

円周方向では 90° 毎に 4 方向（北方向を基準として 6° 、 96° 、 186° 、 276° ）から、軸方向は、原子炉圧力容器フランジ面から強制循環ノズルまでの約 5.5m 間で 10 箇所から試料を採取した。

炉心シュラウド

円周方向では原子炉圧力容器と同じ 4 方向から、軸方向は、燃料領域の上部、中央部及び下部の 3 箇所から試料を採取した。

上部グリッド

外周枠の近辺にあるスペーサーブロックの 3 箇所の側面から試料を採取した。

制御棒案内管

制御棒案内管（16 本のうち 10 本）内面から、水平方向で 2 箇所（直角方向で異なる面）、高さ方向で 3 箇所（上・中・下）の試料を採取した。本試料の採取には、専用の小型試料採取装置を用いた。

制御棒

運転中の挿入状態が異なる炉心中央部及び外周部の制御棒からそれぞれ 1 体を選定し、フォロアの

上部・下部、ブレードの上・中・下部から試料を採取した。本試料の採取には、延長治具を取り付けた電動ドリルを用いた。

ポイズンカーテン

炉心中央部及び外周部に設置されていたポイズンカーテンからそれぞれ1枚を選定し、上部、中央部及び下部から制御棒と同じ方法を用いて試料を採取した。

生体遮へい体

採取位置として図8に示した6箇所について、高さ及び角度の測量を行い、コアドリルマシンを用いて生体遮へい内側ライナーに達するまでコンクリートコア試料（最大3m）を採取した。水を冷却材として用いながら採取作業を行った。

生体遮へい体ライナー

生体遮へい体試料を採取した採取口の内側に位置するライナー（炭素鋼、厚さ約13mm）をコアボーリング機を用いて採取した。採取したライナーの肉厚方向の数ヶ所から、約2mm厚さ毎に電動ドリルを用いて試料を採取し、放射能測定用の試料を作成した。また、原子炉圧力容器の上部及び下部に位置する生体遮へい体ライナーについても、ライナー表面から電動ドリルを用いて試料を採取した。

4.4 解体後の試料採取

インコアモニタチューブ、原子炉圧力容器母材等については、解体実地試験で撤去された解体物から試料を採取した。以下に、試料採取方法、採取位置等について記述する。

インコアモニタチューブ

8本のインコアモニタチューブのうち、4本を選定し、炉内で約2mの長さに切断した後、燃料プール内で3分割に二次切断して容器に収納した。これらの二次切断物から長さ約1mmの円柱状試料（1本あたり2～7個）を作成し、さらに円周方向に4分割して、放射能測定用の試料とした。

チャンネルボックス

燃焼度の大きい燃料集合体のチャンネルボックス（JPDR-Iで使用したもの）と燃焼度の比較的少ない燃料集合体（JPDR-II）から炉心での配置を考慮して、試料の採取位置が偏らないようにチャンネルボックスを選定し、それらの二次切断時に発生するドロスを回収した。

原子炉圧力容器母材

原子炉圧力容器解体片から母材の板厚方向の試料を採取するため、専用の装置を製作した。試料採取装置は、解体片の保持機構、コアドリル（50mmφ、長さ80mm）及びその移動機構がC型遮へい容器（鋳鉄製、壁厚70mm、内容積1.33m³、重量4.7ton）に組み込まれたものであり、遠隔操作によって容器外から試料を採取することが可能である。炉心の中央部領域（地上10.51m～11.11m、160°～205°）と原子炉圧力容器の上部（地上12.55m～13.45m、116.5°～156.5°）の解体片から試料を採取した。さらに、これらを板厚方向に約5mm厚さに切断し、放射能測定用の試料とした。

4.5 放射能測定方法

鋼材試料については、NaI(Tl)型検出器を用いて放射能を測定し、⁶⁰Coの放射能濃度に換算した。

ジルカロイ合金試料等については、ゲルマニウム半導体検出器を用いて ^{60}Co , ^{125}Sb 等の γ 線放出核種の核種分析を行った。

コンクリート試料については、NaI(Tl)型検出器を用いてコア試料の放射能濃度分布を測定した後、約 2cm 厚さの円盤状試料を作成し、ゲルマニウム半導体検出器を用いて γ 線放出核種の核種分析を行った。

一方、 α 、 β 及び特性 X 線を放出する核種 (^{239}Pu , ^3H , ^{14}C , ^{63}Ni , ^{41}Ca , ^{55}Fe 等) については、種々の核種が混在している中で核種固有の放射能を直接測定によって評価することが殆ど不可能であった。また、 γ 線を放出する核種であっても、 ^{60}Co 及び ^{125}Sb 以外の核種 (^{54}Mn , ^{134}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu 等) は、フォトピークが検出されないことから直接測定によって放射能を評価することが困難であった。そのため、これらの核種については、化学的に核種を分離した後、それぞれの放射能を測定した。核種の分離には、 ^{60}Co と他の核種の粗分離にイオン交換分離法を用い、目的の核種に他の核種が混入していた場合には、有機溶媒による抽出分離法、沈殿分離法等を併用した。

5. 評価結果

5.1 放射化放射能の計算結果

DOT3.5 計算で得られた中性子束データをエネルギー別に高速中性子 ($1.733 \times 10^7 \sim 1.111 \times 10^5 \text{ eV}$)、共鳴中性子 ($1.111 \times 10^5 \sim 1.855 \text{ eV}$)、熱中性子 ($1.855 \sim 3.310 \times 10^5 \text{ eV}$) の 3 群にまとめ、結果を整理した。図 9 に、原子炉が定格熱出力 (JPDR-I; 45MWt) で運転されているときの原子炉近傍における熱中性子束の分布を示す。また、炉心中央部の半径方向における 3 群の中性子束分布を図 10 に示す。

炉心部で熱中性子束が約 $2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{sec}$ 、炉心シュラウド内表面位置、原子炉圧力容器内表面位置で高速中性子束がそれぞれ約 $10^{12} \text{ n/cm}^2\text{sec}$ 、約 $10^{11} \text{ n/cm}^2\text{sec}$ であり、これらは以下に示す定格出力時の測定値と同等の値であった。

- 燃料内平均中性子束 (2200m/s) : $1.42 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{sec}$ ⁽¹³⁾
- 炉心シュラウド内表面での高速中性子束 ($>0.1\text{MeV}$) : $1.22 \sim 1.23 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2\text{sec}$ ⁽¹⁴⁾
- 原子炉圧力容器内表面での高速中性子束 ($>0.1\text{MeV}$) : $6.17 \sim 8.83 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2\text{sec}$ ⁽¹⁴⁾

計算から得られた中性子束分布の特徴をまとめると以下の通りである。

- 原子炉圧力容器まわりの空気層において上部及び下部方向へ向かって中性子のストリーミングが顕著にみられる。
- 原子炉圧力容器の下部空間 (キャピティ) では中性子束は殆ど減衰していない。しかし、実際は制御棒駆動装置等により中性子束が減衰する可能性がある。
- 熱エネルギー域の中性子束は、隣り合う領域の水分量の違いに起因するピークが炉心と炉心シュラウド間の水の領域、生体遮へい体の表面層等でみられる。これに対して、高速及び共鳴エネルギー域の中性子束はほぼ単純に減衰する。
- 原子炉圧力容器や生体遮へい体表面部はエネルギースペクトルの変動が大きく、熱中性子束と高速中性子束で減衰の傾向が大きく異なる。原子炉圧力容器母材の内部 (特に上部と下部) では、

外側の熱中性子束が高くなっており、場所による変化も大きい。生体遮へい体内では、表面層から数 10cm 以上入ると平衡スペクトルとなる。

表 6 に炉内構造物、原子炉圧力容器及び生体遮へい体の放射化量の計算結果を示す。炉内構造物については対象機器毎に、原子炉圧力容器や生体遮へい体については適当な領域に分割して核種別の放射能濃度を評価した。本表から以下のような特徴が明らかになった。

- 放射能インベントリの大部分 (99%) は炉内構造物に含まれる。
- 鋼構造物では、 ^{60}Co と ^{63}Ni の濃度割合が高く (表の値は原子炉停止後 16 年)、炉内構造物で約 90%、原子炉圧力容器で約 60% を占めている。
- 生体遮へい体内では、 ^3H と ^{152}Eu の割合が高く、また、 ^{41}Ca が比較的多く生成されている。 ^{55}Fe 、 ^{60}Co 等は鉄筋及びライナーからの寄与である。

5.2 測定による評価結果

炉心部に存在する主要な機器について、測定により放射能を評価した結果は以下の通りである。

(1) 機器表面の線量当量率の測定結果^(*)

原子炉圧力容器内壁

最大 5.9R/h (1982 年 9 月現在)であった。同一高さ位置であっても円周方向によって線量当量率に違いがあった。即ち、 90° 、 180° 等の方向の線量当量率は、 45° 方向よりも低い値となっていた。これは、燃料集合体と原子炉圧力容器との距離の違いによるものである。また、軸方向の線量当量率分布では炉心の中心付近でへこみが見られ、特に、燃料集合体と原子炉圧力容器間の距離が少ない方向 (45° 方向) で顕著であった。

炉心シュラウド

最大 360R/h (1982 年 9 月現在)であった。原子炉圧力容器と同様に円周方向によって線量当量率に違いがあったが、原子炉圧力容器よりさらに差が顕著であった。また、炉心側内表面と外表面では殆ど違いがなかった。

制御棒及びポイズンカーテン

制御棒表面の線量当量率は、0.6~100R/h (1982 年 10 月現在) であったが、制御棒の上部、中央部及び下部のローラー部でこれより線量当量率が高い部分があった (約 10^4R/h)。これは、ローラー部に用いられていたステライト材 (コバルトを 40%程度含む) の影響によるものである。また、上部のフォロアよりもブレード部領域の方が高い値を示した。ポイズンカーテン表面の線量当量率は、0.4~43R/h (1982 年 10 月現在) であった。

(2) 構造材の放射能評価

原子炉圧力容器、炉心シュラウド等から採取した鋼材試料では ^{60}Co が検出されたが、 γ 線を放出する他の核種は検出されなかった。原子炉圧力容器内壁は、炉心領域で $10^4\sim 10^6\text{Bq/g}$ 、炉心上部領域で $10^2\sim 10^4\text{Bq/g}$ 、炉心シュラウド及び上部グリッドは 10^7Bq/g 前後の値であった。

制御棒、ポイズンカーテン、インコアモニタチューブ等、燃料領域内に存在した機器の放射能は、

^(*) 検出器を鉛やタングステンの遮へい容器 (コリメータ付き) に封入した条件における測定値である。

炉心シュラウドや原子炉圧力容器よりさらに燃料の燃焼分布の影響を強く受けていた。例えば、炉心内側領域の制御棒(C-3)と外側の制御棒(D-3)では、放射能濃度の分布に大きな違いがあった(図2参照)。即ち、C-3 制御棒は出力微調整用の制御棒であり、全引き抜きされることがないため常にブレード部の一部が燃料領域にあり中性子照射を受ける。このため、ブレード部の上部に放射能濃度が最大となる箇所があった。一方、D-3 制御棒は、運転時には全引き抜きの状態になるため、フォロア部先端の放射能濃度がC-3 制御棒に比較して高い値であった。ブレード部は、燃料領域から離れた状態になるため、C-3 制御棒に比べて低い値であった。フォロア部では、両制御棒とも ^{60}Co の他に ^{125}Sb が検出された。 ^{125}Sb は、ジルカロイ合金に含まれる ^{124}Sn が放射化して生成する ^{125}Sn が β 崩壊することによってできる核種である。

原子炉圧力容器の内側ステンレス鋼と母材では、Co組成の違いに起因して ^{60}Co 放射能濃度は大きく異なっていた。炉心中心高さに近い試料では、内側ステンレス鋼部の放射能減衰勾配と母材中の勾配とがほぼ同様であるのに対し、炉心から離れた試料では、内側部の勾配が大きかった。後者の試料では、表層部における腐食生成物による放射能が支配的であったためと考えられる。また、炉心から離れた試料では、母材中の放射能減衰勾配は外側に近づくに従って上昇する傾向を示した。これは、原子炉圧力容器を透過した中性子が生体遮へい体で散乱し、原子炉圧力容器と生体遮へい体ライナー間の空隙におけるストリーミング効果により上部方向に向けられたためと考えられる。

コンクリート試料では、直接測定で、 ^{60}Co , ^{40}K , ^{134}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu 等の γ 線放出核種が確認できた。放射能濃度が最大を示す試料で、 ^{60}Co が400Bq/gに対して ^{152}Eu が約1,900Bq/g(1986年3月現在)であり、 ^{152}Eu の存在が鋼構造物と異なることが大きな特徴であった。

表7に、放射化構造物の採取試料を対象に行った放射能測定の結果について記す。

(3) 核種毎の放射能濃度

構造物及びコンクリート試料に含まれる放射性核種を化学的に分離し、核種毎の放射能を測定した。その結果を以下に記す。

原子炉圧力容器内壁、炉心シュラウド等の放射能濃度の高い試料からは、 ^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{152}Eu , ^{154}Eu 等について放射能を測定した。 ^{55}Fe と ^{63}Ni は、測定した全ての鋼材試料で ^{60}Co と同等の放射能濃度を有していた。炉心シュラウド等の試料では ^{154}Eu は検出されたが、 ^{152}Eu は検出されなかった。 ^{152}Eu 生成の反応断面積は ^{154}Eu のそれより一桁以上大きい。中性子束が大きい炉心シュラウド付近では $^{152}\text{Eu}(n, \gamma)^{153}\text{Eu}$ 反応により、 ^{152}Eu の生成・消滅が同時進行したものと考えられる。

コンクリート試料では、 ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu 等の γ 線放出核種以外では、 ^3H が主要な核種であった。放射能濃度が最大を示す試料で、 ^{60}Co が200Bq/gに対して ^3H は約7,000Bq/g(1991年3月現在)であった。また、 ^{41}Ca , ^{239}Pu 等の放射能も測定した。表8に核種分離を行って測定した放射能濃度の結果を示す。

6. 考察

6.1 放射能計算値と測定値の比較

(1) 炉内構造物、原子炉圧力容器等の計算誤差

炉内構造物等の放射能測定値に対する計算値の比を図 11 に示す。燃料領域では、20%程度の相違であり、原子炉圧力容器内表面で燃料領域を離れた部分では 50%程度であった。インコアモニタチューブ等は燃料領域にあるが、両者の相違は比較的大きかった。これは、DOT3.5 による計算結果が炉心部における中性子束の局所的な変動を表していないことに起因すると思われる（次章参照）。

炉内構造物

炉心シュラウド及び原子炉圧力容器被覆材表面の ^{60}Co 及び ^{55}Fe 放射能の軸方向分布の計算値と実測値の比較を図 12 に示す。炉心シュラウドについては、計算値は炉心高さ以外の位置においても、測定値と比較して 20%程度の誤差内に入っていることが確認できた。すなわち、炉心近傍の構造物のうち最も放射能レベルの高い機器について、比較的正確な計算値が得られたことにより、解体工法の選定、収納容器の設計等のためのデータとして計算値が十分活用できる見通しが得られた。ただし、中性子束や放射能の計算には、形状や物質組成について単純化した上で計算モデルを作成したため、炉心に近い構造物であっても複雑形状のものでは計算値と測定値の差は大きくなった（上部グリッドで 2~4 倍の過大評価）。また、炉内中性子計測管、制御棒、炉心シュラウド等の線量当量率の測定により、炉心近傍の機器や構造物の放射能濃度分布は燃料の燃焼分布の影響が強くあらわれることが示された。例えば、炉心シュラウド表面の線量当量率測定結果では、燃料に近い所と遠い所で 50%程度の差があったことから、原子炉の出力分布のモデル化が計算結果に影響することが分かった。

原子炉圧力容器

原子炉圧力容器内面の被覆材（ステンレス鋼の肉盛り溶接）では、炉心高さ付近であれば 30%程度の誤差で評価できることが確認できた（図 12）。しかし、炉心から数m以上離れた位置での誤差は 50%以上であった。これは、炉内構造物の形状や炉水ボイド分布のモデル化の問題（形状や分布の単純化）によるものと考えられる。

炉心高さ付近と上部フランジに近い部分の母材内部における ^{60}Co の測定値と計算値を図 13 に示す。本図からどちらの部分も放射能計算値は測定値と良い一致を示していることが分かる。フランジに近い部分では、炉心近傍と異なり、原子炉圧力容器まわりの空気層での中性子ストリーミングにより母材外側で放射能が高くなった。また、この部分の内表面では、測定値が計算値より大きくなっているが、これは腐食生成物による放射能の影響と考えられる。

(2) 生体遮へい体の計算誤差

生体遮へい体の炉心高さ位置における半径方向についての測定値と計算値の比を図 14 に示す。表面部では、計算値と測定値の相違は 40%程度であり、深くなるにつれてその割合は大きくなり、深さ 50cm で 4 倍、1m で 6 倍等となった。これは、主として表面付近の背筋モデル及び水分量の設定に起因すると思われる（次章参照）。

生体遮へい体

図 15, 16 に生体遮へい体における ^{60}Co の放射能の測定値と計算値の比較を示す。また、図 17 に炉心高さ位置での γ 線放出核種 (^{60}Co , ^{134}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu) 放射能濃度分布を示す。これらの図に示されるように、遮へい体表面ではどの核種についても計算値と測定値はかなり良い一致を示した。放射能濃度が最も高い箇所（表面から 5~10cm）より深い位置で、計算値の測定値に対する割合は徐々に大きくなったが、遮へい体表面で比較的精度良い計算値が得られた。なお、本評価では、 ^{60}Co 、 ^{152}Eu 等の放射性核種の計算に当たって、親元素組成データとして実際のコンクリートの分析値を用いたことにより、このデータに起因する誤差は少ないと考えられる。むしろ、骨材等の混合割合、水分量、鉄筋の配置等が重要な因子であると思われる。

生体遮へい体ライナー

前項のコンクリートコア採取箇所と同一位置における生体遮へい体のライナー（厚さ 1.3cm の鋼板）の放射能濃度について測定値と計算値を比較した。図 18 にライナーの板厚方向の ^{60}Co 濃度分布及び熱中性子束計算値（炉心高さ位置）を示す。コンクリート中と同様に鋼板内部でも外側で放射能濃度が高くなることが認められた。

鋼板とコンクリートの ^{60}Co の放射能濃度を比較した場合、鋼板がコンクリートより約 20 倍高い値となった。この差は、コンクリートと鋼板中の Co 含有量の違いによるものである。

生体遮へい体全域

生体遮へいコンクリート中（表面近傍）の ^{152}Eu の測定値と計算値との比較及びライナー中の ^{60}Co 放射能濃度の測定値を図 19 に示す。コンクリート表面近傍で、測定値のある範囲については、計算値と測定値は十分良い一致を示した。本来、ライナー中の放射能濃度は、コンクリート中（表面近傍）の放射能濃度分布と相似であるが、地上約 1m（炉心高さが地上 10m にあたる）における ^{60}Co 放射能濃度の測定値（制御棒スクラム空気システムの鋼製機器試料）から、原子炉下部遠方での計算結果は過大評価であることが明らかになった。

6.2 放射化放射能の計算誤差

放射化放射能の評価過程では、中性子束分布計算、放射化計算それぞれの段階において使用する核データ、計算モデル、計算コード特有の条件等、多くの要素が評価結果に影響を与える。中性子束分布を計算する場合は、計算モデル（形状、メッシュ幅、炉心中性子源分布モデル等）、中性子反応断面積ライブラリ（ライブラリの基となる評価済み核データ、群構造、ルジャンドル展開係数、温度、自己遮へい効果等）、物質組成（燃料消耗に伴う炉心組成、水分等）データの作成方法等によって計算結果が異なる。放射化計算の場合は、核データ（放射化断面積、崩壊定数等）、運転冷却の履歴モデル、炉心組成の経時変化に伴う中性子スペクトル等が計算結果に影響を及ぼす。

これらの影響を評価し放射化放射能の計算誤差を究明するため、種々のパラメータを変更して計算を行った。以下に記す例では、形状や組成データの単純化に起因する誤差、燃料組成の経時変化が放射能評価値に与える影響、生体遮へいコンクリート内の水分量や鉄筋量に起因する誤差の程度を明らかにした。

炉心部構造物内部の中性子束分布

DOT3.5 による中性子束分布の計算では、炉心部のように複雑形状の体系及び物質組成を単純化、あるいは均質化するが、実際には炉心部の構成物や機器・構造物の内部で複雑に中性子束が変動していることが考えられる。そこで、局所的な中性子束の変動を検討するため、インコアモニタチューブと制御棒を対象とした中性子束計算を行った。いずれも、体系モデルは一次元円柱形状とし、ANISN により解析した。

インコアモニタチューブは、厚さ 5mm 程度のステンレス製で形状は配管と類似している。熱中性子束は表面でわずかに下がるが、内部で上昇し（冷却水が存在するため）、内側が外側より約 7% 大きい値を示した。制御棒の計算モデルと計算結果を図 20 に示す。制御棒の場合、ステンレス鋼のさやの内部にボロン粒が封入されており、それによる吸収のため、制御棒中心部では熱中性子束で約 45% の減少となった。このように、強い中性子吸収体を含む機器に対して、炉心全体を均質化した計算により得られた中性子束の値をそのまま使うと、放射能評価値が過大評価になることが示された。

燃料の燃焼度による影響

原子炉燃料の燃焼の時期によって、燃料核種が変化するため炉心の物質組成が変動する。そこで、ORIGEN コードによる燃焼計算を行い、燃焼の初期と後期 (30MWD/kg-U) の 2 つの時期について核種組成の違いを求め、中性子束の計算結果に対する影響を検討した。30MWD/kg-U まで燃焼が進むと ^{235}U は初期の組成に対して 24% に、 ^{238}U は 97.5% に減少し、 ^{239}Pu 等の核種が増加する。燃焼計算の結果をもとに中性子発生数の補正 (約 7% 増加) を行い、燃料核種の組成の変化に基づいて炉心部の物質組成データを作成した上で中性子束計算を行うと、炉心部外側の部位で中性子束が約 15% の増加となった。

コンクリート組成

前項で記したように、炉心領域から半径方向に沿って、炉内構造物、原子炉圧力容器、生体遮へい体まで、計算値と測定値の比較が可能となった。その結果、生体遮へい体表面までは測定値と計算値が良く一致したことから、放射化計算に用いた中性子束データと運転履歴に関するモデルに十分信頼性があることが確認できた。しかし、生体遮へい体表面近くでの熱中中性子のビルドアップによる放射能濃度のピークが測定値の分布と異なること、また、生体遮へい体内部での中性子束の減衰率は計算値が測定値より大きめであることが分かった。

図 10 の中性子束分布図から分かるように、生体遮へい体表面付近では中性子エネルギースペクトルが大きく変動する。したがって、ここでの放射能濃度のピークを精度良く計算することが、生体遮へい体全域における計算精度向上につながるものと考えられる。図 17 で ^{152}Eu 以外の核種に着目すると、生体遮へい体表面付近の放射能のピークが ^{152}Eu のそれより小さく、ピーク位置が炉心側に移行していることが分かる。これは、それぞれの放射化断面積のエネルギー依存性が異なることによる。 ^{60}Co の生成反応断面積は、熱エネルギー領域 (2200m/s) で 37.18b であるのに対して共鳴領域で 75.6b と大きい。一方、 ^{152}Eu の場合は熱エネルギー領域 (2200m/s) で 9,198b、共鳴領域で 3,070b である。したがって、 ^{152}Eu を生成する反応の方が熱中中性子束に強く依存し、放射能濃度分布も熱中中性子束の分布に類似することになる。なお、3.3 章で記した実効放射化断面積の処理手法は、放射化断面積のエネルギー依存性を領域 (計算メッシュ) 毎に反映するものである。

他方、生体遮へい体には、その水分量、鉄筋の分布等、形状や組成モデルを作成する上で不明瞭な要素があるため、巨視断面積が正確でない可能性がある。コンクリート（生体遮へい体）は多種多様な元素で構成され、その原料（粗骨材、細骨材、セメント、水等）の選択や調合によって、それぞれの組成割合も大きく異なる。このなかで、コンクリート中の水分量は、原子炉の運転が長期間にわたること、また、吸着水量の変化が考えられることから、正確に把握することは困難である。このため、水分量の変化が中性子束分布に与える影響を計算で評価した。基準の水分量を重量比 4%（分析値の近似値）とし、その 50%増し、100%増しとした場合を想定して、水分量をパラメータとした熱中性子束の分布を比較した。この結果を図 21 に示す。水分量が多いほど、減速による中性子の熱化が進み、生体遮へい体内表面付近での中性子束の立ち上がりが大きく、また、深部での減衰の勾配が大きい分布を示すことが分かった。

また、生体遮へい体は、鉄筋コンクリート構築物であり、特に、底部から原子炉圧力容器を取り巻く部分では多くの鉄筋を含有している。鉄分の割合は、中性子束の減衰に大きな影響を与えることからこの割合の変化が中性子束分布に与える影響を評価した。基準の鉄分量を重量比 2%（普通コンクリート中の鉄分量）とし、5%、10%、20%と変化させて、鉄分量をパラメータとした熱中性子束の分布を比較した。生体遮へい体表面から 50cm までの領域での鉄筋量と熱中性子束の関係を図 22 に示す。鉄分量が多いほど中性子束の減衰する割合が大きくなり、20%で生体遮へい体内の放射能濃度分布とほぼ合致することが分かった。

6.3 放射能評価の手順に関する検討

計算のみで原子炉体系全体にわたり放射能濃度分布を精度良く評価することは難しく、一方、測定による評価だけでは系全体を網羅できないため、計算値と測定値を組み合わせ放射能濃度分布を決定するのが適切な方法であると考えられる。ここでは、放射能評価に関して、測定から得られた知見、測定結果の適用方法等について検討する。

線量当量率の測定

機器表面の線量当量率を測定することにより、放射化量の空間的な分布を連続的な値として得ることが可能であった。また、局所的な分布の変化（制御棒には、局所的に高放射化した部分が存在した）を把握することができ、試料採取法の欠点を補完することができる。このことから、試料採取作業の計画の策定等に線量当量率の測定結果は有効に活用できると考えられる。

放射能測定・核種分析

極く微量な γ 線放出核種、 β 線放出核種、特性 X 線放出核種等については、直接測定によって放射能を評価することが困難なため化学的に分離する必要があった。このような場合には、粗分離によって主要な核種から目的核種を分離し、さらに、二次的な分離によって目的核種を精製して放射能を測定した。粗分離に関しては、イオン交換分離法、溶媒抽出法、沈殿分離法について検討した結果、 ^{60}Co の分離にはイオン交換分離法が他の分離法に比べて優れていることが分かった。特に、陰イオン交換樹脂-塩酸系による分離法では、溶離液である塩酸濃度の違いによって容易に分離できることを確認した。 γ 線を放出する極く微量の核種（ ^{54}Mn 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 等）については、この溶離液から放射能を測定することができた。しかし、 ^{63}Ni （ β 線放出核種）や ^{55}Fe （特性 X 線放出核種）について

は、粗分離液に ^{60}Co が放射能濃度で 1/100 程度混入し、これらの核種の放射能測定に影響を与えることが分かった。そのため溶媒抽出法等を用いて二次的な分離を行ってから放射能を測定した。コンクリート試料の場合、鋼材に比べて放射能濃度が低いことや試料の溶解量が多く採れないため、分離・抽出条件の向上が重要であった。

組成分析

放射化計算に当たって、親元素組成のデータは計算精度を上げる上で最も重要であった。炭素鋼、ステンレス鋼、ジルカロイ合金等、種々の鋼材試料やコンクリート試料について、主として高周波プラズマ分析装置による元素の同時定量（発光分光分析）を行ったが、放射化分析、蛍光X線分析、原子吸光分析等、他の方法による分析結果も参考にし、組成データをまとめた。生体遮へいコンクリート中の ^{60}Co や ^{152}Eu 等の放射能濃度については、これらの組成データが計算精度の向上に役立った。

測定値による計算値の補正

測定値と計算値を比較した結果、炉内構造物等の比較的高放射能の機器については、計算値と測定値の相違は小さかった。但し、局所的な放射能のピークが存在する場合には、測定値による補正が必要であった。

一方、生体遮へい体では、炉心から離れるほど、また、表面から深くなるほど計算誤差が大きくなった。放射能濃度は低いものの物量が多いことから放射性廃棄物の発生量評価に影響すると考えられるため、計算評価による放射能濃度分布を測定値で適切に補正することが求められた。本検討では以下の補正により、適切に放射能濃度を求めることが可能であった。

- 炉心高さ位置での主要な核種 (^{152}Eu または ^{60}Co) の計算値と測定値の比を補正係数とする。生体遮へい体内表面の放射能濃度分布 (図 19) から、高さ方向には補正せず、炉心高さ位置での係数を全域に適用した。
- 核種別の補正は、主要核種の補正係数で代表させた。すなわち、放射化計算による放射能濃度分布は中性子束分布に比例し、核種相互の濃度比は位置によって変わらないとした。
- ^3H の測定値は、他の核種に比べて計算値との違いが大きかったことから、試料採取や放射能測定の過程で放射能の飛散が考えられる。試料を採取した時点及び位置での放射能濃度を真値とみなし、補正した。
- 生体遮へい体には、配管用貫通孔等、多数の開口部が存在する。開口部付近では中性子のストリーミングがあり、放射能濃度分布がその影響を受ける。その影響度によっては、測定値（あるいは3次元中性子束計算結果）で補正する必要がある。

7. まとめ

原子炉施設の残存放射能について JPDR を対象にして行った計算コードによる評価、測定による評価及び計算値と測定値の比較・検討から以下の結論が得られた。

- DOT3.5 による 2 次元計算で得られた中性子束分布、運転履歴等に基づく放射化計算により、炉心高さ位置での炉内構造物、原子炉圧力容器等に対して 2 倍、生体遮へい体に対して 2~10 倍程度

の誤差で放射化放射能が評価できることが分かった。

- 生体遮へい体内の中性子束及び放射能の減衰率を決定する重要な因子の一つに、コンクリート中の水分量がある。原子炉の建設中から長期の運転、停止期間にわたって、現実的に水分量を正確に評価することは難しいと思われる。水分量をパラメータとした予備計算を行い、その結果に基づき断面積データを作成する方法が現実的であった。
- 原子炉圧力容器と遮へい体間の空気層や原子炉圧力容器下部の空間では、計算上は中性子束・放射能の減衰が殆ど無く、炉心から遠方になるにつれて過大評価となった。このような部分に対しては、3次元モデルに基づく解析や測定値による補正が必要である。
- 測定から得られた結果、特に、炉心シュラウドから生体遮へい体に至る半径方向（炉心高さ）の放射能測定値は、計算値の検討に有効であり、また、計算による評価の誤差が大きい場合に、その補正に役立った。
- 線量当量率の測定は、試料採取法と比較して簡便に、かつ、連続的なデータが得られることから有効であった。特に局所的な放射能のピークを同定する上で役立った。

謝 辞

計算による評価全般にわたり、中性子科学研究センターの笹本宣雄氏に貴重なご助言を頂きました。また、バックエンド技術部の関係者のご協力により本研究が遂行できたことを付記し、ここに改めて感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 宮坂靖彦、他：JPDR 解体実地試験の概要と成果，日本原子力学会誌，Vol.38, No.7, pp.553～576(1996)
- (2) バックエンド技術部：原子炉解体技術開発成果報告書－JPDR の解体と技術開発－，JAERI-Tech 97-001(1997)
- (3) Engle Jr., W. W. : A User's Manual for ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering, K-1693(1967)
- (4) Mynatt, F. R. et al. : The DOT-III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code, ORNL-TM-4280(1973)
- (5) Bell, M. J. : ORIGEN – The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628(1973)
- (6) PSR-63/AMPX-II Document Package : AMPX-II : Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma-Ray Cross-Section Libraries from Data in ENDF Format, ORNL
- (7) DLC-41/VITAMIN-C DATA PACKAGE : VITAMIN-C : 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Sections in AMPX and CCCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics, ORNL
- (8) Naito, Y. et al. : MGCL-PROCESSOR : A Computer Code System for Processing Multigroup Constants Library MGCL, JAERI-M 9396(1981)
- (9) 小山謹二、他：遮蔽材料の群定数，JAERI-M 6928(1977)
- (10) Delp, D. L. et al. : FLARE - A Three-Dimensional Boiling Water Reactor Simulator, GEAP-4598(1964)
- (11) Watt, B. E. : Phys. Rev., 87, 1037(1952)
- (12) J. C. Evans et al. : Long-Lived Activation Products in Reactor Materials, NUREG/CR-3474(1984)
- (13) GE : APED3998 JPDR Final Design Report(1962)
- (14) JPDR 圧力容器寿命専門部会（川崎正之、他）：動力試験炉圧力容器の第 2 回監視試験の結果，JAERI-memo 2847（公開）（1967）

表1 原子炉の主要諸元

原子炉型式	沸騰水型
熱出力	90 MWt (JPDR- I :45 MWt)
炉心	
直径	130 cm
有効燃料長	147 cm
燃料集合体数	72
原子炉压力容器	
材質	ASTM-A302-56 GrB
直径(内面)	2.1 m
高さ	8.1 m
厚さ	7 cm
生体遮へい体	
材質	鉄筋コンクリート
厚さ	1.5 ~ 3 m
直径(内面)	2.7 m
原子炉格納容器	
直径	15 m
高さ	38 m
運転履歴	
初臨界	1963年8月
初発電	1963年10月
最終運転	1976年3月
原子炉熱出力量	18,501 MWD (JPDR- I) 2,951 MWD (JPDR- II)

