

JAERI-Tech

JP0550144

2005-016



中性子束分布計算に3次元体系を導入した
JRR-2原子炉本体放射化放射能量評価

2005年3月

岸本 克己・有金 賢次*

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。

入手の問合せは、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、お申し越し下さい。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
頒布を行っております。

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, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

中性子束分布計算に 3 次元体系を導入した
JRR-2 原子炉本体放射化放射能量評価

日本原子力研究所東海研究所バックエンド技術部
岸本 克己・有金 賢次*

(2005 年 1 月 28 日受理)

現在解体を進めている JRR-2 では、1997 年に提出した解体届に記載されている原子炉本体の放射化放射能量に対する再評価を行った。再評価では、当初 2 次元体系で行っていた中性子束分布計算に 3 次元体系を導入し、3 次元輸送計算コード TORT を用いて計算することにより、多様な水平実験孔における中性子ストリーミング効果の影響を精度良く評価することができた。その結果、水平実験孔及び生体遮蔽体における過剰な過大評価傾向が改善され、両構造物の合計放射化放射能量が解体届における評価の 1/18(原子炉永久停止から 1 年後の場合)まで低下した。それに伴い、両構造物が 6 割程度を占めていた原子炉全体の放射化放射能量に対する割合も大きく低下し、放射化放射能量の上位構造物が変化することとなった。このことは、多様な実験孔を多く持ち、炉体形状が複雑な研究用原子炉の放射化放射能量評価における 3 次元体系導入の有効性を示している。再評価による原子炉本体の放射化放射能量は、制御棒、熱遮蔽板及び水平実験孔に依存し、原子炉永久停止から 1 年後では 1.9×10^{14} Bq となった。

Evaluation on Activation Activity of Reactor in JRR-2 Applied 3 Dimensional Model to Neutron Flux Calculation

Katsumi KISHIMOTO and Kenji ARIGANE*

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

(Received January 28, 2005)

Revaluation to activation activity of reactor evaluated at the notification of dismantling submitted in 1997 was carried out in JRR-2 where decommissioning was advanced now. In the revaluation, estimation accuracy on neutron streaming at various horizontal experimental tubes was improved by applying 3 dimensional model to neutron transport calculation that had been carried out by 2 dimensional model, and calculating with TORT. As the result, excessive overestimations on horizontal experimental tubes and biological shield that had greatly contributed to total activation activity in evaluation at the notification of dismantling was revised, sum of their activation activities in the reevaluation decreased to 1/18(case after 1 year from the permanent shutdown of reactor) of evaluation at the notification of dismantling, and the structural materials that had large activation activity were changed. By the above, it was shown that introducing 3 dimensional model was effective in evaluation on activation activity of the research reactor that had a lot of various experimental tubes. Total activation activity of reactor by the reevaluation depended on control rods, thermal shield plates and horizontal experimental tubes, and the value after 1 year from the permanent shutdown of reactor was 1.9×10^{14} Bq.

Keywords : JRR-2, Research Reactor, Decommissioning, Activation Activity of Reactor,
3 Dimensional Neutron Transport Calculation, TORT, Neutron Streaming

* Retirement(Former Department of Decommissioning and Waste Management)

目次

1. 序論	1
2. JRR-2 の概要	1
2.1 原子炉の構造	1
2.2 運転履歴	3
3. 計算方法	3
3.1 中性子束分布計算	3
3.1.1 縮約群定数計算	3
3.1.2 3 次元輸送計算	4
3.2 放射化放射能量計算	6
3.3 汚染 ^3H の影響評価	6
3.4 空間線量当量率分布計算	7
4. 計算結果及び考察	8
4.1 中性子束分布計算	8
4.2 放射化放射能量計算	9
4.3 汚染 ^3H の影響評価	10
4.4 測定値との比較	10
4.4.1 生体遮蔽体の放射化放射能濃度	10
4.4.2 垂直実験孔及び炉心直下部の線量当量率	11
4.5 2 次元体系による評価との比較	12
4.5.1 各放射化放射能量評価の特徴	12
4.5.2 各放射化放射能量評価の比較	12
5. 結論	13
謝辞	14
参考文献	14

Contents

1 . Introduction.....	1
2 . Outline of JRR-2.....	1
2.1 Structures of Reactor	1
2.2 Operation History	3
3 . Calculation Method.....	3
3.1 Neutron Flux	3
3.1.1 Group Constant.....	3
3.1.2 3 Dimensional Transport Calculation.....	4
3.2 Activation Activity	6
3.3 Influence of Contamination ^3H	6
3.4 Dose Equivalent Rate	7
4 . Result and Discussion	8
4.1 Neutron Flux	8
4.2 Activation Activity	9
4.3 Influence of Contamination ^3H	10
4.4 Comparisons of Calculated Values and Measurements.....	10
4.4.1 Radioactive Concentration by Activation in Biological Shield Concrete	10
4.4.2 Dose Equivalent Rates in Vertical Experimental Tubes and Heavy Water Pipe Just under Reactor	11
4.5 Comparison with Evaluations by 2 Dimensional Model.....	12
4.5.1 Characteristics of Each Evaluation.....	12
4.5.2 Discussion on Each Evaluation.....	12
5 . Conclusion.....	13
Acknowledgement	14
References.....	14

List of Tables

- Table 2.1.1 Main specifications of JRR-2
- Table 2.2.1 Multiplication outputs in subdivided operation periods of JRR-2
- Table 3.1.1 Group structure of neutron energy
- Table 3.1.2 Models for calculations of neutron fluxes by 3 dimensions
- Table 3.1.3 The equipments set up in horizontal experimental tubes and thermal column
- Table 3.2.1 Nuclear reactions for activation calculation, half-lives of product radionuclides and energies of released γ -rays
- Table 3.2.2 Structural materials for evaluation
- Table 3.2.3 Chemical compositions of structural materials
- Table 3.4.1 Models for calculations of dose equivalent rates by 3 dimensions
- Table 3.4.2 Group structure of photon energy
- Table 4.2.1 Activation activities of structural materials
- Table 4.2.2 Radioactive concentrations by activation of structural materials
- Table 4.2.3 Weights at each level based on classification by radioactive concentrations set in JPDR decommissioning
- Table 4.3.1 Comparison of contamination ^3H activities and activation activities
- Table 4.4.1 Calculated values and measurements on radioactive concentrations by activation in the biological shield concrete after 2 years from the permanent shutdown of reactor
- Table 4.4.2 Calculated values and measurements on dose equivalent rates in vertical experimental tubes (VT-1, VT-9) after 2 years from the permanent shutdown of reactor
- Table 4.5.1 Activation activities of radionuclides after 1 year from the permanent shutdown of reactor in main structural materials based on calculation at the notification of dismantling
- Table 4.5.2 Activation activities of radionuclides after 1 year from the permanent shutdown of reactor in main structural materials based on recalculation by 2 dimensions
- Table 4.5.3 Activation activities of radionuclides after 1 year from the permanent shutdown of reactor in main structural materials based on recalculation by 3 dimensions

List of Figures (1/2)

- Fig.2.1.1 Horizontal section of reactor at height of core.
- Fig.2.1.2 Vertical section of reactor at A-A of Fig.2.1.1.
- Fig.2.1.3 Vertical section of reactor at B-B of Fig.2.1.1.
- Fig.2.1.4 Arrangements of fuel elements and control rods in reactor core.
- Fig.3.1 Flow diagram of revaluation by 3 dimensions of reactor activation activity in JRR-2.
- Fig.3.1.1 Model of reactor for calculations by 1 dimension.
- Fig.3.1.2 Model of thermal column for calculations by 1 dimension.
- Fig.3.1.3 Model to evaluate distortion of neutron flux by control rod.
- Fig.3.1.4 Model of reactor for calculations on distribution of neutron flux by 3 dimensions.
- Fig.3.1.5 R - z section at $\theta = 90\text{deg}$ in center part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.6 θ - z section at $r = 200\text{cm}$ in center part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.7 R - θ section at $z = 7.6\text{cm}$ in center part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.8 R - θ section at $z = -7.6\text{cm}$ in center part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.9 R - z section at $\theta = 90\text{deg}$ in upper part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.10 R - θ section at $z = 300\text{cm}$ in upper part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.11 R - z section at $\theta = 90\text{deg}$ in lower part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.12 R - θ section at $z = -200\text{cm}$ in lower part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.13 X - z section at $y = 0\text{cm}$ in thermal column model for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.14 X - y section at $z = 0\text{cm}$ in thermal column model for calculation on distribution of neutron flux.
- Fig.3.1.15 X - z section at $y = 0\text{cm}$ in model containing HT-3 and HT-4.
- Fig.3.1.16 X - y section at $z = 28\text{cm}$ in model containing HT-3 and HT-4.
- Fig.3.1.17 Y - z section at $x = 50\text{cm}$ in model containing HT-3 and HT-4.
- Fig.3.1.18 X - z section at $y = 0\text{cm}$ in model containing HT-2 and HT-5.
- Fig.3.1.19 X - y section at $z = -7.6\text{cm}$ in model containing HT-2 and HT-5.
- Fig.3.1.20 Y - z section at $x = 0\text{cm}$ in model containing HT-2 and HT-5.
- Fig.3.1.21 X - z section at $y = 0\text{cm}$ in model of RI train.

List of Figures (2/2)

- Fig.3.1.22 X - y section at $z = -100\text{cm}$ in model of RI train.
- Fig.3.1.23 X - z section at $y = 0\text{cm}$ in model of VT-1 and VT-9.
- Fig.3.1.24 X - z section at $y = 19\text{cm}$ in model of VT-1 and VT-9.
- Fig.3.1.25 X - y section at $z = 0\text{cm}$ in model of VT-1 and VT-9.
- Fig.3.1.26 X - z section at $y = 0\text{cm}$ in model of the heavy water pipes just under reactor.
- Fig.3.1.27 Y - z section at $x = 0\text{cm}$ in model of the heavy water pipes just under reactor.
- Fig.3.1.28 Distortion of neutron flux by control rod.
- Fig.4.1.1 Distributions of total and thermal neutron fluxes in vertical section of center part of reactor.
- Fig.4.1.2 Distributions of total and thermal neutron fluxes in vertical section of upper part of reactor.
- Fig.4.1.3 Distributions of total and thermal neutron fluxes in vertical section of lower part of reactor.
- Fig.4.1.4 Distributions of total and thermal neutron fluxes in horizontal section of center part of reactor. The section is $r - \theta$ at $z = 7.6\text{cm}$.
- Fig.4.1.5 Distributions of total and thermal neutron fluxes in horizontal section of center part of reactor. The section is $r - \theta$ at $z = -7.6\text{cm}$.
- Fig.4.1.6 Distributions of total and thermal neutron fluxes in horizontal section of upper part of reactor.
- Fig.4.1.7 Distributions of total and thermal neutron fluxes in horizontal section of lower part of reactor.
- Fig.4.1.8 Distributions of total neutron fluxes in vertical sections of VT-1 and VT-9.
- Fig.4.2.1 Attenuations of activation activities in main structural materials.
- Fig.4.2.2 Attenuations of activation activities in main product radionuclides.
- Fig.4.4.1 Distributions of dose equivalent rates in vertical sections of VT-1 and VT-9 after 2 years from the permanent shutdown of reactor.
- Fig.4.4.2 Distribution of dose equivalent rate in heavy water pipe just under reactor after 2 years from the permanent shutdown of reactor.
- Fig.4.4.3 Calculated values and measurements on dose equivalent rates in VT-1 and VT-9 after 2 years of the permanent shutdown of reactor.
- Fig.4.4.4 Attenuations by aging of dose equivalent rates in VT-1 and VT-9.

This is a blank page.

1. 序論

重水減速冷却タンク型研究用原子炉である JRR-2 は、36 年間にわたって運転され、1996 年 12 月に永久停止された。その後、1997 年 5 月に解体届¹⁾を科学技術庁(現文部科学省)に提出し、同年 8 月から解体工事を開始した。

解体届には原子炉施設の残存放射能量として放射化及び汚染の両放射能量を記載する必要があり、放射化分として原子炉本体の放射化放射能量の計算(以下、解体届計算という)を行った。その値は原子炉永久停止から 1 年後で $6.5 \times 10^{14} \text{Bq}$ であり、放射化放射能量の上位構造物は、大きい順に水平実験孔、制御棒、生体遮蔽体となり、全放射化放射能量の 92% を占めた。この解体届計算では、2 次元体系を設定し DOT3.5²⁾を用いて中性子束分布を計算したが、径及び充填物の異なる多数の水平実験孔の中性子ストリーミング効果の評価が難しく、水平実験孔及びその影響を受ける生体遮蔽体については、安全側に評価するため過剰な過大評価となつた。そこで、中性子ストリーミング効果の評価精度の向上を図ると共に、解体工事開始後に得られた測定値等を取り入れた再評価計算を行つた。再評価計算は、当初 2 次元体系により試みた(以下、2 次元再評価計算という)が、多様な水平実験孔の評価精度を高めるため、3 次元体系を導入して進めることとした(以下、3 次元再評価計算という)。

3 次元再評価計算では、全水平実験孔を組み込んだ原子炉全体及び一部構造物を対象にした 3 次元体系を r - θ - z 座標又は x - y - z 座標で設定し、3 次元輸送計算コード TORT³⁾を用いて中性子束分布を求め、中性子ストリーミング効果等について評価した。そして、算出した中性子束分布を用いて、原子炉永久停止から 100 年までの原子炉本体放射化放射能量の経年変化を評価した。その際、主要放射性核種並びに各構造物における放射化放射能量及び放射能濃度も併せて評価した。また、算出した放射化放射能濃度に対して JPDR 解体時に設定された放射能レベル区分⁴⁾を適用し、レベル毎の発生量を求めると共に、JRR-2 の生体遮蔽体で確認されている重水の放射化により生成した ${}^3\text{H}$ による汚染について、原子炉本体の放射能量評価に与える影響を検討した。生体遮蔽体の放射化放射能濃度及び垂直実験孔の線量当量率については、計算値と測定値の比較を行い、本評価の有効性について検討した。なお、線量当量率の計算値も、3 次元体系を設定し TORT を用いて算出した。さらに、解体届計算及び 2 次元再評価計算と 3 次元再評価計算による比較を行い、中性子束分布計算に 3 次元体系を導入した放射化放射能量評価の有効性について検討した。

本報告では、上記の 3 次元再評価計算、即ち 3 次元体系を導入した JRR-2 原子炉本体放射化放射能量評価について述べる。

2. JRR-2 の概要

2.1 原子炉の構造⁵⁾

JRR-2 は、米国アルゴンヌ国立研究所の CP-5 型原子炉を原型とした熱出力 10MW、最大熱中性子束約 $1.3 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}$ の重水減速冷却非均質タンク型の研究用原子炉である。燃料には、1987 年 11 月以降 45wt%濃縮ウラン円筒中空型燃料要素が用いられたが、それ以前は 93wt%濃縮ウラン MTR 型及び円筒中空型燃料要素等が用いられていた。JRR-2 の主要諸元を Table 2.1.1 に、原子炉の水平及び垂直断面図を Fig.2.1.1～Fig.2.1.3 にそれぞれ示す。

原子炉本体の形状は、床面から炉頂面までの高さが 488cm、外周直径が熱中性子柱方向で 650cm、熱中性子柱方向に対して直角方向で 630cm の不等辺 14 角形である。外面はアルミニウムでライニングされており、原子炉建屋 1 階に設置されている。

炉心部では、減速材である重水約 3m³を収納する内径 152cm、深さ 193cm、肉厚 1.3cm のアルミニウム製の重水タンクが、熱遮蔽軽水タンク内に支持リングによって吊り下げられている。熱遮蔽軽水タンクは、内径 244cm、深さ 246cm、肉厚 1.3cm のアルミニウム製タンクで、側面及び底面に厚さ 2.54cm のステンレス鋼板が各 6 枚取り付けられている。これらのステンレス鋼板は熱遮蔽板と呼ばれ、炉心から漏れ出る γ 線を遮蔽し、発生する熱を冷却するために設けられていた。重水タンクの底部には、熱遮蔽軽水タンクを貫通する 12 インチ重水入口配管、2 インチ重水オーバーフロー配管及び 6 インチ重水ダンプ配管各 1 本並びに 10 インチ重水出口配管 2 本が取り付けられていた。燃料要素(円筒中空型の場合、外径 10.3cm × 長さ 95cm)は同心円上 3 層に最大 24 本配列され、重水タンク底部のグリッドプレート(アルミニウム製)で位置決めされ、制御棒は同心円第 2 層目に燃料要素と交互に 6 本配列されていた。なお、重水タンク内の炉心実効寸法は直径 84cm、高さ 60cm であった。燃料要素及び制御棒の炉心配置を Fig.2.1.4 に示す。

炉心部は、生体遮蔽体及び炉心上部の遮蔽体(上段及び下段遮蔽体)により囲まれていた。生体遮蔽体は、重晶石コンクリート(BaSO₄)から成る、外径 630～650cm(不等辺 14 角形)で熱遮蔽軽水タンクを囲む原子炉側面の中空形状の領域を主要部とする遮蔽体である。なお、本報告では、原子炉本体下部のコンクリート領域(普通コンクリート及び重晶石コンクリート)も生体遮蔽体として取り扱う。上段及び下段遮蔽体中央部はマグネタイト含有鉄パンチコンクリートから成り、上段遮蔽体は厚さが 110cm であり、下段遮蔽体は厚さ 76cm の下側に厚さ 10cm の鉛を配置したものとなっている。上段及び下段遮蔽体中央部には、制御棒及び燃料要素挿入孔が貫通しており、遮蔽体上部には回転盤及び制御棒駆動装置等が設置されていた。上段及び下段遮蔽体環状部は、同中央部の外周に配置されたドーナツ形状のマグネタイトコンクリートから成る遮蔽体となっており、上段遮蔽体は厚さが 100cm であり、下段遮蔽体は厚さ 90cm の下側に厚さ 10cm の鉛を配置したものとなっている。なお、上段及び下段遮蔽体は、中央部及び環状部共、それぞれアルミニウムでライニングされている。

実験及び照射設備としては、実際の使用の有無に関わらず以下のようなものが設置されていた。まず軸方向では、重水タンクの上部に配置された遮蔽体群を貫通する垂直実験孔(孔径 5.5cm、8.8cm 等)12 本(VT-1～12)及び円筒中空燃料を利用した炉心内照射装置 10 本が取り付けられていた。半径方向では、孔径 4 インチ～11 インチの水平実験孔 11 本(HT-1,2,5～11,14,15)及び孔径 6 インチの水平貫通実験孔 2 本(HT-3,4、HT-12 と HT-4、HT-13 と HT-3 はそれぞれ同一孔)が設置されていた。また、5 フィート角の断面で奥行き 4 フィートの黒鉛で構成された熱中性子柱 1 基及び重水タンク下方で熱遮蔽軽水タンクを貫通する幅 8 インチ × 高さ 12 インチの矩形スリーブ内にコンテナを挿入して照射する RI トレン 2 基も半径方向の設備として設置されていた。その他には、孔径 2 インチ又は 3 インチの気送管が 3 本設置されていた。各実験孔プラグ及び熱中性子柱扉には、重晶石又はマグネタイト含有鉄パンチコンクリートが使用されていた。

2.2 運転履歴

JRR-2は、1960年10月に臨界、1962年10月に定格出力の10MWを達成し、1963年10月からは共同利用運転を開始した。それ以降、原子炉改修工事による停止期間を経ながら定格出力による265時間の連続運転を1サイクルとした共同利用運転が1994年3月まで行われてきた。1994年4月からは50時間の連続運転を1サイクルとした共同利用運転が行われ、1996年12月に永久停止した。全運転時間は 8.1×10^4 時間、総積算出力は 7.3×10^5 MWh(3.0×10^4 MWd)であった。各運転期間における積算出力をTable 2.2.1に示す。

3. 計算方法

3次元再評価計算の全体の流れをFig.3.1に示す。各計算方法は、以下のとおりである。

3.1 中性子束分布計算

3.1.1 縮約群定数計算

研究炉であるJRR-2は実験孔等を有し炉体形状が複雑であるため、領域依存の中性子群定数を原子炉全体及び熱中性子柱の2体系に分けて求めた。1次元輸送計算コードANISN⁶⁾を用いて領域依存の縮約計算を行った。1次元輸送計算に用いた48群中性子エネルギー構造をTable 3.1.1に示す。なお、中性子束計算において適用した縮約エネルギー群数は5~15群であり、詳細は3.1.2に示す。制御棒については、その影響による中性子束分布の歪みを得るために、周囲を囲む燃料要素を6体として、それらを円筒等価面積で表した制御棒、重水及び燃料要素から成る円筒体系と、制御棒を重水で置換した重水及び燃料要素から成る円筒体系についてそれぞれ計算した。各計算で採用した領域は、以下のとおりである。

(a) 原子炉全体(Fig.3.1.1 参照)

半径方向：炉心～炉心半径方向(Fig.3.1.1 の①)

軸方向：炉心～炉心上部方向(Fig.3.1.1 の②)

炉心～炉心下部方向(Fig.3.1.1 の③)

炉心～上段遮蔽体環状部方向(Fig.3.1.1 の④)

(b) 熱中性子柱(Fig.3.1.2 参照)

半径方向：炉心～半径方向(Fig.3.1.2 の①)

軸方向：炉心～熱中性子柱ビスマス方向(Fig.3.1.2 の②)

炉心～熱中性子柱ポリエチレン方向(Fig.3.1.2 の③)

炉心～熱中性子柱黒鉛方向(Fig.3.1.2 の④)

(c) 制御棒(Fig.3.1.3 参照)

半径方向：制御棒及び周囲燃料要素

制御棒の重水置換及び周囲燃料要素

各計算条件は以下のとおりである。

- ・エネルギー一群数：48 群(Table 3.1.1 参照)
 - ・角度分点：S8
 - ・計算モデル：径方向 …… 無限円筒(最大 125 メッシュ)
軸方向 …… 無限平板(最大 144 メッシュ)
 - ・境界条件：体系(a),(b)の炉心中心及び体系(c) …… 反射
体系(a),(b)の炉心中心以外 ………… 真空

定格運転(10MW)時の中性子線源強度は(3.1)式及び(3.2)式により算出した。得られた線源強度を Table 3.1.1 に示す。線源角度分布は等方とし、空間分布は、軸方向については 45wt%濃縮ウラン燃料炉心の核設計⁷⁾で得られた分布とし、半径方向については平坦とした。なお、JRR-2 では、燃料要素の濃縮度を 93wt%から 45wt%に変更しているが、両者の核特性がほぼ同じであったことから、本計算では 45wt%濃縮ウラン燃料が全運転中装荷されていたとした。

$$N_G = \int 0.453 e^{(-E/0.965)} \cdot \sinh(2.29E)^{1/2} dE \quad \dots \dots \quad (3.2)$$

S_G : エネルギー群が G 群である中性子線源強度(sec⁻¹)

F : 核分裂数 = 3.1×10^{10} fissions·W⁻¹·sec⁻¹(194MeV·fission⁻¹相当)

v : 核分裂当たりの発生中性子数 = 2.43 fission⁻¹

I : 原子炉出力 = 10MW

N_G：即発核分裂中性子スペクトル

E : 中性子エネルギー(MeV)

ANISN 用断面積ファイルは、評価済核データライブラリーENDF/B-VI⁸⁾を用い、NJOY97⁹⁾コードより 48 群に縮約し作成した。P1 展開次数は 5 とした。なお、解体届計算では ENDF/B-IV⁸⁾を用いており、2 次元再評価計算から ENDF/B-VI を使用した。ENDF/B-VI では、ENDF/B-IV に含まれていないバリウムの核データが含まれていた。JRR-2 では、生体遮蔽体に重晶石コンクリートを用いているため、バリウムは重要元素となる。また、重水の分子結合効果及び黒鉛の結晶効果を加味した断面積を ENDF/B-VI-NJOY97 システムにより作成して用いたため、軽水のみ考慮していた解体届計算より、2 次元及び 3 次元再評価計算では散乱断面積が大きくなり、中性子の減速効果が大きくなつた。

断面積作成に用いた原子個数密度は、3.2 に示す各構造物の化学組成における主要元素が、各細分領域に均一に分布しているとして作成した。

3.1.2 3 次元輸送計算

原子炉の放射化放射能量を求めるため、原子炉各箇所に r - θ - z 座標又は x - y - z 座標による 3 次元体系を適用し、DOORS3.2¹⁰⁾システムに含まれる 3 次元輸送計算コード TORT を用いて中性子束分布を求めた。計算にあたって、線源強度は 1 次元輸送計算と同じとし(3.1.1 参照)、TORT 用

断面積ファイルは GIP¹⁰⁾コードを用いて作成した。Pl 展開次数は 3 とした。縮約した中性子エネルギー群構造を Table 3.1.1 に示す。設定した体系は以下の 9 通りであり、各計算条件を Table 3.1.2 に、体系図を Fig.3.1.4～Fig.3.1.27 に示す。なお、各体系の座標は、全て炉心中心を原点とし、 θ は熱中性子柱の中心線から時計回りの回転角度とした。

- (a) 原子炉中心部(r - θ - z 座標、Fig.3.1.4～Fig.3.1.8 参照)
- (b) 原子炉上部(r - θ - z 座標、Fig.3.1.4, Fig.3.1.9, Fig.3.1.10 参照)
- (c) 原子炉下部(r - θ - z 座標、Fig.3.1.4, Fig.3.1.11, Fig.3.1.12 参照)
- (d) 热中性子柱及び炉心を含む領域(x - y - z 座標、Fig.3.1.13, Fig.3.1.14 参照)
- (e) 水平貫通実験孔 HT-3 及び HT-4 並びに炉心を含む領域(x - y - z 座標、Fig.3.1.15～Fig.3.1.17 参照)
- (f) 水平実験孔 HT-2 及び HT-5 並びに炉心を含む領域(x - y - z 座標、Fig.3.1.18～Fig.3.1.20 参照)
- (g) RI トレーン及び炉心を含む領域(x - y - z 座標、Fig.3.1.21, Fig.3.1.22 参照)
- (h) 垂直実験孔 VT-1 及び VT-9 並びに炉心を含む領域(x - y - z 座標、Fig.3.1.23～Fig.3.1.25 参照)
- (i) 炉心直下部重水系配管及び炉心を含む領域(x - y - z 座標、Fig.3.1.26, Fig.3.1.27 参照)

上記の各体系は、以下に基づいて設定した。

原子炉全体の中性子束分布計算では、水平実験孔等における中性子ストリーミング効果を、生体遮蔽体への影響も含めて精度良く評価するため、大部分の構造物を取り込んだ r - θ - z 座標による原子炉全体 3 次元体系モデルを作成した。その際、TORT コードの整数変数のオーバーフロー及び計算機への負荷軽減のため、原子炉全体を体系(a)、(b)、(c)に 3 分割し、接続計算により全体系計算を実施することとした。接続計算に必要となる接続ファイルの作成には TORSET¹⁰⁾コードを使用し、炉心を含まない体系(b)、(c)では、炉心を含む体系(a)で得られる中性子束分布を z 軸境界で線源として設定した。

構成材料が多い熱中性子柱については、原子炉全体体系に取り入れたものとは別に x - y - z 座標による単独モデル(d)も作成し、放射化放射能量評価には単独モデルの結果を用いた。水平実験孔及び熱中性子柱は、装置の変更が運転期間中行われているが、使用期間及び時期を考慮した上で放射化放射能量評価の対象となる永久停止時の装置のプラグを体系に取り入れた。水平実験孔及び熱中性子柱で使用されていた装置を Table 3.1.3 に示す。制御棒の中性子束には、3.1.1 で求めた制御棒による歪みにより炉心内の中性子束を補正したものを用いた。制御棒による中性子束の歪みを Fig.3.1.28 に示す。

原子炉全体体系の評価に先立ち、測定値との比較を行うことにより 3 次元体系導入の有効性を検討するため、体系(f)、(h)、(i)の評価を行った。また、水平貫通実験孔 HT-3 及び HT-4、RI トレーン、垂直実験孔(中央垂直実験孔 VT-1 を除く)のような r - θ - z 座標による体系化が難しい構造物は、原子炉全体体系の対象外とし、 x - y - z 座標による体系{(e)、(g)、(h)}を個別に作成し評価した。なお、それらの構造物を r - θ - z 座標による原子炉全体体系から除外した場合の影響評価もあらかじめ行った。

3.2 放射化放射能量計算

3.1 に従って算出した中性子束分布を用いて JRR-2 原子炉本体の放射化放射能量を ORIGEN-MD コード¹¹⁾を用いて求めた。計算手順は以下のとおりである。

- (1) 図面等より評価対象構造物毎にモデル化を行い、体積及び重量の算出、領域分けを行う。
- (2) 3次元中性子束分布計算に用いた TORT 計算体系のメッシュ位置により領域の細分化を行い、細分化領域毎の体積及び重量を求める。
- (3) ORIGEN-MD コードを用いて、積算出力、親核種初期量及び平均中性子束から、各機器の細分化領域毎に放射化放射能濃度を計算する。
- (4) (3)で求めた放射化放射能濃度と(2)で求めた重量の積から各構造物及び原子炉本体の放射化放射能量を算出する。

計算条件は、以下のとおりである。

- ・原子炉運転出力：10MW
- ・総運転時間： 8.1×10^4 時間
- ・総積算出力： 7.3×10^5 MWh(運転期間毎の積算出力は Table 2.2.1 参照)
- ・放射化放射能量評価時期：原子炉永久停止直後、1 日後、1 年後、2 年後、3 年後、5 年後、10 年後、50 年後、100 年後
- ・放射化評価核種¹²⁾：親核種、反応形態、半減期及び放出 γ 線エネルギーと併せて Table 3.2.1 に示す。原則として半減期が 1 ヶ月以上の放射性核種を対象とした。但し、半減期が 1 ヶ月末満である ^{51}Cr は評価核種に加えた。
- ・評価対象構造物：材質及び重量と併せて Table 3.2.2 に示す。なお、水平実験孔については、運転終了時に設置されていた装置について、個別に原子炉運転時間を設定し評価した。

微量元素を考慮に入れた各構造物の化学組成は、Table 3.2.3 のとおりである。放射化計算では、物質に含まれるコバルト、ユロピウム等の微量含有元素が重要であるが、JRR-2 各構造物材料の化学組成データには、微量元素の含有量が示されていないことが多かった。したがって、本計算では、JRR-2、JRR-3¹³⁾、JRR-4 及び海外¹⁴⁾で分析調査されたデータを参考に構造物材料中の微量元素含有量を推定し、化学組成に加えた。なお、生体遮蔽体の重晶石コンクリート及び中央垂直実験孔 VT-1 シンプルのアルミニウム材(A6061)については、解体工事において採取した試料を分析して得られた実際の化学組成を一部使用した。化学組成分析は、東海研究所分析化学研究グループに依頼した。

3.3 汚染 ^3H の影響評価

JRR-2 の生体遮蔽体等、原子炉本体コンクリートには、重水の放射化により生成した ^3H による汚染が存在する。この ^3H を汚染 ^3H と記し、 ^6Li の放射化により生成する ^3H と別に扱う。汚染 ^3H について、以下のように不均一分布と均一分布をそれぞれ設定して、原子炉本体の放射能

量に与える影響を評価した。なお、本報告における³Hの表記では、「汚染」と記されていない場合、⁶Liの放射化により生成する³Hを指すこととする。

(1) 不均一分布

生体遮蔽体重晶石コンクリート中の汚染³H測定値から求めた半径方向分布の近似式は、以下のとおりである。

$$y = 1091 e^{-0.0104x} \dots \dots \quad (3.3)$$

y : xにおける汚染³H放射能濃度(Bq/g)

x : 炉心中心からの距離(cm)

(3.3)式では、生体遮蔽体から炉心中心までの距離が最短となる熱遮蔽軽水タンク境界面(炉心中心から138cm)における汚染³H放射能濃度は、 2.6×10^2 Bq/gとなる。(3.3)式による分布に加え、熱遮蔽軽水タンク境界面での値が 5.0×10^2 Bq/g、 1.0×10^3 Bq/g、 1.0×10^4 Bq/g、 2.0×10^4 Bq/gとなるように(3.3)式を平行移動して得られる分布を、原子炉本体の全コンクリートに適用し汚染³Hの不均一分布として評価した。なお、最大設定値 2.0×10^4 Bq/gは、本評価を実施した2001年時点で確認されていたJRR-2原子炉建屋コンクリートにおける汚染³H放射能濃度の最大値である。

(2) 均一分布

(1)で設定した熱遮蔽軽水タンク境界面での汚染³H放射能濃度(2.6×10^2 Bq/g、 5.0×10^2 Bq/g、 1.0×10^3 Bq/g、 1.0×10^4 Bq/g、 2.0×10^4 Bq/g)により、均一に原子炉本体の全コンクリートが汚染していると仮定した場合の放射能濃度を汚染³Hの均一分布として評価した。

3.4 空間線量当量率分布計算

測定値との比較による3次元体系導入の有効性確認及び今後の原子炉安全管理に資するため、3次元輸送計算コードTORTを用いて垂直実験孔VT-1及びVT-9並びに炉心直下部重水系配管における空間線量当量率分布を計算した。本計算のために作成した2種類の体系は、以下のとおりである。体系の参考図をFig.3.1.23～Fig.3.1.27に示す。

- (a) 垂直実験孔VT-1及びVT-9並びに炉心を含む領域(x-y-z座標、Fig.3.1.23～Fig.3.1.25参照)
- (b) 炉心直下重水系配管及び炉心を含む領域(x-y-z座標、Fig.3.1.26, Fig.3.1.27参照)

Fig.3.1.23～Fig.3.1.27は中性子束分布計算用体系(3.1参照)を示しており、空間線量当量率分布計算用体系では、重水、軽水、ヘリウムガス及び燃料要素の領域は空気に置換し、制御棒は下端まで挿入し、計算範囲を変更している。なお、炉心中心を原点とした。

体系(a)、(b)に共通となる計算条件を以下に示す。それぞれの計算範囲及びメッシュ数は、Table 3.4.1に示す。

- ・ エネルギー群数：光子用7群(Table 3.4.2参照)。断面積ファイルは、評価済核データライブ

ラリーENDF/B-VIから NJOY97 により 18 群に編集し、ANISN で縮約計算して作成。Pl 展開次数は 3 とした。

- ・ 角度分点 : S10 相当
- ・ 境界条件 : y 軸炉心中心 …… 反射
その他 ……… 真空
- ・ 原子個数密度 : 3.1 に示す中性子束分布計算の値を採用
- ・ 線源条件 : 3.2 に従って得られた放射化放射性核種を線源とし、生成核種データと核種毎の光子発生量¹⁵⁾から線源データを作成
- ・ 評価時期 : 原子炉永久停止から 2 年後、3 年後、4 年後、5 年後、7 年後、10 年後、15 年後、20 年後、30 年後、40 年後、50 年後、70 年後、100 年後
- ・ 1cm 線量当量換算係数¹⁶⁾ : Table 3.4.2 参照

4. 計算結果及び考察

4.1 中性子束分布計算

3.1 に従って得られた、3 次元輸送計算による原子炉全体体系の熱及び全中性子束中性子束分布を Fig.4.1.1～Fig.4.1.7 に示す。該当する計算体系は、3.1.2 の(a)、(b)、(c)である。

Fig.4.1.4、Fig.4.1.5 は、炉心中心高さ付近における原子炉本体の中性子束分布を示す半径方向断面図である。両図から分かるように、全水平実験孔(水平貫通実験孔は除く)を体系に取り込んだことにより、各実験孔における中性子ストリーミング効果が明確になった。また、実験孔間の生体遮蔽体領域で生じる、中性子ストリーミングが重なることによる中性子束増加作用も明らかとなった。実験孔毎にみてみると、水平実験孔 HT-5、HT-10 及び HT-15 周囲の中性子束が、その他の水平実験孔と比較して特に大きいことが分かる。これは、遮蔽プラグが炉心部まで未挿入又は同一形状でも孔径が大きいことから、炉心内の空気層体積が大きくなり、中性子ストリーミングが増大するためである。同様に熱中性子柱中央部及び熱遮蔽軽水タンク上部(Fig.4.1.1 参照)にも空気層があるため、中性子ストリーミングが生じている。以上のように、2 次元体系では困難であった全水平実験孔における中性子ストリーミング効果の評価が、生体遮蔽体に対する影響も含めて可能となり、3 次元体系による計算の有効性が示された。

なお、水平貫通実験孔 HT-3 及び HT-4、RI トレーン、中央垂直実験孔 VT-1 を除く垂直実験孔に関しては、r-θ-z 体系に組み込みにくいことから周辺部への影響がほぼ無視できることを確認してから原子炉全体体系から除外し個別に評価した。具体的には、3.1.2 に示す体系(e)、(f)、(g)による比較評価を行った結果、HT-3、HT-4、RI トレーンについては、中性子ストリーミング効果による周囲の生体遮蔽体に対する放射化放射能量の寄与量の合計が、水平実験孔 HT-2 及び HT-5 における寄与量に対して 1/10 程度となり、その影響が小さいことが分かった。また、垂直実験孔については、3.1.2 に示す体系(h)により VT-1、VT-9 について評価を行った結果、Fig.4.1.8 に示されているとおり、中央部に設置されていた VT-1 では中性子ストリーミング効果により周辺部に対して影響を与えていていることが確認できるが、VT-9 ではその影響を無視できることが明らかとなった。これは、VT-9 の位置が炉心外縁部近傍であり、併せて孔内の空気層も小さいためであると考えられる。

4.2 放射化放射能量計算

3.2に従って得られた放射化放射能量及び放射能濃度を Table 4.2.1、Table 4.2.2 にそれぞれ示す。また、主要構造物及び主要放射性核種の放射化放射能量の経年変化を Fig.4.2.1、Fig.4.2.2 にそれぞれ示す。

Table 4.2.1 から総放射化放射能量は、原子炉永久停止から 1 年後で 1.9×10^{14} Bq、10 年後で 4.7×10^{13} 、100 年後で 1.9×10^{12} となっていることが分かる。また、Fig.4.2.1 に示されているとおり、原子炉永久停止から 40 年後までは制御棒の放射化放射能量が最も大きく、熱遮蔽板又は水平実験孔が続いているが、40 年を過ぎると熱遮蔽板が最大となり、制御棒、水平実験孔と続いている。これら 3 種類の構造物のみで、全放射化放射能量の 87%(1 年後)、77%(10 年後)、95%(100 年後)を占める結果となった。

Table 4.2.2 から放射化放射能濃度については、原子炉永久停止から 1 年後で、平均値が大きい順に制御棒、炉心構造物(重水タンク、グリッドプレート、プレナムアッセイ及び案内管)、垂直実験孔、熱遮蔽板、水平実験孔となり、それぞれの値は、 2.7×10^9 Bq/g、 $8.0 \times 10^6 \sim 1.1 \times 10^8$ Bq/g、 3.7×10^6 Bq/g、 2.1×10^6 Bq/g、 1.5×10^6 Bq/g であった。10 年後及び 100 年後でも制御棒は顕著に大きな放射化放射能濃度を有しており、重量が小さいにも関わらず、前述のような大きな放射化放射能量を有する原因となっている。それに対して、アルミニウム材で構成されている各炉心構造物は、ステンレス製被覆材を使用している制御棒より放射化放射能濃度が小さくなり、さらに重量が熱遮蔽板、水平実験孔に対してそれぞれ $1/480 \sim 1/29$ 、 $1/380 \sim 1/23$ であるため、制御棒に次ぐ放射化放射能濃度を有しているにも関わらず、全放射化放射能量に占める割合は、原子炉停止直後を除き熱遮蔽板及び水平実験孔よりも小さい値となっている。

全放射化放射能量に対する寄与の大きい放射性核種については、Fig.4.2.2 から以下のとおりである。原子炉永久停止から 1 年後～10 年後では、 ^3H 、 ^{55}Fe 、 ^{60}Co が挙げられ、放射化放射能量の大きさは、1 年後～5 年後では $^{55}\text{Fe} > ^{60}\text{Co} > ^3\text{H}$ 、10 年後では $^3\text{H} > ^{60}\text{Co} > ^{55}\text{Fe}$ となっている。10 年後以降は ^{55}Fe 、 ^{60}Co が急速に減衰していき、 ^3H が主要放射性核種となる。しかし、 ^3H も徐々に減衰していき、それに伴い半減期の長い ^{63}Ni の割合が徐々に大きくなっている。そして、50 年後には ^{63}Ni が最大となり、100 年後には ^{63}Ni のみで全放射化放射能量の 89%を占める結果となった。

各構造物について、JPDR 解体時に設定された放射能レベル区分を適用したときの結果を Table 4.2.3 に示す。レベルは 4 段階に区分されており、区分範囲は、 3.7×10^3 Bq/g \leqq レベル I、 3.7×10^1 Bq/g \leqq レベル II $<$ 3.7×10^3 Bq/g、 3.7×10^{-1} Bq/g \leqq レベル III $<$ 3.7×10^1 Bq/g、レベル IV $<$ 3.7×10^{-1} Bq/g である。原子炉永久停止から 1 年後以降では大きい順にレベル IV、III、II、I となっており、経過年数と共にレベル IV の割合が大きくなっている。具体的には、全重量に占めるレベル IV の発生割合が、1 年後で 43%(330 トン)、10 年後で 46%(350 トン)、100 年後で 70%(530 トン)と増加している。逆にレベル I の発生割合は、経過年数と共に小さくなっている、1 年後で 4.1%(31 トン)であったものが、10 年後で 3.5%(26 トン)、100 年後で 0.76%(5.8 トン)となっている。なお、レベル I となるものは、主に熱遮蔽板、生体遮蔽体から発生しており、主要放射性核種は、1 年後で ^{55}Fe 、10 年後で ^{60}Co 、100 年後で ^{63}Ni である。今後は、法制化が進められているクリアランスレベル等、最終的な処分方法に従った区分評価を行うことが必要である。

4.3 汚染³H の影響評価

原子炉本体コンクリート中の汚染³H 放射能量について、3.3 に示すように不均一分布及び均一分布を合計 10 通り仮定して評価した。そのなかで、実際の測定値に基づく(3.3)式による分布(以下、 $2.6 \times 10^2 \text{Bq/g}$ 不均一分布という)、(3.3)式を平行移動して熱遮蔽軽水タンク境界面での値を $1.0 \times 10^3 \text{Bq/g}$ としたときの分布(以下、 $1.0 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 不均一分布という)及び最大汚染シナリオである $2.0 \times 10^4 \text{Bq/g}$ で均一に汚染したときの分布(以下、 $2.0 \times 10^4 \text{Bq/g}$ 均一分布という)をそれぞれ設定して得られた値を Table 4.3.1 に示す。なお、本項では、⁶Li の放射化により生成される³H を放射化³H と記す。

全汚染³H 放射能量は、 $2.6 \times 10^2 \text{Bq/g}$ 不均一分布を例として挙げると、原子炉永久停止から 1 年後で $3.7 \times 10^{10} \text{Bq}$ 、10 年後で $2.4 \times 10^{10} \text{Bq}$ 、100 年後で $1.5 \times 10^8 \text{Bq}$ となった。そして、原子炉全体の放射化放射能量に対する割合は、 $2.6 \times 10^2 \text{Bq/g}$ 不均一分布、 $1.0 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 不均一分布、 $2.0 \times 10^4 \text{Bq/g}$ 均一分布の順に、原子炉永久停止から 1 年後で 0.020%、0.68% 及び 14%、10 年後で 0.051%、1.8% 及び 35%、100 年後で 0.0077%、0.27% 及び 5.4% となった。また、生体遮蔽体コンクリートに着目すると、放射化³H 放射能量に対する汚染³H 放射能量の割合は、全期間を通して 22%($2.6 \times 10^2 \text{Bq/g}$ 不均一分布)、86%($1.0 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 不均一分布) 及び 11000%($2.0 \times 10^4 \text{Bq/g}$ 均一分布) となった。以上のことから、汚染³H は、生体遮蔽体中の放射化³H に対しては有意な値となるが、原子炉全体の放射化放射能量に対しては、最大の過大評価となる $2.0 \times 10^4 \text{Bq/g}$ 均一分布を適用した場合でも影響は小さく、 $2.6 \times 10^2 \text{Bq/g}$ 不均一分布及び $1.0 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 不均一分布ではどちらも影響をほぼ無視できることが分かった。

汚染³H の発生原因としては、重水(³H 濃度：約 $4.0 \times 10^7 \text{Bq/cm}^3$)が、バージガスである重水タンク中ヘリウムガスを経由して重水タンク及び熱遮蔽軽水タンク上部接合部空隙から生体遮蔽体中へ移行したことが主に考えられ、その他に水平実験孔における熱遮蔽軽水(³H 濃度：約 $7.0 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$)の漏洩も挙げられる。JRR-2 原子炉建屋コンクリートの汚染³H 測定において 10^3Bq/g 以上の放射能濃度が確認された箇所は、液体状態の重水が直接接した履歴を有する箇所であり、生体遮蔽体の汚染経路を考慮すると $1.0 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 不均一分布でも安全側評価である。したがって、原子炉全体の放射能量評価においては、放射化放射能量を評価すれば良いと考えられる。但し、炉壁側に近づく程、放射能量に対する汚染³H の寄与が大きくなるため、クリアランスレベルによる区分等、原子炉本体コンクリートの取扱いを検討する場合には、汚染³H による影響を考慮する必要がある。

4.4 測定値との比較

本評価で用いた 3 次元体系の有効性確認のため、生体遮蔽体の放射化放射能濃度並びに垂直実験孔及び炉心直下部の線量当量率について、計算値と測定値の比較検討を行った。

4.4.1 生体遮蔽体の放射化放射能濃度

水平実験孔 HT-2 及び HT-5 に挟まれた炉中心中心高さの生体遮蔽体領域の放射化放射能濃度に関する測定値と計算値の比較を Table 4.4.1 に示す。測定値は、原子炉永久停止から 2 年後にコアボーリングで採取した重晶石コンクリート試料を、ゲルマニウム半導体検出器で分析して得た

値である。計算値は、3.1.2に示すr-θ-z座標による体系(a)とx-y-z座標による体系(f)でそれぞれ得られた中性子束から算出した値である。x-y-z体系による計算は、3次元体系による計算の有効性を確認するため測定値が得られている周辺部に限定して当初行ったものであり、r-θ-z体系による計算は、原子炉全体の放射化放射能量の評価時に行ったものである。比較対象核種は、⁶⁰Co、¹³³Ba、¹⁵²Euである。¹³³Baは、生体遮蔽体に重晶石コンクリートを用いているため多量に生成される核種である。なお、³Hは、汚染³Hの影響があるため比較対象外とした。

Table 4.4.1から、⁶⁰Co、¹³³Ba及び¹⁵²Euの計算値／測定値(C/E)は、x-y-z体系では0.46～2.1、0.13～1.0及び0.98～5.9となり、r-θ-z体系では3.8～12、0.48～6.1及び6.6～32となつた。この結果から、x-y-z体系による値が測定値に比較的近く、r-θ-z体系による値は過大評価傾向があり、x-y-z体系による値より1桁程度大きいことが分かる。これは、x-y-z体系による計算が、3次元体系の有効性確認を目的として、測定値が得られている周辺部について特に詳細なメッシュを設定して評価したためである。r-θ-z体系においてもメッシュ区分の増減により値は変動するが、安全側評価が求められること及び計算機への負荷軽減を考慮すると、放射化放射能量計算に用いたr-θ-z体系は有効である。

4.4.2 垂直実験孔及び炉心直下部の線量当量率

3.4に示すx-y-z座標による体系(a)、(b)を用いて計算した、原子炉永久停止から2年後の垂直実験孔VT-1、VT-9及び炉心直下部重水系配管における空間線量当量率分布をFig.4.4.1、Fig.4.4.2に示す。これらの図からVT-1、VT-9及び炉心直下部重水系配管は、いずれも γ 線ストリーミング効果により線量当量率が顕著に大きくなっていることが分かる。

VT-1、VT-9における線量当量率の測定値と計算値の比較を、Table 4.4.2、Fig.4.4.3に示す。VT-1については、2次元再評価計算で得られていた値も併せて示す。測定値は、ラドコン及びテレテクターを両実験孔に挿入して確認した値である。3次元再評価計算値を測定値と比較すると、Table 4.4.2からVT-1、VT-9の計算値／測定値(C/E)は、実験孔内全領域でそれぞれ0.58～3.1、0.39～2.1の範囲となった。それに対して2次元再評価計算では、VT-1についてC/Eが重水タンク内で1.8～14の範囲となり、上段遮蔽体領域では著しい相違を生じている。また、12インチアルミニウム重水入口配管を介した炉心直下659cmにおける線量当量率については、3次元再評価計算では測定値28mSv/hに対して計算値が25mSv/hとなり10%程度の誤差で一致したが、2次元再評価計算では著しい相違を生じた。 γ 線源(制御棒等)がほぼ同一な条件で、以上のように3次元再評価計算において良い一致を得ることができたのは、3次元体系の導入により γ 線ストリーミング効果等、炉内の γ 線分布をより正確に再現できたためと考えられる。このことは、空間線量当量率分布計算においても3次元体系の導入が有効であることを示唆している。

ここで、今後の原子炉安全管理のために算出した線量当量率の経年変化についても述べる。原子炉永久停止から2～100年後におけるVT-1、VT-9の線量当量率の変化をFig.4.4.4に示す。この図から70年後以降では、線量当量率の低下が緩やかとなっていることが分かる。これは、当初支配的である⁶⁰Co等の影響が低下し、⁹⁴Nb等の半減期の長い核種の影響が大きくなるためと考えられる。

4.5 2次元体系による評価との比較

4.5.1 各放射化放射能量評価の特徴

JRR-2 では、解体届計算、2 次元及び 3 次元再評価計算によって原子炉本体の放射化放射能量を評価してきた。各評価の特徴は、以下のとおりである。

解体届計算では、2 次元体系を設定して DOT3.5 により中性子束分布を求めた。原子炉全体体系には水平実験孔は組み込みず、最も径の大きい 11 インチ水平実験孔(HT-14)について単独で体系を作成して評価した。中性子エネルギー群数は 15 群とした。評価済核データライブラリーには ENDF/B-IV を用いた。

2 次元再評価計算では、原子炉全体体系に HT-14 を組み入れた 2 次元体系を作成して DOT3.5 により中性子束分布の評価を行った。中性子エネルギー群数は 15 群とした。評価済核データライブラリーは ENDF/B-VI に更新し、重水の分子結合効果及び黒鉛の結晶効果を考慮した断面積を用いた。また、一部の構造物(生体遮蔽体重晶石コンクリート等)の化学組成に、解体工事で採取した試料から得られた分析値を採用した。

3 次元再評価計算では、全ての水平実験孔を組み込んだ 3 次元体系を作成して TORT により中性子束分布を計算した。中性子エネルギー群数は 5~15 群とした。評価済核データライブラリー及び構造物の化学組成は、2 次元再評価計算と同様であった。

4.5.2 各放射化放射能量評価の比較

各放射化放射能量評価の比較を行う。解体届計算、2 次元及び 3 次元再評価計算で得られた結果をそれぞれ Table 4.5.1~Table 4.5.3 に示す。ここで比較検討する放射化放射能量は、原子炉永久停止から 1 年後の値である。

まず主要な構造物毎に比較する。水平実験孔については、解体届計算及び 2 次元再評価計算で得られた放射化放射能量が、3 次元計算値のそれぞれ 12 倍、7.1 倍となった。これは、3 次元計算では、全ての実験孔を体系に組み入れたのに対して、解体届計算及び 2 次元再評価計算では、口径、プラグ等が異なる実験孔の中で、安全側に評価できる代表的なものを選択してモデル化したことから過大評価となつたためである。生体遮蔽体については、次のとおりである。まず 2 次元再評価計算による放射化放射能量が解体届計算値の 1/1000 以下まで大きく減少している理由としては、2 次元再評価計算において水平実験孔を体系に組み入れたため、中性子ストリーミングによる生体遮蔽体への影響を評価できること、生体遮蔽体中の微量元素量に実際の化学組成分析値を用いたことにより ^3H の親核種である ^6Li の含有量が 1/10 以下となつたこと、重水の断面積作成に分子結合効果を取り入れたため中性子の減衰が大きくなつたことが挙げられる。一方、3 次元再評価計算による放射化放射能量については、全ての水平実験孔を体系に組み入れたため、実験孔間における中性子ストリーミングの重なりによる中性子束增加作用が加味されて 2 次元再評価計算値の 7.6 倍となった。それらの結果として生体遮蔽体の 3 次元再評価計算値は、解体届計算値に対して 1/160 となつた。熱遮蔽板については、水平実験孔による中性子ストリーミングの影響を考慮に入れた 2 次元及び 3 次元再評価計算による放射化放射能量が、解体届計算値の 10 倍以上となつた。なお、制御棒については、各評価間で大きな相違はなかつた。

次に原子炉全体の放射化放射能量をみてみると、Table 4.5.1~Table 4.5.3 から 3 次元再評価計

算に対して、解体届計算が 3.4 倍、2 次元再評価計算が 1.7 倍となっている。解体届計算に対する 2 次元再評価計算の減少は、生体遮蔽体の放射化放射能量が著しく小さくなると共に、水平実験孔の値も小さくなつたことに起因しており、2 次元再評価計算に対する 3 次元再評価計算の減少は、水平実験孔の放射化放射能量の減少に起因するものである。放射化放射能量の上位構造物を、全放射化放射能量に占める割合と共に示すと、解体届計算では水平実験孔 36%、制御棒 23%、生体遮蔽体 21%、2 次元再評価計算では水平実験孔 41%、制御棒 30%、熱遮蔽板 7.2%、3 次元再評価計算では制御棒 58%、熱遮蔽板 19%、水平実験孔 10% となる。これらの構造物の合計放射化放射能量は、各計算において 78%～87% となり、全放射化放射能量に大きく寄与している。

以上のことから本評価における 3 次元体系導入の効果をまとめると、次のようになる。3 次元再評価計算では、解体届計算において原子炉全体の放射化放射能量に大きな影響を与えていた水平実験孔及び生体遮蔽体の評価精度が向上し、その合計値は、解体届計算の 1/18 となり、過剰な過大評価傾向が改善された。それに伴い、原子炉全体の放射化放射能量に対して両構造物の合計値が占める割合は、解体届計算における 57% から 3 次元再評価計算では 10% に低下し、放射化放射能量の上位構造物が変化することとなった。これらのこととは、多様な実験孔を多く持ち、炉体形状が複雑な研究用原子炉の放射化放射能量評価における 3 次元体系導入の有効性を示している。