表2 エネルギー群構造 (48群)

群番号 (7群)	群番号 (48群)	エネルギー上限 (eV)	群番号 (7群)	群番号 (48群)	エネルギー上限 (eV)
1	1	1.733E+07	4	26	1.111E+05
	2	1.492E+07		27	6.738E+04
	3	1.419E+07		28	4.087E+04
	4	1.350E+07		29	2.479E+04
	5	1.000E+07		30	2.358E+04
	6	7.408E+06		31	1.503E+04
2	7	6.065E+06	5	32	9.119E+03
	8	4.966E+06		33	5.531E+03
	9	4.066E+06		34	3.355E+03
	10	3.679E+06		35	2.035E+03
	11	2.725E+06		36	1.234E+03
	12	2.365E+06		37	7.485E+02
	13	2.307E+06	38	4.540E+02	
	14	2.231E+06	6	39	2.754E+02
	15	1.653E+06		40	1.670E+02
16	1.353E+06	41		1.013E+02	
3	17	8.629E+05	42	6.144E+01	
	18	8.208E+05	43	3.727E+01	
	19	7.427E+05	44	1.068E+01	
	20	6.081E+05	7	45	1.855E+00
	21	4.979E+05		46	4.140E-01
	22	3.688E+05		47	5.452E-02
	23	2.985E+05		48	3.341E-03
	24	2.972E+05			3.310E-05
	25	1.832E+05			

表3 原子炉体系各領域の物質組成

核種	(10 ²⁴ /cm ³)					
	燃料領域(2)	水(1)	炉心シュラウド*1)	圧力容器*2)	空気	燃料領域(3)
H	2.4110E-02	5.0548E-02	—	—	—	2.1414E-02
C	—	—	3.1729E-04	9.8293E-04	—	—
N	—	—	—	—	3.9099E-05	—
O	2.3493E-02	2.5274E-02	—	—	1.0538E-05	2.1694E-02
Na	—	—	—	—	—	—
Al	—	—	—	—	—	—
Si	—	—	1.8100E-03	3.8698E-04	—	—
Ca	—	—	—	—	—	—
Cr	1.8999E-04	—	1.7408E-02	—	—	1.8999E-04
Mn	—	—	1.7343E-03	1.1399E-03	—	—
Fe	7.3243E-04	—	5.7872E-02	8.2195E-02	—	7.3243E-04
Ni	8.2869E-05	—	8.1116E-03	4.4297E-04	—	8.2869E-05
Zr	5.0663E-03	—	—	—	—	5.0663E-03
U-235	1.4459E-04	—	—	—	—	1.4459E-04
U-238	5.3489E-03	—	—	—	—	5.3489E-03

核種	上部プレナム領域	上部グリップ領域	水(2)	蒸気	燃料領域(1)	下部プレナム領域
H	2.1918E-02	2.6419E-02	2.9662E-02	2.1068E-03	2.7795E-02	3.0575E-02
C	—	—	—	—	—	3.5386E-04
N	—	—	—	—	—	—
O	1.0959E-02	1.3210E-02	1.4831E-02	1.0534E-03	2.4885E-02	1.5287E-02
Na	—	—	—	—	—	—
Al	—	—	—	—	—	—
Si	—	3.3582E-04	—	—	—	—
Ca	—	—	—	—	—	—
Cr	—	—	—	—	1.8999E-04	—
Mn	—	2.7964E-04	—	—	—	—
Fe	—	1.3451E-02	—	—	7.3243E-04	3.9230E-03
Ni	2.5658E-03	—	—	—	8.2869E-05	—
Zr	5.2307E-03	1.0223E-03	—	—	5.0663E-03	4.2649E-03
U-235	—	—	—	—	1.4459E-04	—
U-238	—	—	—	—	5.3489E-03	—

核種	燃料ベース領域	支持板領域	下部グリップ領域	下部遮へい層	内張り鋼板	コンクリート
H	3.6770E-02	1.9500E-02	3.8870E-02	—	—	1.0592E-02
C	8.4909E-04	5.3076E-04	4.0917E-04	—	8.2658E-04	—
N	—	—	—	—	—	—
O	1.8385E-02	9.7501E-03	1.9811E-02	—	—	4.5134E-02
Na	—	—	—	—	—	8.4026E-04
Al	—	—	—	—	—	2.6571E-03
Si	—	1.0794E-03	—	—	1.1468E-04	1.6072E-02
Ca	—	—	—	—	—	2.5612E-03
Cr	—	1.0381E-02	—	—	—	—
Mn	4.1377E-04	1.0342E-03	3.6966E-04	—	9.8102E-04	—
Fe	1.9899E-02	3.9349E-02	1.7774E-02	8.4755E-02	8.4296E-02	4.8571E-04
Ni	—	—	—	—	—	—
Zr	6.8496E-04	—	—	—	—	—
U-235	—	—	—	—	—	—
U-238	—	—	—	—	—	—

*1) 圧力容器被覆材、チムニー、コアサポート領域も同一の組成とした。

*2) 圧力容器サポートも同一の組成とした。

表4 構造材の物質組成データ (重量比)

	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。

表5 運転履歴 (月毎)

年	項目 月	炉運転時間 (hr)		炉出力			停止 → 運転 → 停止 (hr)		
		当月	累計	平均 (MW)	量 (MWD)		T ₁	T ₂	T ₃
					当月	累計			
1963 (S38)	10	235 : 05	235	5.8	57.1	57	0	235	120
	11	160 : 37	396	16.4	109.9	167	511	161	48
	12	242 : 42	638	36.9	373.2	540	0	243	501
1964 (S39)			▼			▼			
	3	162 : 12	801	25.6	173.1	713	1878	162	144
			▼			▼			
1965 (S40)	12	181 : 14	982	14.2	107.6	821	6203	181	216
	1	270 : 39	1252	17.3	195.2	1016	473	271	0
	2	251 : 44	1504	19.3	202.3	1218	324	252	96
	3	389 : 37	1894	26.2	424.6	1643	162	390	192
	4	470 : 15	2364	31.1	609.6	2253	154	470	96
	5	493 : 40	2858	39.5	812.4	3065	180	492	72
	6	679 : 35	3537	43.2	1223.3	4288	0	680	40
	7	66 : 00	3603	43.1	118.4	4407	0	66	678
			▼			▼			
	9	152 : 59	3756	30.6	194.9	4602	1311	153	0
	10	453 : 52	4210	35.7	675.4	5277	170	454	120
	11	396 : 45	4607	27.6	455.9	5733	83	397	240
12	417 : 49	5025	29.2	507.9	6241	86	418	240	
1966 (S41)	1	515 : 40	5540	36.4	782.7	7024	120	516	108
	2	475 : 32	6016	26.9	532.2	7556	172	476	24
	3	410 : 10	6426	30.1	515.2	8071	334	410	0
	4	641 : 22	7067	38.3	1022.8	9094	79	641	0
	5	211 : 25	7279	44.4	391.2	9485	0	211	533
			▼			▼			
	9	191 : 32	7470	23.4	186.8	9672	2737	191	0
	10	536 : 14	8007	27.3	610.1	10282	0	536	208
	11	555 : 00	8562	39.5	913.9	11196	69	555	96
	12	447 : 12	9009	31.2	580.5	11776	0	447	297
1967 (S42)	1	598 : 30	9607	19.7	490.7	12267	121	599	24
	2	18 : 49	9626	19.3	15.1	12282	0	19	653
	3	19 : 06	9645	0.6	0.5	12283		*	
	4	603 : 08	10248	21.2	532.7	12815	746	622	96
	5(1)	336 : 19	10585	34.8	487.1	13302	168	336	24
	5(2)	216 : 00	10801	40.5	364.3	13667	0	216	0
	6	494 : 31	11295	35.7	735.5	14402	81	495	144
	7	27 : 51	11323	0.6	0.7	14403		*	
	8	67 : 00	11390	9.9	27.5	14430	1393	95	0
	9	710 : 30	12101	37.7	1117.4	15548	9	711	0
	10	165 : 19	12267	43.7	300.7	15848	0	165	579
		▼			▼				

表5 (続き)

1968 (S43)			↓			↓			
	4	601 : 14	12868	34.2	857.2	16706	3767	601	0
	5	179 : 18	13047	30.2	225.4	16931	157	179	408
1969 (S44)			↓			↓			
	7	184 : 00	13231	26.1	200.1	17131	10040	184	0
	8	741 : 43	13973	43.4	1342.2	18473	0	757	707
	9	14 : 34	13988	45.2	27.5	18501		*	
1970(S45)	JPDR - II								
1971(S46)									
1972 (S47)			↓			↓			
	4	46 : 03	14034	3.8	7.3	18508	22536	46	96
	5	122 : 06	14156	9.1	46.3	18554	622	122	0
	6	347 : 47	14504	17.3	251.5	18806	372	348	0
	7	396 : 17	14900	20.4	336.4	19142	0	396	348
	8	180 : 14	15080	24.7	185.5	19328	228	180	336
1973(S48)	JPDR - II								
1974(S49)									
1975 (S50)			↓			↓			
	9	74 : 20	15155	5.1	15.6	19343	26902	74	24
	10	528 : 26	15684	17.2	379.0	19722	192	528	24
	11	367 : 32	16052	30.3	463.8	20186	48	368	304
	12	347 : 54	16399	39.3	569.6	20756	48	348	348
1976 (S51)	1	11 : 15	16411	6.7	3.1	20759	360	11	373
	2	128 : 57	16541	32.1	172.6	20932	567	129	0
	3	378 : 07	16919	33.0	520.2	21452	0	378	366

(*) 前または次の月に加えた。

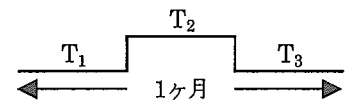


表6 放射化放射能インベントリの評価結果

炉内構造物 (1992年3月末)									
	放射能(Bq)								
	C-14	Fe-55	Co-60	Ni-59	Ni-63	Nb-94	Eu-152	Eu-154	核種計
炉心シュラウド	1.3E+10	2.8E+12	1.4E+13	1.2E+11	1.2E+13	2.4E+08	4.7E+11	2.2E+10	2.8E+13
コアプラグ	1.0E+10	2.3E+12	1.5E+13	9.4E+10	8.9E+12	5.5E+08	2.3E+11	3.7E+10	2.6E+13
インコアモニタチューブ	1.7E+09	3.8E+11	2.6E+12	1.6E+10	1.5E+12	1.1E+08	3.1E+10	7.4E+09	4.5E+12
上部グリッド	1.9E+09	4.2E+11	2.0E+12	1.9E+10	1.8E+12	3.6E+07	1.0E+11	3.0E+09	4.3E+12
炉心サポート	8.2E+07	1.9E+10	1.3E+11	7.8E+08	7.5E+10	4.9E+06	5.7E+09	4.2E+08	2.3E+12
その他	5.3E+09	2.0E+12	1.0E+13	8.1E+10	6.8E+12	2.6E+08	3.7E+11	2.3E+10	2.0E+13
計	3.2E+10	7.9E+12	4.4E+13	3.3E+11	3.1E+13	1.2E+09	1.2E+12	9.3E+10	8.5E+13

原子炉圧力容器

	放射能(Bq)								
	C-14	Fe-55	Co-60	Ni-59	Ni-63	Nb-94	Eu-152	Eu-154	核種計
母材, 被覆材	2.8E+08	2.3E+11	2.2E+11	1.4E+09	1.3E+11	1.1E+07	3.5E+09	1.3E+08	5.9E+11
その他	3.7E+05	2.5E+08	3.4E+08	2.2E+06	2.1E+08	1.6E+04	7.6E+06	2.8E+05	8.1E+08
計	2.8E+08	2.3E+11	2.2E+11	1.4E+09	1.3E+11	1.1E+07	3.5E+09	1.3E+08	5.9E+11

生体遮へい体

	放射能(Bq)								
	H-3	C-14	Ca-41	Fe-55	Co-60	Ni-63	Eu-152	Eu-154	核種計
コンクリート	1.3E+11	2.0E+08	6.0E+08	2.2E+09	1.9E+09	3.6E+07	1.4E+10	9.6E+08	1.5E+11
その他	-	1.8E+07	-	2.2E+10	9.7E+09	7.9E+08	-	-	3.3E+10
計	1.3E+11	2.2E+08	6.0E+08	2.4E+10	1.2E+10	8.3E+08	1.4E+10	9.6E+08	1.8E+11

表7 主要な構造物の放射能測定結果 (直接測定)

機器・構造物	核種	放射能濃度 (Bq/g)	評価時期
原子炉圧力容器内壁 (炉心領域)	^{60}Co	$5.55 \times 10^4 \sim 1.11 \times 10^6$	1983年2月
原子炉圧力容器内壁 (炉心上部領域)	^{60}Co	$7.07 \times 10^2 \sim 3.33 \times 10^3$	1982年6月
炉心シュラウド	^{60}Co	$1.79 \times 10^7 \sim 5.44 \times 10^7$	1982年6月
上部グリッド	^{60}Co	$5.14 \times 10^6 \sim 8.18 \times 10^6$	1982年7月
制御棒案内管	^{60}Co	$5.92 \times 10^2 \sim 5.18 \times 10^4$	1983年12月
制御棒 (C-3 ブレード)	^{60}Co	4.55×10^7	1982年7月
制御棒 (D-3 フォロア)		6.85×10^4	
制御棒 (D-3 ブレード)		$4.22 \times 10^3 \sim 1.17 \times 10^5$	
制御棒 (C-3, D-3 フォロア)	^{125}Sb	$4.51 \times 10^4 \sim 1.01 \times 10^6$	
ポイズンカーテン (PC-16)	^{60}Co	$8.88 \times 10^6 \sim 2.16 \times 10^7$	1982年7月
ポイズンカーテン (PC-23)		$1.85 \times 10^7 \sim 2.70 \times 10^7$	
チャンネルボックス	^{60}Co	$1.26 \times 10^4 \sim 4.37 \times 10^4$	1988年6月
	^{125}Sb	$7.70 \times 10^4 \sim 1.52 \times 10^5$	
生体遮へいコンクリート (D コア試料)	^{60}Co ^{134}Cs ^{152}Eu ^{154}Eu	最大 4.0×10^2 最大 14.4 最大 1.92×10^3 最大 1.48×10^2	1986年3月

表 8 主要な構造材の放射能測定結果（化学分離・測定）

機器・構造物	核種	放射能濃度 (Bq/g)	評価時期
原子炉圧力容器内壁	^{54}Mn	最大約 50	1986 年 3 月
	^{55}Fe	$8.92 \times 10^3 \sim 3.85 \times 10^5$	
	^{60}Co	$4.92 \times 10^2 \sim 6.07 \times 10^5$	
	^{63}Ni	$4.74 \times 10^2 \sim 3.39 \times 10^5$	
原子炉圧力容器母材	^{55}Fe	5.4×10^5	1990 年 7 月
	^{60}Co	2.3×10^5	
	^{63}Ni	1.9×10^5 (炉心に近い試料の最大値)	
	^{60}Co	7.0×10^2	
	^{63}Ni	4.9×10^2 (炉心から離れた試料の最大値)	
炉心シュラウド	^{54}Mn	$1.77 \times 10^2 \sim 6.36 \times 10^2$	1987 年 3 月
	^{55}Fe	$4.22 \times 10^6 \sim 1.74 \times 10^7$	
	^{60}Co	$9.07 \times 10^6 \sim 2.92 \times 10^7$	
	^{63}Ni	$4.66 \times 10^6 \sim 1.33 \times 10^7$	
	^{154}Eu	$52.9 \sim 3.96 \times 10^2$	
上部グリッド	^{55}Fe	1.48×10^6	1987 年 3 月
	^{60}Co	3.24×10^6	
	^{63}Ni	1.34×10^6	
制御棒	^{60}Co	1.10×10^4	1987 年 3 月
	^{125}Sb	1.74×10^4 (C-3 フォロアの最大値)	
	^{54}Mn	8.51×10^3	
	^{55}Fe	5.66×10^7	
	^{60}Co	2.34×10^7	
	^{63}Ni	2.15×10^7	
	^{154}Eu	1.52×10^2 (C-3 ブレードの最大値)	
ポイズンカーテン	^{54}Mn	$3.85 \times 10^3 \sim 8.18 \times 10^3$	1987 年 3 月
	^{55}Fe	$1.16 \times 10^6 \sim 2.15 \times 10^7$	
	^{60}Co	$4.66 \times 10^6 \sim 1.19 \times 10^7$	
	^{63}Ni	$1.22 \times 10^6 \sim 5.44 \times 10^6$	
	^{152}Eu	$54.4 \sim 85.1$ (PC-16)	
インコアモニタチューブ	^{55}Fe	3.67×10^7	1990 年 3 月
	^{60}Co	5.87×10^7	
	^{63}Ni	8.93×10^7 (ICM-12 の最大値)	
生体遮へいコンクリート	^3H	6.65×10^3	1991 年 3 月
	^{14}C	7.8	
	^{41}Ca	30.0	
	^{63}Ni	3.0	
	^{239}Pu	0.059 (D コア試料の最大値)	

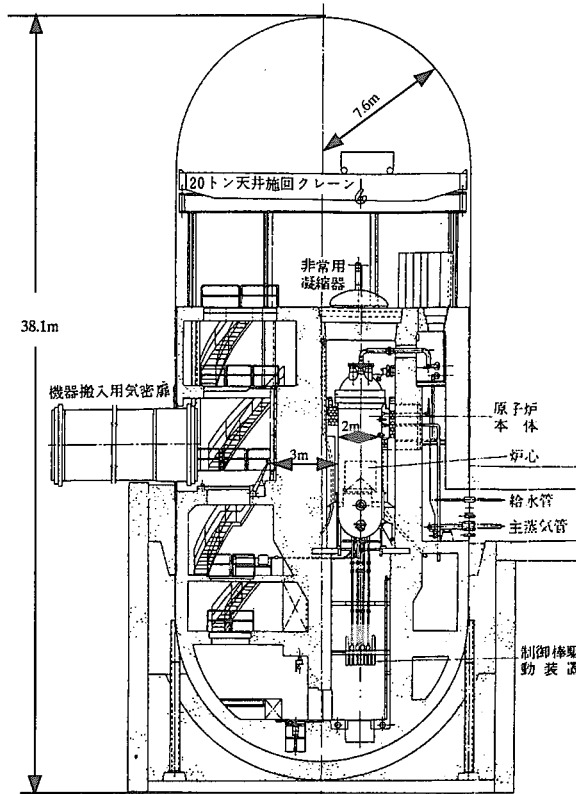


図1 原子炉格納容器の概要

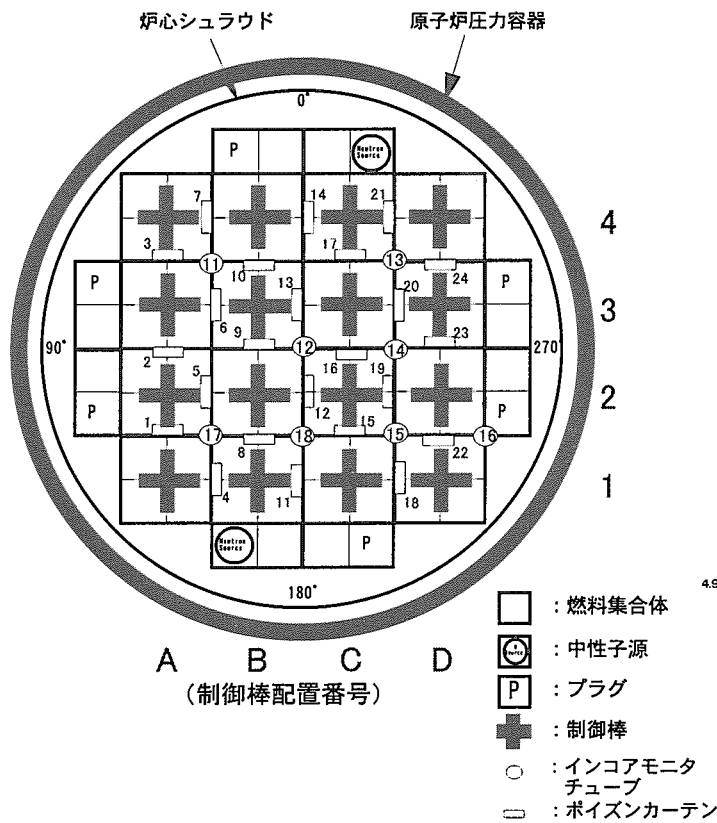
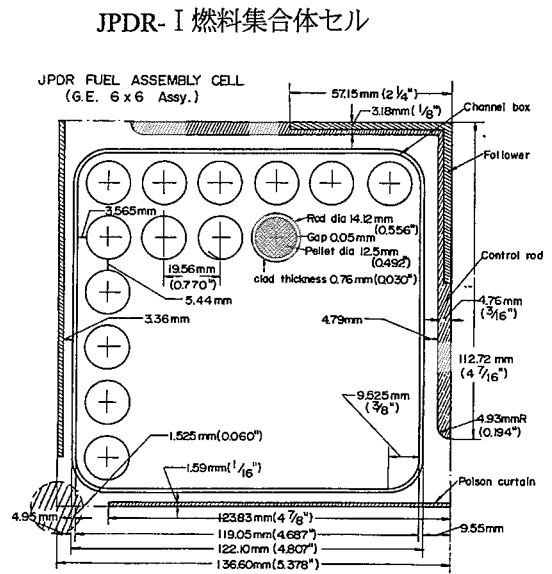


図2 炉心構成の概念と燃料集合体



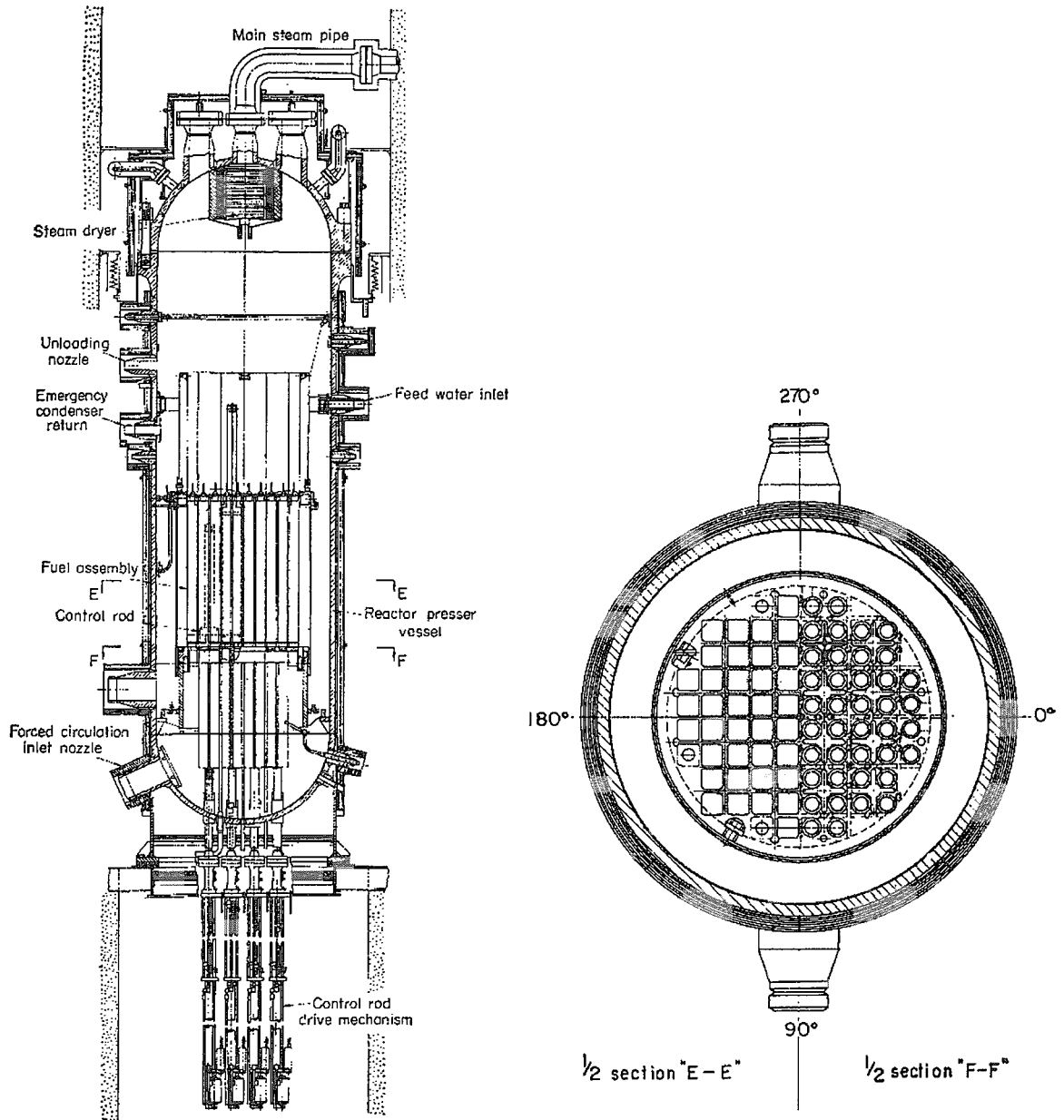


図3 炉内構造物の全体組立図

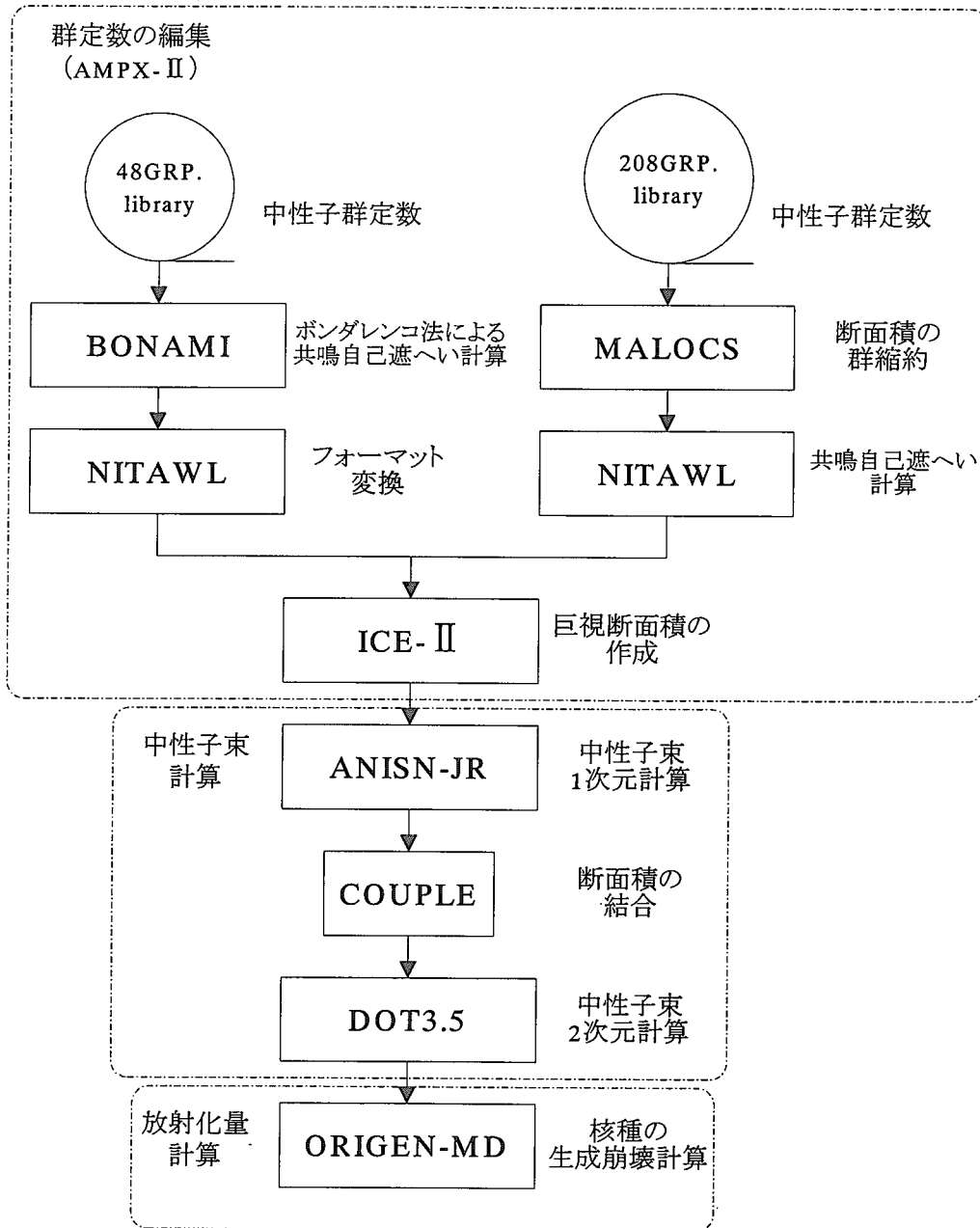


図4 放射化放射能計算のフロー

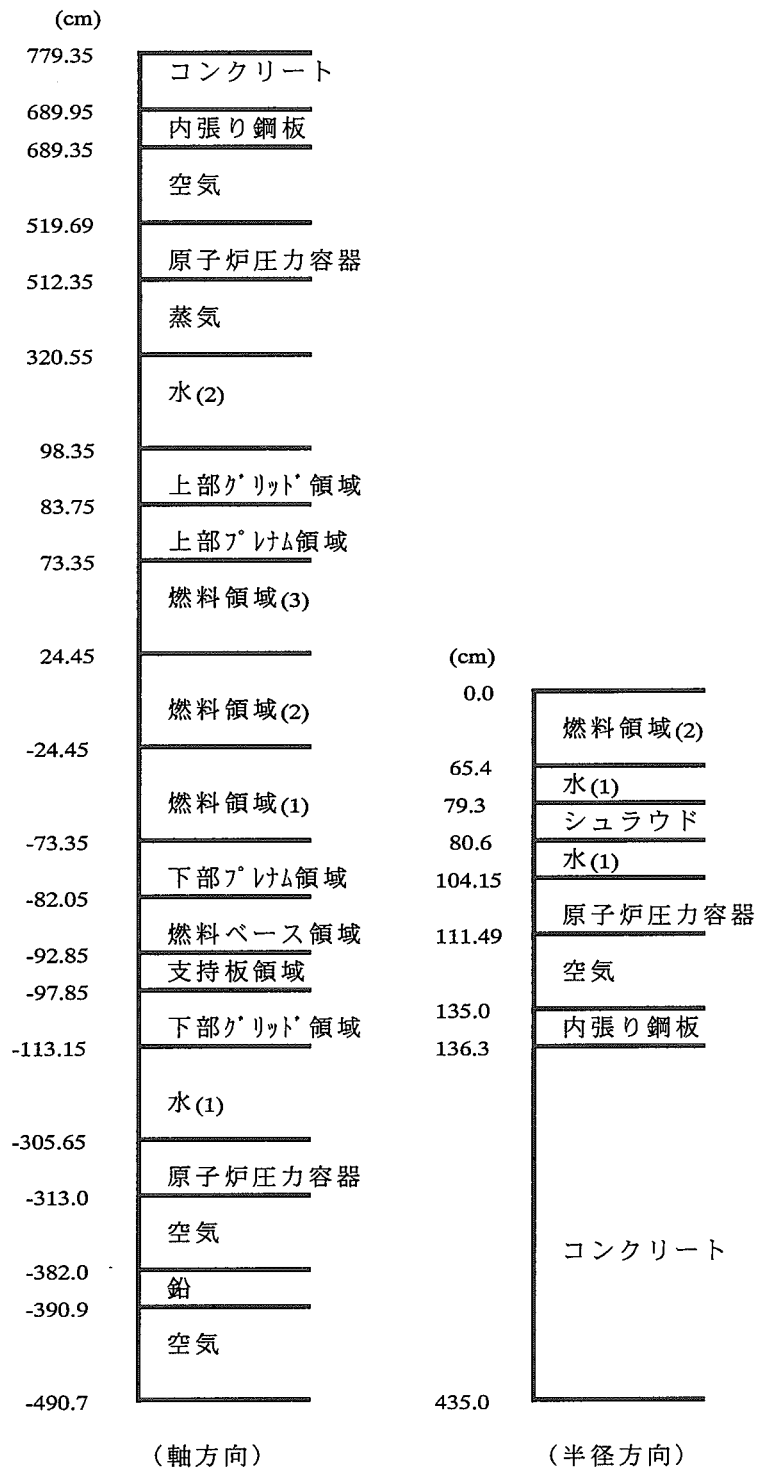


図5 ANISN 計算のための軸方向・半径方向モデル

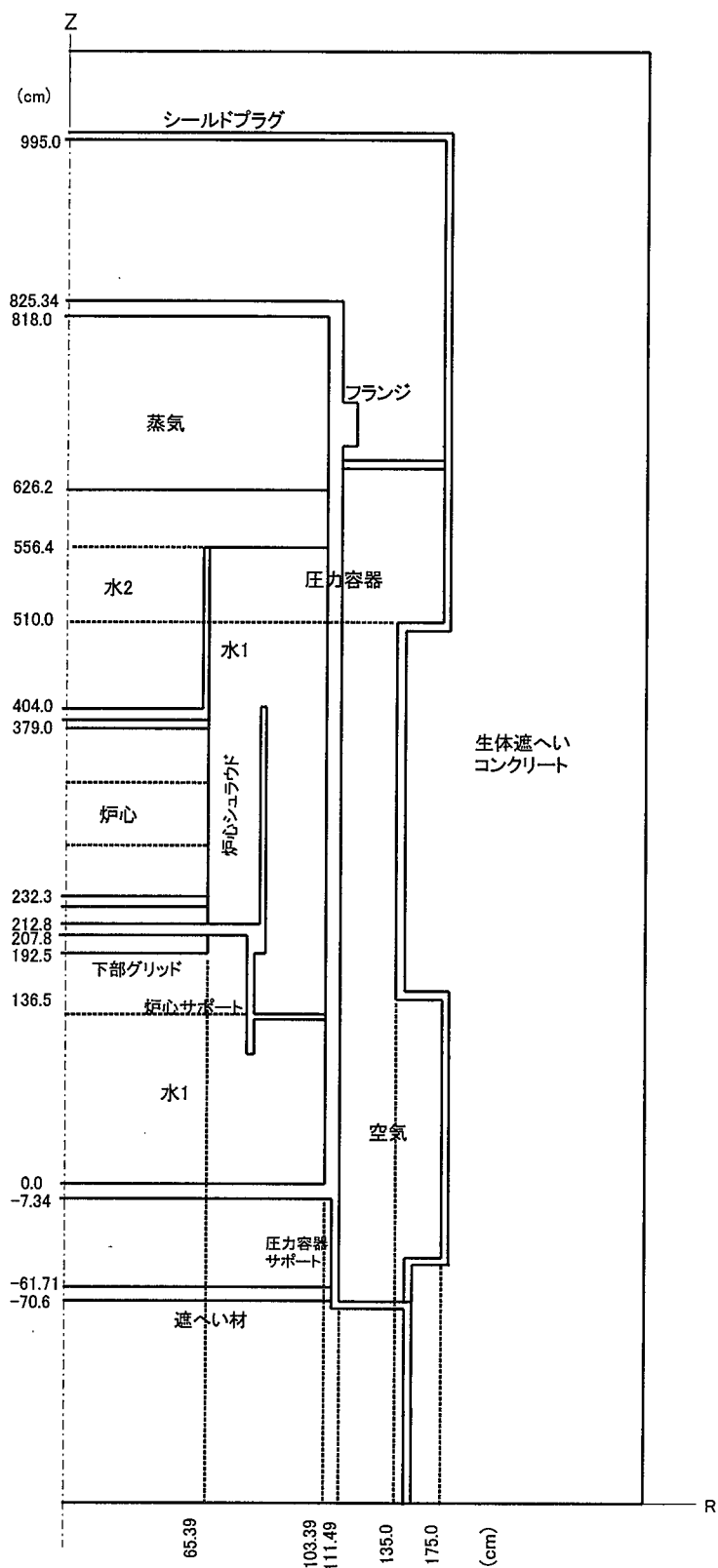


図6 DOT3.5 計算のための2次元モデル (中心部)