5. 結論

JRR-2 原子炉本体の放射化放射能量について、中性子束分布計算に 3 次元体系を導入して、解体届計算に対する再評価を行つた。得られた総放射化放射能量は、 1.9×10^{14} Bq(原子炉永久停止から 1 年後)、 4.7×10^{13} Bq(10 年後)、 1.9×10^{12} Bq(100 年後) となった。また、放射化放射能量の大きい構造物は、制御棒、熱遮蔽板及び水平実験孔となつた。これら 3 種類の構造物の合計放射化放射能量は、全体の 87%(1 年後)、77%(10 年後)、95%(100 年後) を占め、全放射化放射能量に大きく寄与することとなつた。放射化放射能濃度については、1 年後～100 年後を通してステンレス製被覆材を使用している制御棒が顕著に大きな値となり、炉心構造物はアルミニウム材で構成されているため比較的小さな値となつた。全放射化放射能量に対する寄与の大きい放射性核種は、1 年後～10 年後では ^3H 、 ^{55}Fe 、 ^{60}Co となつた。10 年後以降は ^{55}Fe 、 ^{60}Co が急速に減衰するため、まず ^3H が主要放射性核種となるが、50 年後には半減期の長い ^{63}Ni が最大となり、100 年後には ^{63}Ni のみで全放射化放射能量の 89% を占める結果となつた。なお、生体遮蔽体等、原子炉本体コンクリートに存在する汚染 ^3H 量は、コンクリートに含まれる $^{6\text{Li}}$ の放射化により生成される ^3H 量に対しては有意な値となるが、原子炉全体の放射化放射能量に対しては無視できることが明らかとなつた。

算出した放射化放射能濃度に対して JPDR 解体時に設定された放射能レベル区分を適用した場合、原子炉永久停止から 1 年後以降では、レベル IV の発生量が最も大きくなり、全重量 760 トンの内、43%(原子炉永久停止から 1 年後)、70%(100 年後) を占めた。また、最も発生量が少ないレベル I については、主に熱遮蔽板、生体遮蔽体を発生源として 4.1%(1 年後)、0.76%(100 年後) の割合で発生する。今後は、法制化が進められているクリアランスレベル等、最終的な処分方法に従つた区分評価を行うことが必要である。

本評価では、中性子束分布計算に 3 次元体系を導入して、全水平実験孔を体系に組み入れたこ

とにより、径及び充填物の異なる多様な水平実験孔を、その中性子ストリーミングの影響を受ける生体遮蔽体を含めて全て評価することができた。その結果、2次元体系を採用していた解体届計算において原子炉全体の放射化放射能量に大きな影響を与えていた水平実験孔及び生体遮蔽体の評価精度が向上し、その合計値は、原子炉永久停止から1年後で解体届計算の1/18となり、過剰な過大評価傾向が改善された。それに伴い、原子炉全体の放射化放射能量に占める両構造物の合計値の割合が、1年後では解体届計算における57%から10%となり、放射化放射能量の上位構造物が変化し、原子炉全体の放射化放射能量も解体届計算値より低下した。これらのこととは、多様な実験孔を多く持ち、炉体形状が複雑な研究用原子炉の放射化放射能量評価における3次元体系導入の有効性を示している。

謝辞

本報告書を作成するにあたって、加藤バックエンド技術部長、中野原子炉解体技術課長及び助川デコミッショニング技術開発室長代理には有益なご指導、ご助言を頂きました。また、伊藤光雄氏(分析化学研究グループ)には、生体遮蔽体等、原子炉構造物の化学組成を分析して頂きました。ここに深く感謝致します。大川原子炉解体技術課長代理、鈴木武氏(原子炉解体技術課)及び施設放射線管理第1課の方々には、空間線量当量率測定及び第2段階の解体工事として行った試料採取作業に多大なご協力を頂きました。さらに、照沼章弘氏、矢野政昭氏(原子炉解体技術課)にも常々ご助力を頂きました。併せて深く感謝致します。

参考文献

- 1)日本原子力研究所 : JRR-2 原子炉施設の解体届 (1997,1998,2000,2002,2004)
- 2)W.A.Rhoades and F.R.Mynatt : The DOT-III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code, ORNL-TM-4280 (1973)
- 3)W.A.Rhoades and D.B.Simpson : The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code, ORNL-TM-13221 (1997)
- 4)日本原子力研究所バックエンド技術部:原子炉解体技術開発成果報告書—JPDRの解体と技術開発一, JAERI-Tech 97-001 (1997)
- 5)JRR-2 管理課 : JRR-2 の運転と利用の成果, JAERI-Tech 94-014 (1994)
- 6)W.W.Engle Jr : A User's Manual for ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering, K-1693 (1967)
- 7)黒沢正義 鳥居義也 : JRR-2 中濃縮炉心の核設計, JAERI-M 86-052 (1986)
- 8)Evaluated Nuclear Date File opened by National Nuclear Date Center, Brookhaven National Laboratory. Used ENDF/B-VI was Release 5.
- 9)R.E.MacFarlane and D.W.Muir, The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91, LA-12740-M (1994)
- 10)Oak Ridge National Laboratory : DOORS3.2 One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System, RSIC CODE PACKAGE CCC-650 (1998)

- 11)助川武則 畠山睦夫 柳原敏:原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討(受託研究),
JAERI-Tech 2001-058 (2001)
- 12)村上悠紀雄, 他 編著: 放射線データブック, 地人書館 (1982)
- 13)伊勢武治 丸尾毅 加藤安久: 私信(JRR-3 改造炉遮蔽解析用資料 一図面・材質組成一)
- 14)J.C.Evans, et al : Long-Lived Activation Products in Reactor Materials, NUREG/CR-3474
(1984)
- 15)Report of a Task Group of Committee 2 of the ICRP on data used in ICRP Publ.30 : ICRP
Publ.38, Radionuclide Transformation Energy and Intensity of Emissions, Annals of the
ICRP Vol.11-13 (1983)
- 16)A Report of a Task Group of Committee 3 of the ICRP : ICRP Publ.51, Data for Use in
Protection Against External Radiation, Annals of the ICRP Vol.17 No.2/3 (1987)

Table 2.1.1 Main specifications of JRR-2

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	$\text{約}1.3 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}$	
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	
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

Table 2.2.1 Multiplication outputs in subdivided operation periods of JRR-2

運転期間	累積日数*	積算出力 (MWh)	区間日数*	区間積算出力 (MWh)	区間内平均出力 (MW)
1 '60-10-01 ~ '64-02-28	1,246	5.41E+03	1,246	5.41E+03	0.181
2 '64-03-01 ~ '65-07-04	1,737	2.35E+04	491	1.81E+04	1.54
2' '65-07-05 ~ '65-12-31	1,917	2.35E+04	180	0.00E+00	-
3 '66-01-01 ~ '68-07-11	2,840	7.72E+04	923	5.37E+04	2.42
3' '68-07-12 ~ '68-12-31	3,013	7.72E+04	173	0.00E+00	-
4 '69-01-01 ~ '73-12-16	4,824	2.45E+05	1,811	1.67E+05	3.85
4' '73-12-17 ~ '76-06-02	5,723	2.45E+05	899	0.00E+00	-
5 '76-06-03 ~ '80-05-06	7,157	3.78E+05	1,434	1.34E+05	3.89
5' '80-05-06 ~ '80-10-30	7,334	3.78E+05	177	0.00E+00	-
6 '80-10-31 ~ '82-07-25	7,967	4.32E+05	633	5.38E+04	3.54
6' '82-07-26 ~ '83-04-10	8,226	4.32E+05	259	0.00E+00	-
7 '83-04-11 ~ '87-04-26	9,703	5.44E+05	1,477	1.11E+05	3.15
7' '87-04-27 ~ '88-01-24	9,983	5.44E+05	280	0.00E+00	-
8 '88-01-25 ~ '90-09-09	10,935	6.27E+05	952	8.28E+04	3.62
8' '90-09-10 ~ '91-03-03	11,110	6.27E+05	175	0.00E+00	-
9 '91-03-04 ~ '91-07-28	11,257	6.40E+05	147	1.35E+04	3.82
9' '91-07-29 ~ '92-07-19	11,614	6.40E+05	357	0.00E+00	-
10 '92-07-20 ~ '94-07-31	12,356	7.00E+05	742	6.02E+04	3.38
10' '94-08-01 ~ '94-12-11	12,594	7.00E+05	238	0.00E+00	-
11 '94-12-12 ~ '95-12-18	12,861	7.15E+05	267	1.52E+04	2.37
11' '95-12-19 ~ '96-04-15	12,979	7.15E+05	118	0.00E+00	-
12 '96-04-16 ~ '96-12-22	13,231	7.26E+05	252	1.07E+04	1.74

* 日数には、土日祝祭日を含む。

Table 3.1.1 Group structure of neutron energy

群	中性子エネルギー (eV)	線源強度* (sec ⁻¹)	縮約群境界			
			15群	10群	5群	3群
1	1.73E+7 ~ 1.49E+7	1.17E+13	1			
2	1.49E+7 ~ 1.42E+7	1.14E+13				
3	1.42E+7 ~ 1.35E+7	1.96E+13	2			
4	1.35E+7 ~ 1.00E+7	7.52E+14				
5	1.00E+7 ~ 7.41E+6	5.45E+15	3			
6	7.41E+6 ~ 6.07E+6	1.12E+16				
7	6.07E+6 ~ 4.97E+6	2.21E+16	4			
8	4.97E+6 ~ 4.07E+6	3.60E+16				
9	4.07E+6 ~ 3.68E+6	2.34E+16				
10	3.68E+6 ~ 2.73E+6	8.89E+16	5	2		
11	2.73E+6 ~ 2.37E+6	4.88E+16				
12	2.37E+6 ~ 2.31E+6	8.85E+15	6	3		
13	2.31E+6 ~ 2.23E+6	1.19E+16				
14	2.23E+6 ~ 1.65E+6	1.07E+17				
15	1.65E+6 ~ 1.35E+6	6.71E+16	7	4		
16	1.35E+6 ~ 8.63E+5	1.25E+17				
17	8.63E+5 ~ 8.21E+5	1.13E+16				
18	8.21E+5 ~ 7.43E+5	2.10E+16	8	5		
19	7.43E+5 ~ 6.08E+5	3.62E+16				
20	6.08E+5 ~ 4.98E+5	2.92E+16				
21	4.98E+5 ~ 3.69E+5	3.28E+16				
22	3.69E+5 ~ 2.99E+5	1.68E+16	9	6		
23	2.99E+5 ~ 2.97E+5	3.01E+14				
24	2.97E+5 ~ 1.83E+5	2.45E+16				
25	1.83E+5 ~ 1.11E+5	1.29E+16				
26	1.11E+5 ~ 6.74E+4	6.34E+15				
27	6.74E+4 ~ 4.09E+4	3.06E+15				
28	4.09E+4 ~ 2.48E+4	1.47E+15				
29	2.48E+4 ~ 2.36E+4	9.55E+13				
30	2.36E+4 ~ 1.50E+4	6.04E+14				
31	1.50E+4 ~ 9.12E+3	3.32E+14				
32	9.12E+3 ~ 5.53E+3	1.57E+14				
33	5.53E+3 ~ 3.35E+3	7.45E+13	11			
34	3.35E+3 ~ 2.03E+3	3.52E+13				
35	2.03E+3 ~ 1.23E+3	1.66E+13				
36	1.23E+3 ~ 7.49E+2	7.87E+12				
37	7.49E+2 ~ 4.54E+2	3.72E+12				
38	4.54E+2 ~ 2.75E+2	1.76E+12	8			
39	2.75E+2 ~ 1.67E+2	8.29E+11				
40	1.67E+2 ~ 1.01E+2	3.92E+11	12			
41	1.01E+2 ~ 6.14E+1	1.85E+11				
42	6.14E+1 ~ 3.73E+1	8.74E+10				
43	3.73E+1 ~ 1.07E+1	6.63E+10				
44	1.07E+1 ~ 1.86E+0	1.11E+10	13			
45	1.86E+0 ~ 4.14E-1	7.78E+08	14	9	4	
46	4.14E-1 ~ 5.45E-2	8.73E+07				
47	5.45E-2 ~ 3.34E-3	4.31E+06	15	10	5	熱
48	3.34E-3 ~ 3.31E-5	6.63E+04				

* 10MWあたりの強度

Table 3.1.2 Models for calculations of neutron fluxes by 3 dimensions

計算体系	座標	エネルギー群数 ^{*1}	角度 分点	計算範囲 ^{*2}			カクシ数			境界条件			
				r(cm) x(cm)	θ(deg)又は y(cm)	z(cm)	参照図	r又是 x	θ又是 y	z	軸又はy軸 炉心中心	θ軸	その他
a 原子炉中心部				0~350	0~360	-60~140	Fig.3.1.8	153	195	189	真空		
b 原子炉上部	r-θ-z	5	S10相当	0~350	0~360	30~371	Fig.3.1.4, Fig.3.1.9, Fig.3.1.10	209	223	93	2軸下部 境界線源 ^{*3}		
c 原子炉下部				0~350	0~360	-351~-30	Fig.3.1.4, Fig.3.1.11, Fig.3.1.12	209	223	66	2軸上部 境界線源 ^{*3}		
d 熱中性子及び炉心を含む 領域				-350~100	0~120	-130~120	Fig.3.1.13, Fig.3.1.14	309	163	80	真空		
e 水平貫通実験孔HT-3及び HT-4並びに炉心を含む領域		15	S6相当	-100~100	0~350	-100~100	Fig.3.1.15~Fig.3.1.17	176	135	66	反射		
f 水平実験孔HT-2及びHT-5 並びに炉心を含む領域	x-y-z			-100~150	0~250	-100~100	Fig.3.1.18~Fig.3.1.20	211	264	99	—		
g RTR及び炉心を含む領域		5	S10相当	-150~150	0~350	-200~100	Fig.3.1.21, Fig.3.1.22	302	189	94	真空		
h 垂直実験孔YT-1及びYT-9 並びに炉心を含む領域				-90~90	0~90	-60~380	Fig.3.1.23~Fig.3.1.25	266	159	125	—		
i 炉心直下部重水系配管及び 炉心を含む領域		10		-100~100	0~100	-360~100	Fig.3.1.26, Fig.3.1.27	181	101	79	—		

*1 締約したエネルギー群構造は、Table 3.1.1参照。

*2 各体系の座標は、炉心中心を原点とした。 θ については、熱中性子柱の中心線から時計回りの回転角度とした。

*3 原子炉中心部体系から得られる中性子束分布に基づく境界線源。

Table 3.1.3 The equipments set up in horizontal experimental tubes and thermal column

水平実験孔位置	装置	設置期間	使用目的
HT-1	水ルーフ(EFTL-2)	'63.4 ~ '70.8	燃料の照射挙動の研究
	中性子回折装置(TUNS)	'70.12 ~ 永久停止	中性子散乱によるスピッタミクスの研究
HT-2	ガスルーフ(TLG-1-50)	'66.1 ~ '74.2	ガスルーフによる照射技術の開発及び高温における燃料の耐用限界の確認の研究
	中性子回折装置(DMNS)	'75.1 ~ 永久停止	中性子線及びX線による物性の研究
HT-5	遮蔽フック	'61 ~ 永久停止	-
HT-6	水ルーフ(HWL-1)	'64 ~ '73.9	照射後試料物理的及び冶金的性質の研究
	中性子偏極解析装置(PANSI)	'76.8 ~ 永久停止	中性子散乱による物性の研究
HT-7	遮蔽フック	'61 ~ 永久停止	-
	中性子回折装置(IECL-ND)	'61.7 ~ '73.8	中性子散乱及び照射による物性の研究
HT-8	中性子回折装置(ISSP-ND)	'61.7 ~ '75.10	中性子散乱及び照射による物性の研究
	ダブルモル口型中性子分光器(ISSP-ND-1)	'75.11 ~ 永久停止	中性子散乱による物性の研究
	低温照射ルーフ(LNT)	'61.7 ~ '70.8	中性子照射による物性の研究
HT-9	遮蔽フック相当	'70.8 ~ 永久停止	-
HT-10	中性子回折装置(CTNS)	'69.10 ~ 永久停止	中性子線及びX線による物性の研究
HT-11	クリスタルモクロメータ装置	'61.7 ~ '75.3	荷電粒子線と結晶格子の相互作用の研究
	中性子トポグラフィ(N-TOPO)	'75.4 ~ 永久停止	重イオンによる固体の研究
HT-14	中性子分光器(PTNS-1)	'64.5 ~ 永久停止	中性子線及びX線による物性の研究
	水ルーフ(TLW-1-50)	'63.9 ~ '68.5	水ルーフインパイルテストの技術開発及び金属ウラン燃料等の照射挙動の研究
HT-15	ナトリウムインパイルループ(SIL)	'72.9 ~ '77.9	ナトリウム中のFP挙動に関する研究
	中性子ラジオグラフ	'78.1 ~ '83.2	熱中性子設備内の中性子束等の特性測定
	中性子回折装置(KID)	'78.9 ~ '91.12	中性子回折による物性の研究
	遮蔽フック	'92.7 ~ 永久停止	-
	中性子速度選別器	'66.5 ~ '70.9	核断面積測定の研究
熱中性子柱	中性子ラジオグラフ	'79.1 ~ '90.5	照射後試験法の開発
	中性子医療照射装置	'90.8 ~ 永久停止	医療照射(BNCT)

Table 3.2.1 Nuclear reactions for activation calculation, half-lives of product radionuclides and energies of released γ -rays

核反応	半減期(year)	放出 γ 線エネルギー(MeV)	但し、[]内は放出率(%)
$^6\text{Li}(\text{n}, \alpha) ^3\text{H}$	12.3		no γ
$^{13}\text{C}(\text{n}, \gamma) ^{14}\text{C}$	5.73×10^3		no γ
$^{14}\text{N}(\text{n}, \text{p}) ^{14}\text{C}$	5.73×10^3		no γ
$^{35}\text{Cl}(\text{n}, \gamma) ^{36}\text{Cl}$	3.0×10^5		no γ
$^{39}\text{K}(\text{n}, \text{p}) ^{39}\text{Ar}$	269		no γ
$^{40}\text{Ca}(\text{n}, \gamma) ^{41}\text{Ca}$	1.03×10^5		no γ
$^{50}\text{Cr}(\text{n}, \gamma) ^{51}\text{Cr}$	27.7 day		0.320[9.83]
$^{54}\text{Fe}(\text{n}, \text{p}) ^{54}\text{Mn}$	312.5 day		0.835[100]
$^{54}\text{Fe}(\text{n}, \gamma) ^{55}\text{Fe}$	2.7		no γ
$^{58}\text{Fe}(\text{n}, \gamma) ^{59}\text{Fe}$	44.6 day	0.143[1.03], 0.192[3.11], 1.099[56.5], 1.292[43.2]	
$^{59}\text{Co}(\text{n}, \gamma) ^{60}\text{Co}$	5.271	1.173[100], 1.333[100]	
$^{58}\text{Ni}(\text{n}, \text{p}) ^{58}\text{Co}$	70.8 day	0.511[30], 0.811[99.4], 0.864[0.68], 1.675[0.52]	
$^{58}\text{Ni}(\text{n}, \gamma) ^{59}\text{Ni}$	7.5×10^4		no γ
$^{62}\text{Ni}(\text{n}, \gamma) ^{63}\text{Ni}$	100.1		no γ
$^{64}\text{Zn}(\text{n}, \gamma) ^{65}\text{Zn}$	244.1 day		no γ
$^{92}\text{Zr}(\text{n}, \gamma) ^{93}\text{Zr}$	1.53×10^6		no γ
$^{93}\text{Nb}(\text{n}, \gamma) ^{94}\text{Nb}$	2.03×10^4	0.703[100], 0.871[100]	
$^{92}\text{Mo}(\text{n}, \gamma) ^{93}\text{Mo}$	3.5×10^3		no γ
$^{107}\text{Ag}(\text{n}, \gamma) ^{108m}\text{Ag}$	127	0.079[6.6], 0.434[90.5], 0.614[89.7], 0.723[89.7]	
$^{109}\text{Ag}(\text{n}, \gamma) ^{110m}\text{Ag}$	250.4 day	0.658[94.4], 0.678[10.6], 0.707[16.3], 0.764[22.3], 0.818[7.28], 0.885[72.8], 0.937[34.3], 1.384[24.6], 1.505[13.2]	
$^{108}\text{Cd}(\text{n}, \gamma) ^{109}\text{Cd}$	1.27	0.088[3.73]	
$^{114}\text{Cd}(\text{n}, \gamma) ^{115m}\text{Cd}$	44.8 day	0.484[0.26], 0.934[1.7], 1.29[0.77]	
$^{113}\text{In}(\text{n}, \gamma) ^{114m}\text{In}$	49.5 day	0.190[18.4], 0.558[3.4], 0.725[3.4]	
$^{124}\text{Sn}(\text{n}, \gamma) ^{125}\text{Sn}$ → ^{125}Sb	2.77	0.176[6.06], 0.321[0.44], 0.381[1.52], 0.428[29.6], 0.464[10.4], 0.601[17.7], 0.607[4.87], 0.636[11.2], 0.672[1.74]	
$^{133}\text{Cs}(\text{n}, \gamma) ^{134}\text{Cs}$	2.06	0.475[1.46], 0.563[8.38], 0.569[15.4], 0.605[97.6], 0.796[85.4], 0.802[8.73], 1.039[1.0], 1.168[1.8], 1.365[3.04]	
$^{132}\text{Ba}(\text{n}, \gamma) ^{133}\text{Ba}$	10.74	0.0532[2.17], 0.0796[2.66], 0.0810[33.5], 0.276[7.09], 0.303[18.4], 0.356[62.1], 0.384[8.91]	
$^{151}\text{Eu}(\text{n}, \gamma) ^{152}\text{Eu}$	13.3	0.122[28.4], 0.245[7.51], 0.344[26.6], 0.779[13.0], 0.964[14.5], 1.086[10.2], 1.112[13.6], 1.408[20.9]	
$^{153}\text{Eu}(\text{n}, \gamma) ^{154}\text{Eu}$	8.6	0.123[40.5], 0.248[6.59], 0.592[4.84], 0.723[19.7], 0.757[4.34], 0.873[11.5], 0.996[10.3], 1.005[17.4], 1.274[35.5]	
$^{154}\text{Eu}(\text{n}, \gamma) ^{155}\text{Eu}$	4.96	0.0453[1.28], 0.06[1.14], 0.087[30.9], 0.105[20.6]	
$^{165}\text{Ho}(\text{n}, \gamma) ^{166m}\text{Ho}$	1.2×10^3	0.081[12.6], 0.184[73.9], 0.280[29.6], 0.411[11.6], 0.530[10.2], 0.712[58.7], 0.752[13.1], 0.810[62.7], 0.831[10.6]	
$^{177}\text{Hf}(\text{n}, \gamma) ^{178m}\text{Hf}$	30	0.089[54], 0.093[18.2], 0.213[82.4], 0.326[94.1], 0.426[97]	

Table 3.2.2 Structural materials for evaluation (1/2)

構造物		材質	重量 (ton)
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 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 ホラル板	ホラル	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 ホラル板	ホラル	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
上 段 遮 蔽 体	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
	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
R I 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

Table 3.2.2 Structural materials for evaluation (2/2)

構造物		材質	重量 (ton)
熱中性子柱 配管等	炉心直下部重水系配管	A6061(2)	0.464
	黒鉛	黒鉛	6.05
	遮蔽扉	鉄パンチコンクリート(1)	13.4
	鉛	Pb	8.77
	ビスマス	Bi	0.0779
	B ₄ Cラバー	B ₄ C	0.0497
	アルミニウム	A5052(1)	0.136
	ステンレス	SUS304(3)	0.887
	ポリエチレン	ポリエチレン	0.0629
	合計	—	29.5
制御棒	中性子吸収材	Cd	0.0107
	被覆材	SUS304(2)	0.0297
	合計	—	0.0403
水平実験孔	HT-1	鉄パンチコンクリート(2), Pb, A5052(2), A6061(3), 黒鉛	0.879
	HT-2	鉄パンチコンクリート(2), Pb, A5052(2), A6061(3), 黒鉛	0.740
	HT-5	鉄パンチコンクリート(1), Pb, A5052(2), A6061(3), 黒鉛, SUS304(1), ポーラル	1.69
	HT-6	鉄パンチコンクリート(2), Pb, A5052(2), A6061(3), 黒鉛	0.722
	HT-7	鉄パンチコンクリート(1), Pb, A5052(2), A6061(3)	1.07
	HT-8	鉄パンチコンクリート(2), Pb, A5052(2), A6061(3), 黒鉛	0.673
	HT-9	鉄パンチコンクリート(1), Pb, A5052(2), A6061(3)	1.07
	HT-10	鉄パンチコンクリート(1), Pb, A5052(2), A6061(3)	0.996
	HT-11	鉄パンチコンクリート(2), Pb, A5052(2), A6061(3), 黒鉛, Bi, Cd	0.508
	HT-14	鉄パンチコンクリート(2), Pb, A5052(2), A6061(3), 黒鉛	2.55
水平貫通実験孔	HT-15	Pb, A5052(2), A6061(3)	1.07
	合計	—	12.0
	HT-3	鉄パンチコンクリート(1), A6061(3)	0.443
	HT-4	鉄パンチコンクリート(1), A6061(3)	0.443
	HT-12	鉄パンチコンクリート(1), A6061(3)	0.443
実験孔	HT-13	鉄パンチコンクリート(1), A6061(3)	0.443
	合計	—	1.77
	VT-1	A5052(2), A6061(3), SUS303B	0.0774
	VT-9	A5052(2), A6061(3)	0.0257
	VT-1,9を除く10本	A5052(2), A6061(3)	0.257
合計		—	0.360
合計		—	760

Table 3.2.3 Chemical compositions of structural materials (1/6)

材質	A1100	A5052(1)	A5052(2)	単位:wt%
適用箇所	重水タンク	熱遮蔽軽水タンク、 グリットプレート、 案内管等	上段遮蔽体、 下段遮蔽体、 水平実験孔、 垂直実験孔	サポートリング等
密度 (g/cm ³)	2.72	2.72	2.72	2.72
H				
H-1				
H-2				
Li	1.00E-04	1.00E-03	1.00E-03	1.00E-04
Be				
B		3.00E-04	3.00E-04	3.00E-04
C	1.00E-02	1.00E-02	1.00E-02	1.00E-02
N				
O				
F				
Na				
Mg	8.00E-03	2.40E+00	2.50E+00	1.00E+00
Al	9.96E+01	9.71E+01	9.68E+01	9.98E+01
Si	9.00E-02	7.00E-02	1.10E-01	5.30E-01
P				
S				
Cl				
K				
Ca	1.00E-03	1.00E-02	1.00E-02	1.00E-02
Sc				
Ti	4.70E-03		2.00E-02	2.00E-02
Cr		2.40E-01	2.00E-01	2.50E-01
Mn	3.00E-03	1.00E-02	5.00E-02	2.00E-02
Fe	2.40E-01	1.80E-01	2.60E-01	1.90E-01
Co	1.00E-03	2.00E-04	2.00E-04	1.00E-03
Ni	3.40E-03	1.00E-02	1.00E-02	1.00E-02
Cu	5.00E-03	1.00E-02	2.00E-02	1.80E-01
Zn	7.00E-03	1.00E-02	1.00E-02	1.00E-02
As				
Nb				
Mo				
Ag	1.00E-03	2.00E-03	2.00E-03	2.00E-03
Cd	3.00E-04	4.00E-04	4.00E-04	4.00E-04
Sn				
Sb				
Cs				
Ba				
Sm				
Eu				
Ho				
Hf				
W				
Pb				
Bi				
出典*	30次燃料 被覆材	JRR-4 炉心タンク		30次燃料 側板材

* 記載のないものは、施工資料等に基づく値である。

Table 3.2.3 Chemical compositions of structural materials (2/6)

材質	A6061(2)	A6061(3) ^{*1}	重晶石コンクリート ^{*1}	マグネタイトコンクリート	単位:wt%
適用箇所	重水系配管	水平実験孔, 水平貫通実験孔, 垂直実験孔	生体遮蔽体	上段及び下段 遮蔽体環状部	
密度(g/cm ³)	2.72	2.72	3.56	3.55~3.59	
H					
H-1			4.52E-01	6.17E-01	
H-2			6.78E-05	9.26E-05	
Li	1.00E-03	<u>6.60E-06</u>	<u>1.60E-04</u>	2.00E-03	
Be					
B	3.00E-04	3.00E-04		1.15E+00	
C	1.00E-02	1.00E-02		3.19E-01	
N			1.20E-02	1.20E-02	
O			3.18E+01	3.11E+01	
F					
Na				7.39E-01	
Mg	1.00E+00	1.00E+00	9.50E-02	8.90E-02	
Al	9.97E+01	9.98E+01	2.75E-01	2.40E-01	
Si	5.80E-02	5.30E-01	2.70E+00	3.03E+00	
P					
S			1.16E+01	1.83E+00	
Cl			4.50E-03	4.50E-03	
K				7.50E-01	
Ca	1.00E-02	<u>5.70E-04</u>	<u>3.59E+00</u>	5.24E-01	
Sc			6.50E-04	6.50E-04	
Ti	5.00E-03	2.00E-02	2.12E-01	7.00E-01	
Cr	2.54E-01	<u>2.01E-01</u>	<u>7.80E-03</u>	1.31E-01	
Mn	1.00E-02	2.00E-02	3.77E-02	9.40E-01	
Fe	1.70E-01	<u>3.75E-01</u>	<u>2.94E-01</u>	5.24E+01	
Co	1.00E-03	<u>6.00E-04</u>	<u>7.30E-04</u>	5.00E-03	
Ni	1.90E-03	<u>5.30E-03</u>	<u>2.50E-03</u>	1.07E-01	
Cu	2.30E-01	1.80E-01			
Zn	4.00E-03	<u>1.49E-01</u>	7.50E-03	7.50E-03	
As					
Nb			4.30E-04	4.30E-04	
Mo			1.03E-03	2.18E-02	
Ag	1.00E-03	<u>1.50E-05</u>	<u>1.70E-05</u>	4.20E-04	
Cd	1.00E-04	4.00E-04			
Sn			7.00E-04	7.00E-04	
Sb					
Cs			1.30E-04	1.30E-04	
Ba			<u>4.75E+01</u>	9.50E-02	
Sm			2.00E-04	2.00E-04	
Eu			<u>3.60E+05</u>	6.00E-05	
Ho			9.00E-05	9.00E-05	
Hf			2.20E-04	2.20E-04	
W			1.40E-04	1.50E-03	
Pb					
Bi					
出典 ^{*2}	31次燃料 外筒材	不純物: NUREG/CR-3474 ¹⁴⁾	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474	

*1 下線部は、1998年に採取した試料の分析値である。

*2 記載のないものは、施工資料等に基づく値である。

Table 3.2.3 Chemical compositions of structural materials (3/6)

材質	普通コンクリート	鉄パンチコンクリート(1) ^{*1}	鉄パンチコンクリート(2) ^{*2}	単位:wt%
適用箇所	下部生体遮蔽体	熱中性子柱遮蔽扉、 水平実験孔、 水平貫通実験孔	上段及び下段 遮蔽体中央部、 水平実験孔	垂直実験孔
密度 (g/cm ³)	2.35	5.43	5.40～5.46	7.93
H				
H-1	5.60E-01	3.78E-01	4.33E-01	
H-2	8.40E-05	5.67E-05	6.50E-05	
Li	2.00E-03	2.00E-03	2.00E-03	1.30E-05
Be				
B		3.34E-01	8.06E-01	
C		2.57E+00	2.71E+00	1.50E-01
N	1.20E-02	1.20E-02	1.20E-02	4.52E-02
O	4.98E+01	8.47E+00	8.73E+00	
F		7.30E-02		
Na	1.71E+00	3.86E-01	7.39E-01	9.70E-04
Mg	2.40E-01	7.00E-02	6.30E-02	
Al	4.56E+00	2.17E-01	1.69E-01	
Si	3.16E+01	1.51E+00	1.25E+00	1.00E+00
P		8.90E-02	8.60E-02	2.00E-01
S	1.20E-01	8.86E-01	4.25E-01	1.50E-01
Cl	4.50E-03	4.50E-03	4.50E-03	7.00E-03
K	1.92E+00	2.90E-02	7.50E-01	3.00E-04
Ca	8.26E+00	3.06E+00	3.69E+00	1.90E-03
Sc	6.50E-04	6.50E-04	6.50E-04	3.00E-06
Ti	2.12E-01	7.00E-01	7.00E-01	6.00E-01
Cr	1.09E-02	1.31E-01	1.31E-01	1.80E+01
Mn	3.77E-02	1.70E-01	1.65E-01	2.00E+00
Fe	1.22E+00	7.81E+01	8.11E+01	7.30E+01
Co	9.80E-04	6.30E-03	8.00E-03	2.00E-01
Ni	3.80E-03	1.07E-01	1.07E-01	9.00E+00
Cu				
Zn	7.50E-03	1.92E-01	7.50E-03	4.57E-02
As				
Nb	4.30E-04		4.30E-04	8.90E-03
Mo	1.03E-03	2.18E-02	2.18E-02	2.60E-01
Ag	2.00E-05	4.20E-04	4.20E-04	2.00E-04
Cd				
Sn	7.00E-04	7.00E-04	7.00E-04	
Sb				
Cs	1.30E-04		1.30E-04	3.00E-05
Ba	9.50E-02	3.42E+00	9.50E-02	5.00E-02
Sm	2.00E-04	2.00E-04	2.00E-04	1.00E-05
Eu	6.00E-05	6.00E-05	6.00E-05	2.00E-06
Ho	9.00E-05	9.00E-05	9.00E-05	1.00E-04
Hf	2.20E-04	2.20E-04	2.20E-04	2.00E-04
W	1.40E-04		1.50E-03	1.86E-02
Pb				
Bi				
出典 ^{*3}	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474

*1 重晶石含有鉄パンチコンクリートである。

*2 マグネタイト含有鉄パンチコンクリートである。

*3 記載のないものは、施工資料等に基づく値である。

Table 3.2.3 Chemical compositions of structural materials (4/6)

材質	SUS304L	SUS304(1)	SUS304(2)	SUS304(3)	単位:wt%
適用箇所	熱遮蔽板	回転盤ライニング、 水平実験孔	制御棒被覆材	上段遮蔽体、 下段遮蔽体、 回転盤案内板、 熱中性子柱	
密度 (g/cm ³)	7.93	7.93	7.93	7.93	
H					
H-1					
H-2					
Li	1.30E-05	1.30E-05	1.30E-05	1.30E-05	
Be					
B					
C	1.50E-02	1.00E-02	6.80E-02	5.00E-02	
N	4.52E-02	4.52E-02	4.52E-02	4.52E-02	
O					
F					
Na	9.70E-04	9.70E-04	9.70E-04	9.70E-04	
Mg					
Al					
Si	5.00E-01	7.40E-01	3.50E-01	5.60E-01	
P	2.00E-02	2.50E-02	3.50E-01	3.30E-02	
S	1.50E-02	1.30E-02	5.00E-02	1.10E-02	
Cl	7.00E-03	7.00E-03	7.00E-03	7.00E-03	
K	3.00E-04	3.00E-04	3.00E-04	3.00E-04	
Ca	1.90E-03	1.90E-03	1.90E-03	1.90E-03	
Sc	3.00E-06	3.00E-06	3.00E-06	3.00E-06	
Ti	6.00E-01	6.00E-01	6.00E-01	6.00E-01	
Cr	1.90E+01	1.84E+01	1.85E+01	1.86E+01	
Mn	1.00E+00	1.02E+00	1.12E+00	9.20E-01	
Fe	6.83E+01	7.10E+01	7.03E+01	7.10E+01	
Co	1.50E-01	1.50E-01	2.00E-01	1.50E-01	
Ni	1.10E+01	8.76E+00	9.01E+00	8.91E+00	
Cu					
Zn	4.57E-02	4.57E-02	4.57E-02	4.57E-02	
As					
Nb	8.90E-03	8.90E-03	1.60E-02	8.90E-03	
Mo	2.60E-01	2.60E-01	2.60E-01	2.60E-01	
Ag	2.00E-04	2.00E-04	2.00E-04	2.00E-04	
Cd					
Sn					
Sb					
Cs	3.00E-05	3.00E-05	3.00E-05	3.00E-05	
Ba	5.00E-02	5.00E-02	5.00E-02	5.00E-02	
Sm	1.00E-05	1.00E-05	1.00E-05	1.00E-05	
Eu	2.00E-06	2.00E-06	2.00E-06	2.00E-06	
Ho	1.00E-04	1.00E-04	1.00E-04	1.00E-04	
Hf	2.00E-04	2.00E-04	2.00E-04	2.00E-04	
W	1.86E-02	1.86E-02	1.86E-02	1.86E-02	
Pb					
Bi					
出典*	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474

* 記載のないものは、施工資料等に基づく値である。

Table 3.2.3 Chemical compositions of structural materials (5/6)

材質	SM400A	炭素鋼	単位:wt%	
			黒鉛	鉛
適用箇所	回転盤	コンクリート内 補強用鉄筋	水平実験孔, 熱中性子柱	各部遮蔽材
密度 (g/cm ³)	7.85	7.86	2.2	11.3
H		1.00E-05		
H-1				
H-2				
Li	3.00E-05		5.00E-06	
Be			2.00E-06	
B				
C	2.30E-01		1.00E+02	
N	8.40E-03	7.70E-03	1.00E-03	
O				
F				
Na	2.30E-03	7.20E-04	4.00E-04	
Mg				
Al				
Si				
P	3.50E-02			
S	3.50E-02			
Cl	4.00E-03		4.00E-04	
K	1.20E-03	4.00E-03		
Ca	1.40E-03	5.00E-03	2.50E-03	
Sc	2.60E-05	6.50E-04		
Ti	8.00E-03	7.00E-01		
Cr	1.70E-01	1.31E-01	4.00E-05	
Mn	6.30E-01	9.40E-01	2.50E-05	
Fe	9.91E+01	9.80E+01	2.80E-03	2.50E-02
Co	1.00E-02	1.03E-02	7.00E-05	
Ni	6.60E-01	1.07E-01	6.00E-04	
Cu				2.50E-02
Zn	1.00E-02	6.70E-03	1.00E-04	8.00E-03
As				2.50E-03
Nb	1.88E-03			
Mo	5.60E-05	2.18E-02	2.50E-04	
Ag	2.00E-04	4.20E-04	1.00E-07	
Cd				
Sn		4.00E-06	1.00E-04	3.80E-02
Sb				3.80E-02
Cs	2.00E-02	6.00E-05		
Ba	2.73E-02	4.00E-02	5.00E-05	
Sm	1.70E-06	4.00E-06	5.00E-06	
Eu	3.10E-06	9.00E-06	5.00E-07	
Ho	8.00E-05	4.00E-06		
Hf	2.10E-05	8.00E-06		
W	5.50E-04	1.50E-03		
Pb				1.00E+02
Bi				7.50E-02
出典*	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: NUREG/CR-3474	不純物: EUR9474	JRR-3改造炉 遮蔽解析用資料 ¹³⁾

* 記載のないものは、施工資料等に基づく値である。

Table 3.2.3 Chemical compositions of structural materials (6/6)

材質	ホーラル板	カトミウム	B ₄ Cラバー	ポリエチレン	ビスマス
適用箇所	下段遮蔽体	制御棒 中性子吸收材	熱中性子柱	熱中性子柱	熱中性子柱
密度 (g/cm ³)	2.53	8.64	1.00	0.90	9.80
H					
H-1			4.72E+00	1.44E+01	
H-2			7.08E-04	2.16E-03	
Li					
Be			6.57E+00		
B	1.00E-04		2.91E+01		
C	1.55E+01		5.97E+01	8.56E+01	
N					
O					
F					
Na					
Mg	8.00E-03				
Al	8.00E+01				
Si	9.00E-02				
P					
S					
Cl					
K					
Ca	1.00E-03				
Sc					
Ti	4.70E-03				
Cr					
Mn	3.00E-03				
Fe	2.40E-01	1.00E-04			
Co	1.00E-03				
Ni	3.40E-03				
Cu	5.00E-03	5.00E-04			
Zn	7.00E-03	2.00E-04			
As					
Nb					
Mo					
Ag	1.00E-03				
Cd	1.00E-04	1.00E+02			
Sn					
Sb					
Cs					
Ba					
Sm					
Eu					
Ho					
Hf					
W					
Pb		3.00E-03			
Bi					1.00E+02
出典*	JRR-3改造炉 遮蔽解析用資料				

* 記載のないものは、施工資料等に基づく値である。

Table 3.4.1 Models for calculations of dose equivalent rates by 3 dimensions

計算体系	計算範囲*				メッシュ数		
	x (cm)	y (cm)	z (cm)	参照図	x	y	z
a 垂直実験孔(VT-1、VT-9)及び炉心を含む領域	-90～75	0～90	-60～380	Fig.3.1.23～ Fig.3.1.25	266	159	125
b 炉心直下部重水系配管 及び炉心を含む領域	-100～100	0～100	-360～100	Fig.3.1.26, Fig.3.1.27	181	101	79

* 各体系の座標は、炉心中心を原点とした。θについては、熱中性子柱の中心線から時計回りの回転角度とした。

Table 3.4.2 Group structure of photon energy

群	光子エネルギー (MeV)	1cm線量当量換算係数*
1	1.66～4.00	3.61×10^{-5}
2	1.00～1.66	2.22×10^{-5}
3	0.40～1.00	1.27×10^{-5}
4	0.20～0.40	6.12×10^{-6}
5	0.10～0.20	3.03×10^{-6}
6	0.05～0.10	1.87×10^{-6}
7	0.01～0.05	3.39×10^{-6}

* 各エネルギー群に対応する換算係数は、最大値を採用した。

Table 4.2.1 Activation activities of structural materials

構造物名		重量 (ton)	放射化放射能量 (Bq)								
			原子炉永久停止からの経過時間 (year)								
			停止直後	1 day	1	2	3	5	10	50	100
タ 重 水 ク 内	重水タンク	0.593	2.11E+15	6.01E+12	4.73E+12	4.15E+12	3.67E+12	2.97E+12	1.89E+12	1.65E+11	1.91E+10
	グリッドフレート	0.0698	1.37E+15	1.33E+13	7.75E+12	7.19E+12	6.70E+12	5.86E+12	4.31E+12	4.57E+11	4.16E+10
	ブレナムツッセイ	0.0360	2.36E+14	3.66E+12	2.59E+12	2.42E+12	2.27E+12	2.01E+12	1.49E+12	1.58E+11	1.21E+10
	案内管	0.111	5.43E+14	7.05E+12	4.65E+12	4.34E+12	4.05E+12	3.57E+12	2.65E+12	2.78E+11	2.07E+10
	熱遮蔽板	17.3	1.29E+14	8.29E+13	3.58E+13	2.92E+13	2.39E+13	1.65E+13	7.59E+12	1.42E+12	9.73E+11
	熱遮蔽板下部 鉛	0.919	1.54E+09	7.69E+07	1.54E+06	7.55E+05	5.16E+05	2.82E+05	7.45E+04	6.98E+02	4.76E+02
	熱遮蔽軽水タンク	1.13	3.01E+12	5.71E+10	4.24E+10	3.97E+10	3.72E+10	3.30E+10	2.46E+10	2.60E+09	1.90E+08
	サホーツク	0.683	4.92E+11	4.53E+09	1.17E+09	1.04E+09	9.29E+08	7.65E+08	5.03E+08	4.90E+07	8.20E+06
	中央部 真コンクリート	9.74	1.56E+09	1.18E+09	8.38E+08	6.56E+08	5.16E+08	3.30E+08	1.24E+08	7.96E+06	3.06E+06
	中央部 鉛	1.67	1.65E+10	9.97E+08	1.89E+07	8.78E+06	5.93E+06	3.22E+06	8.55E+05	1.05E+04	7.10E+03
下 段 遮 蔽 体	中央部 ホラ板	0.0238	8.66E+09	2.96E+07	2.49E+07	2.13E+07	1.89E+07	1.51E+07	9.56E+06	8.08E+05	9.70E+04
	中央部 ティング	1.50	9.99E+11	1.63E+10	1.20E+10	1.05E+10	9.22E+09	6.84E+09	7.15E+08	5.06E+07	
	環状部 真コンクリート	5.76	3.71E+09	1.51E+09	1.05E+09	8.36E+08	6.67E+08	4.39E+08	1.83E+08	1.21E+07	2.52E+06
	環状部 鋼筋	0.118	8.48E+07	4.59E+07	3.41E+07	2.62E+07	2.01E+07	1.19E+07	3.30E+06	1.34E+04	7.86E+03
	環状部 鉛	3.45	1.34E+11	3.16E+09	8.76E+07	5.12E+07	3.63E+07	2.03E+07	5.37E+06	2.46E+04	1.70E+04
	環状部 ホラ板	0.0448	1.37E+09	4.70E+06	3.86E+06	3.38E+06	2.99E+06	2.40E+06	1.52E+06	1.28E+05	1.38E+04
	環状部 ライング	0.872	2.25E+11	3.66E+09	2.69E+09	2.51E+09	2.35E+09	2.07E+09	1.54E+09	1.61E+08	1.14E+07
	中央部及び環状部 合計	23.2	1.39E+12	2.69E+10	1.67E+10	1.53E+10	1.41E+10	1.21E+10	8.71E+09	8.96E+08	6.77E+07
	立上リール	0.180	1.39E+11	2.27E+09	1.66E+09	1.55E+09	1.45E+09	1.28E+09	9.50E+08	9.92E+07	7.02E+06
	外部遮蔽板	0.999	1.74E+10	1.15E+10	5.00E+09	4.06E+09	3.30E+09	2.25E+09	9.92E+08	1.66E+08	1.14E+08
上 段 遮 蔽 体	フック	1.41	3.58E+08	2.71E+08	1.92E+08	1.50E+08	1.19E+08	7.53E+07	2.83E+07	1.63E+06	5.07E+05
	中央部 真コンクリート	1.51	3.59E+05	3.59E+05	3.59E+05	3.59E+05	3.59E+05	3.59E+05	3.59E+05	3.59E+05	3.59E+05
	中央部 ティング	0.204	2.43E+03	3.39E+01	2.08E+01	1.90E+01	1.76E+01	1.54E+01	1.14E+01	1.19E+00	9.75E+02
	環状部 真コンクリート	16.1	3.86E+06	3.85E+06	3.84E+06						
	環状部 ティング	1.51	6.17E+04	9.38E+02	6.41E+02	5.95E+02	5.52E+02	4.86E+02	3.60E+02	3.76E+01	2.82E+00
回 転 盤	中央部及び環状部 合計	19.3	4.28E+06	4.21E+06	4.20E+06						
	外部遮蔽板	0.247	3.35E+01	3.11E+01	2.86E+01	2.81E+01	2.79E+01	2.74E+01	2.69E+01	2.66E+01	2.66E+01
	本体	3.22	1.23E+03	1.23E+03	1.23E+03	1.23E+03	1.23E+03	1.23E+03	1.23E+03	1.23E+03	1.23E+03
	鉛	0.965	6.52E+00	6.52E+00	6.52E+00	6.52E+00	6.52E+00	6.52E+00	6.52E+00	6.52E+00	6.52E+00
	案内板	0.105	1.13E+01	1.13E+01	1.13E+01	1.13E+01	1.13E+01	1.13E+01	1.13E+01	1.13E+01	1.13E+01
生 体 遮 蔽 体	ライング	0.0798	8.62E+00	8.62E+00	8.62E+00	8.62E+00	8.62E+00	8.62E+00	8.62E+00	8.62E+00	8.62E+00
	真コンクリート	499	9.59E+12	3.01E+12	4.77E+11	4.04E+11	3.63E+11	3.01E+11	1.97E+11	1.28E+10	1.99E+09
	熱遮蔽軽水タップ下部 真コンクリート	2.96	8.26E+08	1.92E+08	4.56E+07	3.45E+07	3.46E+07	2.87E+07	1.88E+07	1.22E+06	1.91E+05
	普通コンクリート	119	7.40E+07	7.29E+07	7.27E+07	7.27E+07	7.27E+07	7.27E+07	7.26E+07	7.25E+07	
	上部真コンクリート ティング	4.22	9.02E+09	1.72E+08	1.28E+08	1.19E+08	1.13E+08	9.95E+07	7.45E+07	7.83E+06	5.72E+05
	熱遮蔽軽水タップ下部 サホー	0.100	1.82E+08	1.68E+06	4.37E+05	3.85E+05	3.43E+05	2.81E+05	1.84E+05	1.78E+04	3.08E+03
	真コンクリート 内鉄筋	14.1	9.13E+11	4.96E+11	3.69E+11	2.84E+11	2.17E+11	1.29E+11	3.58E+10	1.99E+08	1.21E+08
R I T レ ン	熱遮蔽軽水タップ上部 鉛	2.72	1.78E+08	4.10E+08	1.16E+07	6.79E+06	4.81E+06	2.70E+06	7.11E+05	4.67E+03	3.26E+03
	合計	642	1.05E+13	3.51E+12	8.46E+11	6.88E+11	5.80E+11	4.30E+11	2.33E+11	1.31E+10	2.18E+09
	遮蔽フック ライング	0.125	8.74E+11	8.08E+09	2.09E+09	1.85E+09	1.66E+09	1.36E+09	8.98E+08	8.74E+07	1.46E+07
	遮蔽フック 鉛	0.0835	6.97E+08	1.60E+07	4.50E+05	2.65E+05	1.88E+05	1.05E+05	2.77E+04	1.90E+02	1.31E+02
	遮蔽フック 真コンクリート	0.866	2.04E+05	1.48E+05	1.25E+04	1.14E+04	1.07E+04	9.36E+03	6.90E+03	8.80E+02	2.66E+02
配管等	スリーブ	0.0984	3.10E+09	5.89E+07	4.39E+07	4.11E+07	3.87E+07	3.42E+07	2.56E+07	2.69E+06	1.97E+05
	スペースタック	0.0615	7.44E+11	1.42E+10	1.06E+10	9.94E+09	9.34E+09	8.28E+09	6.18E+09	6.49E+08	4.73E+07
	合計	1.23	1.62E+12	2.24E+10	1.27E+10	1.18E+10	1.10E+10	9.67E+09	7.10E+09	7.39E+08	6.21E+07
	炉心直下部重水系配管	0.464	3.42E+12	7.57E+10	4.78E+10	4.48E+10	4.20E+10	3.71E+10	2.76E+10	2.81E+09	1.82E+08
	黒鉛	6.05	2.32E+10	1.76E+10	1.38E+10	1.25E+10	1.15E+10	9.75E+09	6.69E+09	7.45E+08	2.21E+08
	遮蔽屋	13.4	1.15E+08	8.95E+07	6.13E+07	4.82E+07	3.80E+07	2.46E+07	9.66E+06	6.20E+05	1.82E+05
	鉛	8.77	4.69E+13	1.06E+12	3.02E+10	1.78E+10	1.26E+10	7.08E+09	1.87E+09	1.19E+07	
	ヒスマス	0.0779	5.25E+08	4.89E+08	4.20E+07	6.75E+06	1.06E+06	3.17E+04	4.39E+03	4.39E+03	4.39E+03
	B ₄ Cラバー	0.0497	4.92E+05	7.26E+01	7.21E+01	7.21E+01	7.16E+01	7.11E+01	6.96E+01	6.56E+01	6.51E+01
	アルミニウム	0.136	3.75E+11	7.14E+09	5.31E+09	4.99E+09	4.68E+09	4.15E+09	3.10E+09	3.25E+08	2.37E+07
制 御 棒	ステンレス	0.887	8.06E+08	5.17E+08	2.25E+08	1.82E+08	1.49E+08	1.01E+08	4.47E+07	7.28E+06	0.00E+00
	ポリエチレン	0.0629	4.90E+04	4.73E+04	4.58E+04	4.42E+04	4.15E+04	3.59E+04	2.02E+04	1.84E+04	
	合計	29.5	4.73E+13	1.09E+12	4.97E+10	3.56E+10	2.90E+10	2.11E+10	1.17E+10	1.09E+09	2.53E+08
	中性子吸収材	0.0107	2.20E+13	1.55E+13	2.18E+10	9.09E+09	5.15E+09	1.69E+09	1.04E+08	9.50E+04	7.13E+04
	被覆材	0.0297	4.68E+14	2.75E+14	1.10E+14	8.87E+13	7.16E+13	4.77E+13	1.93E+13	1.14E+12	7.55E+11
水平実験孔	合計	0.0403	4.90E+14	2.91E+14	1.10E+14	8.87E+13	7.16E+13	4.78E+13	1.92E+13	1.14E+12	7.55E+11
	HT-1	0.879	1.27E+14	1.49E+12	7.76E+11	6.95E+11	6.34E+11	5.43E+11	3.87E+11	3.97E+10	3.49E+09
	HT-2	0.740	3.02E+14	5.16E+12	2.99E+12	2.72E+12	2.50E+12	2.17E+12	1.57E+12	1.63E+11	1.31E+10
	HT-5	1.69	3.25E+14	5.48E+12	2.58E+12	1.99E+12	1.63E+12	1.07E+12	1.07E+12	1.08E+11	1.79E+10
	HT-6	0.722	1.94E+14	2.51E+12	1.47E+12	1.34E+12	1.24E+12	1.07E+12	7.75E+11	8.03E+10	6.87E+09
	HT-7	1.07	1.69E+14	2.07E+12	1.10E+12	9.88E+11	9.05E+11	7.77E+11	5.59E+11	5.72E+10	4.47E+09
	HT-8	0.673	1.68E+14	2.12E+12	1.20E+12	1.08E+12	9.96E+11	8.61E+11	6.22E+11	6.40E+10	5.07E+09
	HT-9	1.07	1.70E+14	2.08E+12	1.10E+12	9.86E+11	9.02E+11	7.74E+11	5.58E+11	5.70E+10	4.44E+09
	HT-10	0.996	1.51E+14	1.88E+12	1.01E+12	9.09E+11	8.31E+11	7.16E+11	5.15E+11	5.27E+10	4.06E+09
	HT-11	0.508	2.59E+14	3.71E+12	1.58E+12	1.42E+12	1.29E+12	1.10E+12	7.91E+11	8.07E+10	6.32E+09
	HT-14	2.55	3.76E+14	7.77E+12	4.52E+12	3.77E+12	3.19E+12	2.40E+12	1.40E+12	1.23E+11	1.06E+10
	HT-15	1.07	1.17E+14	1.35E+12	6.98E+11	6.24E+11	5.70E+11	4.87E+11	3.49E+11		