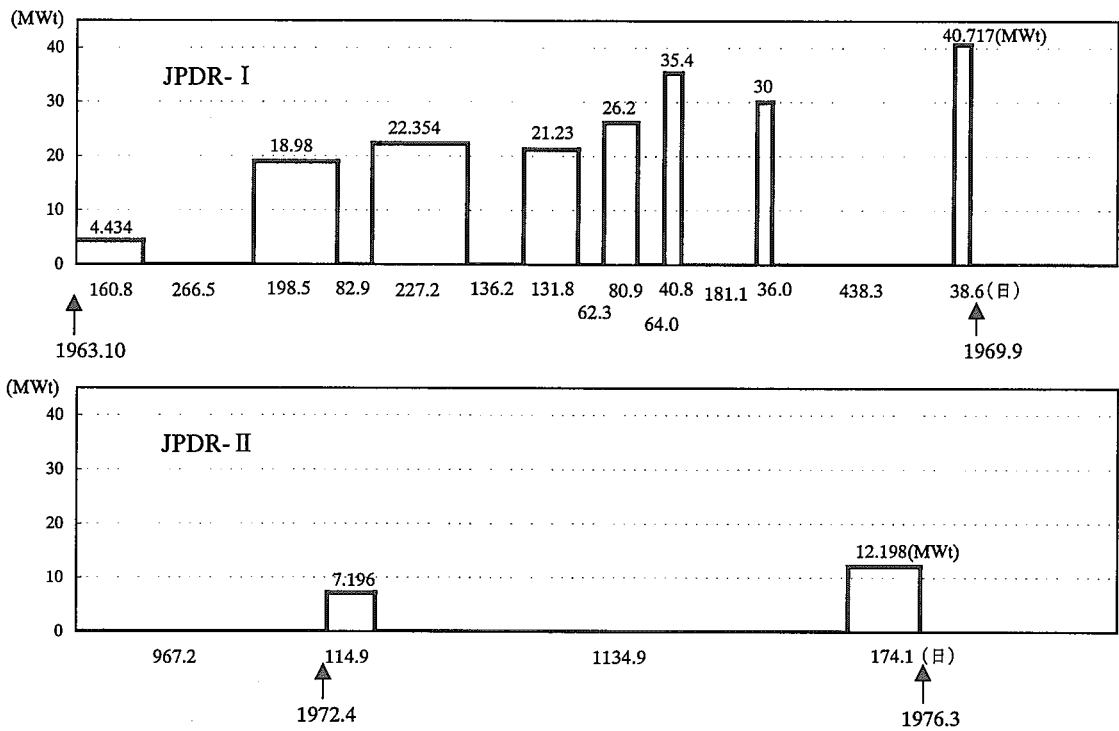


図7 簡略化した運転履歴

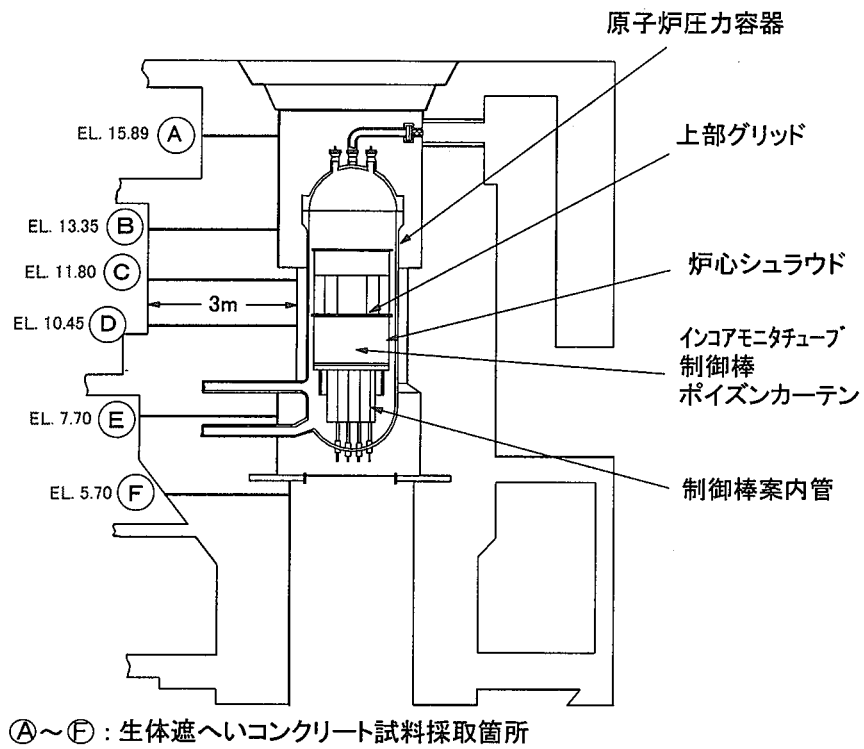


図8 原子炉施設からの構造物試料採取箇所

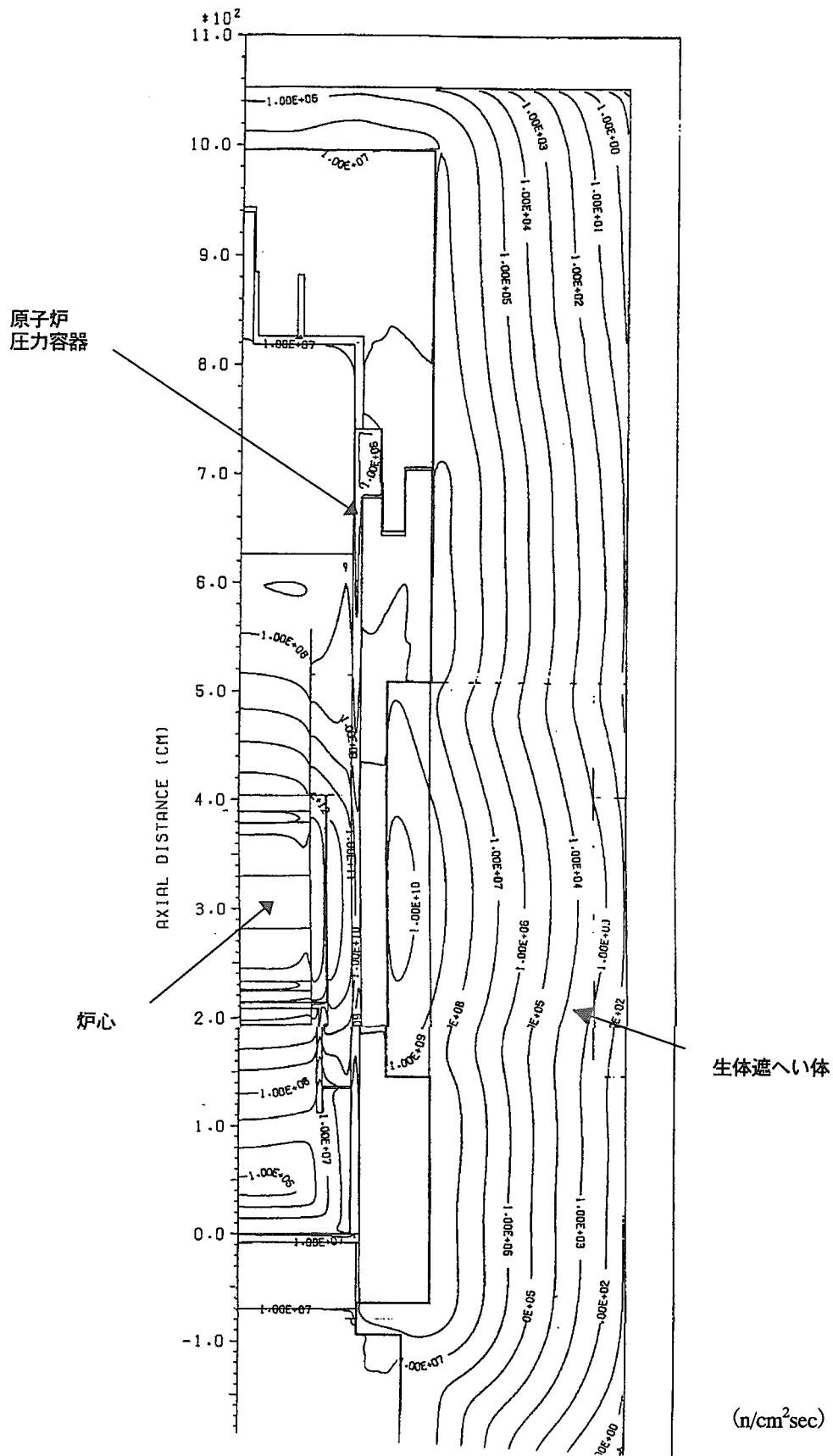


図9 原子炉近傍の熱中性子束分布 (45MWt)