Table 4.2.2 Radioactive concentrations by activation of structural materials

構造物名		重量 (ton)	放射化放射能濃度 (Bq/g)								
			原子炉永久停止からの経過時間 (year)								
			停止直後	1 day	1	2	3	5	10	50	100
重水タンク内	重水タンク	0.593	3.56E+09	1.01E+07	7.98E+06	7.00E+06	6.19E+06	5.01E+06	3.19E+06	2.78E+05	3.22E+04
	グリッドフレート	0.0698	1.96E+10	1.90E+08	1.11E+08	1.03E+08	9.60E+07	8.39E+07	6.17E+07	6.55E+06	5.96E+05
	プレナムアッセイ	0.0360	6.55E+09	1.02E+08	7.18E+07	6.71E+07	6.30E+07	5.58E+07	4.13E+07	4.38E+06	3.36E+05
	案内管	0.111	4.89E+09	6.34E+07	4.18E+07	3.91E+07	3.64E+07	3.21E+07	2.38E+07	2.50E+06	1.86E+05
	熱遮蔽板	17.3	7.45E+06	4.79E+06	2.07E+06	1.69E+06	1.38E+06	9.53E+05	4.38E+05	8.20E+04	5.62E+04
	熱遮蔽板下部 鉛	0.919	1.68E+03	8.37E+01	1.68E+00	8.22E+01	5.61E+01	3.07E+01	8.11E+02	7.59E+04	5.18E+04
	熱遮蔽軽水タンク	1.13	2.66E+06	5.04E+04	3.75E+04	3.51E+04	3.29E+04	2.91E+04	2.17E+04	2.30E+03	1.68E+02
	サポートリング	0.683	7.20E+05	6.63E+03	1.71E+03	1.52E+03	1.36E+03	1.12E+03	7.36E+02	7.17E+01	1.20E+01
	中央部 軟コンクリート	9.74	1.61E+02	1.21E+02	8.80E+01	6.74E+01	5.30E+01	3.38E+01	1.27E+01	8.18E+01	3.14E+01
	中央部 鉛	1.67	9.88E+03	5.97E+02	1.13E+01	5.26E+00	3.55E+00	1.93E+00	5.12E+01	6.29E+03	4.25E+03
下段遮蔽体	中央部 ボルト板	0.0238	3.63E+05	1.24E+03	1.02E+03	8.93E+02	7.88E+02	6.33E+02	4.01E+02	3.39E+01	3.65E+00
	中央部 フラーニング	1.50	9.67E+05	1.09E+04	8.02E+03	7.48E+03	7.02E+03	6.16E+03	4.57E+03	4.78E+02	3.38E+01
	環状部 軟コンクリート	5.76	6.44E+02	2.62E+02	1.82E+02	1.45E+02	1.16E+02	7.62E+01	3.18E+01	2.19E+00	4.37E+01
	環状部 鉄筋	0.118	7.20E+02	3.90E+02	2.90E+02	2.23E+02	1.71E+02	1.01E+02	2.80E+01	1.14E+01	6.68E+02
	環状部 鉛	3.45	3.88E+04	9.15E+02	2.54E+01	1.48E+01	1.05E+01	5.88E+00	1.55E+00	7.12E+03	4.92E+03
	環状部 ボルト板	0.0448	3.06E+04	1.05E+04	8.62E+01	7.55E+01	6.68E+01	5.36E+01	3.39E+01	2.86E+00	3.08E+01
	環状部 ライング	0.872	2.58E+05	4.20E+03	3.08E+03	2.88E+03	2.69E+03	2.37E+03	1.77E+03	1.85E+02	1.31E+01
	中央部及び環状部 平均	23.2(合計)	6.00E+04	1.16E+03	7.20E+02	6.60E+02	6.08E+02	5.22E+02	3.76E+02	3.87E+01	2.92E+00
	立上リール	0.180	7.72E+05	1.26E+04	9.22E+03	8.61E+03	8.06E+03	7.11E+03	5.28E+03	5.51E+02	3.90E+01
	外部遮蔽板	0.999	1.74E+04	1.15E+04	5.00E+03	4.06E+03	3.30E+03	2.25E+03	9.93E+02	1.66E+02	1.14E+02
上段遮蔽体	フラグ	1.41	2.54E+02	1.92E+02	1.36E+02	1.06E+02	8.36E+01	5.34E+01	2.01E+01	1.16E+00	3.59E+01
	中央部 軟コンクリート	1.51	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01
	中央部 フラーニング	0.204	1.19E+02	1.66E+04	1.02E+04	9.32E+05	8.63E+05	7.55E+05	5.59E+05	5.84E+06	4.78E+07
	環状部 軟コンクリート	16.1	2.39E+01	2.39E+01	2.39E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01	2.38E+01
	環状部 ライング	1.51	4.09E+02	6.21E+04	4.24E+04	3.94E+04	3.66E+04	3.22E+04	2.38E+04	2.49E+05	1.87E+06
回転盤	中央部及び環状部 平均	19.3(合計)	2.21E+01	2.18E+01	2.17E+01						
	外部遮蔽板	0.247	1.36E+04	1.26E+04	1.16E+04	1.14E+04	1.13E+04	1.11E+04	1.09E+04	1.08E+04	1.08E+04
	本体	3.22	3.82E+04	3.82E+04	3.82E+04	3.82E+04	3.82E+04	3.82E+04	3.82E+04	3.82E+04	3.82E+04
生体遮蔽体	鉛	0.965	6.75E+06	6.75E+06	6.75E+06	6.75E+06	6.75E+06	6.75E+06	6.75E+06	6.75E+06	6.75E+06
	案内板	0.105	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04
	ライニング	0.0798	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04	1.08E+04
	重コンクリート	499	1.92E+04	6.03E+03	9.56E+02	8.10E+02	7.28E+02	6.03E+02	3.95E+02	2.57E+01	3.99E+00
	熱遮蔽板下部 重コンクリート	2.96	2.79E+02	6.49E+01	1.54E+01	1.30E+01	1.17E+01	9.69E+00	6.35E+00	4.12E+01	6.45E+02
	普通コンクリート	119	6.21E+01	6.12E+01	6.11E+01	6.11E+01	6.11E+01	6.11E+01	6.10E+01	6.09E+01	6.09E+01
	上部重コンクリート ライング	4.22	2.14E+03	4.08E+01	3.03E+01	2.82E+01	2.68E+01	2.36E+01	1.77E+01	1.86E+00	1.36E+01
R-Iトレン	熱遮蔽板下部 サホート	0.100	1.82E+03	1.68E+01	4.37E+00	3.85E+00	3.43E+00	2.81E+00	1.84E+00	1.78E+01	3.09E+02
	重コンクリート 内鉄筋	14.1	6.48E+04	3.42E+04	2.62E+04	2.01E+04	1.54E+04	9.15E+03	2.54E+03	1.41E+01	8.58E+00
	熱遮蔽軽水タンク上部 鉛	2.72	5.65E+03	1.51E+02	4.27E+00	2.50E+00	1.77E+00	9.94E+01	2.62E+01	1.72E+03	1.20E+03
	平均	642(合計)	1.64E+04	5.46E+03	1.32E+03	1.07E+03	9.04E+02	6.70E+02	3.63E+02	2.04E+01	3.40E+00
	遮蔽フラグ ライング	0.125	7.02E+06	6.49E+04	1.68E+04	1.49E+04	1.33E+04	1.09E+04	7.21E+03	7.02E+02	1.17E+02
熱中性子柱	遮蔽フラグ 鉛	0.0839	8.34E+03	1.92E+02	5.39E+00	3.17E+00	2.25E+00	1.26E+00	3.32E+01	2.27E+03	1.57E+03
	遮蔽フラグ 軟コンクリート	0.866	2.35E+01	1.71E+01	1.44E+02	1.32E+02	1.23E+02	1.08E+02	7.96E+03	9.93E+04	3.07E+04
	スリーブ	0.0984	3.15E+04	5.99E+02	4.46E+02	4.18E+02	3.93E+02	3.48E+02	2.60E+02	2.73E+01	2.00E+00
	ベースシング	0.0615	1.21E+07	2.31E+05	1.72E+05	1.62E+05	1.52E+05	1.35E+05	1.00E+05	1.05E+04	7.69E+02
	平均	1.23(合計)	1.31E+06	1.81E+04	1.03E+04	9.56E+03	8.91E+03	7.83E+03	5.75E+03	5.99E+02	5.03E+01
配管等	炉心直下部重水系配管	0.464	7.37E+06	1.63E+05	1.03E+05	9.66E+04	9.05E+04	8.00E+04	5.95E+04	6.06E+03	3.92E+02
	黒鉛	6.05	3.83E+03	2.91E+03	2.28E+03	2.06E+03	1.90E+03	1.61E+03	1.10E+03	1.23E+02	3.65E+01
	遮蔽扉	13.4	8.57E+00	6.67E+00	4.57E+00	3.59E+00	2.83E+00	1.83E+00	7.20E+01	4.62E+02	1.36E+02
水平実験孔	鉛	8.77	5.35E+06	1.21E+05	3.44E+03	2.03E+03	1.44E+03	8.07E+02	2.13E+02	1.36E+00	9.44E+01
	ヒスマス	0.0779	6.74E+03	6.28E+03	5.39E+02	8.66E+01	1.36E+01	4.07E+01	5.64E+02	5.64E+02	5.64E+02
	B,Cオバー	0.0497	9.89E+00	1.46E+03	1.45E+03	1.45E+03	1.44E+03	1.43E+03	1.40E+03	1.32E+03	1.31E+03
	アルミニウム	0.136	2.77E+06	3.92E+04	3.96E+04	3.48E+04	3.45E+04	9.06E+04	2.29E+04	2.40E+03	1.75E+02
	ステンレス	0.887	9.08E+02	5.83E+02	2.54E+02	2.05E+02	1.68E+02	1.14E+02	5.04E+01	8.20E+00	0.00E+00
	ボリエチレン	0.0629	7.79E-01	7.79E-01	7.52E-01	7.28E-01	7.02E-01	6.59E-01	5.70E-01	3.21E-01	2.92E-01
	平均	29.5(合計)	1.61E+06	3.70E+04	1.69E+03	1.21E+03	9.84E+02	7.16E+02	3.97E+02	3.70E+01	8.59E+00
制御棒	中性子吸収材	0.0107	2.06E+06	1.45E+09	2.95E+06	8.53E+05	4.83E+05	1.59E+05	9.76E+03	9.92E+00	6.69E+00
	被覆材	0.0297	1.58E+10	9.27E+09	3.71E+09	2.99E+08	2.41E+09	1.61E+09	6.50E+08	3.85E+07	2.54E+07
水実験孔	平均	0.0403(合計)	1.21E+10	7.22E+09	2.73E+09	2.20E+09	1.78E+09	1.19E+09	4.76E+08	2.83E+07	1.87E+07
	HT-1	0.879	1.44E+08	1.70E+06	8.83E+05	7.91E+05	7.21E+05	6.18E+05	4.40E+05	4.52E+04	3.97E+03
	HT-2	0.740	5.43E+08	6.97E+06	4.04E+06	3.68E+06	3.39E+06	2.93E+06	2.12E+06	2.20E+05	1.77E+04
	HT-3	1.69	1.93E+08	3.25E+06	1.53E+06	1.33E+06	1.18E+06	9.66E+05	6.34E+05	6.40E+04	1.06E+04
	HT-6	0.722	2.69E+08	3.48E+06	2.04E+06	1.86E+06	1.72E+06	1.48E+06	1.07E+06	1.11E+05	9.52E+03
	HT-7	1.07	1.59E+08	1.94E+06	1.03E+06	9.27E+05	8.50E+05	7.29E+05	5.25E+05	5.37E+04	4.20E+03
	HT-8	0.673	2.50E+08	3.15E+06	1.78E+06	1.60E+06	1.48E+06	1.28E+06	9.24E+05	9.51E+04	7.53E+03
	HT-9	1.07	1.60E+08	1.95E+06	1.03E+06	9.26E+05	8.47E+05	7.27E+05	5.24E+05	5.35E+04	4.17E+03
	HT-10	0.996	1.52E+08	1.89E+06	1.01E+06	9.12E+05	8.34E+05	7.19E+05	5.17E+05	5.29E+04	4.07E+03
	HT-11	0.508	5.09E+08	7.30E+06	3.11E+06	2.77E+06	2.54E+06	2.16E+06	1.56E+06	1.59E+05	1.24E+04
	HT-14	2.55	1.47E+08	3.04E+06	1.77E+06	1.48E+06	1.25E+06	9.40E+05	5.49E+05	4.82E+04	4.15E+03
	HT-15	1.07	1.09E+08	1.26E+06	6.51E+05	5.82E+05	5.32E+05	4.			

Table 4.2.3 Weights at each level based on classification by radioactive concentrations set in JPDR decommissioning

原子炉永久停止 からの経過時間 (year)	レベル I		レベル II		レベル III		レベル IV	
	重量 (ton)	比率 (wt%)	重量 (ton)	比率 (wt%)	重量 (ton)	比率 (wt%)	重量 (ton)	比率 (wt%)
1	30.9	4.07	114	15.0	289	38.0	326	42.9
5	28.1	3.70	94.6	12.4	303	39.9	334	43.9
10	26.3	3.46	82.6	10.9	301	39.6	350	46.1
50	8.40	1.11	38.4	5.05	240	31.6	473	62.2
100	5.80	0.763	23.3	3.07	200	26.3	531	69.9

区分範囲は、 $3.7 \times 10^3 \text{Bq/g} \leqq \text{レベル I}$ 、 $3.7 \times 10^1 \text{Bq/g} \leqq \text{レベル II} < 3.7 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 、
 $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/g} \leqq \text{レベル III} < 3.7 \times 10^1 \text{Bq/g}$ 、レベルIV $< 3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$ である。

Table 4.3.1 Comparison of contamination ^3H activities and activation activities

評価項目	汚染 ^3H 分布形態			20,000 Bq/g 均一分布		
	原子炉永久停止からの経過年数 (year)					
	1	10	100	1	10	100
生体遮蔽体中汚染 ^3H 放射能量 (Bq)	2.41E+10	1.55E+10	9.85E+07	9.35E+10	5.96E+10	3.79E+08
生体遮蔽体中放射化 ^3H 放射能量に対する 汚染 ^3H 放射能量の割合 (%)		2.23E+01		8.57E+01		1.13E+04
全汚染 ^3H 放射能量 (Bq)	3.70E+10	2.36E+10	1.47E+08	1.281E+12	8.17E+11	5.19E+09
全放射化放射能量に対する 汚染 ^3H 放射能量の割合 (%)	1.96E-02	5.05E-02	7.69E-03	6.78E-01	1.75E+00	2.72E-01

Table 4.4.1 Calculated values and measurements on radioactive concentrations by activation in the biological shield concrete
after 2 years from the permanent shutdown of reactor

炉心中心からの半径方向距離 (cm)	放射化放射能濃度 (Bq/g)											
	⁶⁰ Co						¹³³ Ba					
	x-y-z体系			r-θ-z体系			x-y-z体系			r-θ-z体系		
測定値 E	計算値 C	C/E	測定値 E	計算値 C	C/E	測定値 E	計算値 C	C/E	測定値 E	計算値 C	C/E	r-θ-z体系
138	—	8.30E+01	—	8.76E+02	—	—	8.09E+02	—	—	8.36E+03	—	—
150	—	3.67E+01	—	3.29E+02	—	—	3.52E+02	—	—	3.12E+03	—	—
175	3.0E+00	5.26E+00	1.75	3.16E+01	10.5	6.8E+01	5.07E+01	0.746	3.08E+02	4.53	1.7E+00	8.19E+00
185	1.0E+00	2.11E+00	2.11	1.24E+01	12.4	2.0E+01	2.04E+01	1.02	1.21E+02	6.05	6.3E-01	3.29E+00
195	3.9E-01	8.26E-01	2.12	4.48E+00	11.5	9.1E+00	7.99E+00	0.878	4.39E+01	4.82	2.2E-01	1.29E+00
205	1.9E-01	2.81E-01	1.48	1.10E+00	5.79	3.2E+00	2.72E+00	0.850	1.07E+01	3.34	1.1E-01	4.40E-01
215	6.7E-02	8.03E-02	1.20	4.73E-01	7.06	1.3E+00	7.77E-01	0.598	4.62E+00	3.55	3.7E-02	1.25E-01
225	2.3E-02	2.44E-02	1.06	1.70E-01	7.39	5.2E-01	2.36E-01	0.455	1.67E+00	3.21	2.7E-02	3.82E-02
240	4.2E-03	3.83E-03	0.911	2.55E-02	6.07	1.3E-01	3.70E-02	0.285	2.49E-01	1.92	6.1E-03	5.97E-03
255	1.7E-03	7.89E-04	0.464	6.49E-03	3.82	2.3E-02	7.66E-03	0.333	6.35E-02	2.76	ND	1.24E-03
270	ND	1.72E-04	—	1.13E-03	—	5.3E-03	1.67E-03	0.314	1.11E-02	2.09	ND	2.68E-04
287	ND	3.58E-05	—	1.28E-04	—	2.6E-03	3.46E-04	0.133	1.25E-03	0.481	ND	5.58E-05
312	ND	2.91E-06	—	5.24E-06	—	ND	2.79E-05	—	5.10E-05	—	ND	4.50E-06
ND : 検出下限値以下												

Table 4.4.2 Calculated values and measurements on dose equivalent rates in vertical experimental tubes (VT-1, VT-9) after 2 years from the permanent shutdown of reactor

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	アゴン	2次元体系	3次元体系	2次元体系	3次元体系	アゴン	アラカルト	3次元体系	アゴン	アラカルト
-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。

Table 4.5.1 Activation activities of radionuclides after 1 year from the permanent shutdown of reactor in main structural materials based on calculation at the notification of dismantling

(単位:Bq)

核種 構造物	制御棒	熱遮蔽板	水平実験孔	生体遮蔽体	重水タンク	その他	合計
³ H	8.81E+09	1.19E+09	3.31E+13	1.02E+14	1.59E+13	2.89E+13	1.80E+14
¹⁴ C	5.25E+09	2.63E+08	1.00E+10	4.35E+10	2.41E+05	8.94E+09	6.80E+10
³⁶ Cl	1.77E+08	5.51E+06	5.10E+08	1.96E+09	—	3.48E+08	3.00E+09
³⁹ Ar	4.49E+06	1.64E+05	2.68E+09	2.68E+07	2.37E+03	9.82E+08	3.69E+09
⁴¹ Ca	2.82E+06	6.04E+04	1.38E+10	6.79E+10	6.60E+07	5.34E+09	8.71E+10
⁵¹ Cr	8.98E+09	2.33E+08	8.36E+08	7.40E+07	4.55E+08	2.02E+09	1.26E+10
⁵⁴ Mn	6.12E+10	5.22E+09	8.87E+11	1.48E+08	2.24E+07	3.26E+11	1.28E+12
⁵⁵ Fe	5.91E+13	1.16E+12	1.90E+14	3.08E+12	2.35E+12	7.34E+13	3.29E+14
⁵⁹ Fe	1.30E+10	1.40E+08	2.55E+10	3.68E+08	3.02E+08	1.01E+10	4.94E+10
⁵⁸ Co	8.55E+09	1.06E+09	1.61E+09	2.13E+06	5.59E+05	6.74E+08	1.19E+10
⁶⁰ Co	7.89E+13	9.40E+11	7.55E+12	3.24E+12	2.49E+12	5.08E+12	9.82E+13
⁵⁹ Ni	4.23E+10	1.95E+09	2.88E+09	3.72E+08	4.79E+08	2.12E+09	5.01E+10
⁶³ Ni	7.92E+12	2.47E+11	3.86E+11	4.73E+10	6.77E+10	3.22E+11	8.99E+12
⁶⁵ Zn	6.50E+10	7.72E+08	6.20E+11	6.73E+10	7.62E+10	5.00E+11	1.33E+12
⁹³ Zr	3.11E+02	1.81E+01	9.97E+01	3.03E+00	—	3.61E+01	4.68E+02
⁹⁴ Nb	3.47E+08	2.10E+06	1.12E+04	4.59E+07	—	—	3.95E+08
⁹³ Mo	2.82E+08	2.90E+06	8.29E+07	4.70E+06	—	3.15E+07	4.04E+08
^{108m} Ag	4.97E+08	6.21E+06	1.53E+10	3.27E+08	2.02E+10	4.30E+10	7.93E+10
¹⁰⁹ Cd	6.53E+09	8.10E+01	2.57E+09	1.67E+05	1.85E+09	1.12E+10	2.21E+10
¹²⁵ Sb	—	—	7.55E+08	3.49E+08	—	3.05E+10	3.16E+10
¹³⁴ Cs	5.04E+09	8.18E+07	4.33E+09	1.41E+11	—	1.54E+09	1.52E+11
¹³³ Ba	4.24E+08	2.99E+07	2.57E+11	1.66E+13	—	1.43E+11	1.70E+13
¹⁵² Eu	1.86E+04	3.28E+08	2.65E+11	5.35E+12	—	1.25E+11	5.74E+12
¹⁵⁴ Eu	2.23E+08	3.14E+07	2.50E+11	4.63E+11	—	9.47E+10	8.08E+11
¹⁵⁵ Eu	1.27E+08	9.87E+05	2.68E+10	1.00E+10	—	1.05E+10	4.75E+10
その他	2.90E+11	9.30E+07	4.69E+11	2.71E+12	4.51E+10	3.76E+11	3.89E+12
合計	1.46E+14	2.36E+12	2.34E+14	1.34E+14	2.10E+13	1.10E+14	6.47E+14

Table 4.5.2 Activation activities of radionuclides after 1 year from the permanent shutdown of reactor in main structural materials based on recalculation by 2 dimensions

核種 構造物	(単位:Bq)						
	制御棒	熱遮蔽板	水平実験孔	生体遮蔽体	重水タンク	その他	合計
³ H	1.69E+10	1.34E+10	2.59E+13	1.54E+10	4.51E+12	2.04E+13	5.08E+13
¹⁴ C	9.92E+09	2.05E+09	5.07E+09	6.22E+07	1.89E+05	1.89E+09	1.90E+10
³⁶ Cl	4.55E+08	1.60E+08	7.70E+08	9.49E+06	—	2.76E+08	1.67E+09
³⁹ Ar	1.25E+06	1.80E+06	3.65E+08	2.16E+06	6.06E+03	1.35E+08	5.05E+08
⁴¹ Ca	2.32E+06	5.29E+05	6.04E+09	9.04E+07	1.72E+07	2.29E+09	8.44E+09
⁵¹ Cr	9.85E+09	2.61E+09	1.06E+09	1.50E+05	6.97E+07	1.71E+09	1.53E+10
⁵⁴ Mn	2.46E+10	5.76E+10	1.21E+11	1.14E+08	2.35E+08	4.55E+10	2.49E+11
⁵⁵ Fe	5.82E+13	1.32E+13	1.06E+14	5.27E+10	1.92E+12	4.10E+13	2.20E+14
⁵⁹ Fe	8.31E+09	1.74E+09	1.30E+10	6.46E+06	2.57E+08	5.11E+09	2.84E+10
⁵⁸ Co	3.59E+09	1.17E+10	3.17E+08	2.60E+05	3.99E+06	1.89E+08	1.58E+10
⁶⁰ Co	3.50E+13	9.20E+12	2.50E+12	4.66E+09	1.67E+12	1.52E+12	4.99E+13
⁵⁹ Ni	5.24E+10	2.20E+10	1.90E+09	1.00E+06	2.48E+08	1.25E+09	7.78E+10
⁶³ Ni	3.92E+12	1.21E+12	1.14E+11	5.48E+07	1.64E+10	8.91E+10	5.35E+12
⁶⁵ Zn	3.67E+10	1.06E+10	3.27E+11	1.41E+08	5.51E+10	7.00E+11	1.13E+12
⁹³ Zr	1.24E+02	2.00E+02	1.33E+01	—	—	4.65E+00	3.42E+02
⁹⁴ Nb	1.45E+08	4.39E+07	1.50E+03	1.15E+05	—	—	1.89E+08
⁹³ Mo	1.11E+08	7.04E+07	2.11E+07	2.13E+04	—	7.46E+06	2.10E+08
^{108m} Ag	8.36E+09	9.25E+07	1.99E+10	1.07E+06	1.29E+10	2.54E+10	6.67E+10
¹⁰⁹ Cd	1.09E+12	4.20E+04	4.39E+09	3.69E+02	1.68E+09	1.39E+10	1.11E+12
¹²⁵ Sb	—	—	1.44E+08	2.69E+06	—	5.98E+07	2.07E+08
¹³⁴ Cs	2.22E+09	2.07E+09	8.07E+08	4.24E+08	—	2.99E+08	5.82E+09
¹³³ Ba	1.44E+09	3.09E+08	1.60E+11	2.88E+10	—	5.86E+10	2.49E+11
¹⁵² Eu	6.40E+04	2.51E+09	2.13E+11	4.57E+09	—	7.75E+10	2.98E+11
¹⁵⁴ Eu	2.46E+08	4.12E+08	5.92E+10	4.63E+08	—	2.15E+10	8.18E+10
¹⁵⁵ Eu	1.23E+08	2.11E+07	5.75E+09	2.18E+07	—	2.09E+09	8.01E+09
その他	1.15E+12	2.42E+09	2.69E+11	5.65E+09	2.64E+10	1.36E+11	1.59E+12
合計	9.97E+13	2.38E+13	1.35E+14	1.12E+11	8.23E+12	6.38E+13	3.31E+14

Table 4.5.3 Activation activities of radionuclides after 1 year from the permanent shutdown of reactor in main structural materials based on recalculation by 3 dimensions

核種	構造物	制御棒	熱遮蔽板	水平実験孔	生体遮蔽体	重水タンク	(単位:Bq)	
							その他	合計
³ H		2.40E+10	2.25E+10	1.30E+13	1.16E+11	2.37E+12	1.43E+13	2.98E+13
¹⁴ C		3.23E+09	3.60E+09	1.39E+09	4.77E+08	1.18E+05	1.64E+08	8.86E+09
³⁶ Cl		2.18E+08	2.65E+08	1.14E+08	7.16E+07	—	1.87E+07	6.87E+08
³⁹ Ar		7.29E+05	3.00E+06	9.98E+07	1.08E+07	1.27E+04	1.67E+06	1.16E+08
⁴¹ Ca		7.61E+05	8.58E+05	1.94E+08	6.78E+08	9.68E+06	1.17E+08	1.00E+09
⁵¹ Cr		1.52E+10	4.24E+09	8.22E+08	1.08E+06	2.99E+07	1.31E+09	2.16E+10
⁵⁴ Mn		1.14E+11	9.59E+10	4.86E+10	5.74E+08	4.86E+08	1.48E+09	2.61E+11
⁵⁵ Fe		7.13E+13	2.13E+13	4.29E+12	3.97E+11	1.20E+12	3.51E+12	1.02E+14
⁵⁹ Fe		1.01E+10	2.61E+09	5.93E+08	4.75E+07	1.57E+08	3.93E+08	1.39E+10
⁵⁸ Co		1.73E+10	1.95E+10	2.80E+09	1.31E+06	8.31E+06	9.14E+07	3.97E+10
⁶⁰ Co		3.69E+13	1.23E+13	1.02E+12	3.26E+10	1.08E+12	6.71E+11	5.20E+13
⁵⁹ Ni		2.43E+10	3.58E+10	7.72E+08	7.50E+06	1.56E+08	4.65E+08	6.15E+10
⁶³ Ni		1.53E+12	1.97E+12	4.67E+10	4.12E+08	1.00E+10	3.29E+10	3.59E+12
⁶⁵ Zn		5.27E+10	1.45E+10	5.32E+11	9.67E+08	3.42E+10	5.46E+11	1.18E+12
⁹³ Zr		1.34E+02	3.32E+02	6.42E+01	1.33E+00	—	4.50E-01	5.32E+02
⁹⁴ Nb		5.89E+07	4.20E+07	3.34E+06	6.71E+05	—	9.40E+04	1.05E+08
⁹³ Mo		4.54E+07	5.97E+07	6.46E+06	1.14E+05	—	3.26E+05	1.12E+08
^{108m} Ag		1.04E+08	1.18E+08	7.80E+09	6.57E+06	8.10E+09	1.54E+10	3.15E+10
¹⁰⁹ Cd		7.94E+09	4.83E+04	5.48E+08	5.50E+02	9.06E+08	1.91E+09	1.13E+10
¹²⁵ Sb		—	—	2.13E+07	7.50E+06	—	9.44E+08	9.73E+08
¹³⁴ Cs		4.53E+09	1.70E+09	1.66E+09	2.19E+09	—	2.40E+07	1.01E+10
¹³³ Ba		1.10E+09	5.44E+08	1.22E+10	2.22E+11	—	1.16E+09	2.37E+11
¹⁵² Eu		1.54E+08	4.19E+09	1.20E+10	3.42E+10	—	5.15E+09	5.57E+10
¹⁵⁴ Eu		7.43E+08	4.54E+08	2.53E+09	2.97E+09	—	4.66E+08	7.16E+09
¹⁵⁵ Eu		2.92E+08	2.18E+07	3.22E+08	1.37E+08	—	2.00E+07	7.93E+08
その他		2.29E+10	2.82E+09	3.05E+10	3.63E+10	1.81E+10	4.74E+10	1.58E+11
合計		1.10E+14	3.58E+13	1.90E+13	8.46E+11	4.73E+12	1.91E+13	1.89E+14

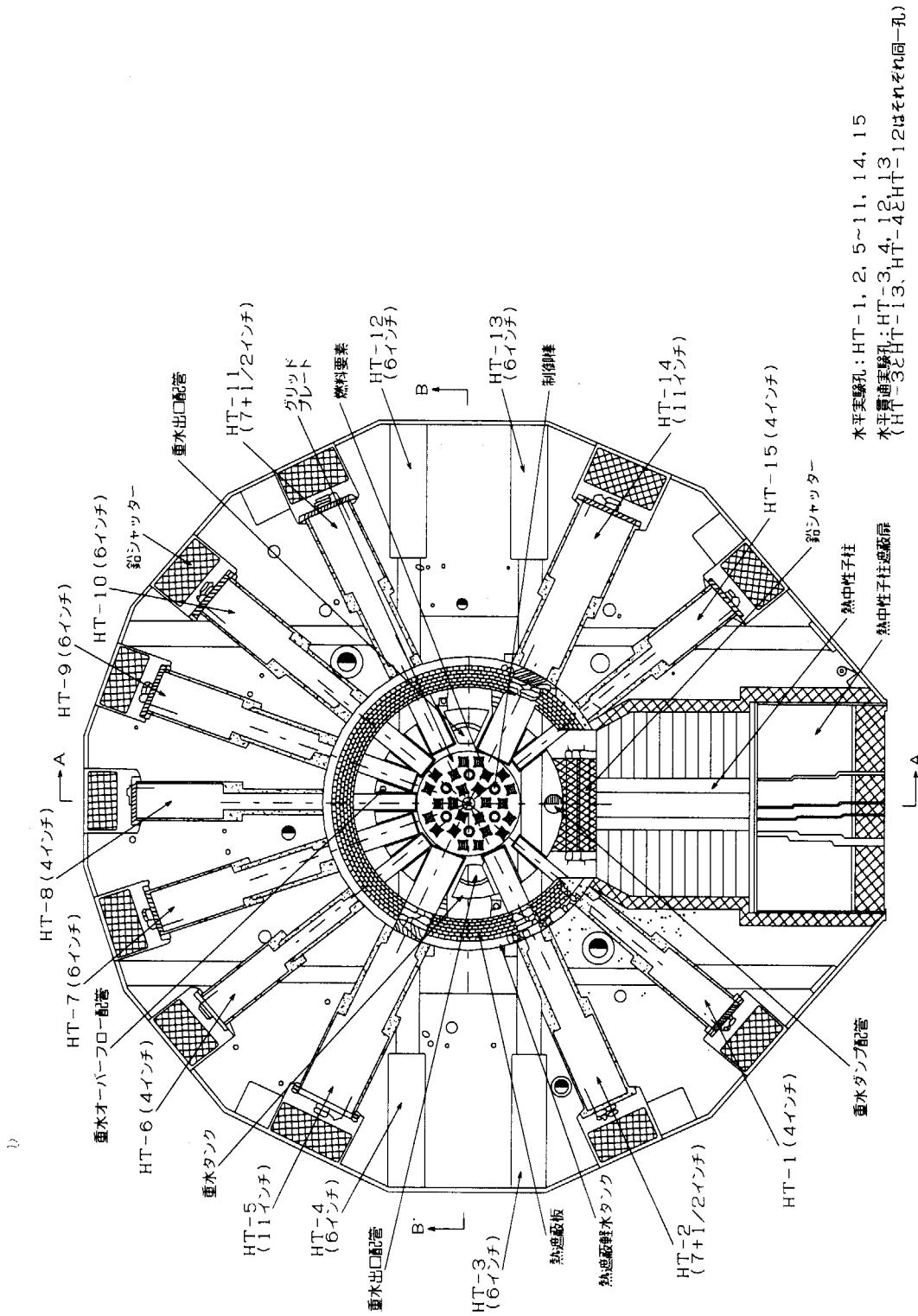


Fig.2.1.1 Horizontal section of reactor at height of core.

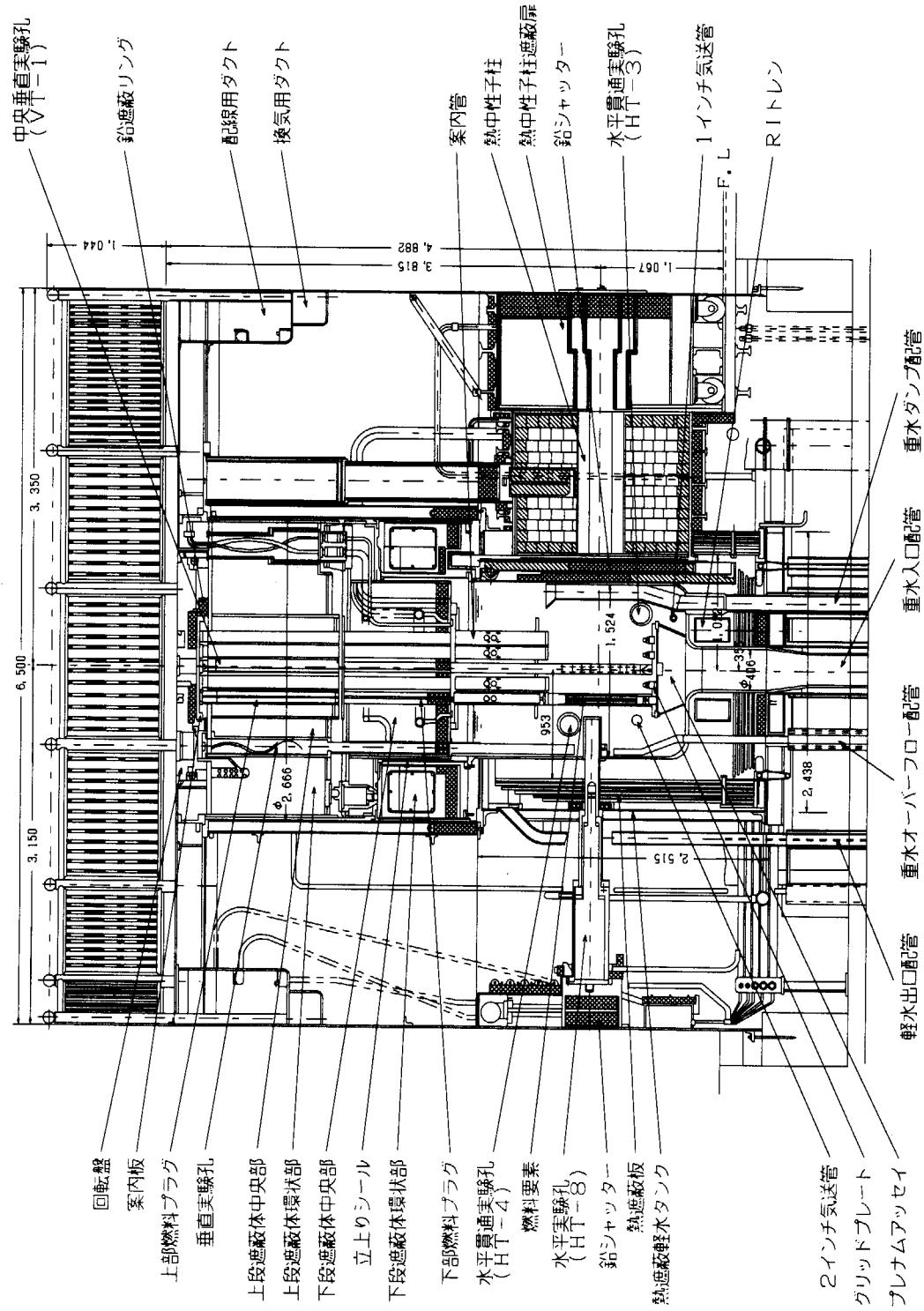


Fig.2.1.2 Vertical section of reactor at A-A of Fig.2.1.1.

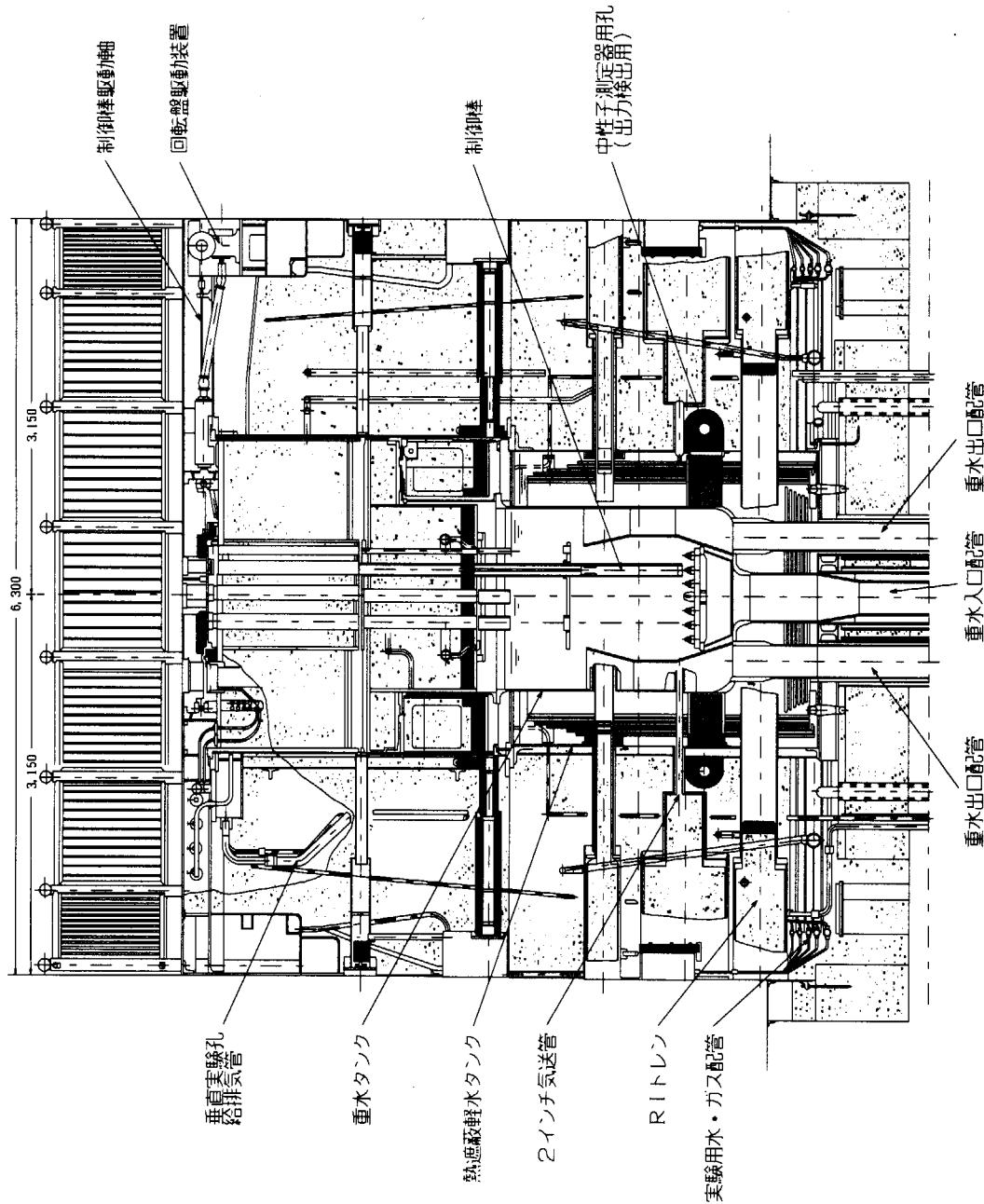
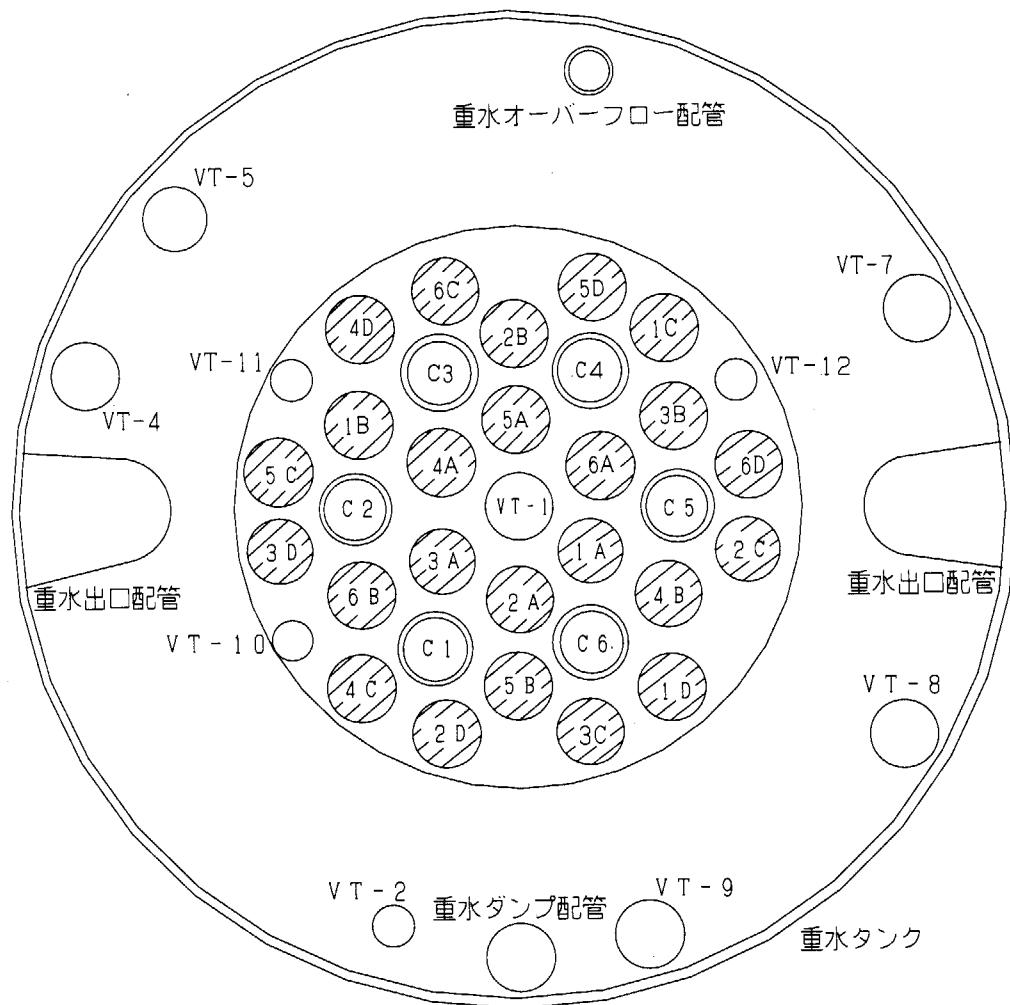


Fig.2.1.3 Vertical section of reactor at B-B of Fig.2.1.1.



記号	構造物
1A ~ 6A	燃料要素 (A リング)
1B ~ 6B	燃料要素 (B リング)
1C ~ 6C	燃料要素 (C-D リング)
1D ~ 6D	燃料要素 (C-D リング)
C1 ~ C6	制御棒
VT-1 ~ VT-12	垂直実験孔 (VT-1 は中央垂直実験孔)

Fig.2.1.4 Arrangements of fuel elements and control rods in reactor core.

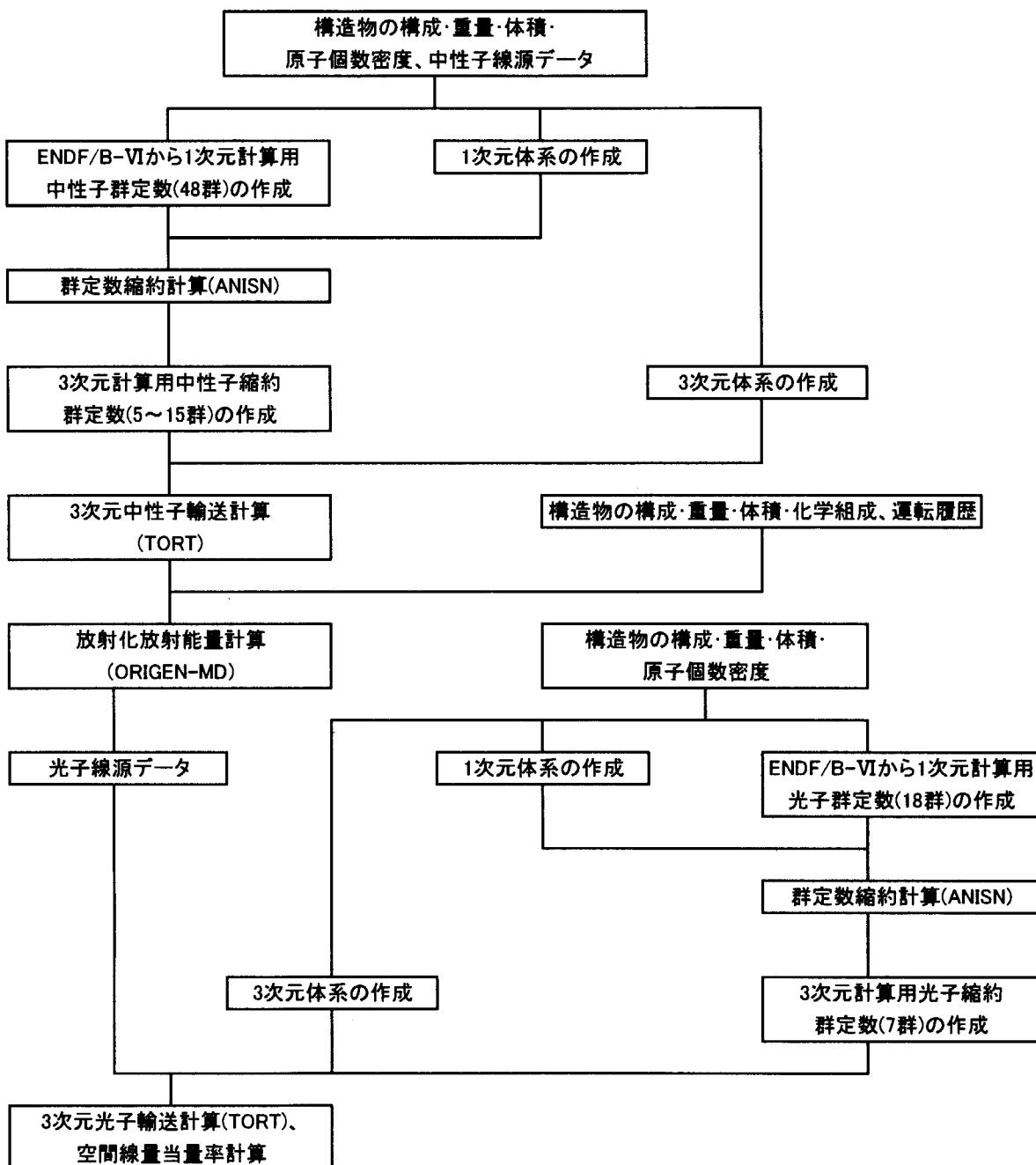


Fig.3.1 Flow diagram of revaluation by 3 dimensions of reactor activation activity in JRR-2.

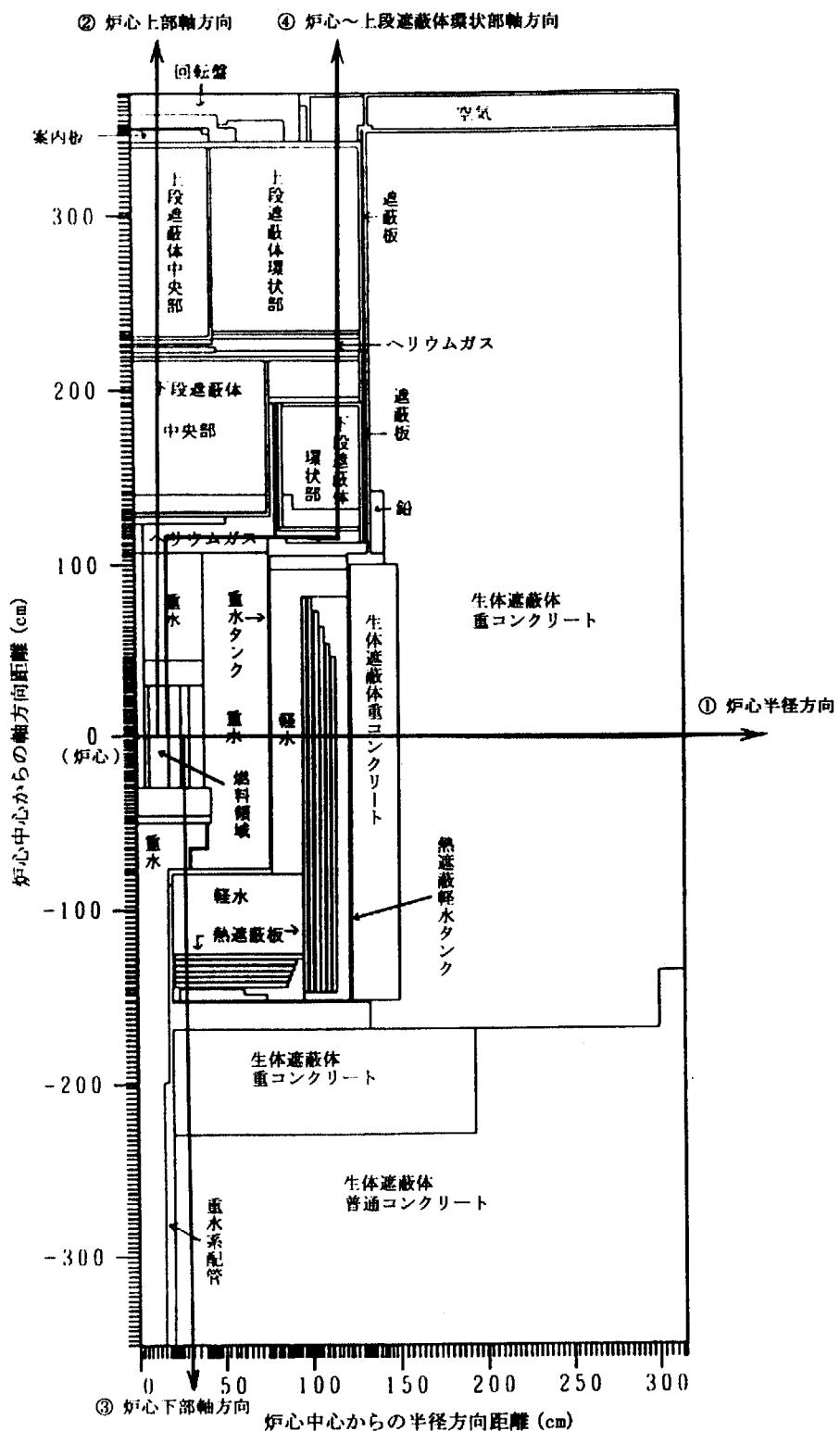


Fig.3.1.1 Model of reactor for calculations by 1 dimension. Calculation lines are 4.

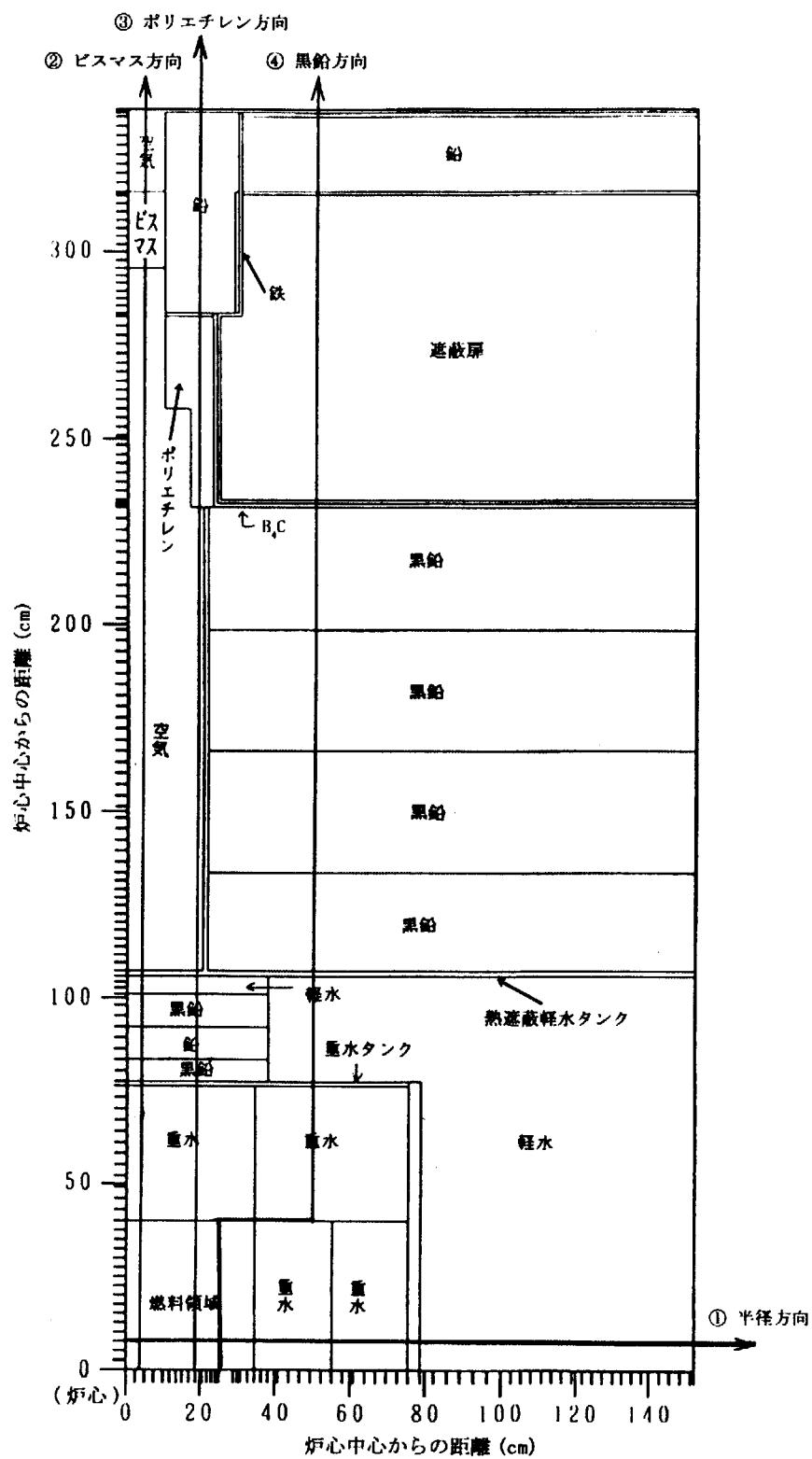


Fig.3.1.2 Model of thermal column for calculations by 1 dimension. Calculation lines are 4.