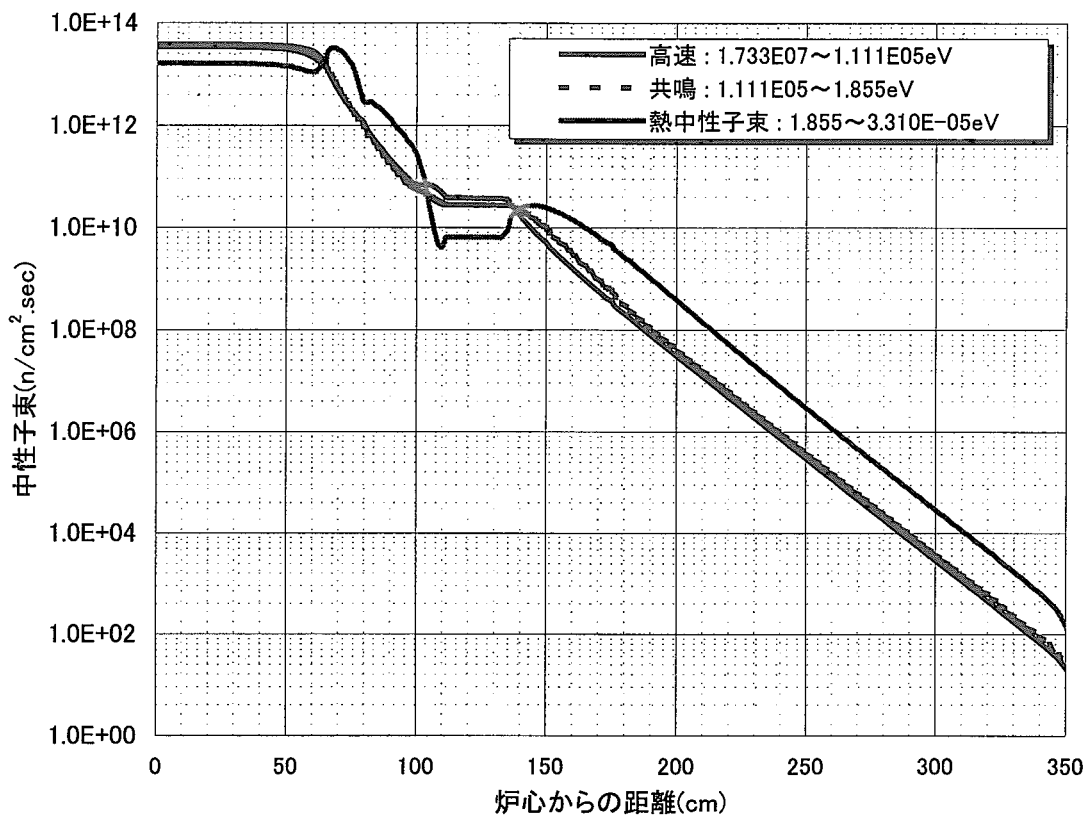


図 10 炉心高さ位置での半径方向中性子束分布

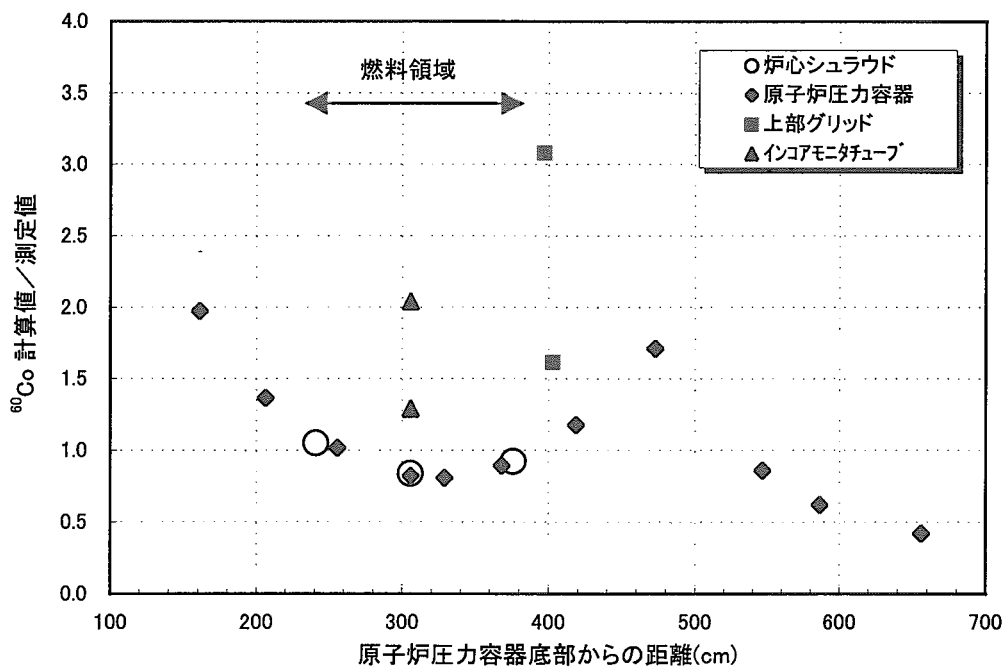


図 11 炉内構造物等の放射能測定値と計算値の比

1991年3月現在

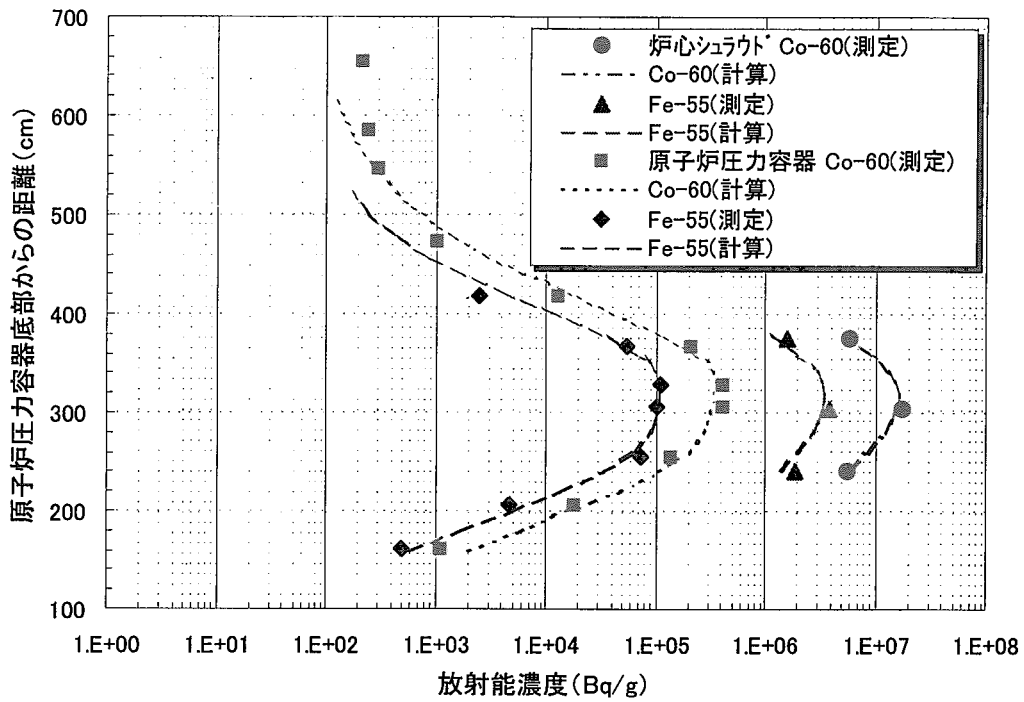


図12 炉心シュラウド、原子炉圧力容器内面の放射能濃度分布

1991年3月現在

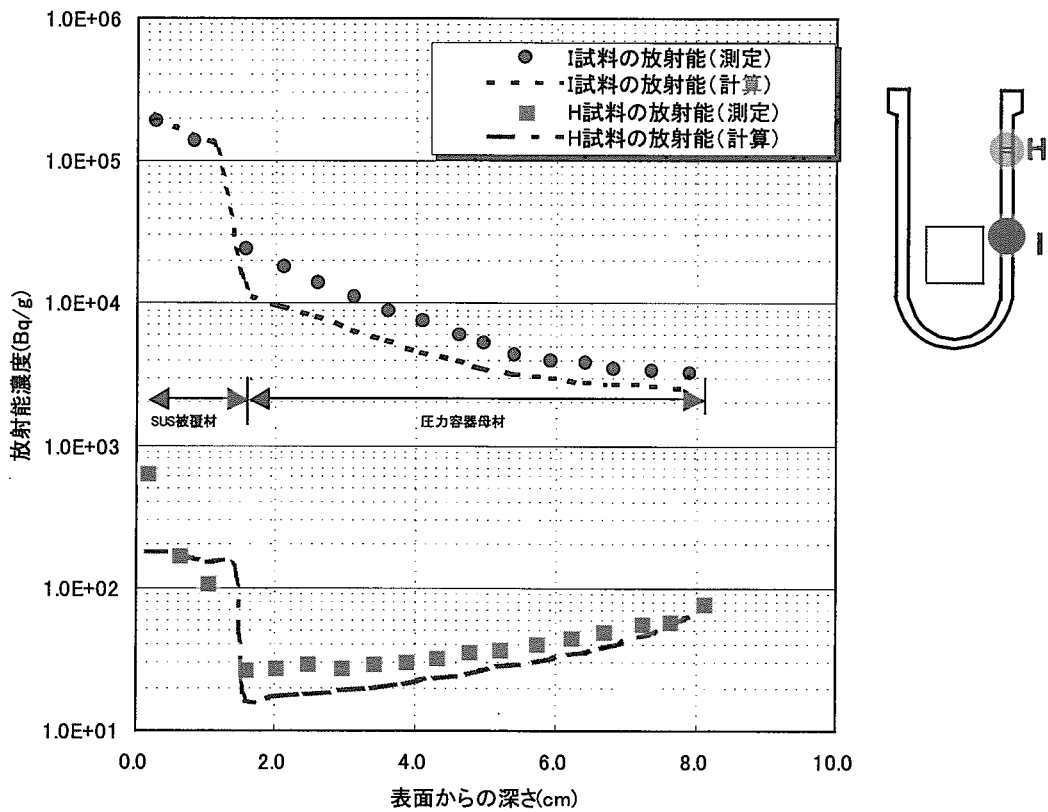


図13 原子炉圧力容器の板厚方向の放射能濃度分布

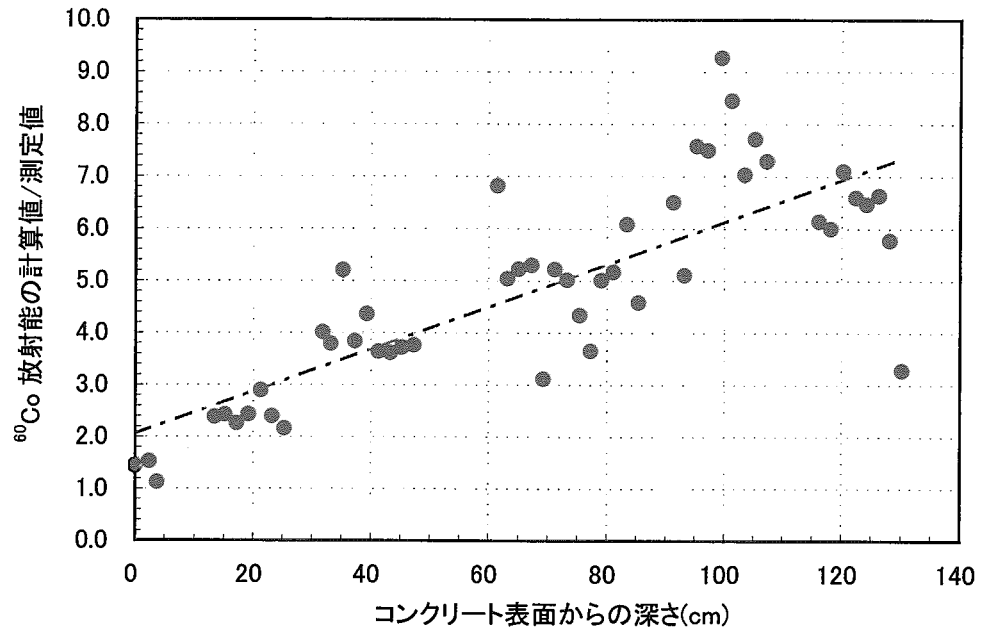


図 14 生体遮へいコンクリート中の放射能測定値と計算値の比

1991年3月現在

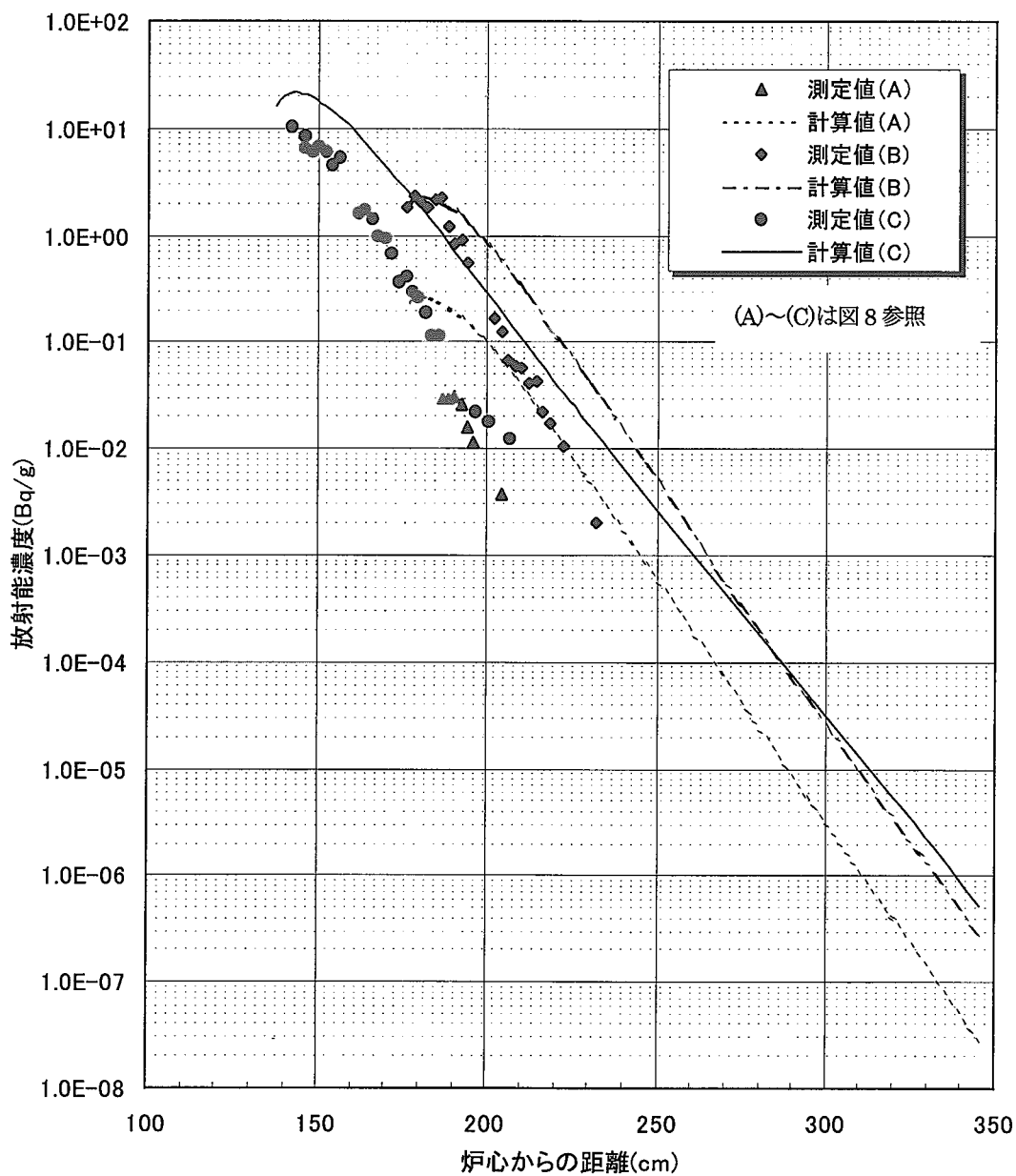


図15 生体遮へいコア(A~C)の⁶⁰Co放射能濃度分布

1991年3月現在

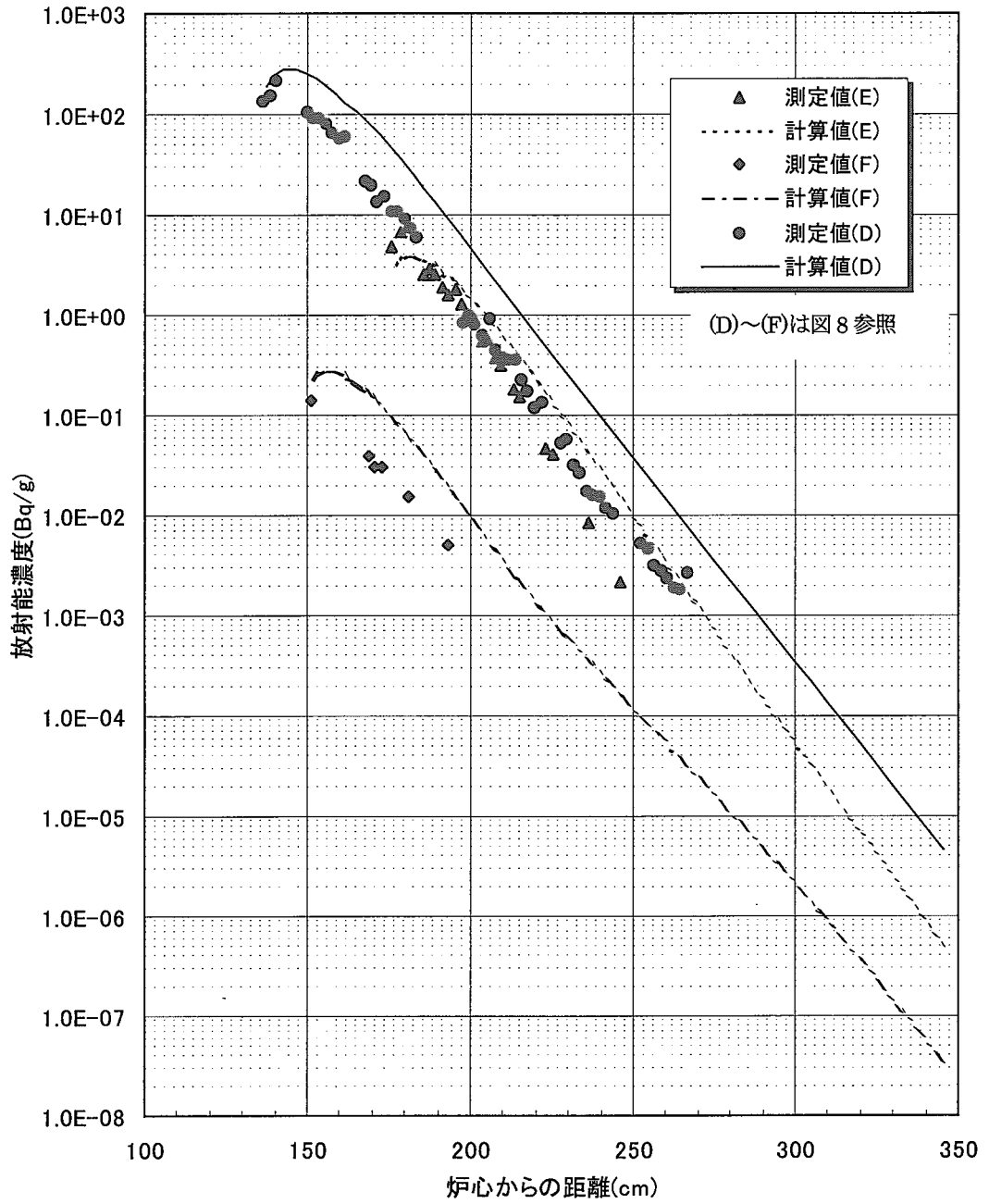


図16 生体遮へいコア (D~F) の⁶⁰Co放射能濃度分布

1991年3月現在

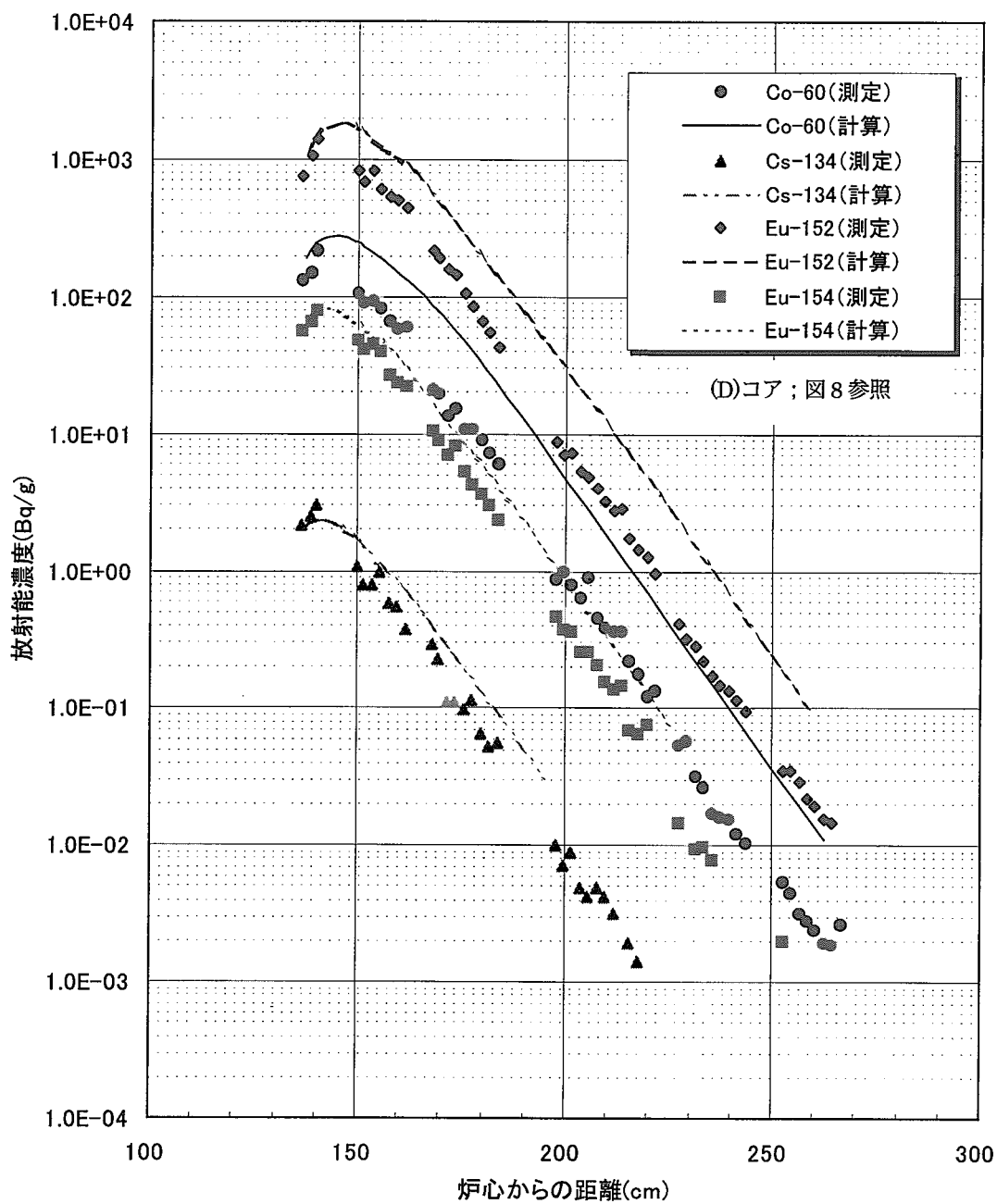


図17 生体遮へいコア(D)のγ線放出核種の放射能濃度分布

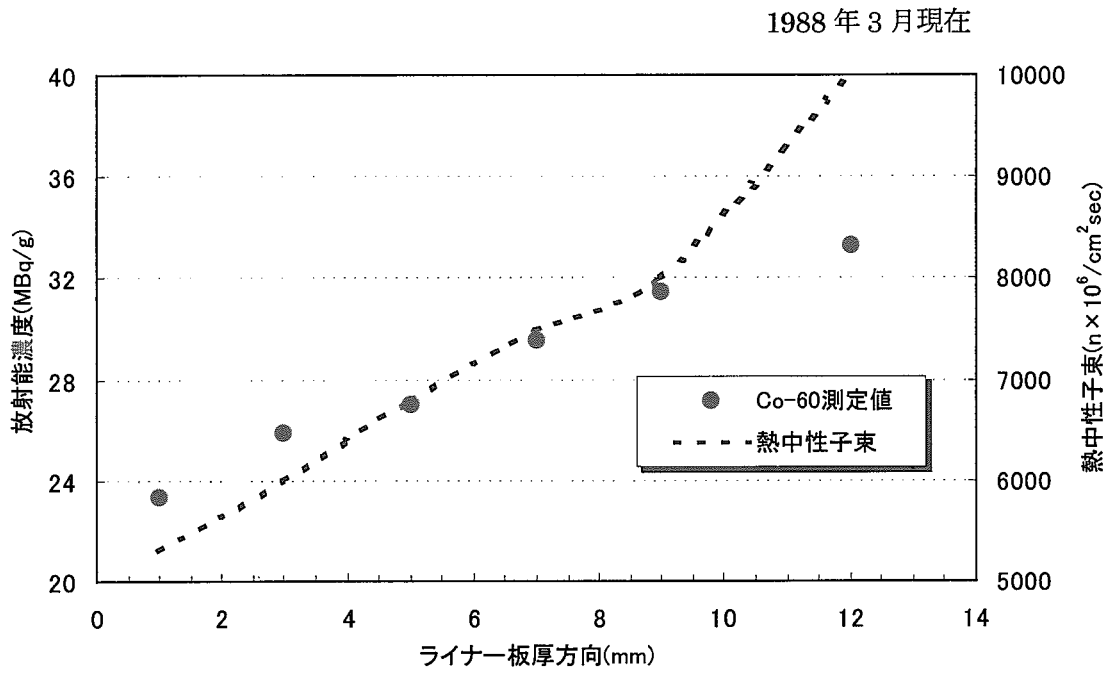


図 18 生体遮へいライナー中の放射能濃度分布及び熱中性子束分布

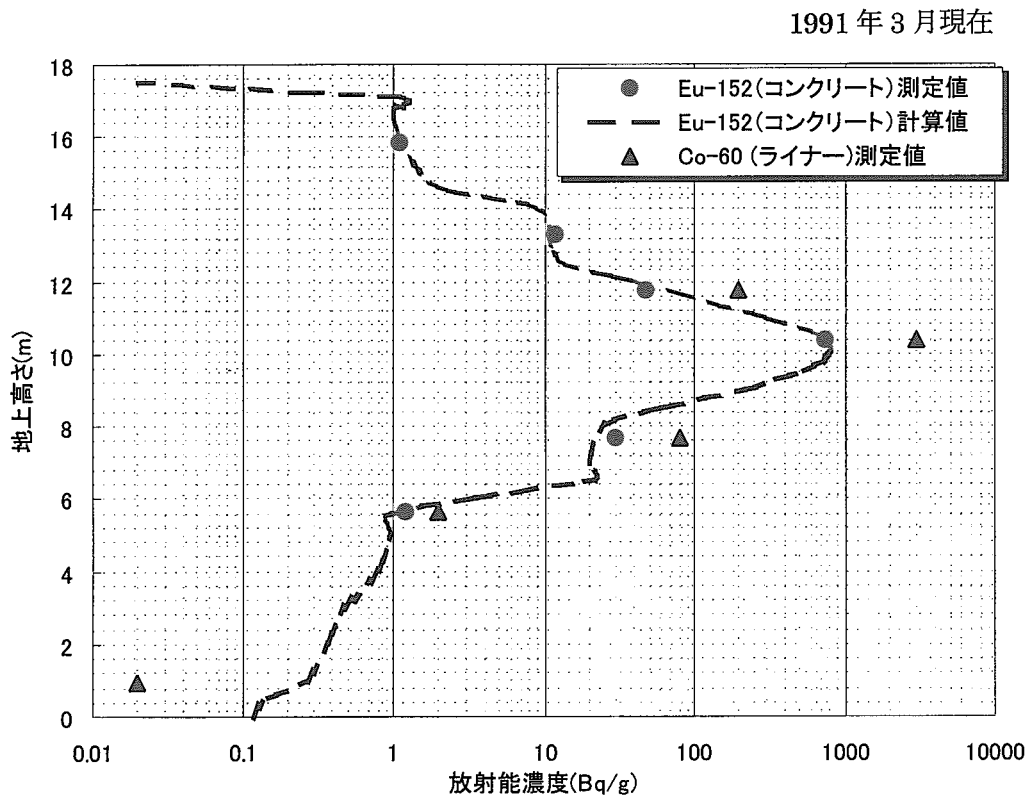


図 19 生体遮へい体内表面の放射能濃度分布

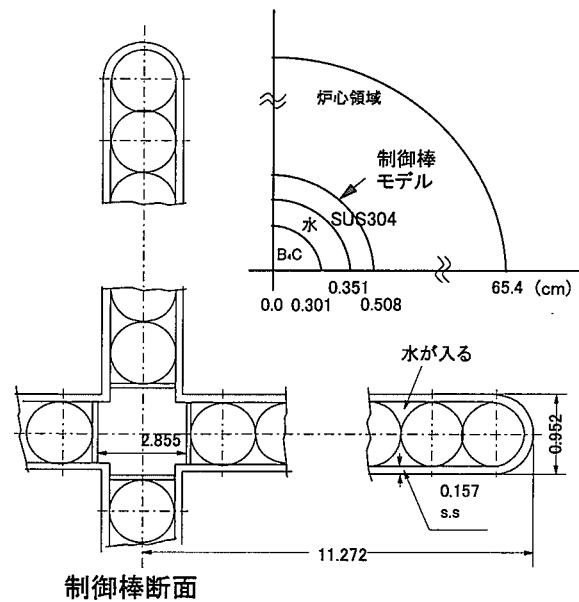
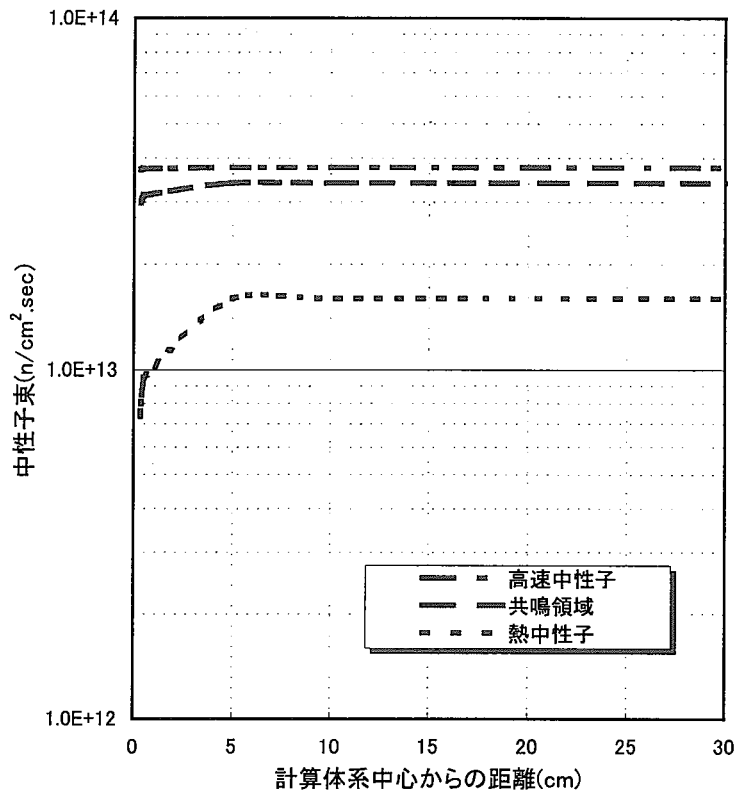


図 20 制御棒近傍の詳細中性子束計算

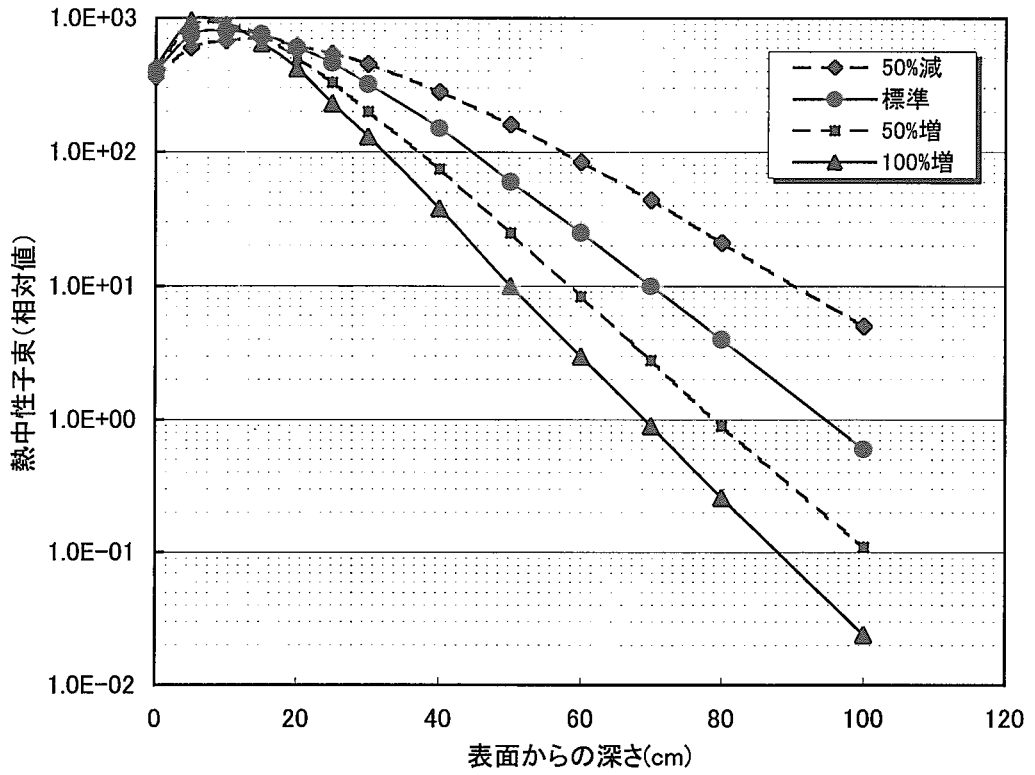


図 21 コンクリート中の水分量と熱中性子束分布

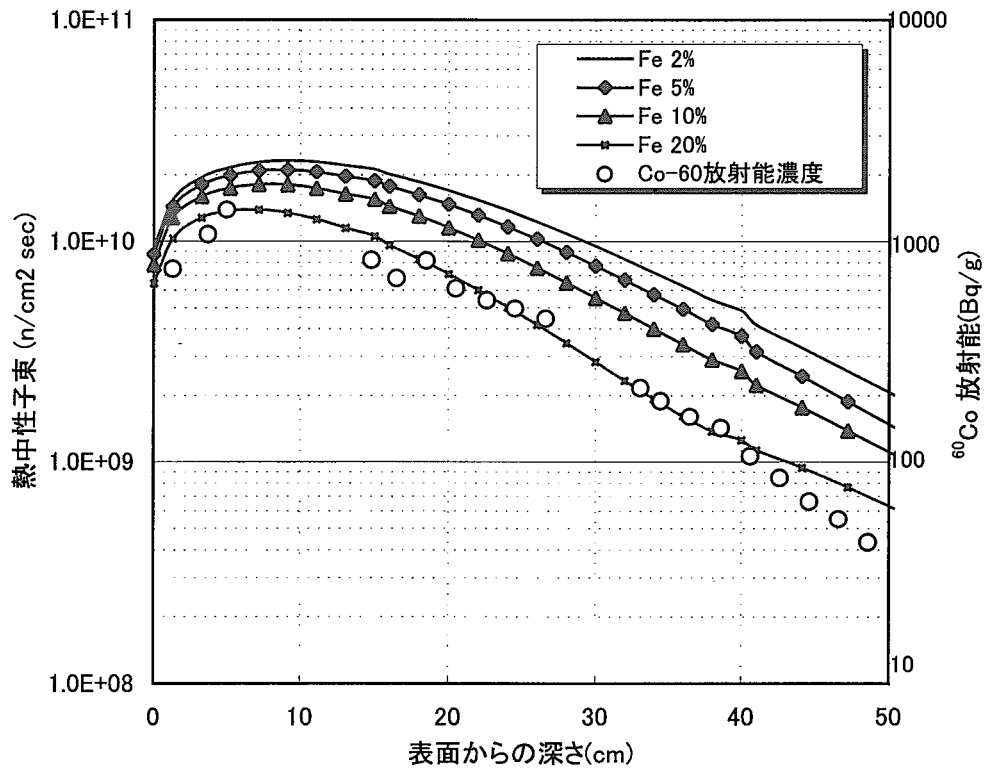


図 22 コンクリート中の鉄筋量と熱中性子束分布

付録 I 主要機器の概要

原子炉の基本構成は、原子炉圧力容器と炉内構造物、炉心及び制御棒とその駆動機構である。原子炉圧力容器は、炉心を支持するとともに炉心に入る冷却材に必要な流路、炉心を出る気水混合物及び気水分離された水と蒸気のために必要な流路を確保している。炉心は、燃料集合体 72 体、制御棒 16 本、中性子線源 2 個、ポイズンカーテン 24 枚、インコアモニタチューブ 8 本等で構成されている。原子炉圧力容器周りには生体遮へい体が配置されている。以下に、炉心から生体遮へい体まで、放射化の対象となる機器の概要を記す。図 I-1, I-2 に原子炉格納容器の概要を、また、図 I-3, I-4 に原子炉圧力容器及び炉内構造物の概要を示す。

原子炉圧力容器

原子炉圧力容器は、ASME のボイラー圧力容器コード SECTION-I, III 及び 1958 年の発電用ボイラー技術基準に基づいて設計製作されたものであり、母材を低合金鋼 ASTM A302B で製作し、その内側をステンレス鋼 ASTM A167 (304) で肉盛溶接して、腐食、侵食、疲労かつ放射線照射による質的变化が少ないように造られている。

原子炉圧力容器の外形は円筒形で、この中に炉心構造物、燃料集合体、制御棒、ポイズンカーテン、冷却材等がおさめられている。概略寸法は、内径 2,083mm (82") ,高さ 8,180mm (322") である。設計圧力及び温度は、77.3kg/cm²・g (1,100psig) , 343℃で、使用条件は、圧力 61.5kg/cm²・g, 温度 277℃ である。照射損傷を防ぐために、1.0MeV 以上のエネルギーを有する高速中性子照射を 20 年間の運転で 1×10^{19} nvt 以下になるように設計されている。

原子炉圧力容器は、底部に支持用スカートを有し（原子炉格納容器基礎と一体となっている）、16 本のボルトにより基礎鋼材に固定されている。上部は容器に取り付けられたスタビライザーによって安定性が保たれている。スタビライザーは縦方向、半径方向の伸びにも応じ強烈な地震に対しても十分な支えとなっている。原子炉圧力容器には、強制循環配管、給水配管、計測用配管等合計 25 個の配管用ノズル及び 8 個の炉内計測用ノズルと 16 個の制御棒ハウジングが接続されており、蒸気出口管は原子炉圧力容器上蓋に接続され、安全弁は主蒸気管に設置されている。また、原子炉圧力容器の上部は、水を張り燃料交換ができるようにリフュエリングタンクと一体構造をなしている。

炉心

• 燃料集合体

燃料集合体は燃料棒を 16.6mm ピッチで 7×7 の正方形に配列して構成され、その重量は 1 体当たり約 100kg である (JPDR-II 燃料)。この 49 本の燃料棒のうち 7 本は局部ピーキング係数を小さくするために濃縮度を 2.0% に減らした二酸化ウランペレットが充填されており、燃料集合体を炉心に装荷した際、制御棒フォロア側コーナー及びこれに隣接する場所に配置される。他の 42 本は濃縮度 2.7% の二酸化ウランペレットを充填した燃料棒で燃料集合体の平均濃縮度は 2.6% である。

燃料集合体は、ジルカロイ-4 製のチャンネルボックスで囲まれている。燃料棒 (49 本) のうち 8 本の燃料棒が上下の燃料支持板を結びつける役目をしており、中央の燃料棒 (1 本) が 2 個のインコネル製のスペーサを支持している。燃料棒はすべて自由膨張ができるように上部タイプレートと燃料棒の間にインコネル製の板バネが入っている。チャンネルボックスは燃料集合体の冷却材流路及び制御棒作動のガイドとともに燃料取り扱い時に燃料棒を保護する役割を有している。

- 制御棒

制御棒は、制御棒駆動装置、制御棒ブレード及び制御棒フォロアで構成されており、制御棒駆動装置は原子炉圧力容器の下部に設置されている。

制御棒ブレードは、十字形をしており燃料集合体 4 体間の間隙をチャンネルボックスをガイドとして走行する。制御棒ブレードのポイズン部は有効長さ 1,460mm を有する 64 本のポイズンロットを厚さ 1.57mm のステンレス鋼シェルカバーで十字形に配列したものである。ポイズンロットはポロンカーバイト (B_4C) を外径 6.02mm のステンレス鋼管に充填したものである。ポロンカーバイトの密度は理論密度 (2.5g/cc) の 65~75% である。この粉末が沈下したり密度が変化したりすることを防止するため、管内にいくつかのボールを詰め固定される。

制御棒フォロアは巾 114.3mm、厚さ 6.35mm 及び高さ 1,282.7mm の十字形をしており、材質にはジルカロイ-4 が用いられている。また、制御棒フォロアは鋳により制御棒ブレードに取り付けられ、頂上でボルト締めされ、ボルトはワイヤーで結ばれている。フォロアは制御棒引抜きにより生ずる水ギャップを埋める役目をしている。フォロアの先端には吊上げ用の孔が設けられている。また制御棒フォロアにはブレードと同様なローラーがついている。各ローラーの材質はコバルトを多く含むハイネステライト#3 で、ピンはハイネス合金#25 で作られている。

- ポイズンカーテン

初期炉心では燃料が全て新しいので、制御する余剰反応度は平衡炉心の場合に比べてかなり大きい。従って、反応度制御条件、出力分布等を平衡炉心に近い状態にするため、初期炉心ではポイズンカーテンが使用される。ポイズンカーテンは全長 1,667mm、巾 248mm、厚さ 3.2mm の板状のもので、総数 24 枚である。これを制御棒ブレードの入っていない燃料チャンネル間の、水ギャップに挿入する。ポイズンカーテンは、カーテン板及びそれに付属する上下補強リブ及び取り付け用ハンドルにより構成される。ポイズンカーテン板は、ポロン (1,030ppm) を含むポロン入ステンレス鋼である。上下補強リブはポイズンカーテン板が変形するのを防止するため、リベット接合により取り付けられている。また、取り付け用ハンドルは炉内装荷用力ギ板とガイドがついており上下補強リブ及びポイズンカーテン板と溶接されている。材質はポイズンカーテン板を除いてすべてステンレス鋼である。

炉内構造物

炉内構造物の本体をなす部分は、燃料集合体を規則正しい位置に保持して燃料と減速材及び反射材の関連を保たせ、冷却材を効率良く循環させ、加えて、制御棒の挿入を確保する目的を有する。この他、本体の補助をなすものが付属している。各構造物の形状、機能等を以下に記す。

- 炉心サポート

下部にフランジを有する円筒状構造物で、原子炉圧力容器の支持ブラケットに載り、上部にはピンで位置決めされた底部支持板が置かれている。

- 底部支持板及び底部グリッド

燃料集合体の自重を支え、下の位置を決めるための構造物である。底部支持板には燃料集合体用の孔 (80 個) と、制御棒用の十字形の孔 (16 個) とがあり、これを補強する底部グリッドにボルト締めされている。

- 炉心シュラウド

円筒状のもので、下部は底部支持板及び支持金具に挿入され、クランプブロックで抑えられている。上部には上部グリッドがピンにより位置決めされて置かれている。燃料は全部このシュラウド内部に収容されるので、炉心シュラウドは冷却材の上昇領域と下降領域との境界となる。

- 上部グリッド

燃料集合体の上部位置決め用の構造物である。この上にライザー下枠がピンで位置決めされ、同時にボルトで炉心シュラウドに固定されている。

- ライザー

円筒状のもので、下枠、中枠、上リングに分れる。下枠の上にピンで位置決めされた円筒状の中枠が遠隔着脱操作のできる特殊ボルトで固定されている。中枠は照射試験片（サンプルクーポン）の取り出しを容易にするため、縦方向に2分割されている。中枠には、ホールドダウン枠と炉心スプレイスパーチャが取り付けられている。上リングは2分割された中枠のタガ締めと気水分離器支持枠の位置決めに使われている。ライザーは炉心シュラウドと同様に冷却材の上昇領域と下降領域との境界を分ける役割を負っている。

- ホールドダウン枠

炉心上部グリッドと同じ格子間隙を有する格子体で、燃料集合体の浮き上がりを防止する役割を有している。A-4, B-2, C-4 及び D-4 セルは計装燃料が装荷されるために、脱着可能なホールドダウンデバイスがついている。このホールドダウンデバイスは燃料集合体の浮き上がりを防止するとともに、制御棒フォロアーが計装燃料ケーブルと接触して損傷するのを保護している。ホールドダウン枠は燃料交換時の移動と収納を容易にするため2分割されている。

- 気水分離器支持枠

ライザー上リングのピンで位置決めされて、遠隔着脱操作可能な特殊ボルトでライザー中枠に固定されている。本機器には同心円周上内側に6ユニットと外側に14ユニットの気水分離器が配置されている。燃料交換時の移動と収納を容易にするため中央で縦方向に2分割されている。

- 気水分離器

サイクロン式一次気水分離器の上に、蒸気中の水滴を除去するための遠心式二次気水分離器が取り付けられている。炉心部で核加熱されて、ライザー内部を上昇してくる冷却材は、一次気水分離器入口より接線方向に分離器内に入り、渦を形成する。密度の大きい水は渦の外側に、密度の小さい蒸気は渦の内側に分離される。

- 蒸気乾燥器

原子炉圧力容器上蓋の蒸気出口部に取り付けられたワイヤメッシュバツフル式蒸気乾燥器であり、その処理容量（蒸気流量）は135ton/hrで、入口蒸気湿度7.5w%以下のとき、出口蒸気湿度0.1w%以下である。湿分の分離された蒸気は、主蒸気管を通りタービン及びダンプコンデンサへ導かれる。一方、分離された湿分は、乾燥器下部のドレン口よりドレン樋を伝って再循環水に混入する。

- 入口ディフューザ

原子炉圧力容器の再循環水入口ノズル部に取り付けられた多孔板で、炉心に入る冷却材の流量配分と温度分布を均一にするためのものである。

- シールプレート

炉心部入口プレナム部とダウンカマ一部との間を支切り、再循環水が入口ノズルより直接出口ノズルに流れるのを防止するためのものである。環状8等分の板が、炉心サポートブラケットにボルト締めされている。

- 液体ポイズンスパージャ

原子炉を非常停止する時に、冷却材中に液体ポイズンを注入するためのもので、リング状の管とその内側に短管ノズル12本より構成される。ノズルの中には螺旋状の仕切り板があり、ポイズンは渦巻状に噴出される。リング状の管は3本の支柱によって原子炉圧力容器に支えられている。原子炉圧力容器貫通部は、二重管ノズルにより熱影響を避けている。

- 炉内中性子測定管（インコアモニタチューブ）

炉心内部に計測器を挿入するためのもので、原子炉圧力容器の下部より立ち上がり、底部支持板を貫通して先端は上部グリッドで支持されている。本機器は燃料格子中の中性子束分布を測定するもので、通常の運転操作としては使用しない。

- 給水スパージャ

原子炉圧力容器の中に給水する際に、流れ及び温度分布を均一にするリング状の構造物である。ヘッダーが原子炉圧力容器の内側に近接して給水入口ノズルにフランジで取り付けられていて、給水ノズルは熱影響を受けないように二重になっている。ヘッダーには噴出孔がある。ヘッダーの支持は原子炉圧力容器に溶接されたパットに熱影響を受けない方法でボルト締めされている。

- 炉心スプレイスパージャ

冷却材喪失事故の場合に、炉心に冷却水を散布するためのものである。スプレイノズルを有するリング状ヘッダーが、ライザー中枠に取り付けられている。このヘッダーと原子炉圧力容器入口ノズルとの間は連結管でつながれている。入口ノズルは熱影響を受けないように二重になっている。原子炉圧力容器とライザー中枠との相対変位により連結管が破損しないよう考慮されている。

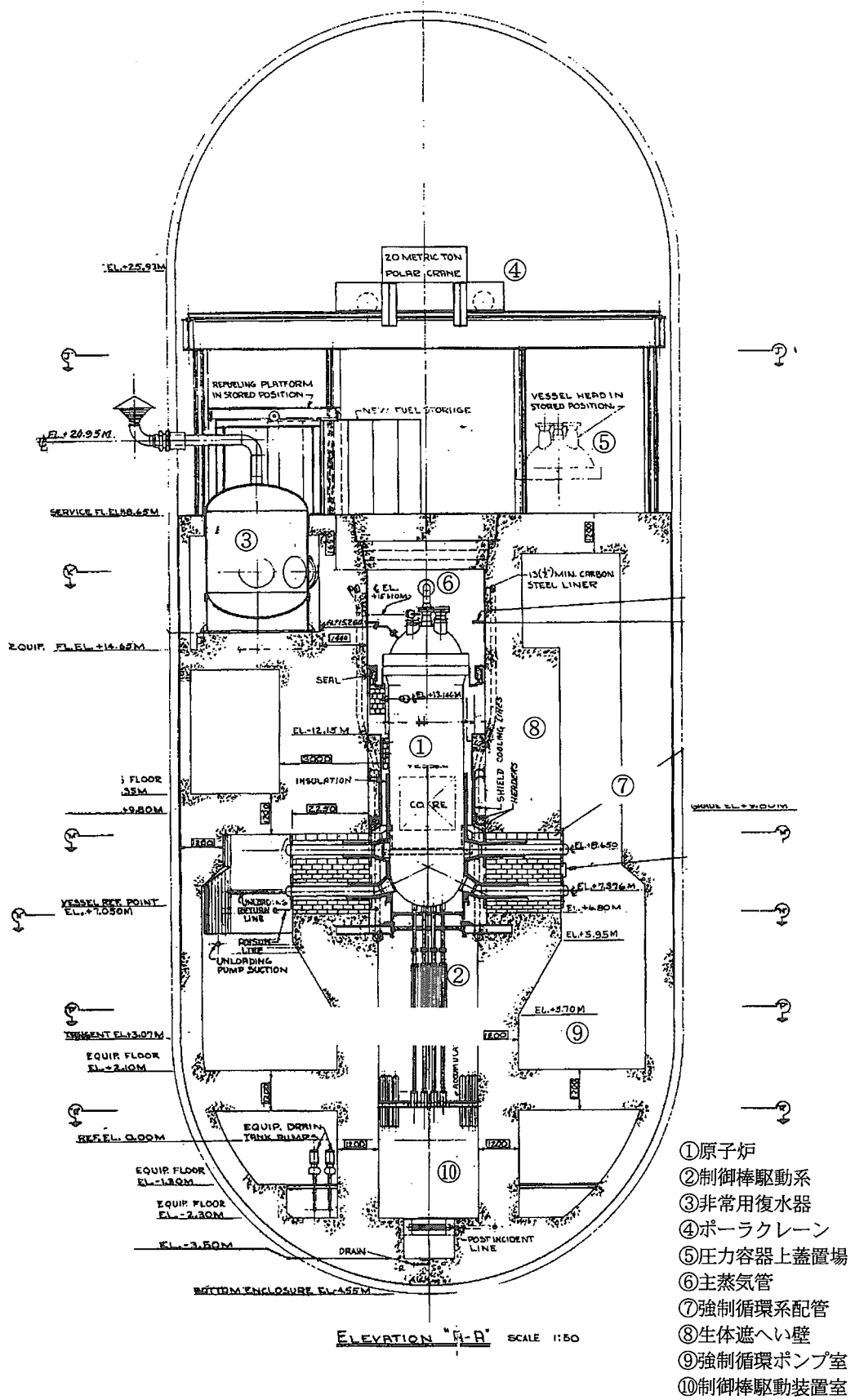
- サンプルクーポン・ハンガー

原子炉圧力容器の中性子照射による脆性延性遷移温度の上昇と寿命を監視するための鋼材試料片を炉心構造物に吊下げるためのものである。照射位置は炉心シュラウド内面に近接したものと、原子炉圧力容器内面に近接したものと2種類がある。

生体遮へい体

生体遮へい体は、主として普通コンクリートで構成されている。その厚さは原子炉圧力容器上部の遮へいプラグが165cm、原子炉圧力容器側面部の最大厚さが300cmである。原子炉圧力容器下部と制御棒室（キャビティ室）との間には鉛粒による遮へいが設けられ、その有効厚さは5.8cmである。生体遮へい体は、主として炉心内で発生する即発ガンマ線、核分裂生成物崩壊ガンマ線により発熱し、

冷却しないと 265°Cに達するので遮へい体冷却系が設けられている。通常の鉄筋コンクリート構築物ではコンクリート 1m³ 当たり 70~100kg の鉄筋を配筋に用いるが、本構築物の場合、内部コンクリート構築物の底面から地上 10.35m までの間ではコンクリート 1m³ 当たり 128kg の鉄筋を配筋している。なお、生体遮へい体の外面（通路）における線量当量率は、炉出力 90MWt においても許容値を充分下回るようになっているが、原子炉圧力容器真下のキャビティ室、強制循環ポンプ室及びコンタミトンネル等では許容値を超えるので立入禁止または立入制限される。



- ①原子炉
- ②制御棒駆動系
- ③非常用復水器
- ④ポーラクレーン
- ⑤圧力容器上蓋置場
- ⑥主蒸気管
- ⑦強制循環系配管
- ⑧生体遮へい壁
- ⑨強制循環ポンプ室
- ⑩制御棒駆動装置室

図 I-1 原子炉格納容器全体図

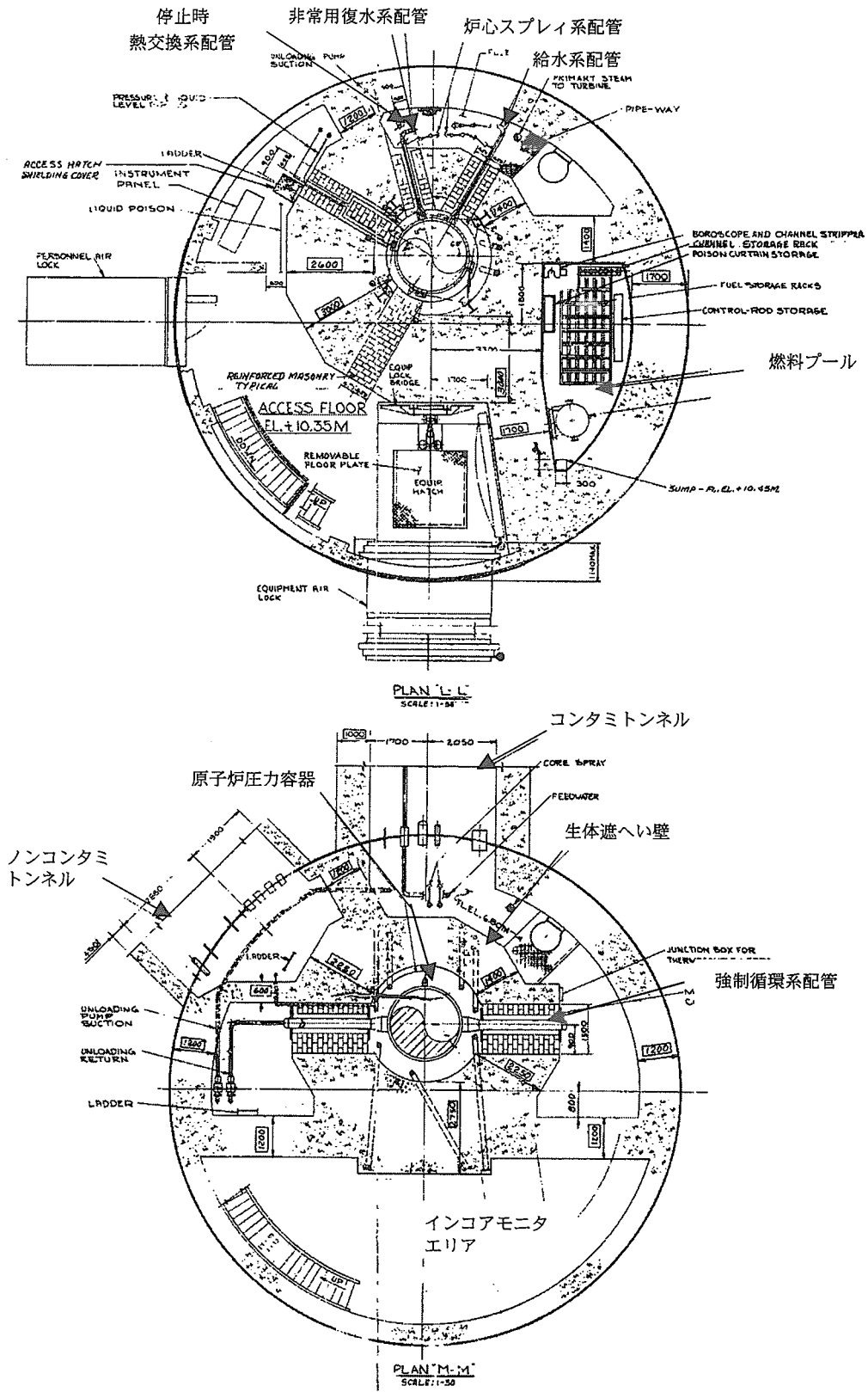


図 I-2 原子炉格納容器断面図

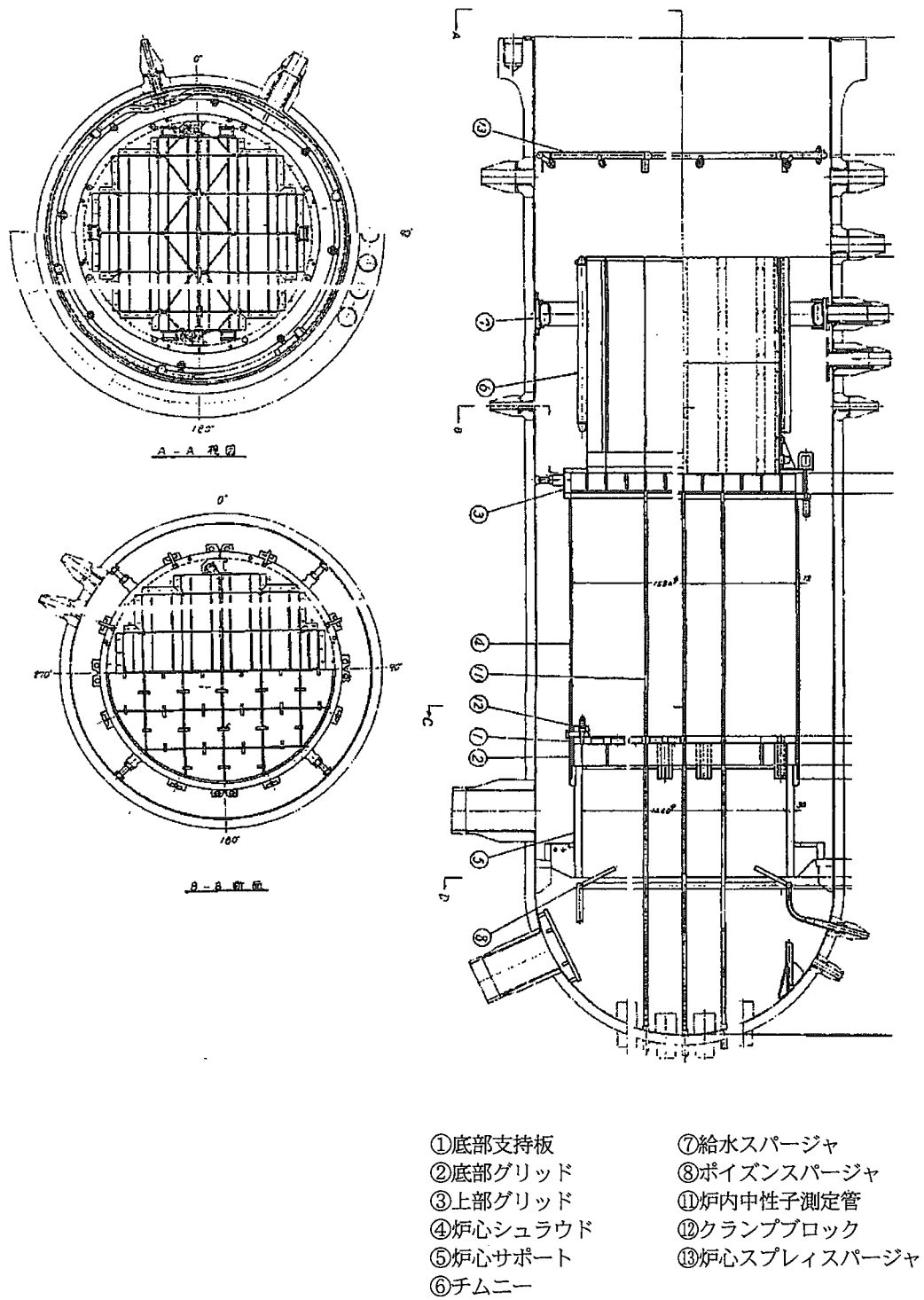


図 I-3 原子炉圧力容器及び炉内構造物全体組立図 (JPDR- I)

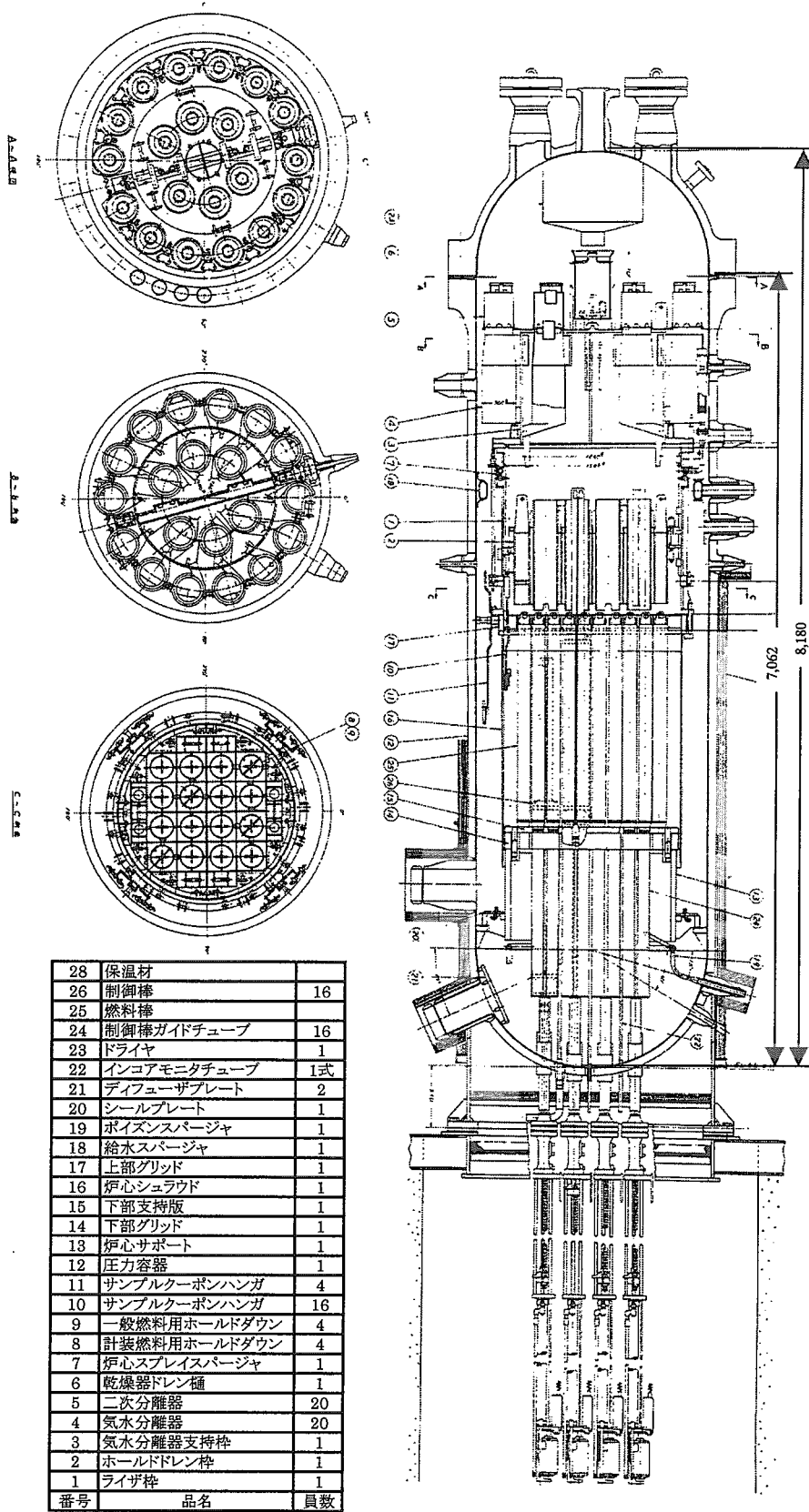


図 I-4 原子炉圧力容器及び炉内構造物全体組立図 (JPDR-II)

付録Ⅱ 線量当量率測定装置及び試料採取装置の製作

(1)線量当量率測定装置

原子炉格納容器の燃料交換用プラットフォーム上から水で満たされた原子炉圧力容器及び炉内構造物の表面の線量当量率を測定する装置を製作した。本装置はレール機構、ウィンチ機構及び検出器（遮へい付）で構成されている。検出器を測定対象面に密着させるため燃料交換用プラットフォームにレールを設け、そのレール上に車輪付きのウィンチを走らせて、垂直に検出器を吊る構成とした。測定対象面の距離は、ウィンチのドラムを手動回転させると同時に機械式のカウンターで表示される。

測定対象面の線量当量率（数 R/h～数 1000R/h）の違いと、炉内構造物を測定する場合に上部グリッドを通過させる必要性から3種類の検出器（遮へい体付き）を製作した。遮へい体には鉛またはタングステンをを用い、表面はステンレス鋼とした。検出器は、容易に回転しないように2本のワイヤーで吊る機構にした。また、線量当量率の違いによって容積の異なる（0.2cc, 30cc）イオンチェンバー検出器を使い分けることが可能な構造とした。検出器遮へい体内には、約 20mm のスリットを設け、上方の信号ケーブル側からの放射能の影響を少なくするため貫通部を迷路にした。検出器からの信号ケーブルは、アイオネックス線量計またはスケアラータイプの計数装置に接続した。放射線エネルギーの測定範囲は 40keV～3MeV とした。

図Ⅱ-1 に線量当量率測定概念図を、写真Ⅱ-1 に測定装置等の外観及び測定作業状況を示す。

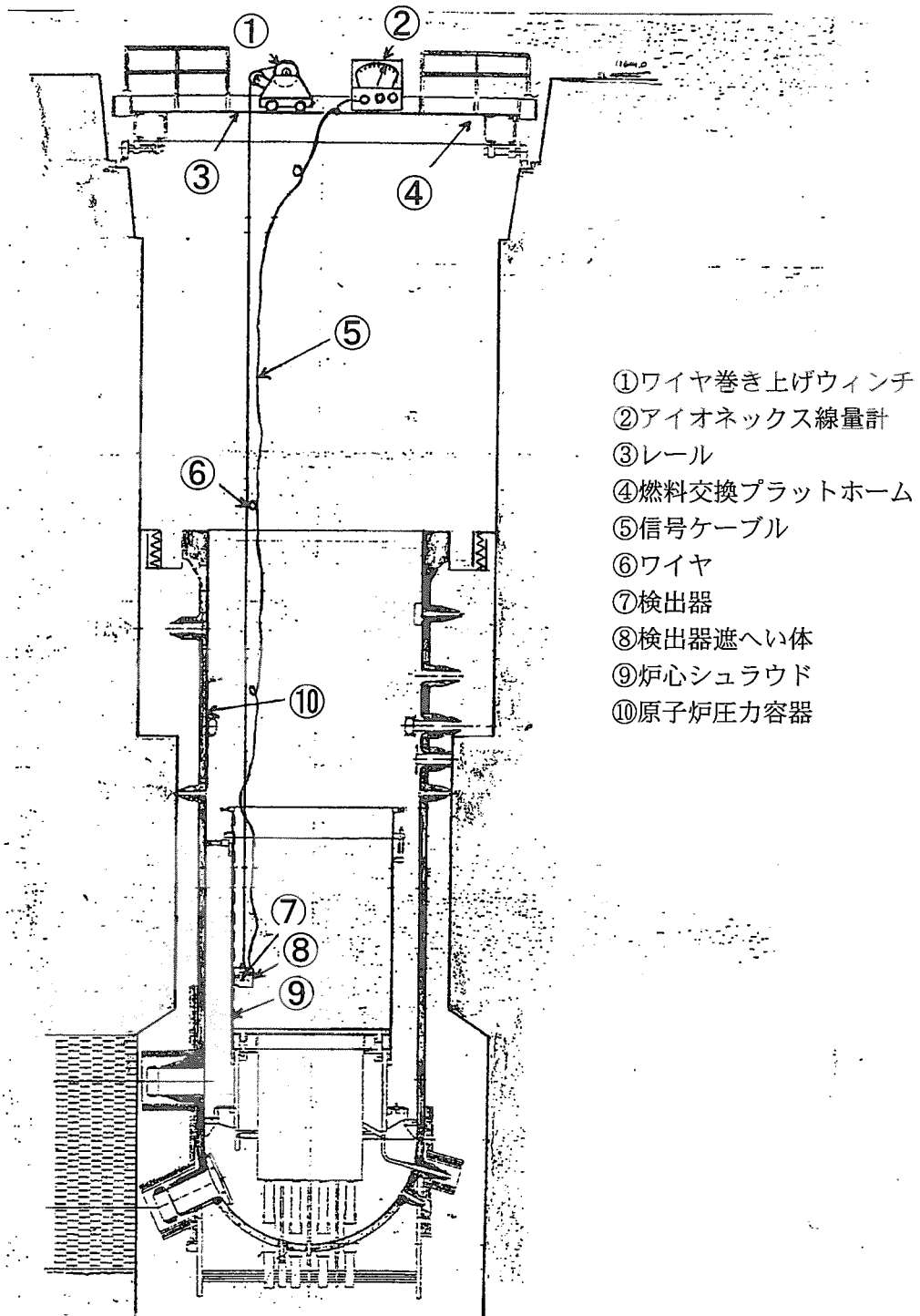
(2)試料採取装置

試料採取装置は、試料採取の位置決め及び試料採取装置の固定のための保持部、対象物表面を切削するためのドリル駆動部、切削された試料を捕集するための捕集部で構成した。

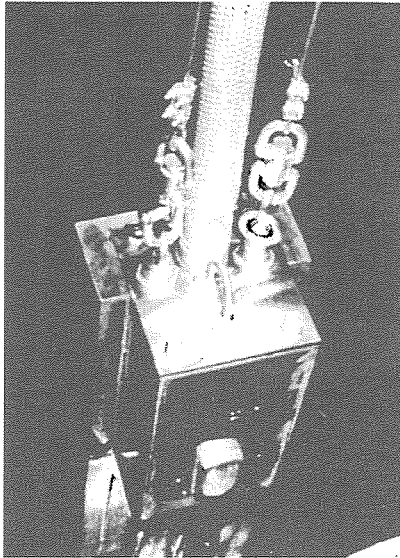
駆動部は電動モータまたはエアモータ方式にした。エアモータは、外径約 60mm、長さ約 200mm の円柱状の筒に内蔵されており、約 7kg/cm² の圧縮空気で回転して切削用のドリルを駆動するもので、原子炉圧力容器中央部内壁面や制御棒案内管に適用した。

試料採取装置の保持部は、試料採取装置自体を固定するための背面固定用シリンダーと試料採取装置を保持するポール及び作業台に固縛する治具で構成した。背面固定用シリンダーは、試料採取装置が作業時に移動しないように試料採取位置背面の構造材に圧縮空気により押しつけて固定するものである。捕集部は、切削された金属片を水中ポンプの吸引でフィルター（約 80 メッシュ）に捕集するもので、採取作業の度にフィルターを交換する。

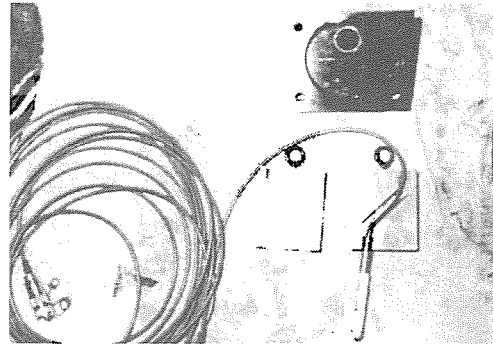
写真Ⅱ-2 に試料採取装置の外観及び採取作業と放射能測定作業の状況を示す。



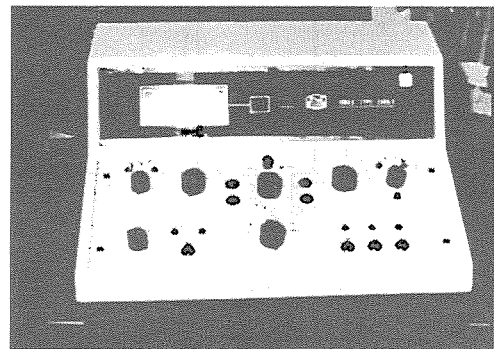
図II-1 線量当量率測定概念図



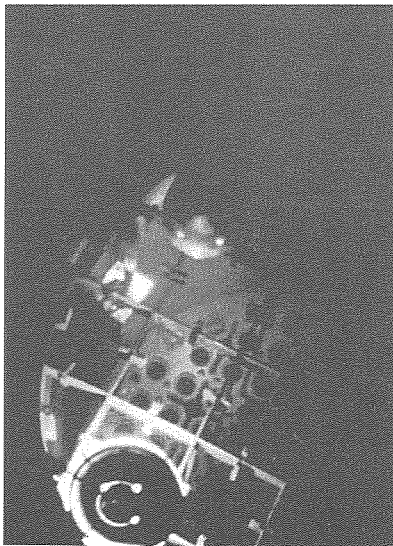
検出器 (遮へい体付)



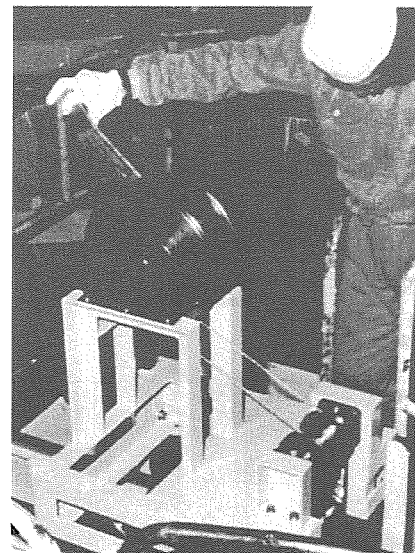
検出器本体



計測装置

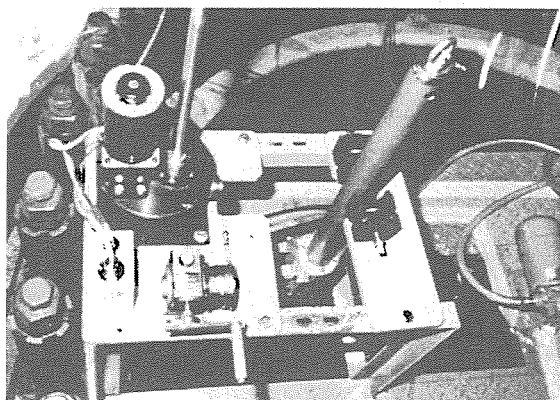


炉心シュラウド内壁の
線量当量率測定

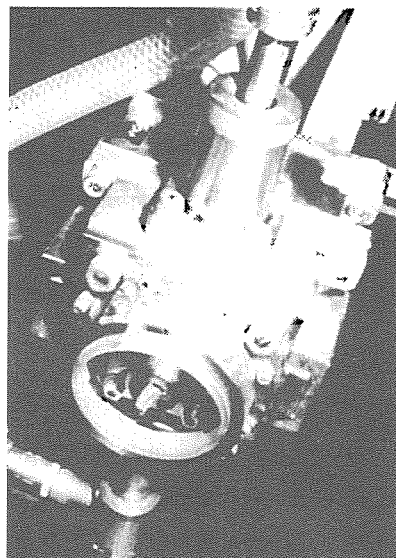


ウィンチ機構による
検出器の巻き上げ

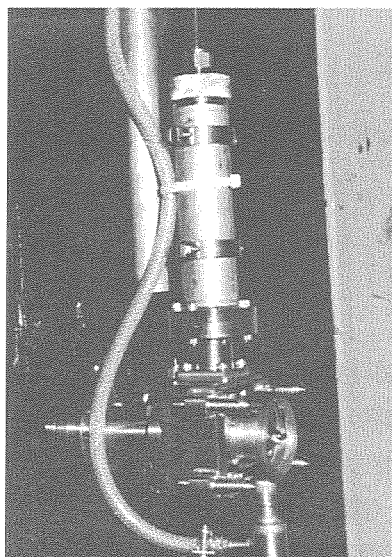
写真II-1 線量当量率測定用治具と測定作業状況



作業台及びモータ駆動装置



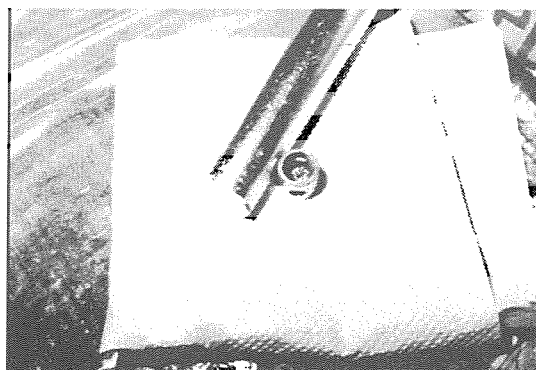
切削ドリル部
(電動モータ駆動方式)



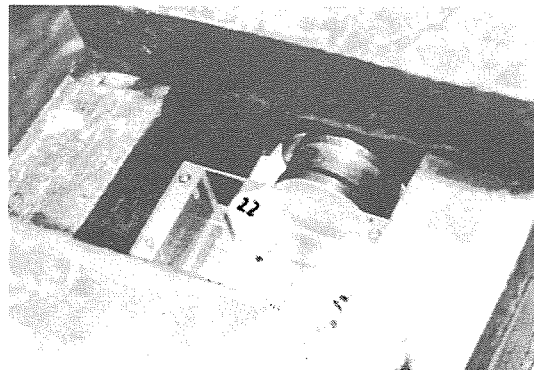
切削ドリル部
(エアモータ駆動方式)



炉心シュラウド内壁
からの試料採取



フィルタに捕集した試料



鉛遮へい内での放射能測定

写真II-2 試料採取装置と採取・放射能測定状況

付録Ⅲ 線量当量率及び放射能濃度測定結果

(1) 線量当量率測定

原子炉圧力容器内壁面の線量当量率分布 (図Ⅲ-1)

炉心シュラウド内壁面の線量当量率分布 (図Ⅲ-2)

制御棒の線量当量率分布 (図Ⅲ-3)

ポイズンカーテンの線量当量率分布 (図Ⅲ-4)

(2) 放射能濃度測定

放射化した構造材のガンマ線スペクトル (図Ⅲ-5)

原子炉圧力容器内壁面の放射能濃度分布 (図Ⅲ-6)

炉心シュラウド内壁面の放射能濃度分布 (図Ⅲ-7)

制御棒の放射能濃度分布 (図Ⅲ-8)

ポイズンカーテンの放射能濃度分布 (図Ⅲ-9)

制御棒案内管の放射能濃度分布 (図Ⅲ-10)

インコアモニタチューブの放射能濃度分布 (図Ⅲ-11)

原子炉圧力容器母材の試料採取箇所 (図Ⅲ-12)

原子炉圧力容器母材の板厚方向の放射能濃度分布 (図Ⅲ-13)

生体遮へいコンクリートコアの放射能濃度分布 (図Ⅲ-14(1))

生体遮へいコンクリートコアの放射能濃度分布 (図Ⅲ-14(2))

原子炉圧力容器中央部内面の放射能濃度分布 (核種別) (図Ⅲ-15)

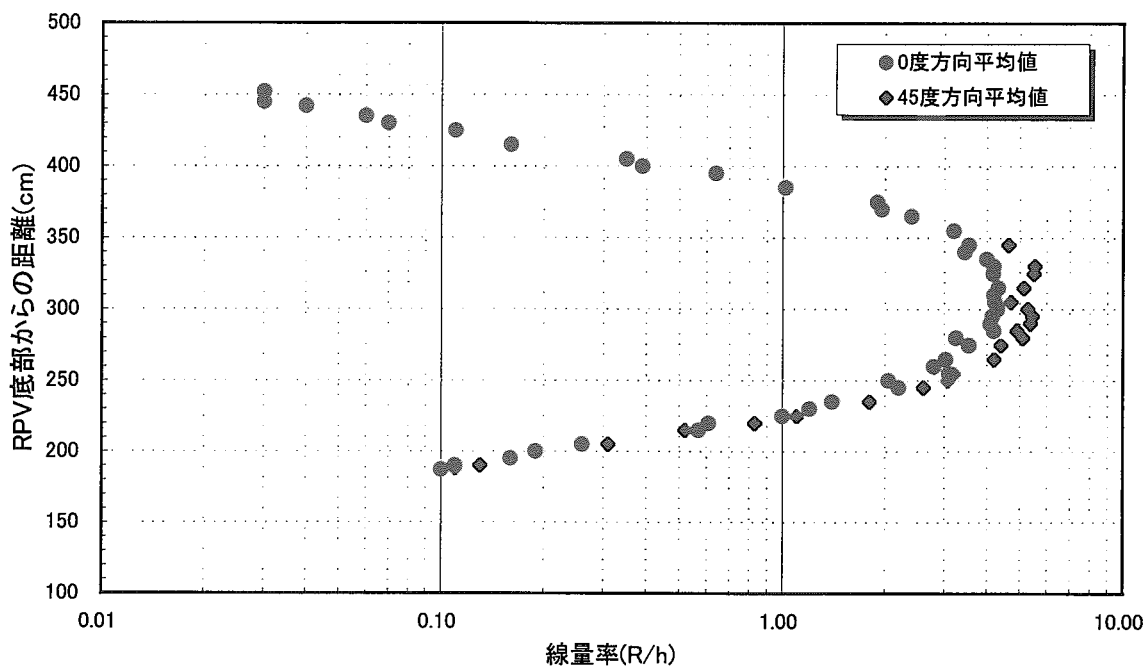
炉心シュラウド、ポイズンカーテンの放射能濃度分布 (核種別) (図Ⅲ-16)

生体遮へいコンクリート (D コア) の放射能濃度分布 (核種別) (図Ⅲ-17)

生体遮へいライナーの板厚方向の放射能濃度分布 (核種別) (図Ⅲ-18)

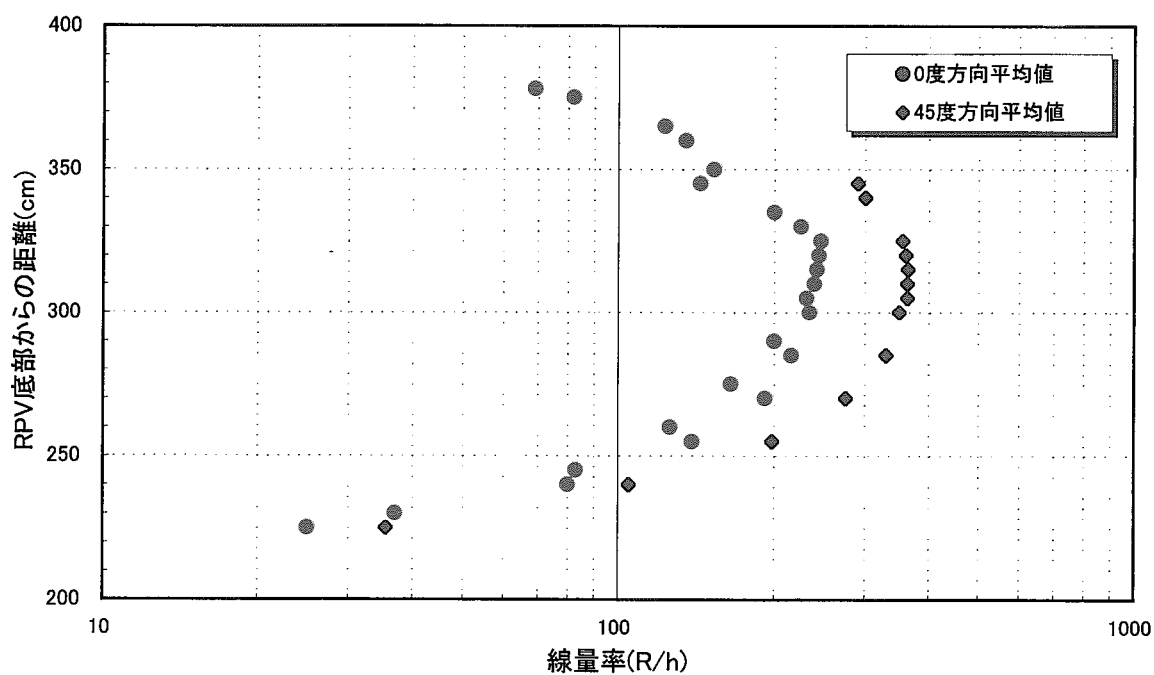
生体遮へいコンクリート (D コア) 中の難測定核種の放射能濃度分布 (図Ⅲ-19)