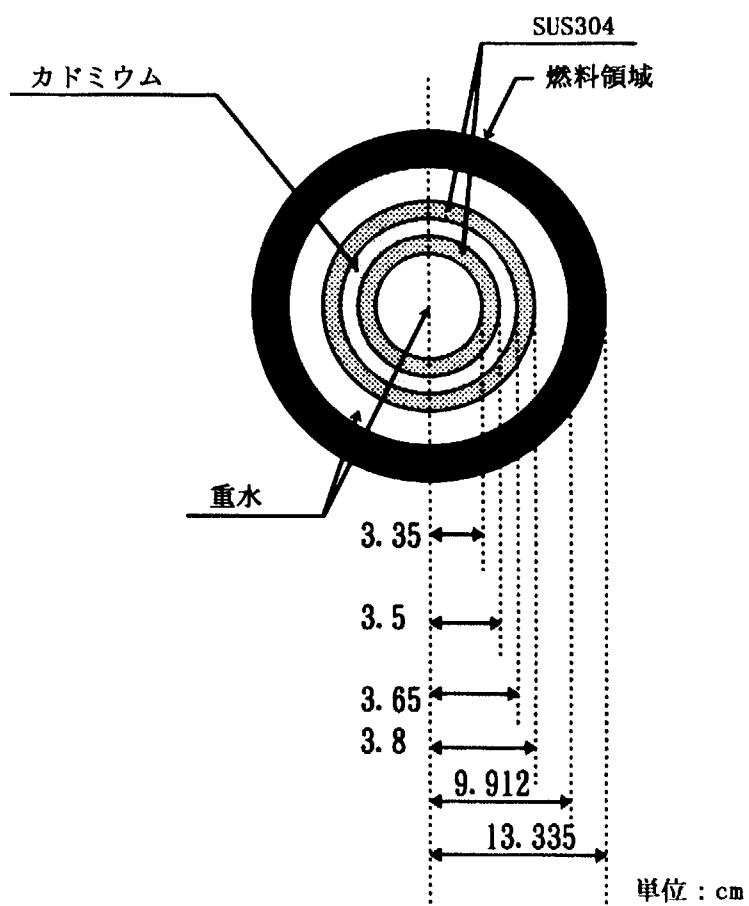


Fig.3.1.3 Model to evaluate distortion of neutron flux by control rod.

SUS, SM400A	Pb	Bi, Cd	H ₂ O	空気
D ₂ O	普通コンクリート	He ガス	Fuel	重コンクリート
黒鉛	Al	ポリエチレン	B ₄ C, ボラル	

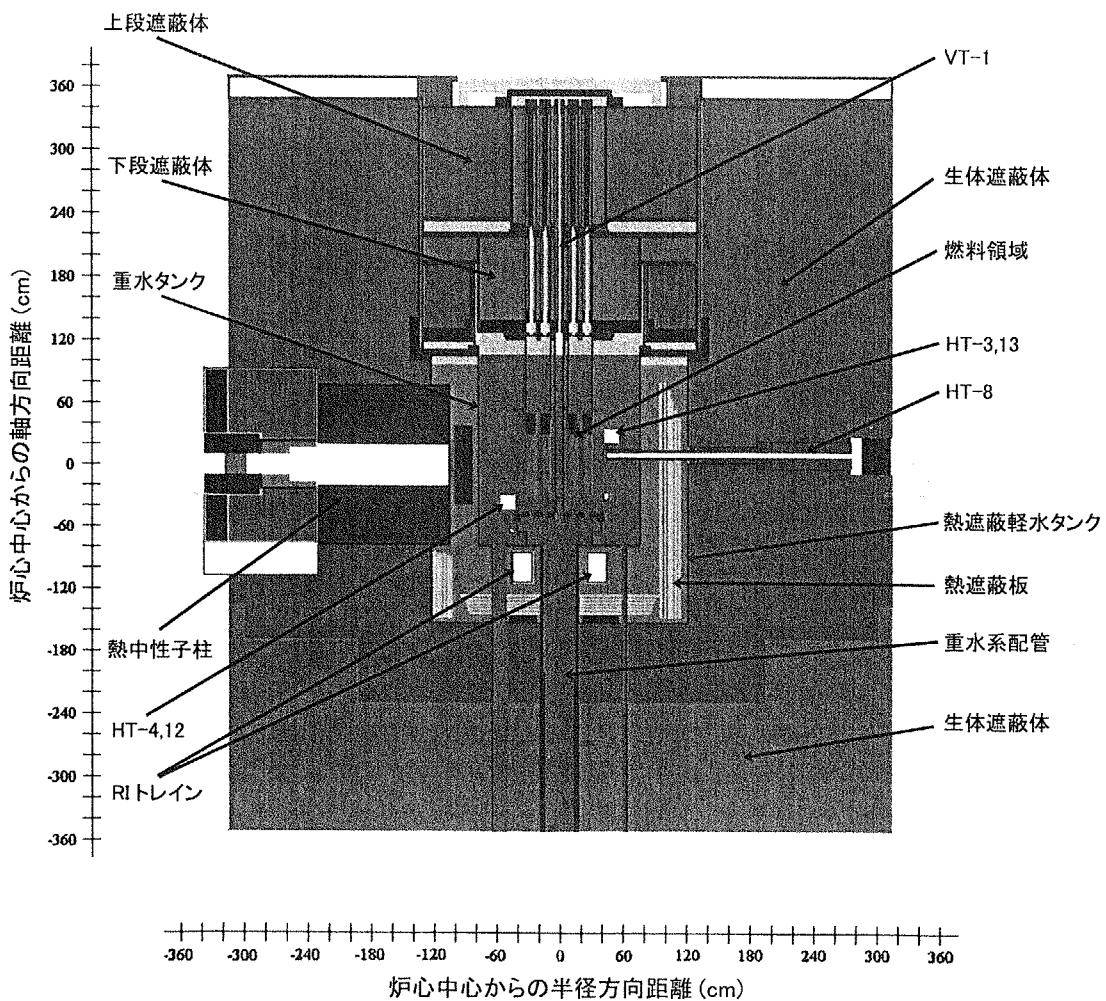


Fig.3.1.4 Model of reactor for calculations on distribution of neutron flux by 3 dimensions.

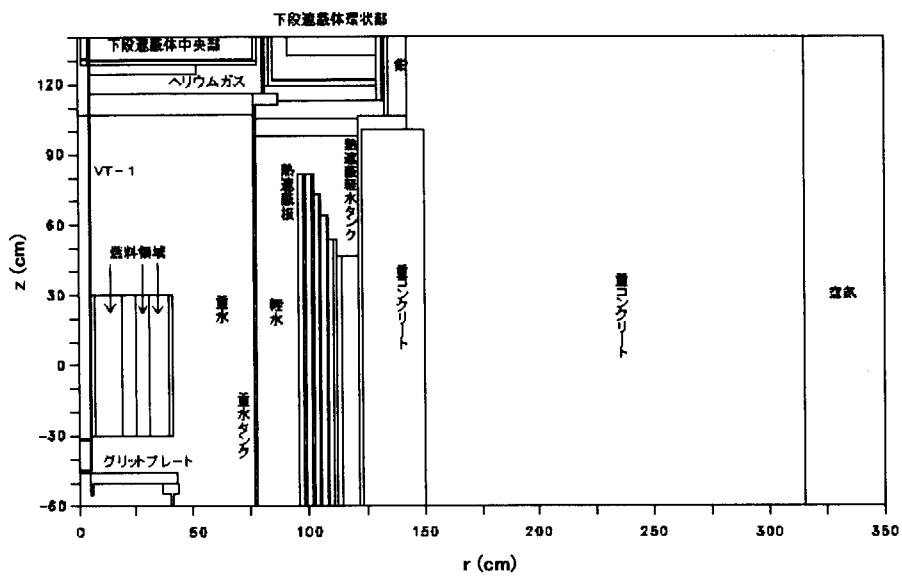


Fig.3.1.5 R – z section at $\theta = 90\text{deg}$ in center part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux. The section is middle of HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($r, z = 0$). θ is turning angle of clockwise from center line of thermal column.

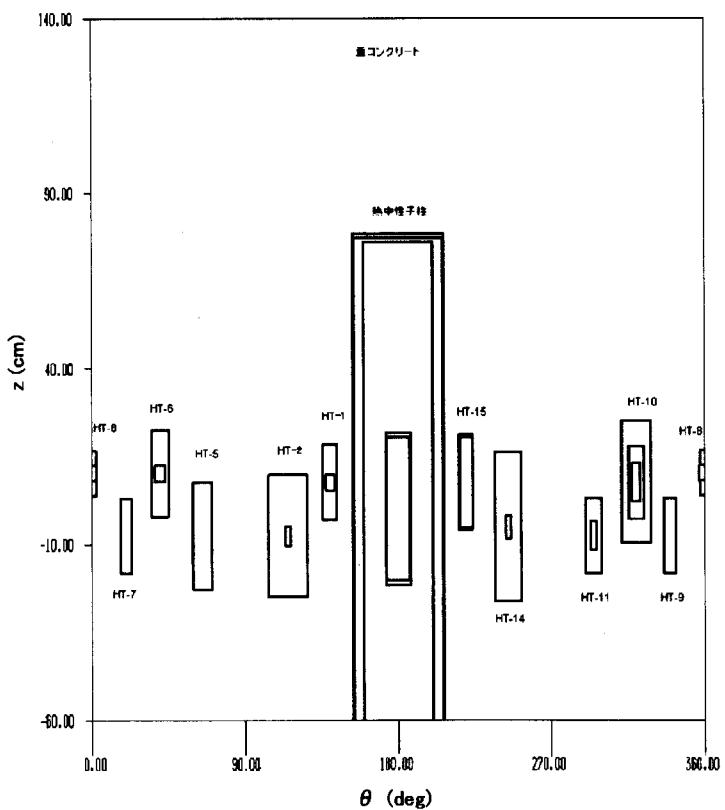


Fig.3.1.6 θ -z section at $r = 200\text{cm}$ in center part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux. Center of reactor core is starting point($r, z = 0$). θ is turning angle of clockwise from center line of thermal column.

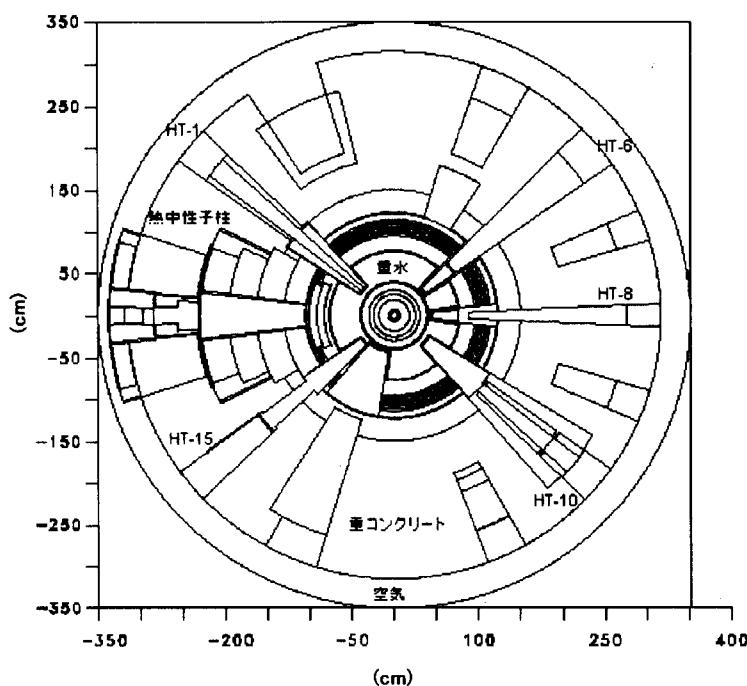


Fig.3.1.7 $R - \theta$ section at $z = 7.6 \text{ cm}$ in center part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux. Center of reactor core is starting point($r, z = 0$). θ is turning angle of clockwise from center line of thermal column.

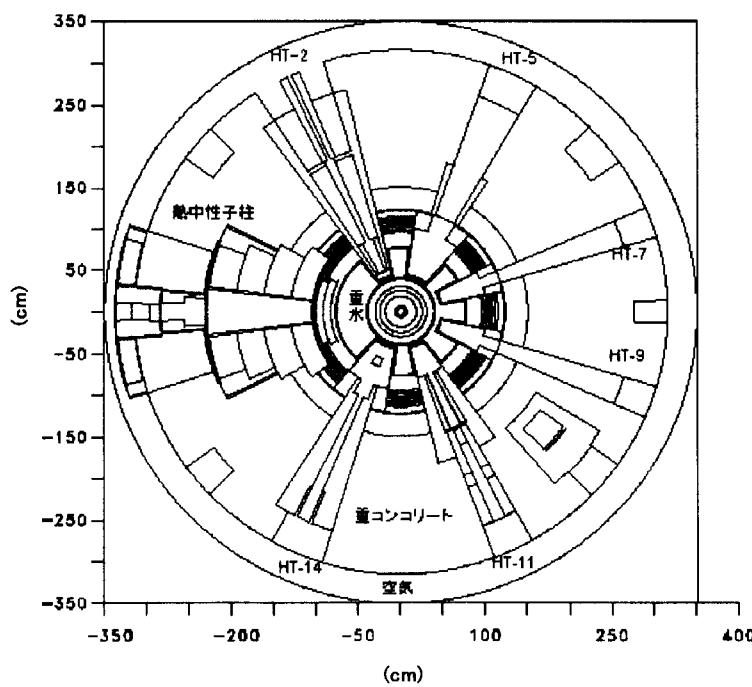


Fig.3.1.8 $R - \theta$ section at $z = -7.6 \text{ cm}$ in center part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux. Center of reactor core is starting point($r, z = 0$). θ is turning angle of clockwise from center line of thermal column.

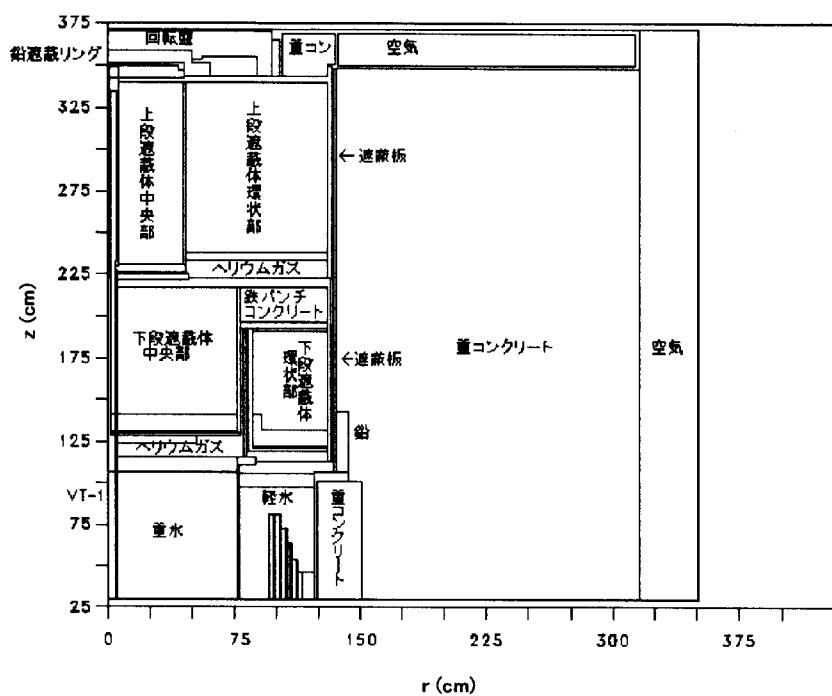


Fig.3.1.9 $R - z$ section at $\theta = 90\text{deg}$ in upper part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux. The section is middle of HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($r, z = 0$). θ is turning angle of clockwise from center line of thermal column.

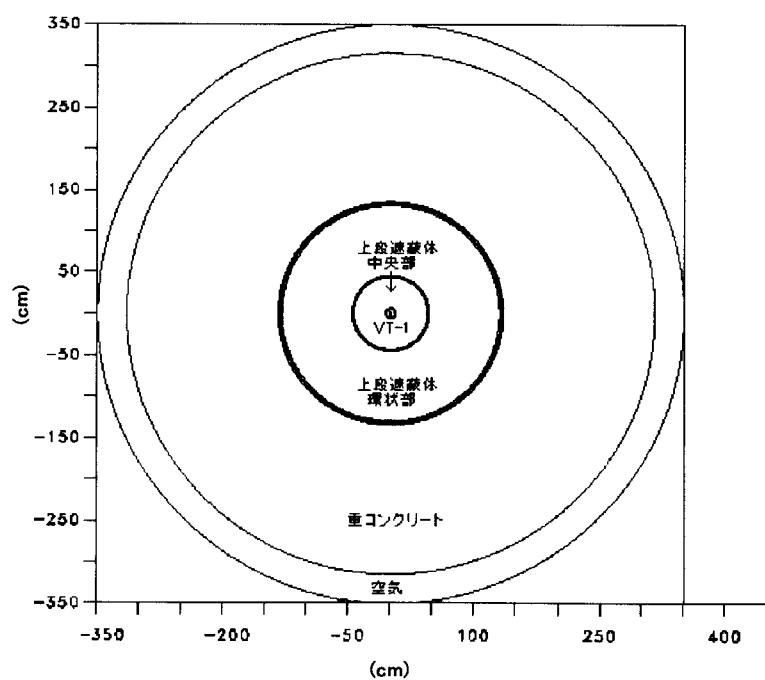


Fig.3.1.10 $R - \theta$ section at $z = 300\text{cm}$ in upper part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux. Center of reactor core is starting point($r, z = 0$). θ is turning angle of clockwise from center line of thermal column.

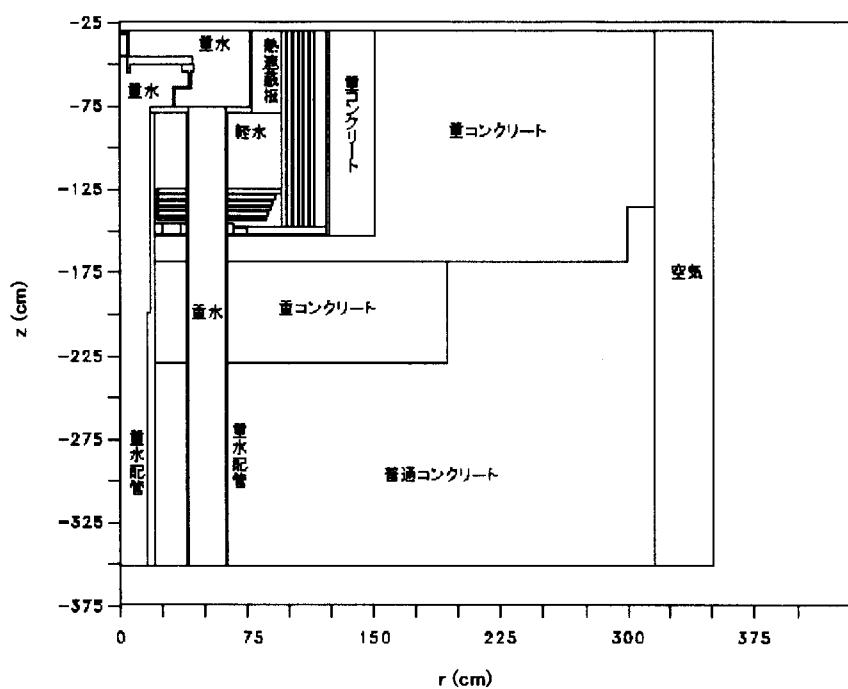


Fig.3.1.11 $R - z$ section at $\theta = 90\text{deg}$ in lower part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux. The section is middle of HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($r, z = 0$). θ is turning angle of clockwise from center line of thermal column.

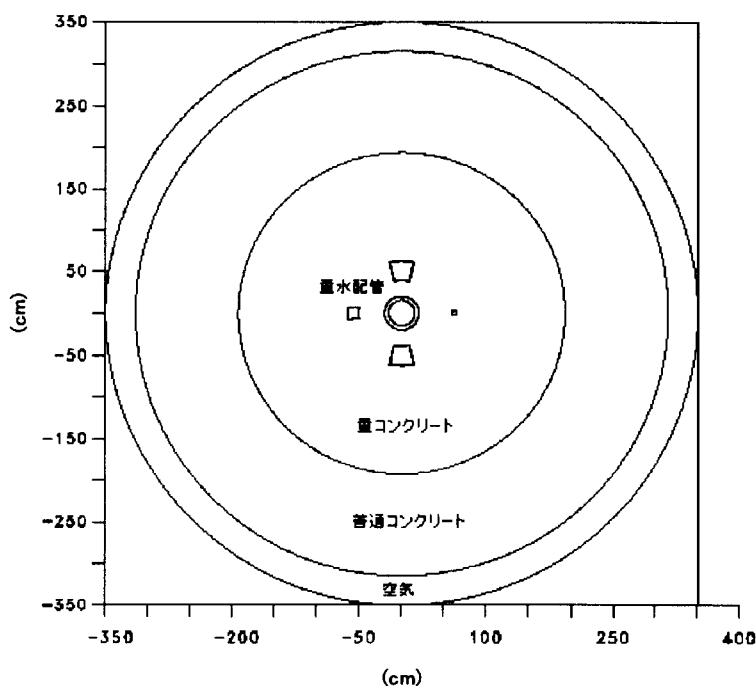


Fig.3.1.12 $R - \theta$ section at $z = -200\text{cm}$ in lower part model of reactor for calculation on distribution of neutron flux. Center of reactor core is starting point($r, z = 0$). θ is turning angle of clockwise from center line of thermal column.

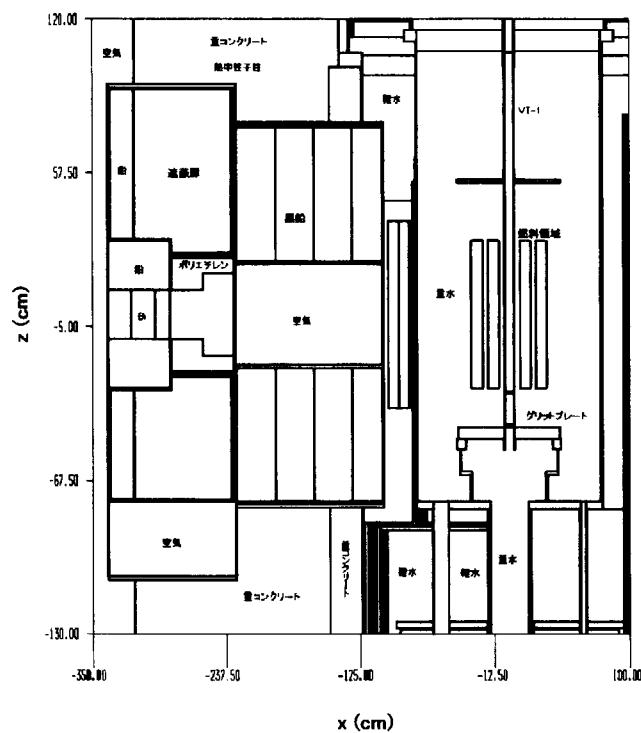


Fig.3.1.13 X – z section at $y = 0\text{cm}$ in thermal column model for calculation on distribution of neutron flux. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

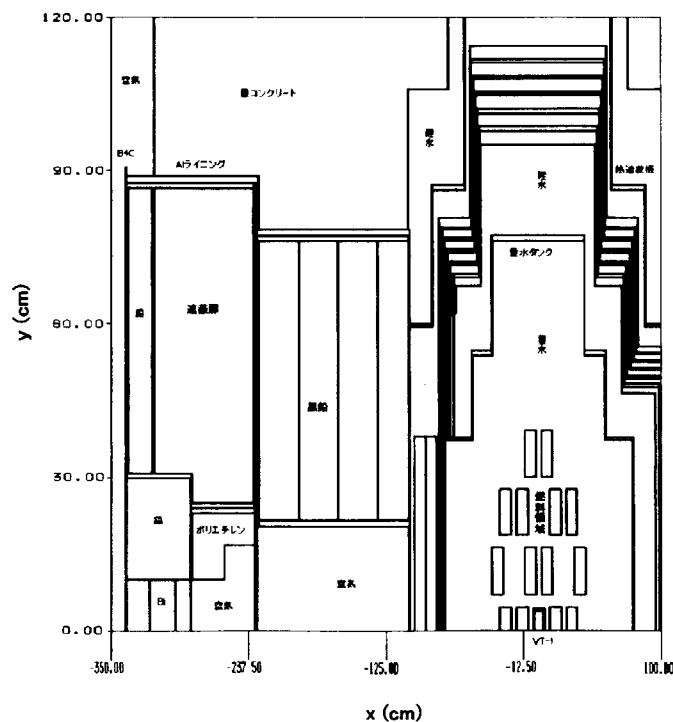


Fig.3.1.14 X – y section at $z = 0\text{cm}$ in thermal column model for calculation on distribution of neutron flux. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