1982年9月現在



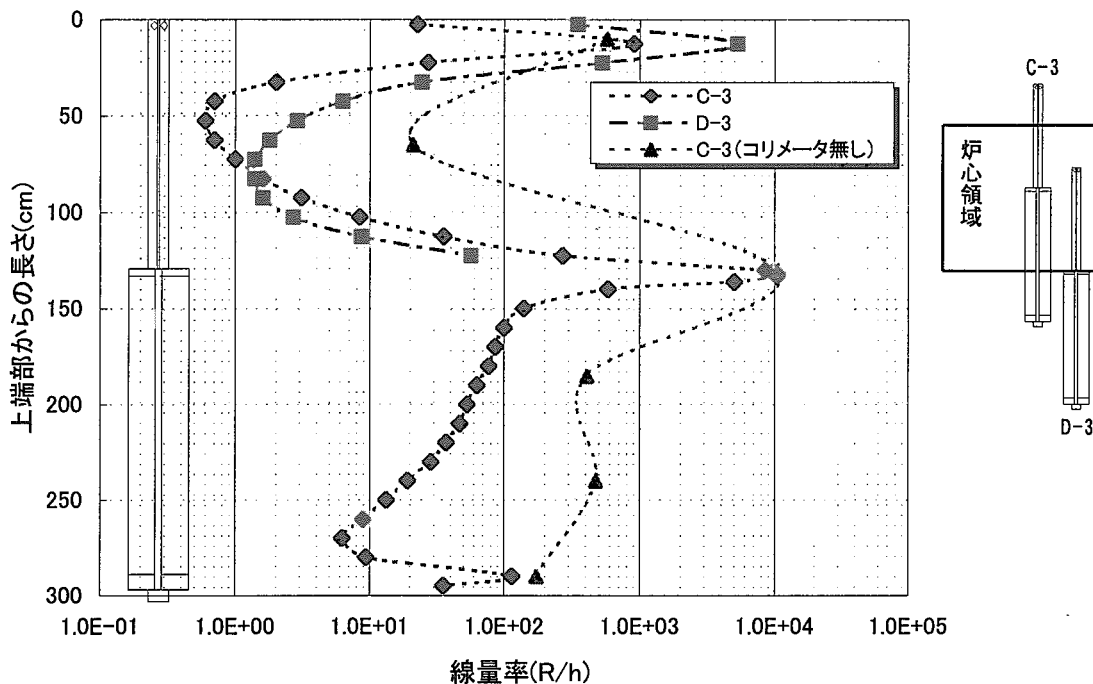
図Ⅲ-1 原子炉圧力容器内壁面の線量当量率分布

1982年9月現在



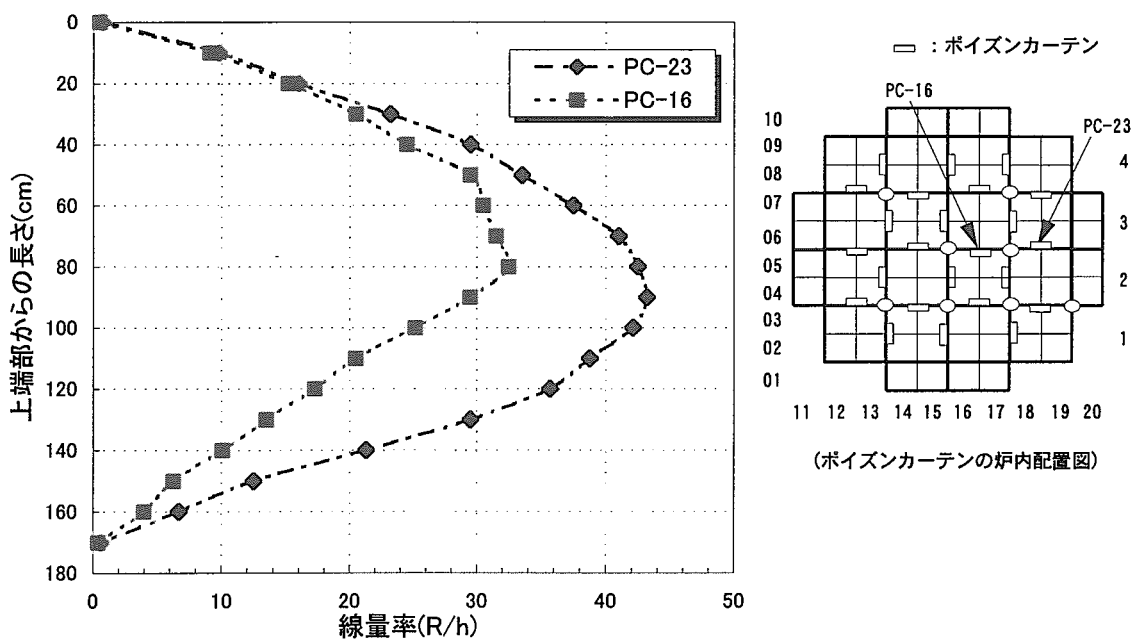
図Ⅲ-2 炉心シュラウド内壁面の線量当量率分布

1982年10月現在



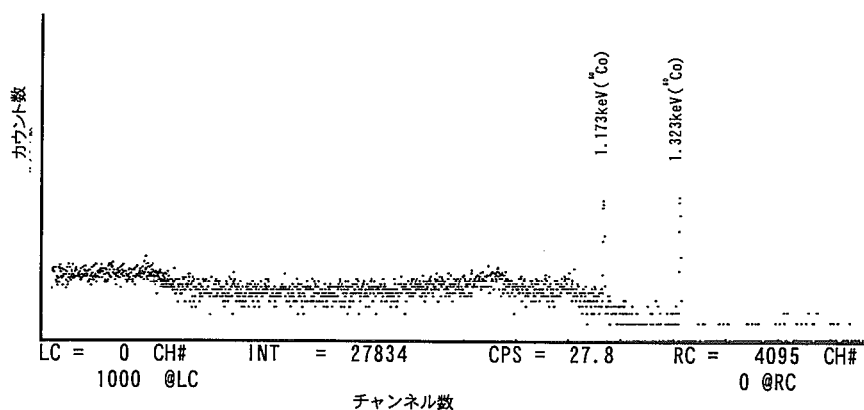
図III-3 制御棒の線量当量率分布

1982年10月現在

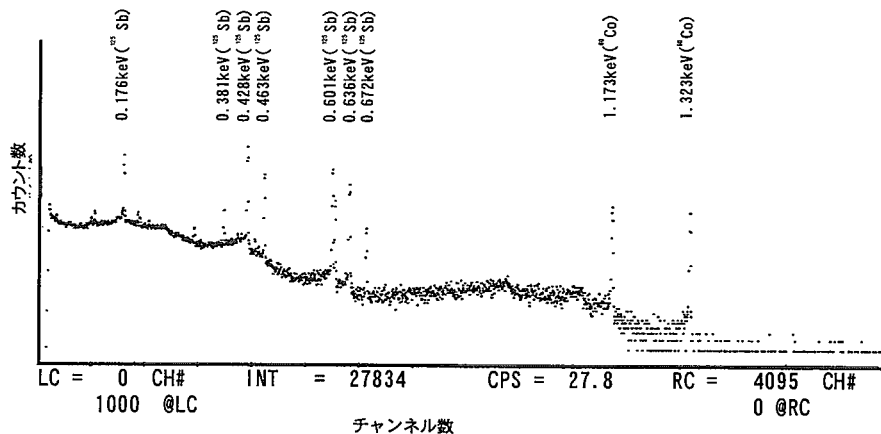


図III-4 ポイズンカーテンの線量当量率分布

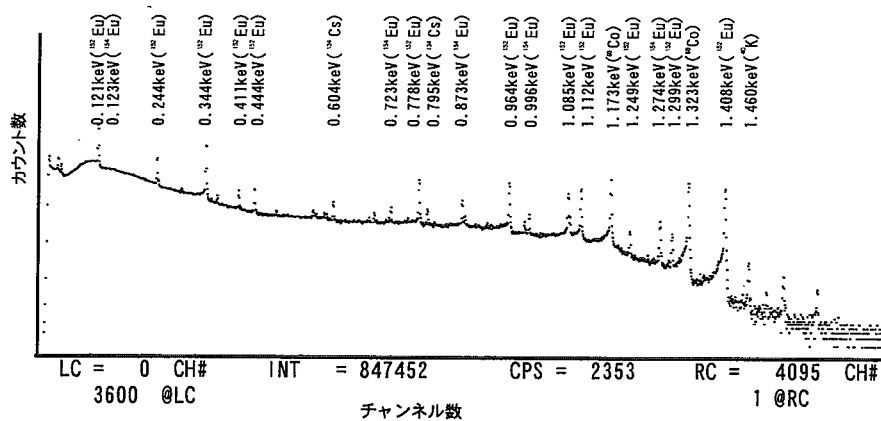
[ステンレス鋼]



[ジルカロイ-4]

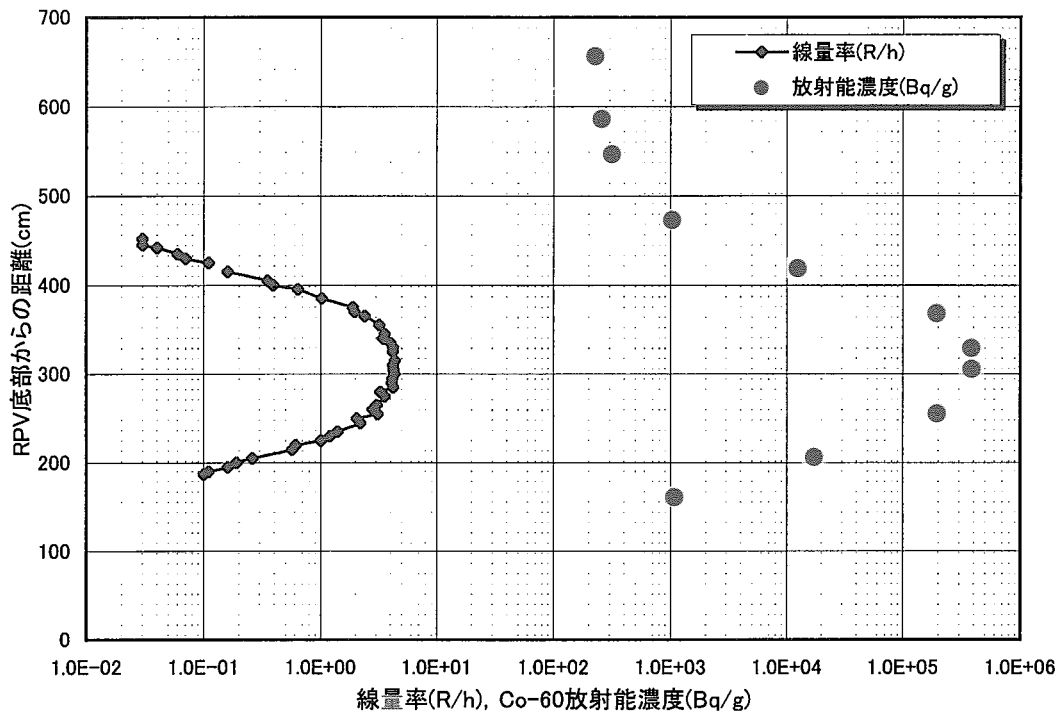


[コンクリート]



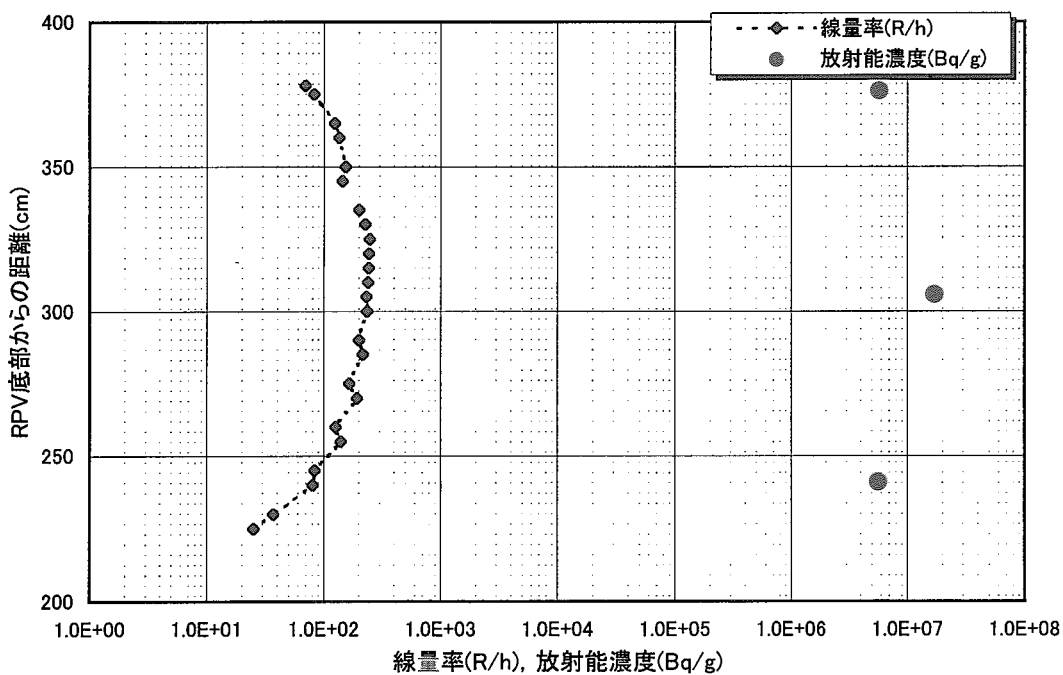
図Ⅲ-5 放射化した構造材のγ線スペクトル

1991年3月現在



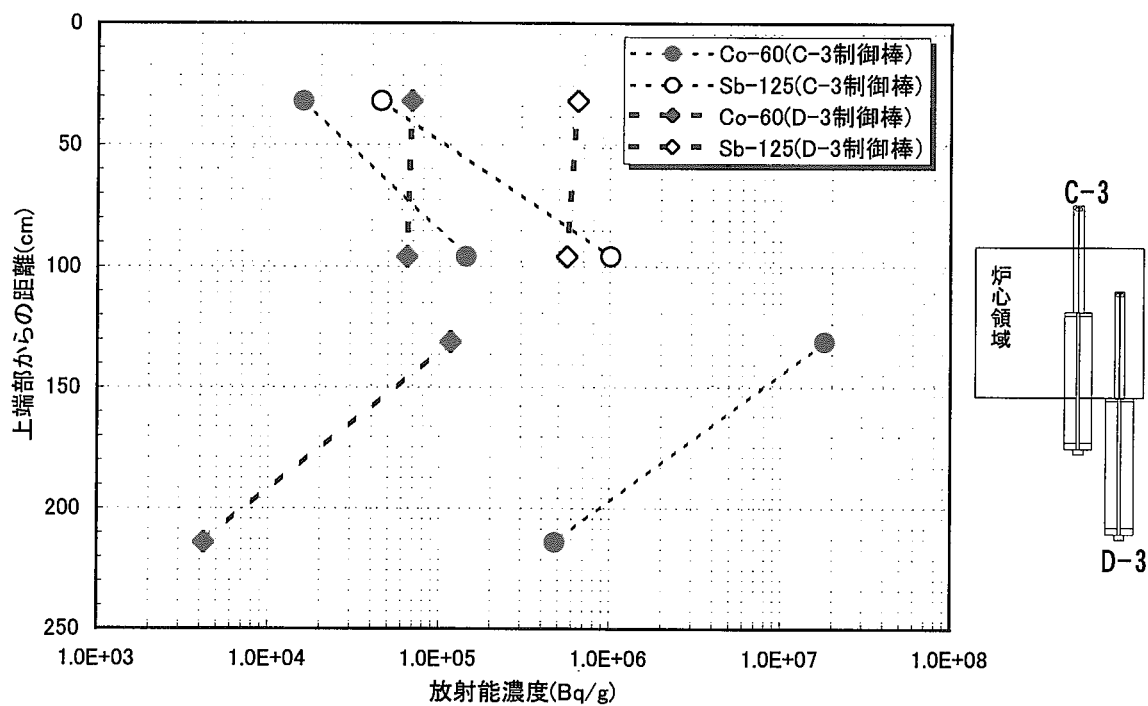
図Ⅲ-6 原子炉圧力容器内面の放射能濃度分布

1991年3月現在



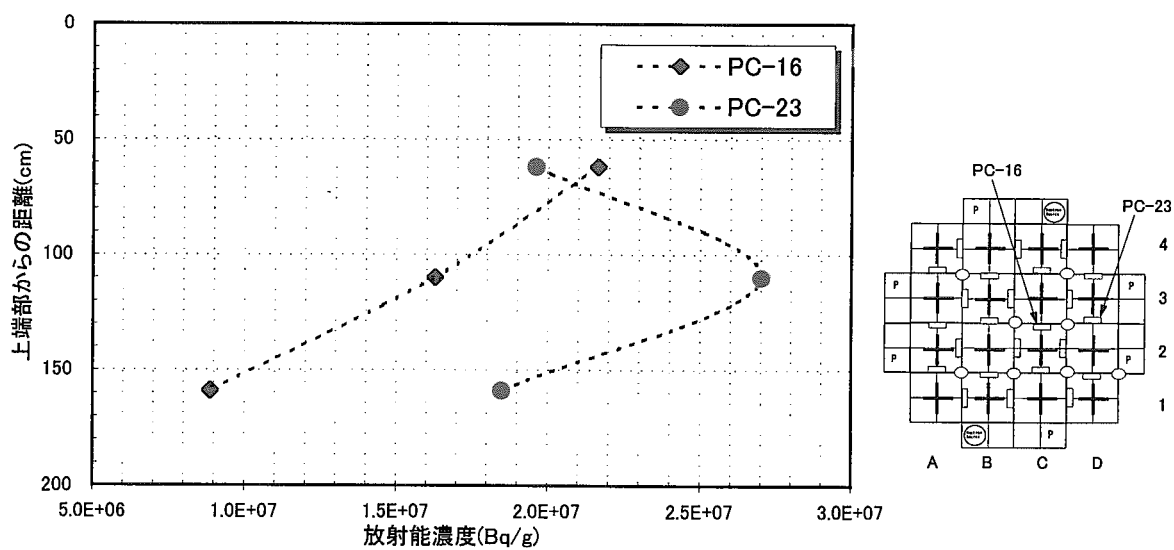
図Ⅲ-7 炉心シュラウド内面の放射能濃度分布

1982年7月現在



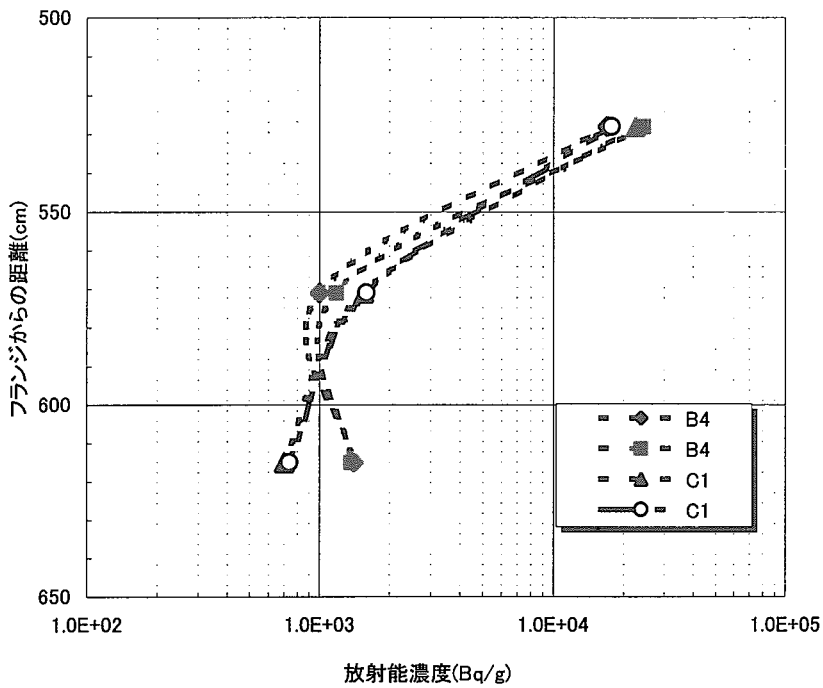
図III-8 制御棒の放射能濃度分布

1982年7月現在



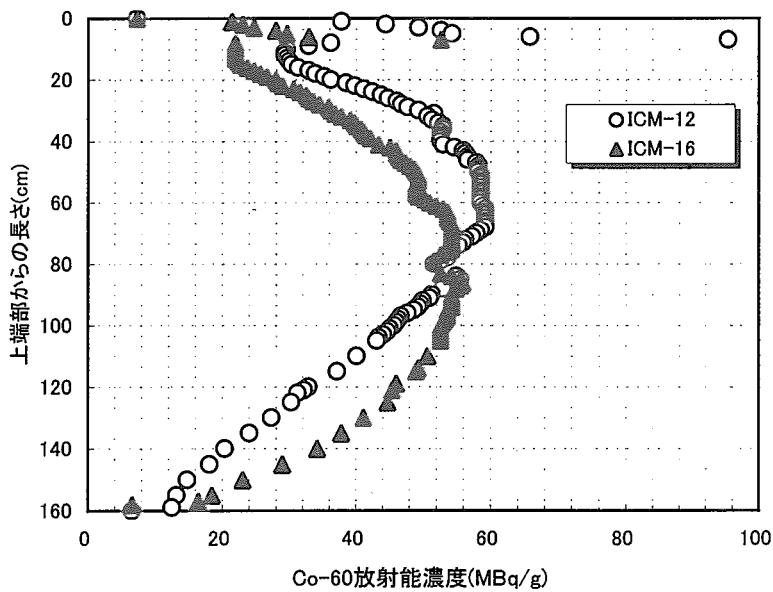
図III-9 ポイズンカーテンの放射能濃度分布

1983年12月現在

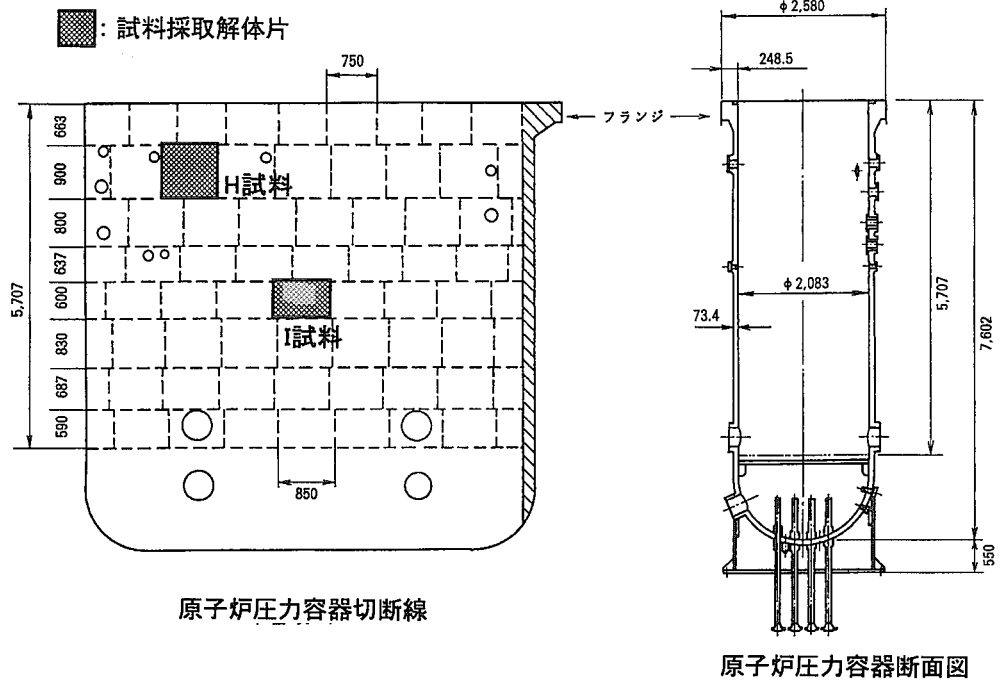


図Ⅲ-10 制御棒案内管の放射能濃度分布

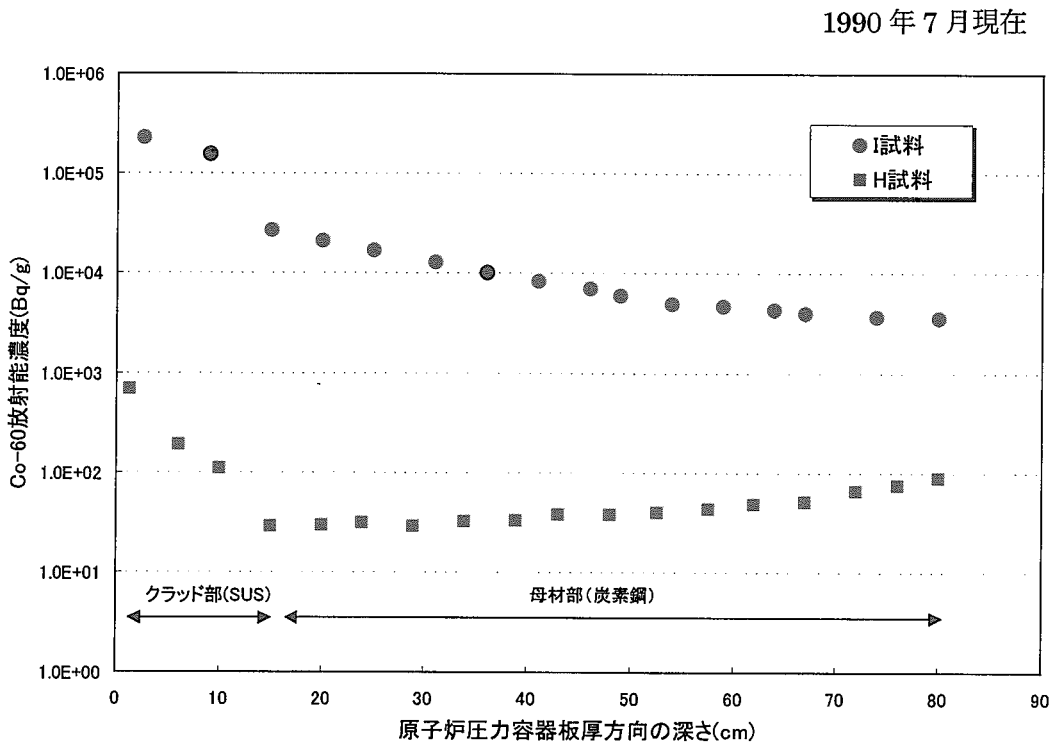
1990年3月現在



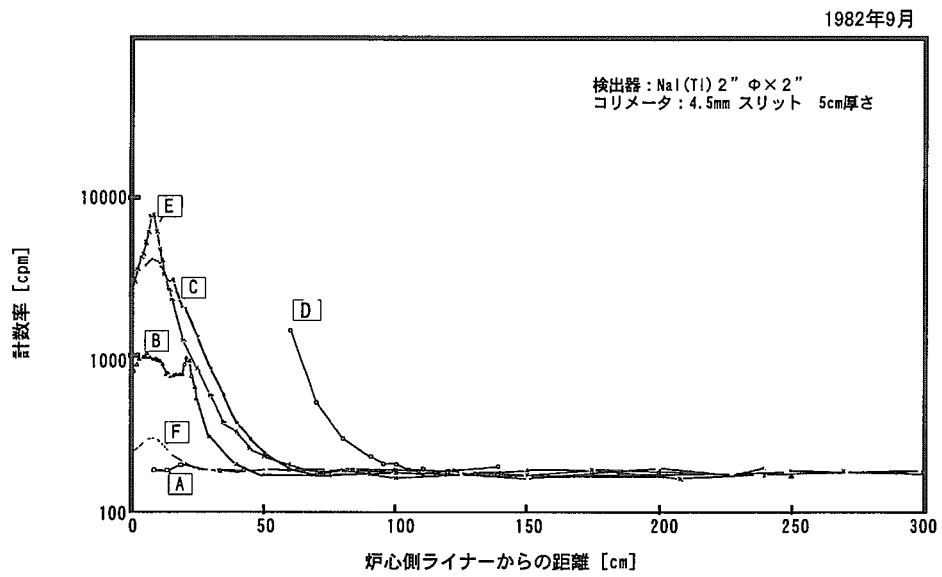
図Ⅲ-11 インコアモニタチューブの放射能濃度分布



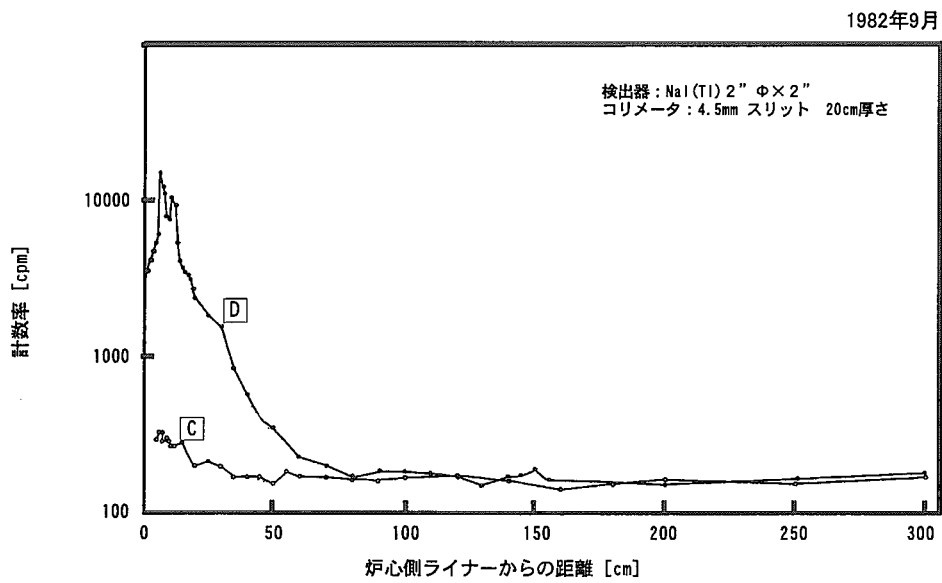
図Ⅲ-12 原子炉压力容器母材の試料採取箇所



図Ⅲ-13 原子炉压力容器母材の板厚方向の放射能濃度分布

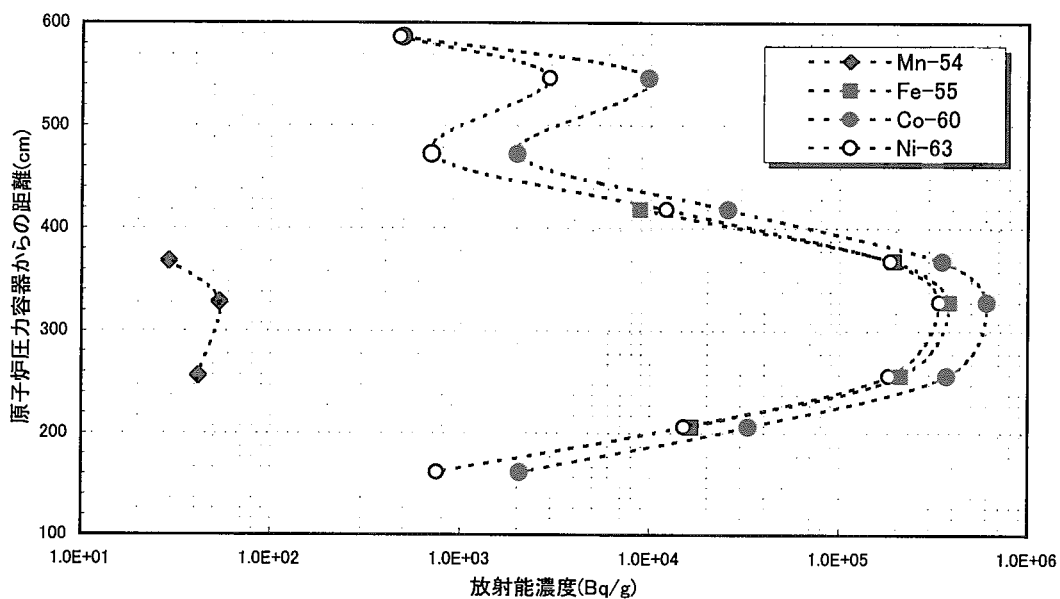


図Ⅲ-14(1) 生体遮へいコンクリートコアの放射能濃度分布



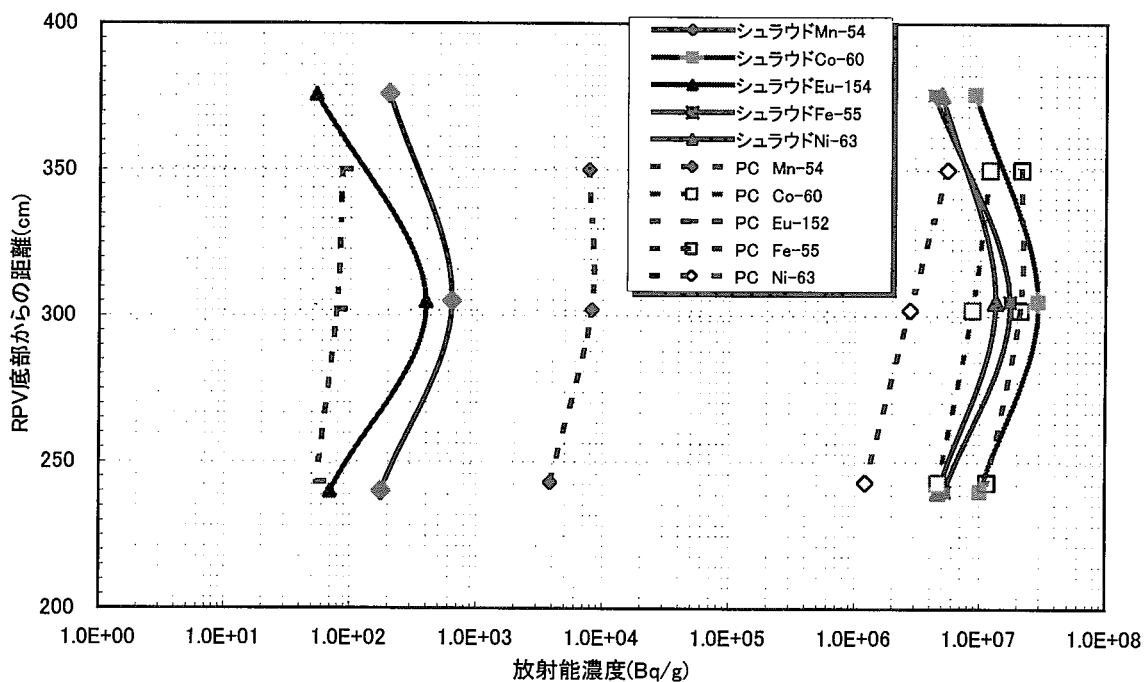
図Ⅲ-14(2) 生体遮へいコンクリートコアの放射能濃度分布

1986年3月現在



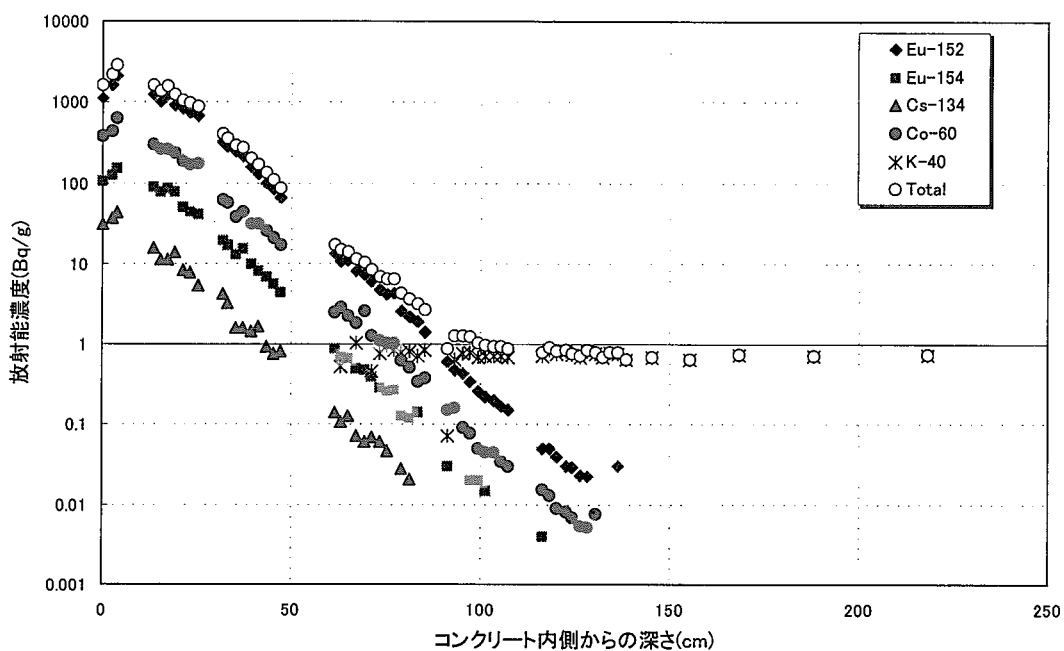
図III-15 原子炉压力容器中央部内面の放射能濃度分布 (核種別)

1987年3月現在



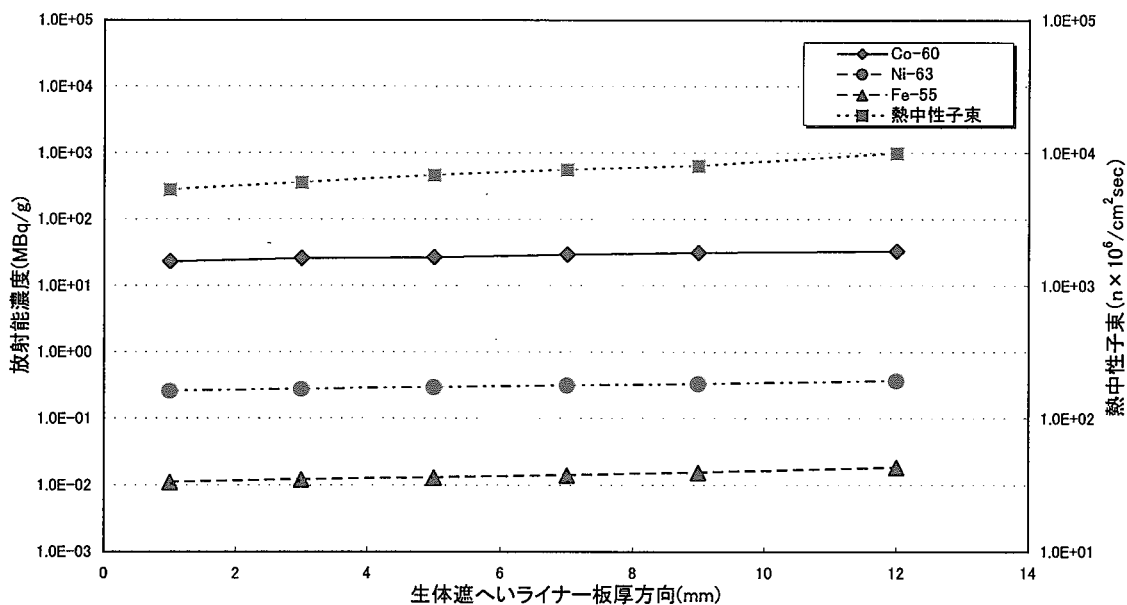
図III-16 炉心シュラウド及びポイズンカーテンの放射能濃度分布 (核種別)

1983年1月現在



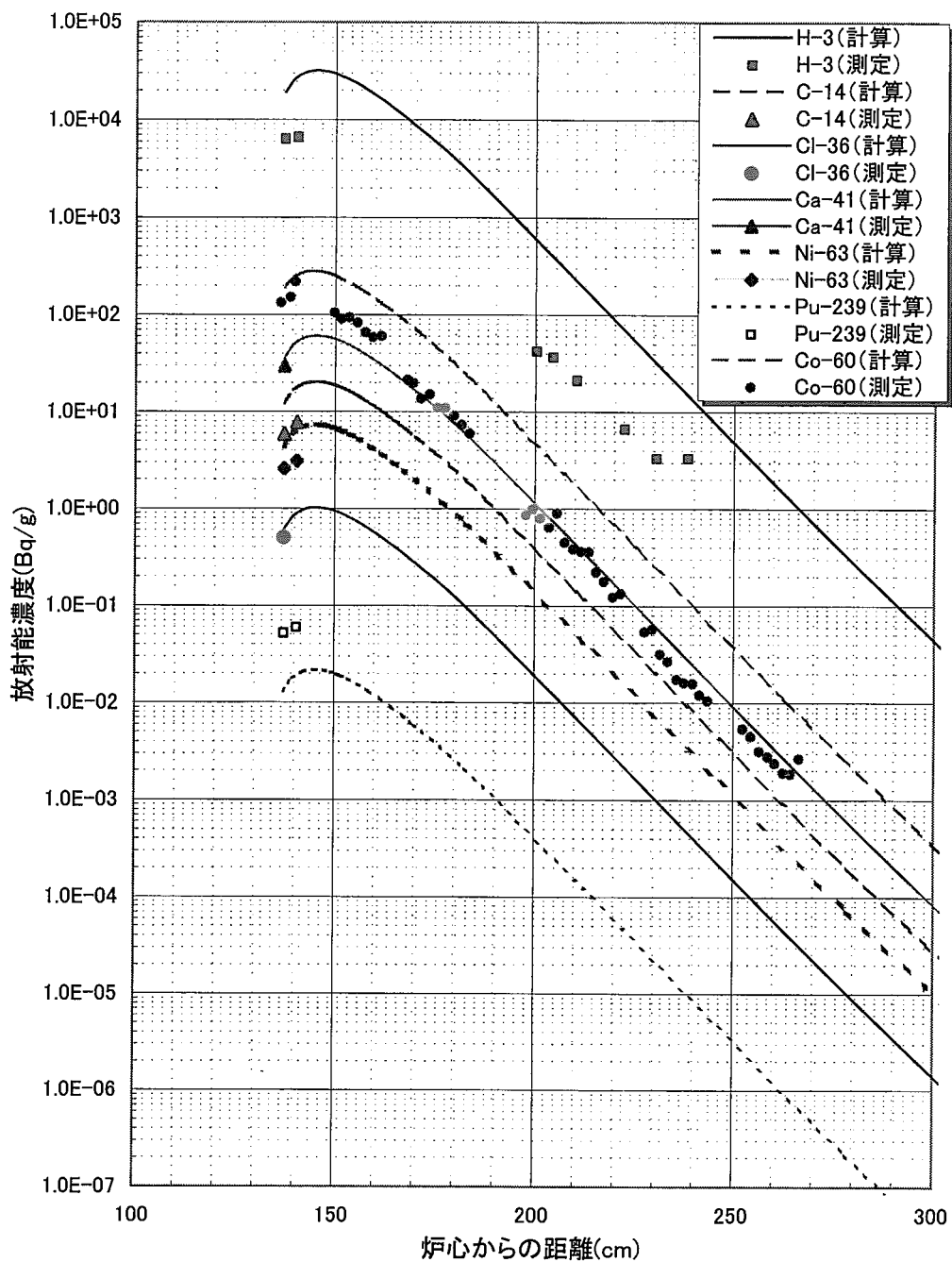
図III-17 生体遮へいコンクリート (D コア) の放射能濃度分布 (核種別)

1988年3月現在



図III-18 生体遮へいライナーの板厚方向の放射能濃度分布 (核種別)

1991年3月現在



図Ⅲ-19 生体遮へいコンクリート (D コア) 中の難測定核種の放射能濃度分布

付録Ⅳ 構造材の組成分析

(1)組成成分の分析方法

原子炉構造材の組成を把握することは、放射化計算コードの入力データの作成のために必要不可欠である。そのため、原子炉圧力容器、炉内構造物等の鋼材と生体遮へいコンクリートの組成成分の分析を行った。放射能測定用に採取した試料の一部を溶解し、分析用の試料とした。構造材中の組成成分の分析フローチャートを図Ⅳ-1に示す。

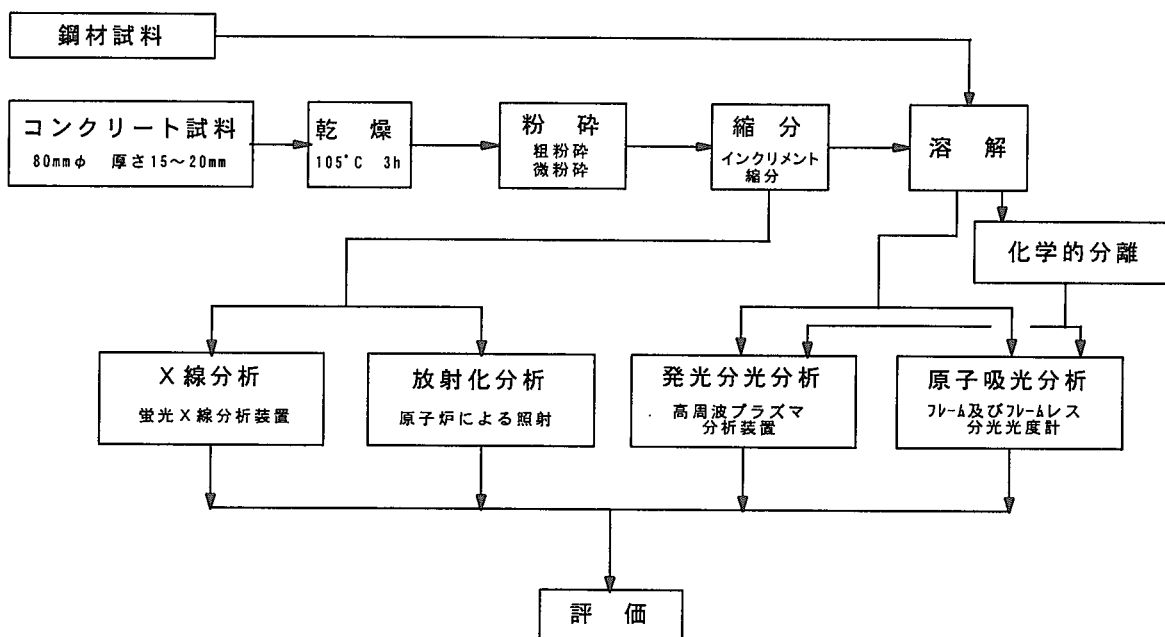
鋼材は、酸に溶解してから高周波プラズマ分析装置、フレイム及びフレイムレス原子吸光分光分析装置を用いて分析した。一方、円盤状に切断加工したコンクリート試料については、乾燥、粉碎、縮分、溶解の各処理過程を経た上で鋼材試料と同様に分析した。また、縮分試料を用いて放射化分析及び蛍光 X 線分析を行った。

コンクリート試料の構成元素のうち、水素は中性子の遮へい性能を大きく左右する重要な元素である。水素は、コンクリート中に含まれる水分量に大きく依存し、水分量は、105℃～110℃で蒸発する吸着水と、600℃～1000℃で蒸発する結晶水とに分けられる。そこで、コンクリート試料(10g)を105℃で24時間、恒温乾燥器で加熱し、デシケータ内で放冷後秤量して減量分を吸着水分量とした。次に、同試料を750℃で2時間、電気炉で加熱し、デシケータ内で放冷後秤量して減量分を結晶水分量とした。

(2)組成成分の分析結果

組成成分の分析結果を表Ⅳ-1に示す。鋼材試料は、大別すればSUS304系ステンレス鋼、原子炉圧力容器鋼材及び一般鉄鋼材である。同一種類の鋼材でもSi、Cu等にはややばらつきがあった。

また、遮へいコンクリート試料の水分測定の結果、吸着水分量の平均は3.0wt% (±0.83wt%)、結晶水分量の平均は3.6wt% (±0.58wt%)で、合計すると6.6wt% (±1.32wt%)であった。コア試料を採取する際には、多量の水をコアビットの冷却のために使用していたことから、コア試料採取前のコンクリート中の水分量として採用するのは適当ではない。そこで、測定値を補正するために、水を使わずに遮へいコンクリート表面から乾燥試料を数個採取した。測定の結果、吸着水分量は平均で1.7wt%、結晶水分量は4.5wt%であった。コア試料では、吸着水分量が乾燥試料に比べて高い値を示した。即ち、乾燥試料とコア試料との差(1.3wt%)がコアビットの冷却用に使用した水による影響と考えられる。従って、この差を補正してコア試料の水分量とし、水分量の合計は、4.7wt%～5.9wt%とした。



図IV-1 構造材試料の分析フロー

表IV-1 構造材組成成分の分析結果

元素	構造材 材質	炉内構造物			原子炉圧力容器		生体遮へい体		
		炉心シュラウド	上部グリッド、 制御棒案内管	ポイズンカーテン、 制御棒 ボロン入り ステンレス	クラッド鋼	母材	コンクリート	ライナー	鉄筋、パイプ
		SUS27	SUS27		ASTM A167	ASTM A302B	普通コンクリート	SS41	SS41
H	%	—	—	—	—	—	0.59	—	—
Na	%	—	—	—	—	—	1.4	—	—
Mg	%	—	—	—	—	—	0.6	—	—
Al	%	0.05	0.04	0.009	0.02	—	5.1	0.006	0.07
Si	%	0.83	0.83	0.78	0.88	0.29	32.6	0.31	0.35
S	%	0.006	0.005	0.005	0.005	—	0.13	0.028	0.023
K	%	—	—	—	—	—	1.6	—	—
Ca	%	—	—	—	—	—	7.2	—	—
Ti	%	—	—	—	—	—	0.14	—	—
Cr	%	19.3	19.8	18.4	18.6	0.074	0.015	0.037	0.033
Mn	%	1.6	1.6	1.3	1.2	1.3	0.041	0.47	1.1
Fe	%	70.7	70.3	71.2	71.4	97.4	1.9	94.2	94.9
Ni	%	9.2	9.2	8.8	9.8	0.55	0.0013	0.052	0.029
Cu	%	0.11	0.12	0.08	0.09	0.16	0.0016	0.09	0.12
Co	ppm	1300	1300	600	1200	200	6.2	130	190
Zn	ppm	—	—	—	—	—	69.2	—	—
Nb	ppm	—	—	—	—	—	12	—	—
Mo	ppm	1900	2000	2000	2800	1200	2	20	20
Sn	ppm	50	60	30	30	180	2	30	20
Sb	ppm	—	—	—	—	50	3	—	—
Cs	ppm	—	—	—	—	—	2	—	—
Ba	ppm	—	—	—	—	—	400	—	—
Sm	ppm	—	—	—	—	—	5	—	—
Eu	ppm	—	—	—	—	—	0.59	—	—
Ho	ppm	—	—	—	—	—	0.3	—	—
Hf	ppm	—	—	—	—	—	2.5	—	—

付録V 放射能評価のための予備的計算

(1) 遮へいベンチマーク計算

放射能評価計算に用いる DOT3.5 及び輸送群定数の計算精度を確認する目的で、次に示す 3 種類の実験に基づいた遮へいベンチマーク問題の解析を行い、計算結果と実験値を比較した。これらは、いずれも核分裂中性子を線源とする問題であり、また、中性子ストリーミング及び鉄内での透過の問題が放射能評価に重要であることを考慮して選択した。

問題 1. 円環空隙中性子ストリーミング問題^(*)

問題 2. 円環直円筒ダクト中性子ストリーミング問題^(*)

問題 3. 鉄深層中性子透過問題^(**)

計算値と比較すべき実験値としては、高エネルギー領域では各種しきい反応検出器による反応率を、低エネルギー領域では、熱中性子束モニター $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ (Cd カバーあり、なし) 等を用いた。DOT3.5 による計算値と実験値の比較から、高エネルギー領域の計算値は実験値を良い精度で再現することがわかった。一方、低エネルギー領域及び共鳴エネルギー領域ではいずれの問題でも相対分布では良く一致するが、絶対値では計算値が 2 倍から 3 倍程度実験値を過大評価する傾向があった。これらの結果は、ベンチマーク問題の過去の解析結果と同様の内容であった。計算値と実験値を比較した結果をそれぞれ図 V-1～図 V-3 に示す。これらの結果は、汎用のライブラリを用いた過去の解析の結果と同等であり、本評価用に作成したライブラリの適用性を示すものである。

(2) エネルギー群構造についての考察

放射化放射能評価用の群定数のエネルギー群構造を定めるに当たり、既存の汎用ライブラリ (VITAMIN-C, BUGLE-80, MGCL 等) を調査した。その結果、いずれも炉心解析や遮へい設計のためのものであるため、前述のように高速群だけでなく熱群も比較的多群の構造をもつ 208 群のライブラリを作成した。このライブラリを前項のベンチマーク問題に適用し、計算値の比較を行った。例えば①208→58→15 群と②208→111→15 群の 2 種類のデータを用いて前項のベンチマーク問題(2)を DOT3.5 によって解析し、両者とも良く実験値を再現していることを確認した。

また、熱群多群計算の問題点を明らかにするために、JPDR を円柱形状に単純化したモデル (図 5 参照) を対象に、以下の群定数を用いて ANISN による計算を行った。

①208 群 (熱群数: 45) →48 群 (熱群数: 4) →自己遮へい計算 (BONAMI, f テーブル付き定数) →ANISN

②208 群 (熱群数: 45) →48 群 (熱群数: 4) →自己遮へい計算 (NITAWL) →ANISN

③208 群 (熱群数: 45) →45 群 (熱群数: 1) →自己遮へい計算 (NITAWL) →ANISN

④208 群 (熱群数: 45) →89 群 (熱群数: 45) →自己遮へい計算 (NITAWL) →ANISN

群縮約及び自己遮へい計算には AMPX-II コードシステムのモジュールを用いた。これら 4 ケースの計算結果を表 V-1 に示す。いずれの群構造も 44 群まで (高速～共鳴領域) は同一の構造をもち、自己遮へい計算の手法が、f テーブル付きの定数で行うか、NITAWL (AMPX-II のモジュール) によ

^(*) Miura T., et al.: "Fast neutron streaming through a cylindrical air duct in water", Paper of Ship Res. Inst., No49(1975).

^(**) Carter M. D. and Packwood A.: "The Winfrith Benchmark Experiments in Iron", NEACRP-U-73(1976).

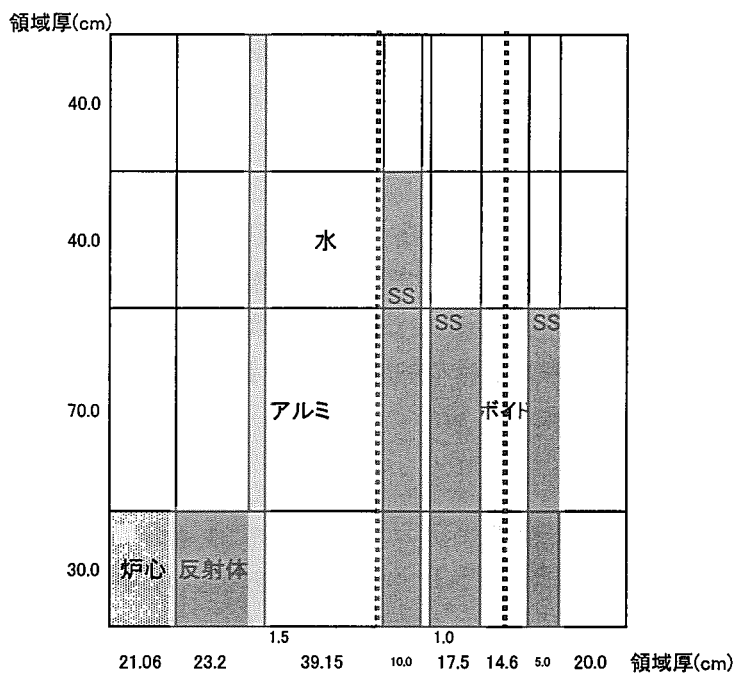
り実効断面積作成を行うかの違いである。共鳴領域での中性子束の差はこの手法の違いによる。熱群中性子束の群数による比較では、吸収現象の寄与の大きい原子炉压力容器の内部で多群側の熱中性子束が大きな値を示し、散乱衝突の寄与が大きい水やコンクリートで多群側の熱中性子束が小さな値を示した。

また、ANISN 計算における外部反復回数に関する検討を①、②及び④の群定数を用いて行った。結果は表V-2 に示すように、水やコンクリート中で外部反復回数の増加につれて熱中性子束の計算値が大きくなる傾向を示した。図V-4 に、④の群定数（熱群数：45）を用いた場合の外部反復回数と熱中性子束計算値の関係を示す。反復回数をかけることは計算時間の消費にはなるが、精度よい中性子スペクトルデータを得るためには必要である。ANISN 計算の収束状況及び計算時間を表V-3 に示す。

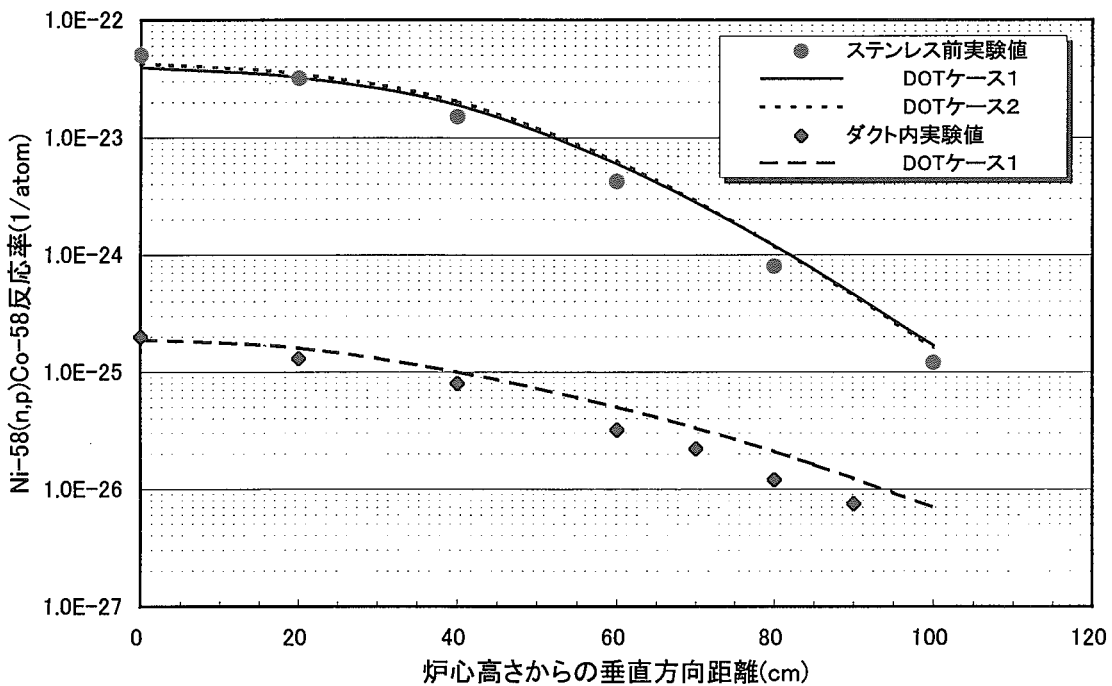
(3)配管貫通部における中性子ストリーミングの影響評価

生体遮へい体には、一次冷却系配管の貫通部があり、これらの部分では漏洩中性子によるコンクリート等の放射化が考えられる。貫通部がないコンクリートを透過する中性子に対して、配管貫通部の隙間を漏洩する中性子束を評価するためモンテカルロコード（MORSE-CG）を適用して検討した。

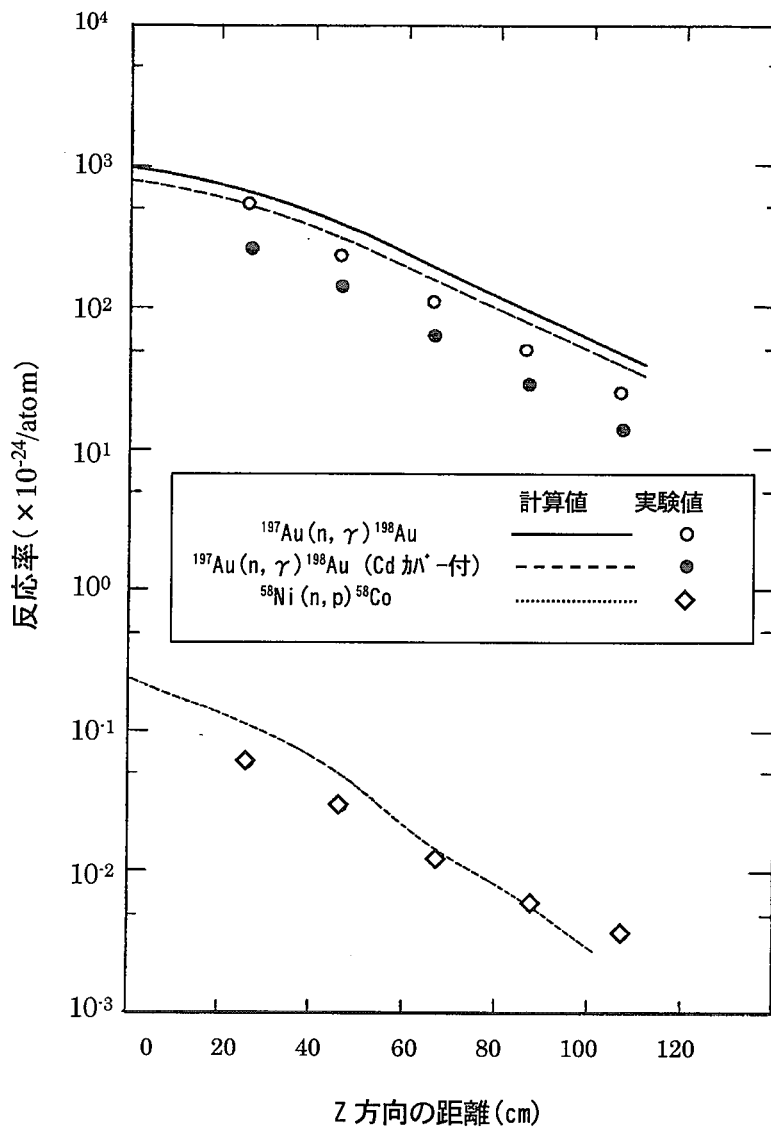
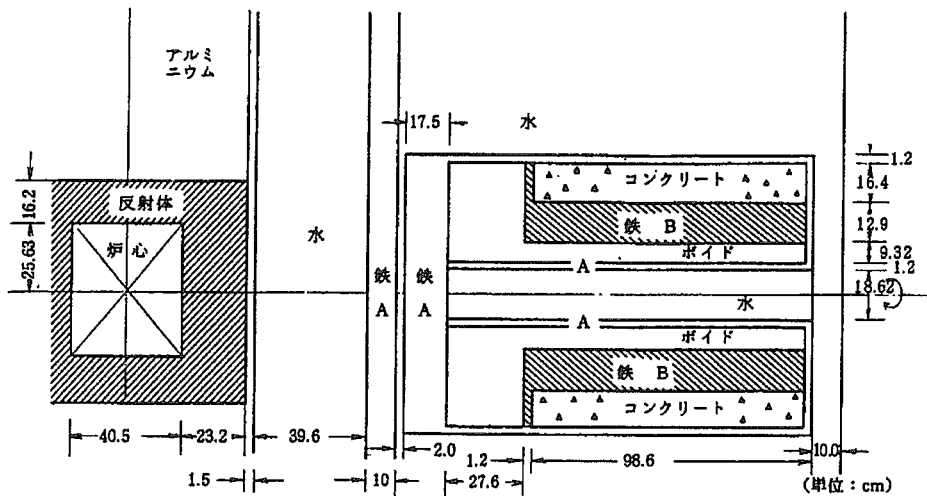
検討の対象は、原子炉給水系及び強制循環系配管の貫通部の隙間（空気層）とした。配管周囲には保温材が巻かれ、コンクリートとの隙間がそれぞれ 5cm、10cm あるものとした。MORSE-CG の入力となる線源としては、DOT3.5 による原子炉压力容器外壁面の境界線源を用いた。計算結果の例として、給水系配管とコンクリートの隙間の熱中性子束を DOT3.5 の計算結果とともに図V-5 に示す。コンクリート内表面では両者の結果はほぼ一致したが、DOT3.5 の計算では表面付近で一度高くなり、深い場所では対数的に減衰した。一方、MORSE-CG の計算では、隙間の影響が大きく減衰の勾配が緩やかであるため、遮へい体の外表面付近では DOT3.5 の結果より 2 桁程度高く算出された。実測によれば貫通部の反対側のコンクリート中には放射化核種の存在は確認されなかったが、このような評価は、局所的に放射能濃度が高い場所がないか、また、それが解体作業や廃棄物管理上の変更をもたらさないか等、計画の検討上必要である。



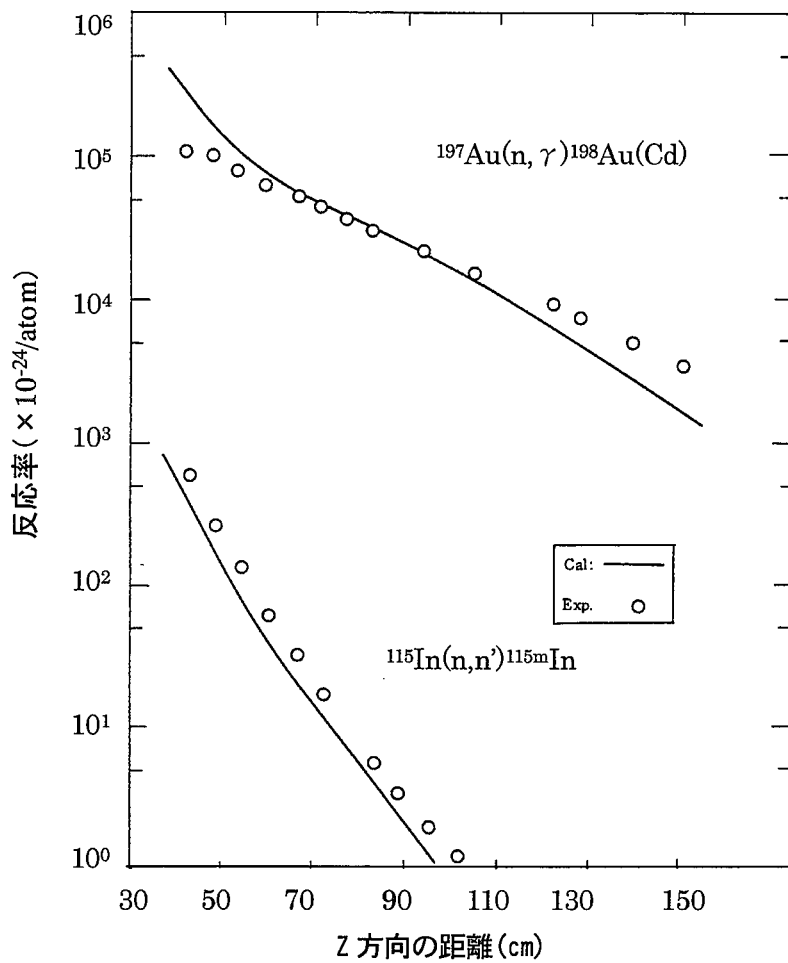
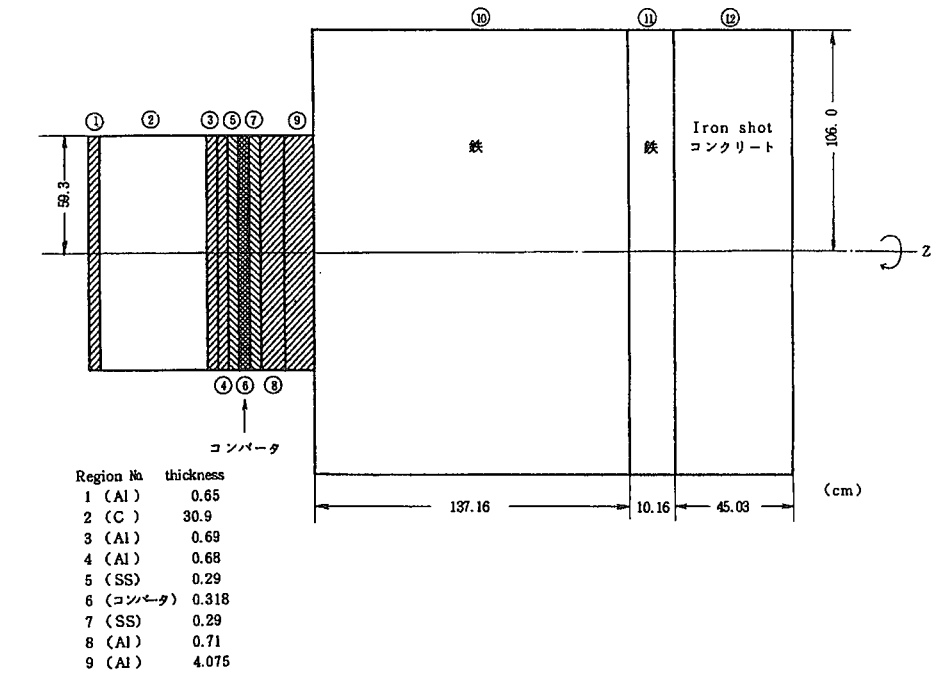
計算体系図 (破線に沿って反応率測定)



図V-1 円環空隙中性子ストリーミング問題の反応率分布



図V-2 円環直円筒ダクトストリーミング問題の反応率分布



図V-3 鉄深層透過問題の反応率分布

表V-1 熱群多群計算による中性子束の比較

(単位:n/cm²/sec)

炉心からの 距離 (cm)	物質名	f table 付 48 群	共鳴領域を 考慮した 48 群	共鳴領域を 考慮した 45 群	共鳴領域を 考慮した 89 群
0.0	炉心	3.769E+13	3.763E+13	3.763E+13	3.763E+13
		3.402E+13	3.388E+13	3.388E+13	3.388E+13
		1.600E+13	1.574E+13	1.342E+13	1.671E+13
		1.000	0.984	0.839	1.044
63.2	炉心	2.339E+13	2.338E+13	2.338E+13	2.338E+13
		1.805E+13	1.801E+13	1.801E+13	1.801E+13
		1.131E+13	1.117E+13	1.087E+13	1.140E+13
		1.000	0.988	0.961	1.008
70.0	水	5.313E+12	5.286E+12	5.286E+12	5.286E+12
		6.030E+12	6.022E+12	6.022E+12	6.022E+12
		3.207E+13	3.202E+13	3.373E+13	3.174E+13
		1.000	0.998	1.052	0.990
79.7	シュラウド	1.274E+12	1.301E+12	1.301E+12	1.301E+12
		1.107E+12	1.112E+12	1.112E+12	1.113E+12
		3.353E+12	3.339E+12	3.771E+12	3.037E+12
		1.000	0.996	1.125	0.906
89.0	水	2.738E+11	2.695E+11	2.695E+11	2.695E+11
		2.272E+11	2.265E+11	2.266E+11	2.265E+11
		1.855E+12	1.875E+12	2.166E+12	1.702E+12
		1.000	1.011	1.168	0.918
104.1	圧力容器	7.234E+10	7.121E+10	7.120E+10	7.121E+10
		4.684E+10	4.579E+10	4.577E+10	4.578E+10
		5.389E+10	5.235E+10	6.080E+10	4.708E+10
		1.000	0.971	1.128	0.874
110.0	圧力容器	4.835E+10	4.709E+10	4.707E+10	4.709E+10
		3.055E+10	2.938E+10	2.936E+10	2.936E+10
		4.196E+09	3.927E+09	2.639E+09	4.362E+09
		1.000	0.936	0.629	1.040
111.0	圧力容器	4.278E+10	4.126E+10	4.124E+10	4.125E+10
		2.907E+10	2.782E+10	2.780E+10	2.781E+10
		5.258E+09	4.833E+09	3.727E+09	5.334E+09
		1.000	0.919	0.709	1.014
116.5	空気	3.847E+10	3.688E+10	3.686E+10	3.687E+10
		2.834E+10	2.704E+10	2.701E+10	2.702E+10
		6.655E+09	6.171E+09	5.132E+09	6.606E+09
		1.000	0.927	0.771	0.993
135.6	ライナー	3.510E+10	3.340E+10	3.339E+10	3.340E+10
		2.786E+10	2.650E+10	2.647E+10	2.648E+10
		8.382E+09	7.771E+09	6.878E+09	8.189E+09
		1.000	0.927	0.821	0.977
145.0	コンクリート	1.002E+10	9.343E+09	9.339E+09	9.342E+09
		1.692E+10	1.589E+10	1.588E+10	1.589E+10
		2.722E+10	2.546E+10	2.596E+10	2.569E+10
		1.000	0.935	0.954	0.944
281.0	コンクリート	2.043E+04	1.778E+04	1.777E+04	1.778E+04
		2.772E+04	2.423E+04	2.421E+04	2.422E+04
		2.444E+05	2.180E+05	3.659E+05	1.687E+05
		1.000	0.892	1.497	0.690
411.0	コンクリート	1.321E-01	1.080E-01	1.079E-01	1.080E-01
		1.826E-01	1.497E-01	1.496E-01	1.497E-01
		1.586E+00	1.322E+00	2.393E+00	1.039E+00
		1.000	0.834	1.509	0.655

高速中性子束
共鳴中性子束
熱中性子束
熱中性子束の比

表V-2(1) 外部反復回数と中性子束の関係 (f テーブル付き 48 群)

(単位:n/cm²/sec)

炉心からの 距離 (cm)	物質名	反復回数	反復回数	反復回数	収束
		5回	15回	30回	35回
0.0	炉心	3.769E+13	3.769E+13	3.769E+13	3.769E+13
		3.402E+13	3.402E+13	3.402E+13	3.402E+13
		1.660E+13	1.611E+13	1.601E+13	1.600E+13
		1.038	1.007	1.001	1.000
63.2	炉心	2.339E+13	2.339E+13	2.339E+13	2.339E+13
		1.805E+13	1.805E+13	1.805E+13	1.805E+13
		1.027E+13	1.126E+13	1.132E+13	1.131E+13
		0.908	0.996	1.001	1.000
70.0	水	5.313E+12	5.313E+12	5.313E+12	5.313E+12
		6.030E+12	6.030E+12	6.029E+12	6.030E+12
		1.718E+13	2.991E+13	3.203E+13	3.207E+13
		0.536	0.933	0.999	1.000
79.7	シュラウド	1.274E+12	1.274E+12	1.274E+12	1.274E+12
		1.107E+12	1.107E+12	1.107E+12	1.107E+12
		1.568E+12	2.881E+12	3.328E+12	3.353E+12
		0.468	0.859	0.993	1.000
89.0	水	2.738E+11	2.738E+11	2.738E+11	2.738E+11
		2.272E+11	2.272E+11	2.272E+11	2.272E+11
		6.869E+11	1.483E+12	1.819E+12	1.855E+12
		0.370	0.799	0.981	1.000
104.1	圧力容器	7.233E+10	7.233E+10	7.234E+10	7.234E+10
		4.682E+10	4.683E+10	4.683E+10	4.684E+10
		2.786E+10	4.485E+10	5.274E+10	5.389E+10
		0.517	0.832	0.979	1.000
110.0	圧力容器	4.834E+10	4.834E+10	4.835E+10	4.835E+10
		3.053E+10	3.053E+10	3.054E+10	3.055E+10
		3.560E+09	4.070E+09	4.178E+09	4.196E+09
		0.848	0.970	0.996	1.000
111.0	圧力容器	4.277E+10	4.277E+10	4.278E+10	4.278E+10
		2.905E+10	2.905E+10	2.906E+10	2.907E+10
		4.663E+09	5.242E+09	5.253E+09	5.258E+09
		0.887	0.997	0.999	1.000
116.5	空気	3.846E+10	3.846E+10	3.846E+10	3.847E+10
		2.832E+10	2.832E+10	2.833E+10	2.834E+10
		5.947E+09	6.692E+09	6.656E+09	6.655E+09
		0.894	1.006	1.000	1.000
135.6	ライナー	3.509E+10	3.509E+10	3.509E+10	3.510E+10
		2.784E+10	2.784E+10	2.785E+10	2.786E+10
		7.503E+09	8.472E+09	8.389E+09	8.382E+09
		0.895	1.011	1.001	1.000
145.0	コンクリート	1.002E+10	1.002E+10	1.002E+10	1.002E+10
		1.691E+10	1.691E+10	1.692E+10	1.692E+10
		2.241E+10	2.780E+10	2.729E+10	2.722E+10
		0.823	1.021	1.003	1.000
281.0	コンクリート	2.042E+04	2.042E+04	2.042E+04	2.043E+04
		2.771E+04	2.771E+04	2.772E+04	2.772E+04
		8.062E+04	1.766E+05	2.340E+05	2.444E+05
		0.330	0.723	0.957	1.000
411.0	コンクリート	1.321E-01	1.321E-01	1.321E-01	1.321E-01
		1.825E-01	1.825E-01	1.825E-01	1.826E-01
		5.312E-01	1.164E+00	1.527E+00	1.586E+00
		0.335	0.734	0.963	1.000

高速中性子束
共鳴中性子束
熱中性子束
熱中性子束の比

表V-2(2) 外部反復回数と中性子束の関係 (共鳴を考慮した48群)

(単位:n/cm²/sec)

炉心からの 距離 (cm)	物質名	反復回数			収束
		5回	15回	30回	35回
0.0	炉心	3.763E+13	3.763E+13	3.763E+13	3.763E+13
		3.388E+13	3.388E+13	3.388E+13	3.388E+13
		1.633E+13	1.585E+13	1.575E+13	1.574E+13
		1.037	1.007	1.001	1.000
63.2	炉心	2.338E+13	2.338E+13	2.338E+13	2.338E+13
		1.801E+13	1.801E+13	1.801E+13	1.801E+13
		1.014E+13	1.112E+13	1.117E+13	1.117E+13
		0.908	0.996	1.000	1.000
70.0	水	5.286E+12	5.286E+12	5.286E+12	5.286E+12
		6.022E+12	6.022E+12	6.022E+12	6.022E+12
		1.714E+13	2.987E+13	3.198E+13	3.202E+13
		0.535	0.933	0.999	1.000
79.7	シュラウド	1.301E+12	1.301E+12	1.301E+12	1.301E+12
		1.112E+12	1.113E+12	1.112E+12	1.112E+12
		1.564E+12	2.872E+12	3.314E+12	3.339E+12
		0.468	0.860	0.993	1.000
89.0	水	2.695E+11	2.695E+11	2.695E+11	2.695E+11
		2.266E+11	2.266E+11	2.265E+11	2.265E+11
		6.938E+11	1.501E+12	1.839E+12	1.875E+12
		0.370	0.801	0.981	1.000
104.1	圧力容器	7.120E+10	7.120E+10	7.121E+10	7.121E+10
		4.577E+10	4.577E+10	4.578E+10	4.579E+10
		2.692E+10	4.342E+10	5.121E+10	5.235E+10
		0.514	0.829	0.978	1.000
110.0	圧力容器	4.708E+10	4.708E+10	4.708E+10	4.709E+10
		2.935E+10	2.935E+10	2.936E+10	2.938E+10
		3.329E+09	3.806E+09	3.910E+09	3.927E+09
		0.848	0.969	0.996	1.000
111.0	圧力容器	4.124E+10	4.124E+10	4.125E+10	4.126E+10
		2.779E+10	2.780E+10	2.781E+10	2.782E+10
		4.331E+09	4.865E+09	4.878E+09	4.833E+09
		0.896	1.007	1.009	1.000
116.5	空気	3.686E+10	3.686E+10	3.687E+10	3.688E+10
		2.701E+10	2.701E+10	2.702E+10	2.704E+10
		5.516E+09	6.204E+09	6.172E+09	6.171E+09
		0.894	1.005	1.000	1.000
135.6	ライナー	3.339E+10	3.339E+10	3.339E+10	3.340E+10
		2.647E+10	2.647E+10	2.648E+10	2.650E+10
		6.957E+09	7.853E+09	7.777E+09	7.771E+09
		0.895	1.011	1.001	1.000
145.0	コンクリート	9.340E+09	9.339E+09	9.340E+09	9.343E+09
		1.588E+10	1.588E+10	1.589E+10	1.589E+10
		2.095E+10	2.600E+10	2.552E+10	2.546E+10
		0.823	1.021	1.002	1.000
281.0	コンクリート	1.777E+04	1.777E+04	1.777E+04	1.778E+04
		2.422E+04	2.422E+04	2.423E+04	2.423E+04
		7.081E+04	1.563E+05	2.084E+05	2.180E+05
		0.325	0.717	0.956	1.000
411.0	コンクリート	1.080E-01	1.080E-01	1.080E-01	1.080E-01
		1.496E-01	1.497E-01	1.497E-01	1.497E-01
		4.372E-01	9.638E-01	1.271E+00	1.322E+00
		0.331	0.729	0.961	1.000

高速中性子束
共鳴中性子束
熱中性子束
熱中性子束の比

表V-2(3-1) 外部反復回数と中性子束の関係 (共鳴を考慮した 89 群)

(単位:n/cm²/sec)

炉心からの 距離 (cm)	物質名	反復回数		反復回数	
		5回	15回	30回	45回
0.0	炉心	3.763E+13	3.763E+13	3.763E+13	3.763E+13
		3.388E+13	3.388E+13	3.388E+13	3.388E+13
		1.788E+13	1.784E+13	1.725E+13	1.695E+13
		1.070	1.068	1.032	1.014
63.2	炉心	2.338E+13	2.338E+13	2.338E+13	2.338E+13
		1.801E+13	1.801E+13	1.801E+13	1.801E+13
		9.702E+12	1.069E+13	1.125E+13	1.142E+13
		0.851	0.938	0.987	1.002
70.0	水	5.286E+12	5.286E+12	5.286E+12	5.286E+12
		6.022E+12	6.022E+12	6.022E+12	6.022E+12
		8.459E+12	1.627E+13	2.452E+13	2.881E+13
		0.267	0.513	0.773	0.908
79.7	シュラウド	1.301E+12	1.301E+12	1.301E+12	1.301E+12
		1.112E+12	1.112E+12	1.113E+12	1.113E+12
		9.424E+11	1.490E+12	2.119E+12	2.533E+12
		0.310	0.491	0.698	0.834
89.0	水	2.695E+11	2.695E+11	2.695E+11	2.695E+11
		2.266E+11	2.266E+11	2.266E+11	2.266E+11
		3.229E+11	6.407E+11	1.048E+12	1.332E+12
		0.190	0.376	0.616	0.783
104.1	圧力容器	7.120E+10	7.120E+10	7.120E+10	7.120E+10
		4.577E+10	4.577E+10	4.577E+10	4.578E+10
		1.970E+10	2.715E+10	3.541E+10	4.038E+10
		0.418	0.577	0.752	0.858
110.0	圧力容器	4.707E+10	4.708E+10	4.708E+10	4.707E+10
		2.935E+10	2.935E+10	2.936E+10	2.936E+10
		3.713E+09	3.942E+09	4.215E+09	4.315E+09
		0.851	0.904	0.966	0.989
111.0	圧力容器	4.124E+10	4.124E+10	4.124E+10	4.124E+10
		2.779E+10	2.780E+10	2.780E+10	2.780E+10
		4.446E+09	4.908E+09	5.308E+09	5.392E+09
		0.834	0.920	0.995	1.011
116.5	空気	3.686E+10	3.686E+10	3.686E+10	3.686E+10
		2.701E+10	2.701E+10	2.702E+10	2.702E+10
		5.310E+09	6.051E+09	6.613E+09	6.722E+09
		0.804	0.916	1.001	1.018
135.6	ライナー	3.339E+10	3.339E+10	3.339E+10	3.338E+10
		2.647E+10	2.647E+10	2.648E+10	2.648E+10
		6.342E+09	7.450E+09	8.227E+09	8.370E+09
		0.774	0.910	1.005	1.022
145.0	コンクリート	9.339E+09	9.340E+09	9.339E+09	9.338E+09
		1.588E+10	1.588E+10	1.588E+10	1.588E+10
		1.343E+10	2.058E+10	2.530E+10	2.646E+10
		0.523	0.801	0.985	1.030
281.0	コンクリート	1.777E+04	1.777E+04	1.777E+04	1.777E+04
		2.421E+04	2.422E+04	2.422E+04	2.422E+04
		3.290E+04	6.274E+04	1.004E+05	1.272E+05
		0.195	0.372	0.595	0.754
411.0	コンクリート	1.080E-01	1.080E-01	1.080E-01	1.080E-01
		1.496E-01	1.497E-01	1.497E-01	1.497E-01
		2.032E-01	3.875E-01	6.198E-01	7.854E-01
		0.196	0.373	0.597	0.756

高速中性子束
共鳴中性子束
熱中性子束
熱中性子束の比

表V-2(3-2) 外部反復回数と中性子束の関係 (共鳴を考慮した 89 群)

(単位:n/cm²/sec)

炉心からの 距離 (cm)	物質名	反復回数				収束
		60回	75回	90回	96回	
0.0	炉心	3.763E+13	3.763E+13	3.763E+13	3.763E+13	
		3.388E+13	3.388E+13	3.388E+13	3.388E+13	
		1.681E+13	1.674E+13	1.671E+13	1.671E+13	
		1.006	1.002	1.000	1.000	
63.2	炉心	2.338E+13	2.338E+13	2.338E+13	2.338E+13	
		1.801E+13	1.801E+13	1.801E+13	1.801E+13	
		1.143E+13	1.143E+13	1.141E+13	1.140E+13	
		1.003	1.003	1.001	1.000	
70.0	水	5.286E+12	5.286E+12	5.286E+12	5.286E+12	
		6.022E+12	6.022E+12	6.022E+12	6.022E+12	
		3.069E+13	3.143E+13	3.169E+13	3.174E+13	
		0.967	0.990	0.998	1.000	
79.7	シュラウド	1.301E+12	1.301E+12	1.301E+12	1.301E+12	
		1.112E+12	1.112E+12	1.112E+12	1.113E+12	
		2.786E+12	2.934E+12	3.017E+12	3.037E+12	
		0.917	0.966	0.993	1.000	
89.0	水	2.695E+11	2.695E+11	2.695E+11	2.695E+11	
		2.266E+11	2.266E+11	2.265E+11	2.265E+11	
		1.509E+12	1.616E+12	1.682E+12	1.702E+12	
		0.887	0.949	0.988	1.000	
104.1	圧力容器	7.120E+10	7.120E+10	7.121E+10	7.121E+10	
		4.576E+10	4.577E+10	4.580E+10	4.578E+10	
		4.339E+10	4.533E+10	4.669E+10	4.708E+10	
		0.922	0.963	0.992	1.000	
110.0	圧力容器	4.707E+10	4.708E+10	4.710E+10	4.709E+10	
		2.935E+10	2.935E+10	2.939E+10	2.936E+10	
		4.338E+09	4.349E+09	4.369E+09	4.362E+09	
		0.994	0.997	1.002	1.000	
111.0	圧力容器	4.123E+10	4.124E+10	4.126E+10	4.125E+10	
		2.779E+10	2.779E+10	2.783E+10	2.781E+10	
		5.382E+09	5.359E+09	5.342E+09	5.334E+09	
		1.009	1.005	1.001	1.000	
116.5	空気	3.686E+10	3.686E+10	3.688E+10	3.687E+10	
		2.700E+10	2.701E+10	2.704E+10	2.702E+10	
		6.694E+09	6.650E+09	6.619E+09	6.606E+09	
		1.013	1.007	1.002	1.000	
135.6	ライナー	3.338E+10	3.339E+10	3.340E+10	3.340E+10	
		2.646E+10	2.647E+10	2.650E+10	2.648E+10	
		8.324E+09	8.256E+09	8.208E+09	8.189E+09	
		1.016	1.008	1.002	1.000	
145.0	コンクリート	9.339E+09	9.340E+09	9.343E+09	9.342E+09	
		1.588E+10	1.588E+10	1.590E+10	1.589E+10	
		2.638E+10	2.605E+10	2.577E+10	2.569E+10	
		1.027	1.014	1.003	1.000	
281.0	コンクリート	1.777E+04	1.777E+04	1.778E+04	1.778E+04	
		2.422E+04	2.422E+04	2.423E+04	2.422E+04	
		1.452E+05	1.573E+05	1.659E+05	1.687E+05	
		0.861	0.932	0.983	1.000	
411.0	コンクリート	1.080E-01	1.080E-01	1.080E-01	1.080E-01	
		1.497E-01	1.497E-01	1.497E-01	1.497E-01	
		8.958E-01	9.701E-01	1.022E+00	1.039E+00	
		0.862	0.934	0.984	1.000	

高速中性子束
共鳴中性子束
熱中性子束
熱中性子束の比

表V-3 ANISN 計算における解の収束状況

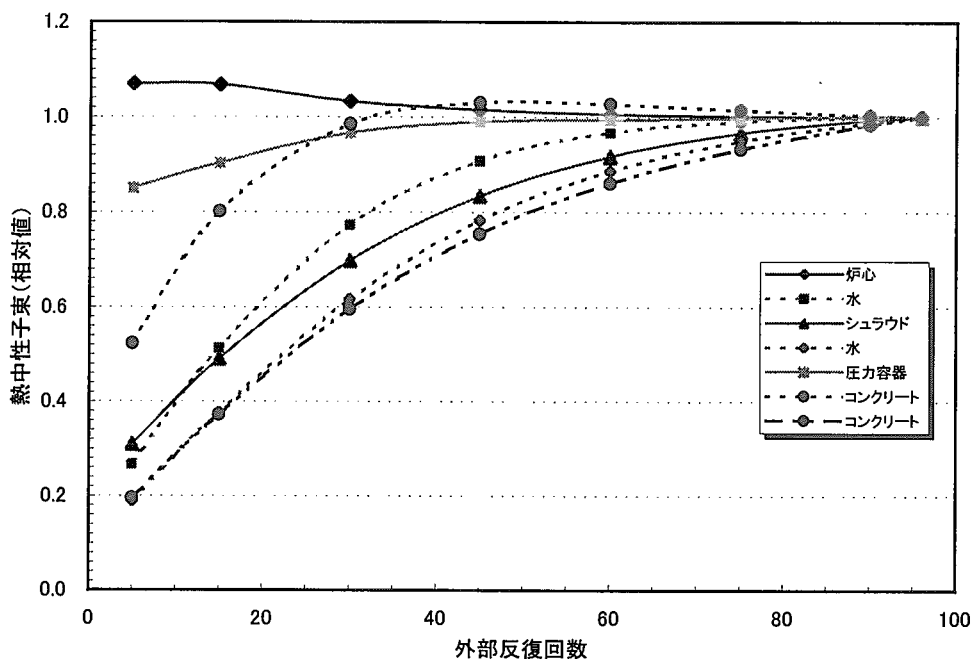
ケース	CPU(*) (分)	OUTER (回)	INNER (回)	NEUT_BAL	UPSCATTER RATIO	λ_1	λ_2	熱中性子束 (**)
共鳴を 考慮した fテーブル 付き 48群	2.92	5	2722	1.0000105	1.0419760	1.000	1.0158014	0.468
	7.35	15	6915	1.0000105	1.0051031	1.000	1.0032320	0.859
	11.77	30	10251	1.0000095	1.0003405	1.000	1.0002422	0.993
	12.83	35	10802	1.0000124	1.0001488	1.000	1.0001030	1.000
共鳴を 考慮 した 48群	2.72	5	2721	1.0000143	1.0427408	1.000	1.0158663	0.468
	9.00	15	6943	1.0000134	1.0051546	1.000	1.0032368	0.860
	11.22	30	10270	1.0000124	1.0003414	1.000	1.0002365	0.993
	12.27	35	10822	1.0000143	1.0001478	1.000	1.0001020	1.000
共鳴を考慮 した45群	0.83	1	877	1.0000191	0.0	1.000	0.0	-
共鳴を 考慮 した 89群	6.35	5	4395	1.0000095	1.0195398	1.000	1.0505123	0.310
	16.48	15	10929	1.0000076	1.0037527	1.000	1.0099592	0.491
	31.20	30	19428	1.0000086	1.0014753	1.000	1.0054998	0.698
	45.20	45	26893	1.0000076	1.0006189	1.000	1.0026741	0.834
	58.27	60	33138	1.0000067	1.0002699	1.000	1.0012674	0.917
	70.64	75	38390	1.0000076	1.0001183	1.000	1.0005798	0.966
	82.32	90	42783	1.0000076	1.0000601	1.000	1.0002489	0.993
	87.35	96	44686	1.0000086	1.0000362	1.000	1.0001841	1.000
共鳴を考慮 しない48群	11.87	36	10773	1.0000095	1.0001421	1.000	1.0000696	-

ANISN 入力収束条件

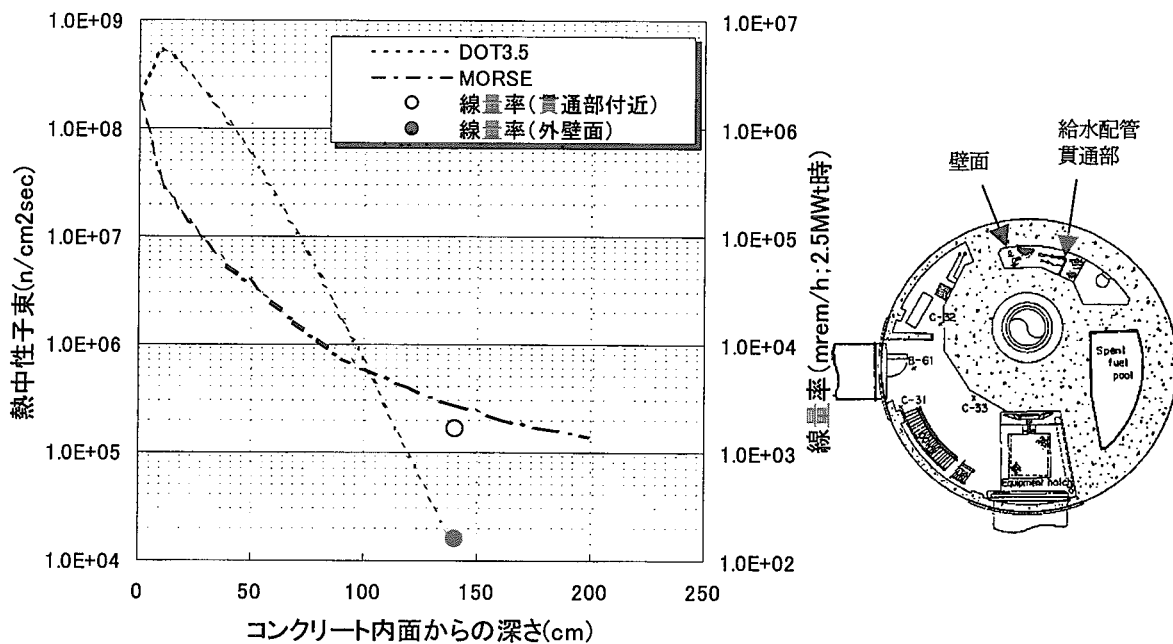
EPS = 1.0×10^{-4} : epsilon - accuracy desiredRYF = 0.5 : λ_2 relaxation factor, normally 0.5XLAL = 1.0×10^{-4} : point flux convergence criterion if entered
greater than zero

(*) 計算は大型汎用計算機 FACOM-M780 による。

(**) 収束熱中性子束 (炉心シュラウド位置) を 1.00 とした場合の比率



図V-4 ANISN 計算における外部反復回数と熱中性子束



図V-5 給水配管貫通部における熱中性子束計算値と線量当量率測定値

付録VI 放射能評価の解体計画への反映

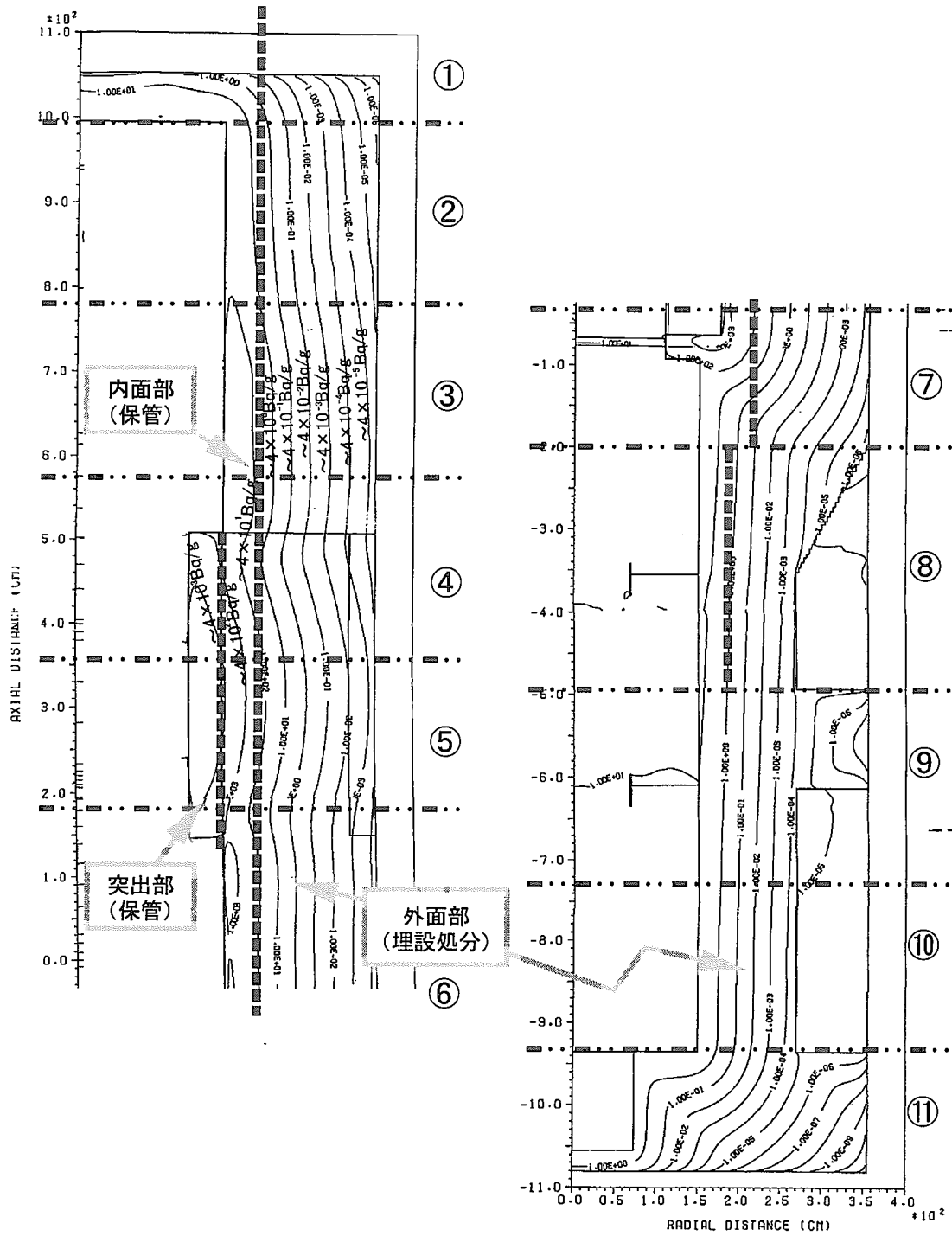
炉内構造物、原子炉圧力容器等の比較的放射能濃度が高い機器は、切断後、遮へい効果を持つ容器に収納する必要があり、これらの機器の放射能データは収納容器の設計のために活用した。JPDR 解体プロジェクトにおいては、高放射化機器の解体切断片を収納するため、6 種類 (A, B, C, PL, PC, CR) の容器 (球状黒鉛鑄鉄(JIS FCD-37 相当品)製) を製作した。表VI-1 に遮へい容器の概略仕様、主な収納対象物、想定最大放射能と線量当量率評価値を示す。A, B 及び C 容器には、切断した解体物を放射線強度に応じて収納し、PL, PC 及び CR 容器は、それぞれ炉心プラグ (中性子源を含む)、ポイズンカーテン、制御棒を収納する専用の容器として用いた。各収納容器の壁厚は、容器外表面での線量当量率及び 1m 離れた点での線量当量率の基準値を十分下回るように設定した。

生体遮へい体内の放射能は図VI-1 に示すように 10^4Bq/g から自然放射能のレベルまで分布していた。そこで、放射能レベルに応じて3つの部位に分けて解体した。まず、突出部と呼ばれる原子炉圧力容器を囲む厚さ 40cm の層を水ジェット工法及び機械的切断工法で解体し、次に、内面部と呼ばれる 40cm の層を制御爆破工法を用いて解体した。このときの生体遮へいの区分に当たっては、残った外面部の放射能濃度が、 3.7Bq/g を越えない値とし、また、全放射能量が $3.7 \times 10^8\text{Bq}$ を越えないように設定した。突出部及び内面部コンクリートは、容器に収納したのち廃棄物処理場の施設に保管し、また、残った外面部のコンクリートは、制御爆破工法を用いて解体し、汚染した建家表面のコンクリートとともに廃棄物埋設実地試験施設に埋設処分した。

上述のほかに、残存放射能に関するデータは、高放射化物から順次解体が進められる格納容器内の線量当量率分布の時系列変化、原子炉一次系配管貫通部付近での解体作業、切断片収納作業等、種々の作業場面における作業者の被ばく線量評価等に活用された。

表VI-1 遮へい容器の概略仕様

容器種類	寸法 (L×W×H) (mm)	遮へい 厚さ (mm)	容器 重量 (ton)	内容積 (m^3)	主な収納 対象物	収納 放射能 (Bq)	線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	
							表面	1m
A	1,370×,370 ×1,382	330	15.0	0.36	炉心シュラウド 上部グリッド	93T	160	70
B	1,370×1,370 ×1,382	235	13.4	0.73	ライザー枠 圧力容器中央部	5.6T	140	70
C	1,370×1,370 ×1,250	70	4.7	1.33	圧力容器上部, 下部	22G	100	60
PL	1,050×1,050 ×2,728	375	17.7	0.18	炉心プラグ 中性子源	28T	260	70
PC	1,060×1,060 ×2,633	325	17.0	0.34	ポイズンカーテン	4.8T	300	70
CR	1,060×1,060 ×2,593	305	16.4	0.40	制御棒	2.4T	500	80



図VI-1 生体遮へい体内の放射能濃度分布と解体区画の設定
 - 突出部、内面部及び外面部 (①~⑪) -

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁶ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605 J (計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J (熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	= 4.1855 J (15 °C)
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵	= 4.1868 J (国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹	仕事率 1 PS (仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸	= 735.499 W
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1	

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