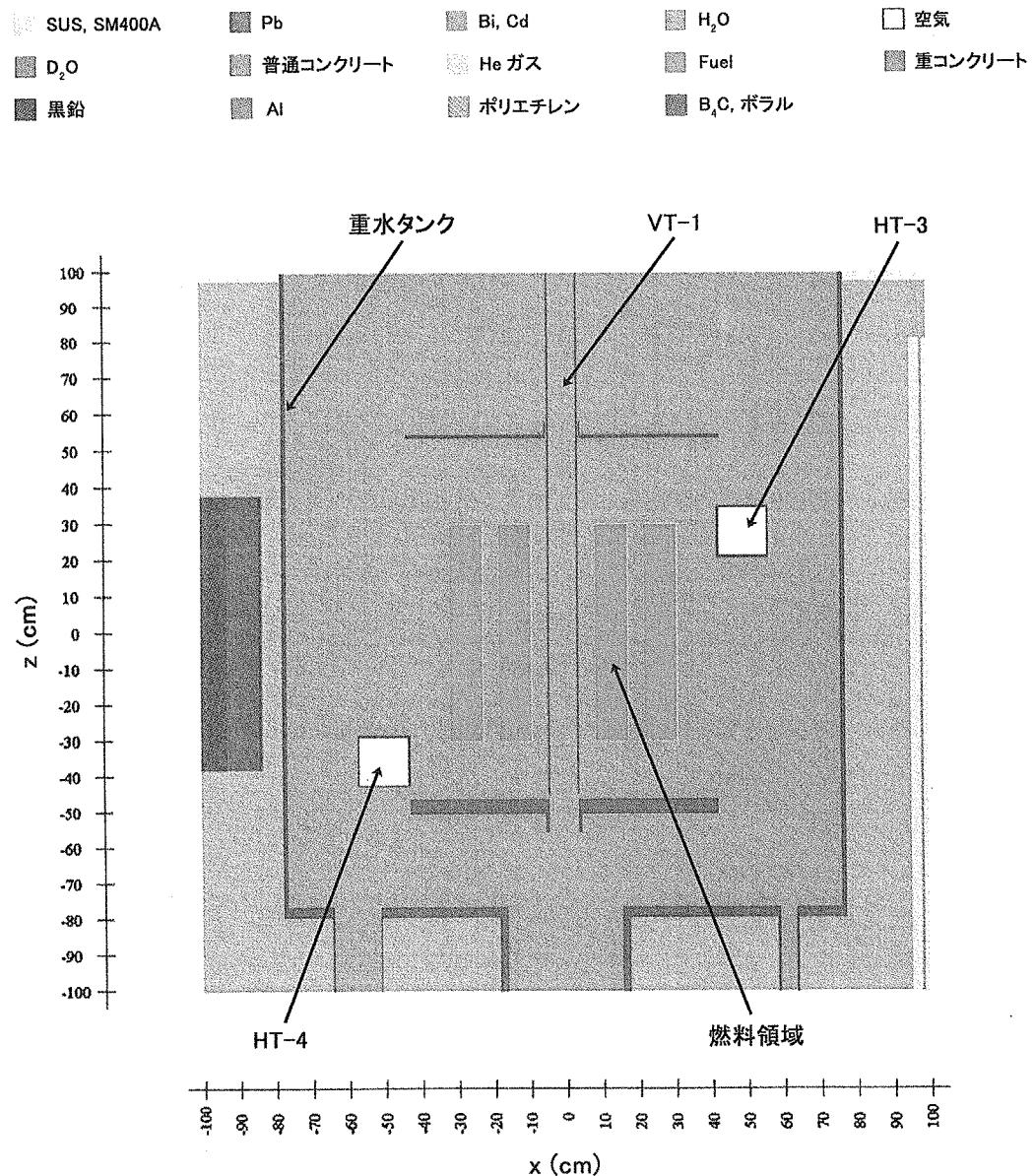


Fig.3.1.15 X – z section at $y = 0\text{cm}$ in model containing HT-3 and HT-4. HT-3 and HT-4 are penetrated horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

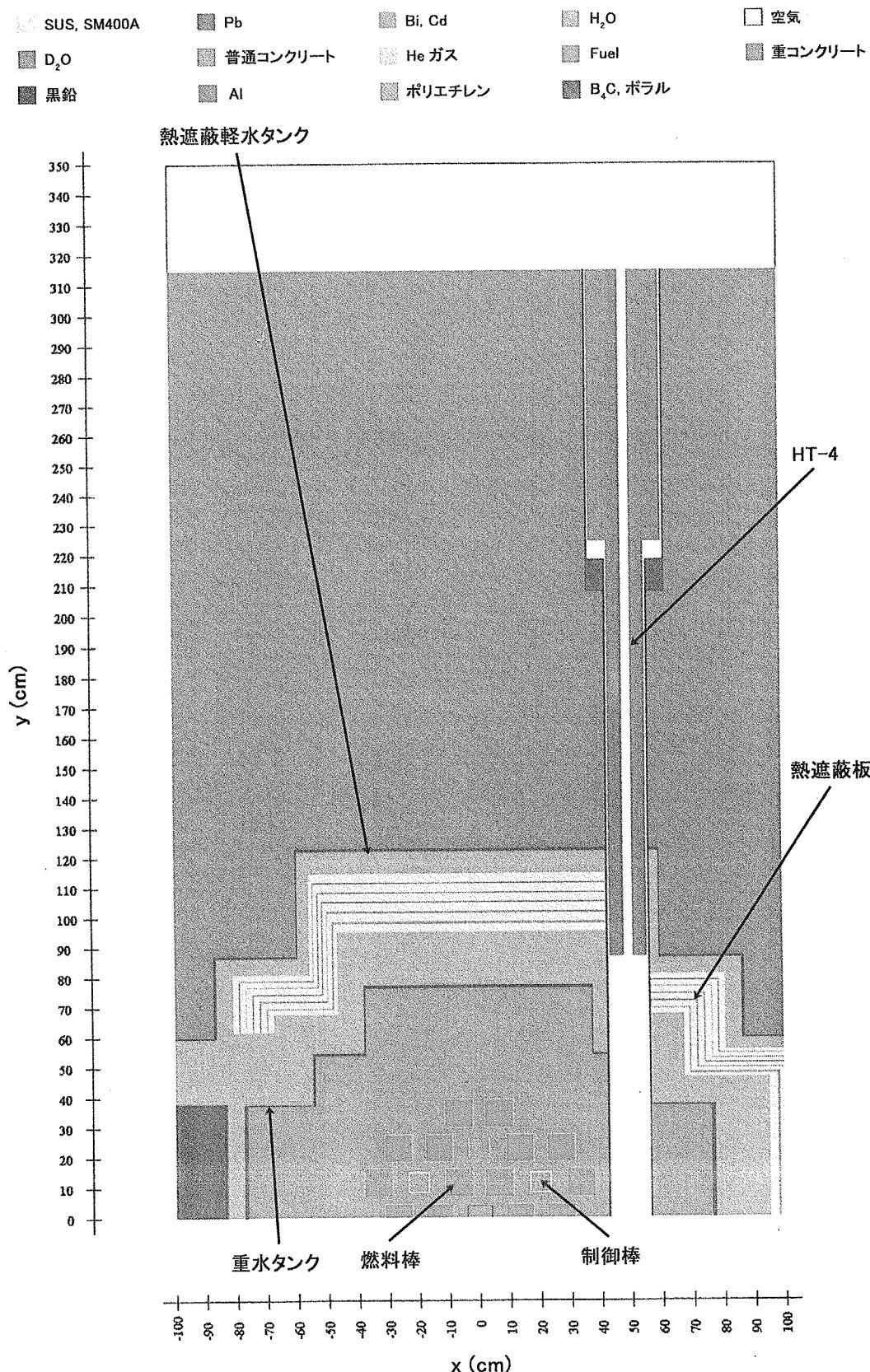


Fig.3.1.16 X - y section at $z = 28\text{cm}$ in model containing HT-3 and HT-4. HT-3 and HT-4 are penetrated horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

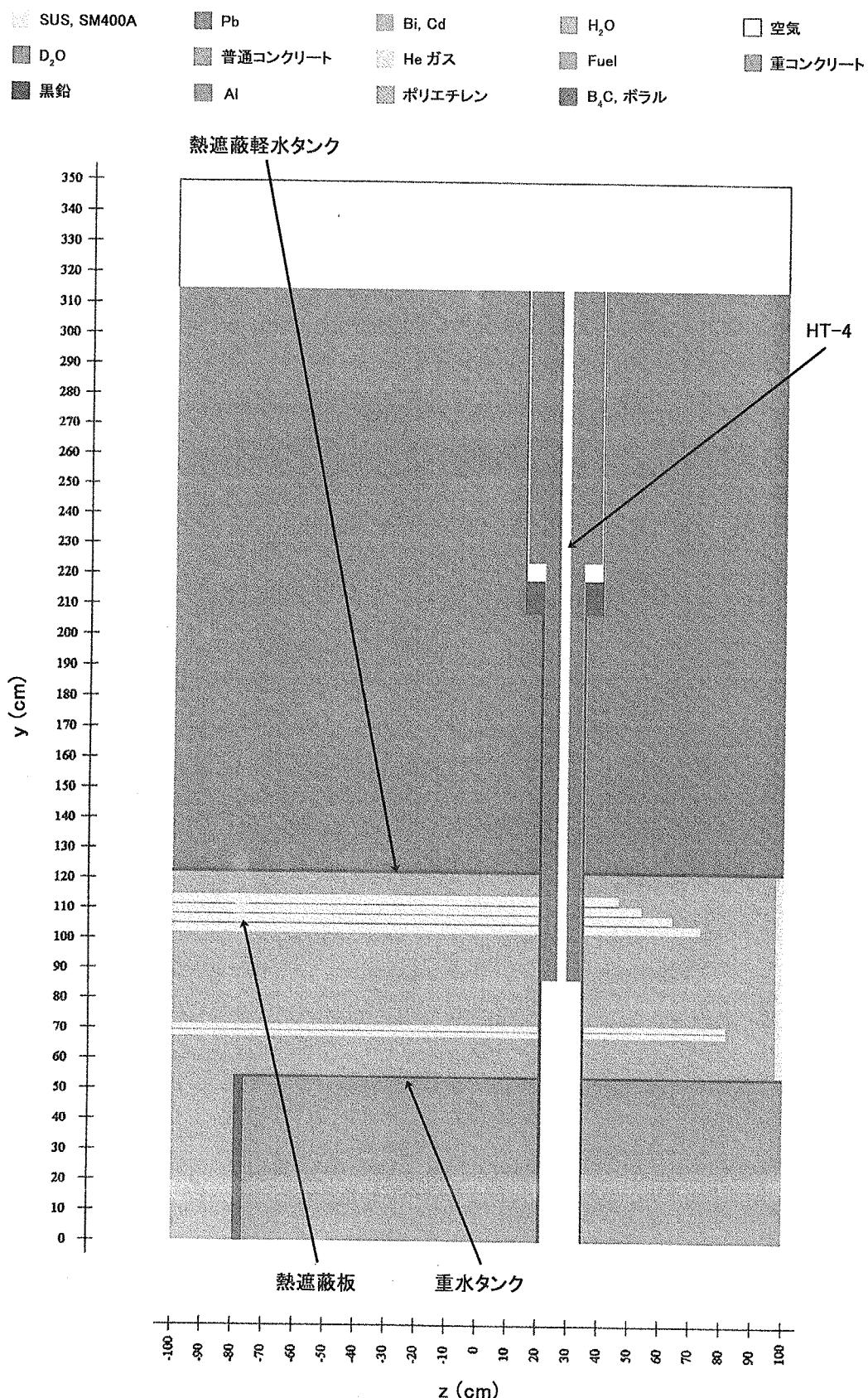


Fig.3.1.17 Y-z section at $x = 50\text{cm}$ in model containing HT-3 and HT-4. HT-3 and HT-4 are penetrated horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

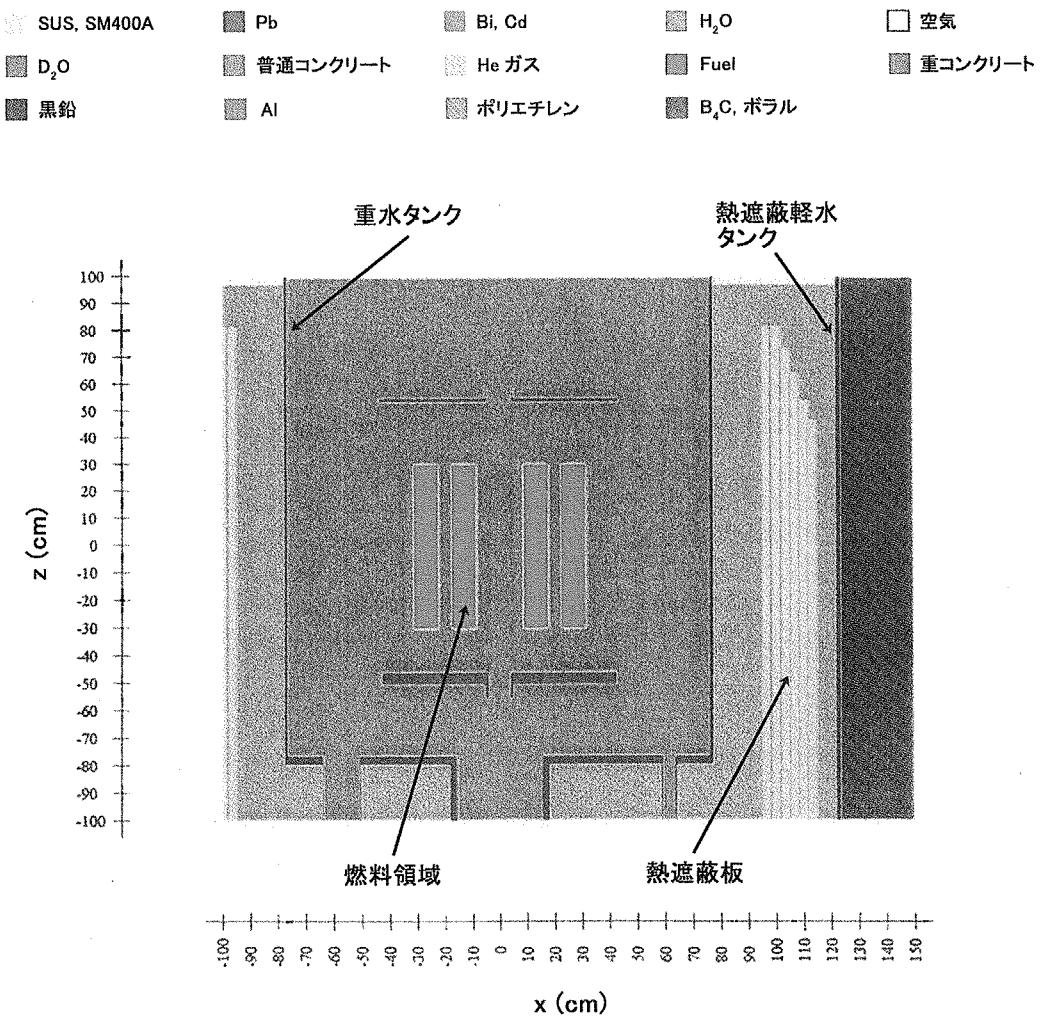


Fig.3.1.18 X – z section at $y = 0\text{cm}$ in model containing HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

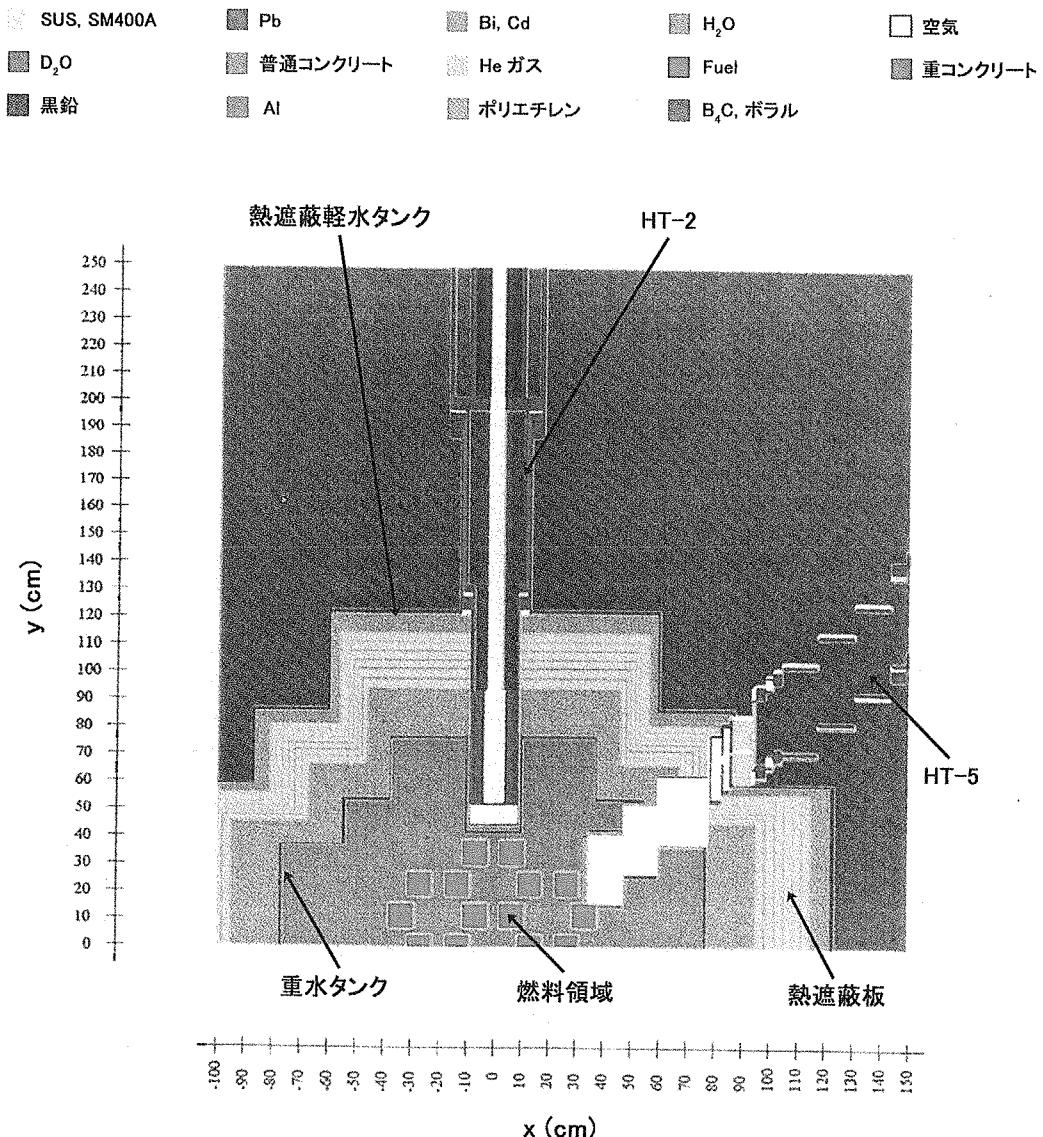


Fig.3.1.19 X - y section at $z = -7.6\text{cm}$ in model containing HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

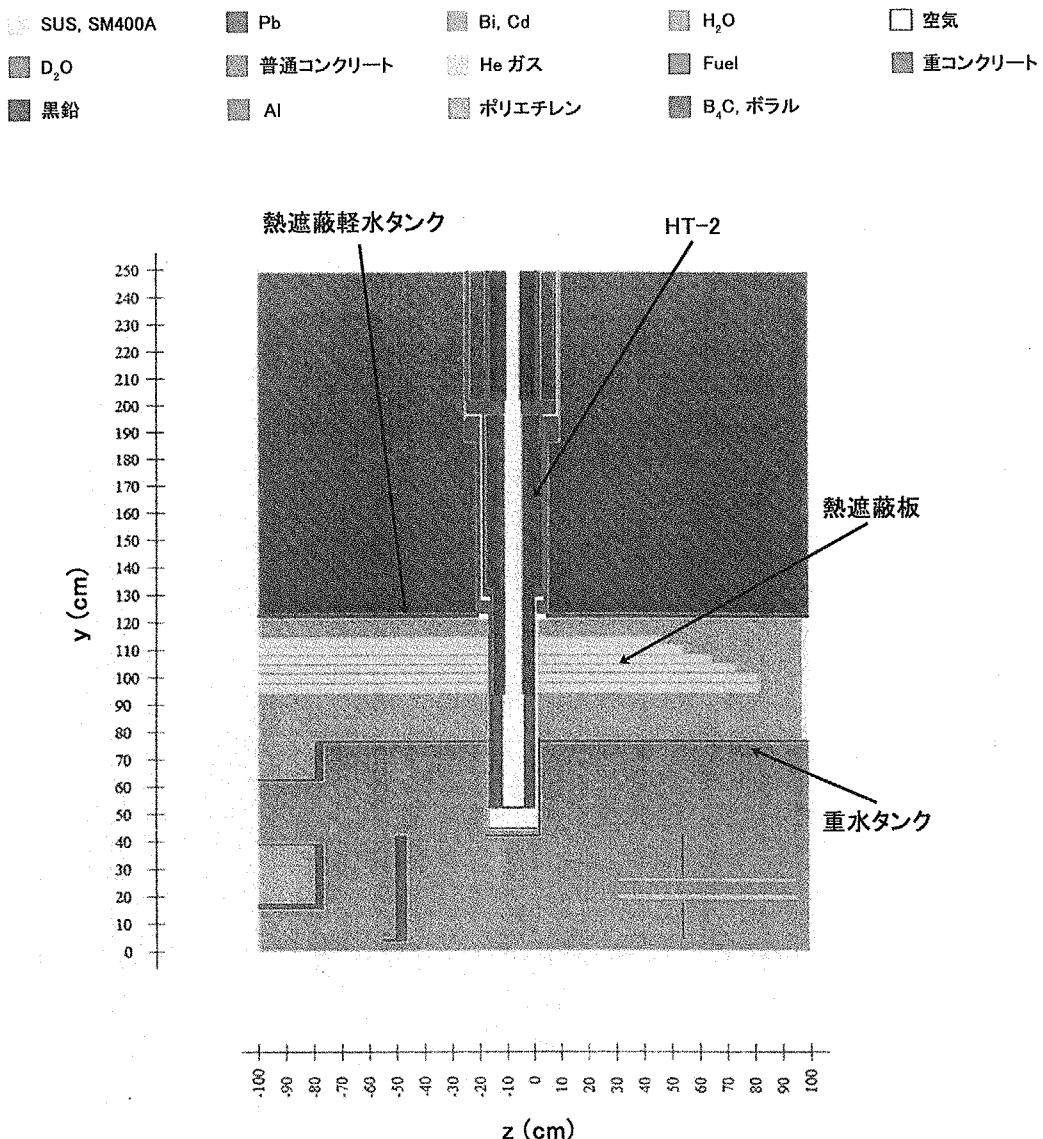


Fig.3.1.20 Y – z section at $x = 0\text{cm}$ in model containing HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

SUS, SM400A	Pb	Bi, Cd	H ₂ O	空気
D ₂ O	普通コンクリート	Heガス	Fuel	重コンクリート
黒鉛	Al	ポリエチレン	B ₄ C, ボラル	

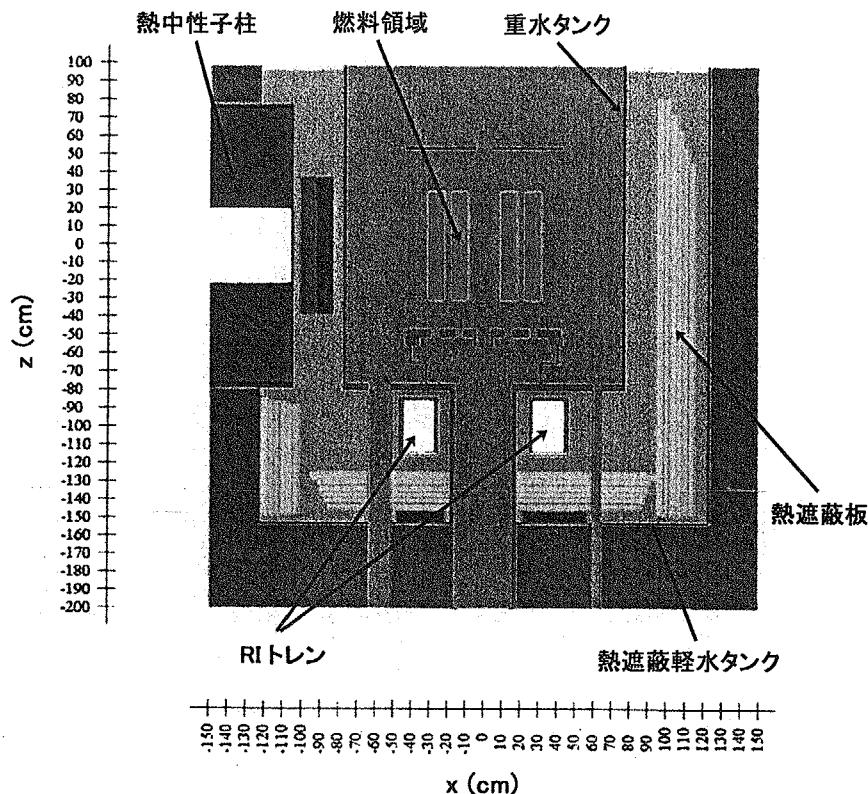


Fig.3.1.21 X – z section at $y = 0\text{cm}$ in model of RI train. Center of reactor core is starting point ($x, y, z = 0$).

SUS, SM400A	Pb	Bi, Cd	H ₂ O	空気
D ₂ O	普通コンクリート	He ガス	Fuel	重コンクリート
黒鉛	Al	ポリエチレン	B ₄ C, ボラル	

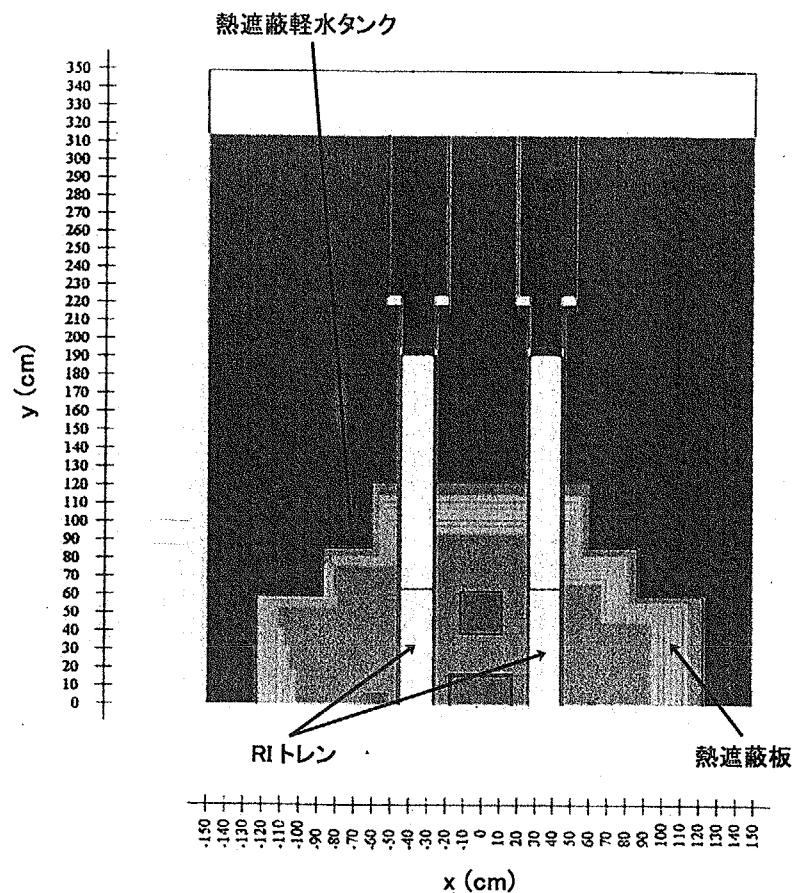


Fig.3.1.22 X – y section at $z = -100\text{cm}$ in model of RI train. Center of reactor core is starting point ($x, y, z = 0$).

SUS, SM400A	Pb	Bi, Cd	H ₂ O	空気
D ₂ O	普通コンクリート	Heガス	Fuel	重コンクリート
黒鉛	Al	ポリエチレン	B ₄ C, ボラル	

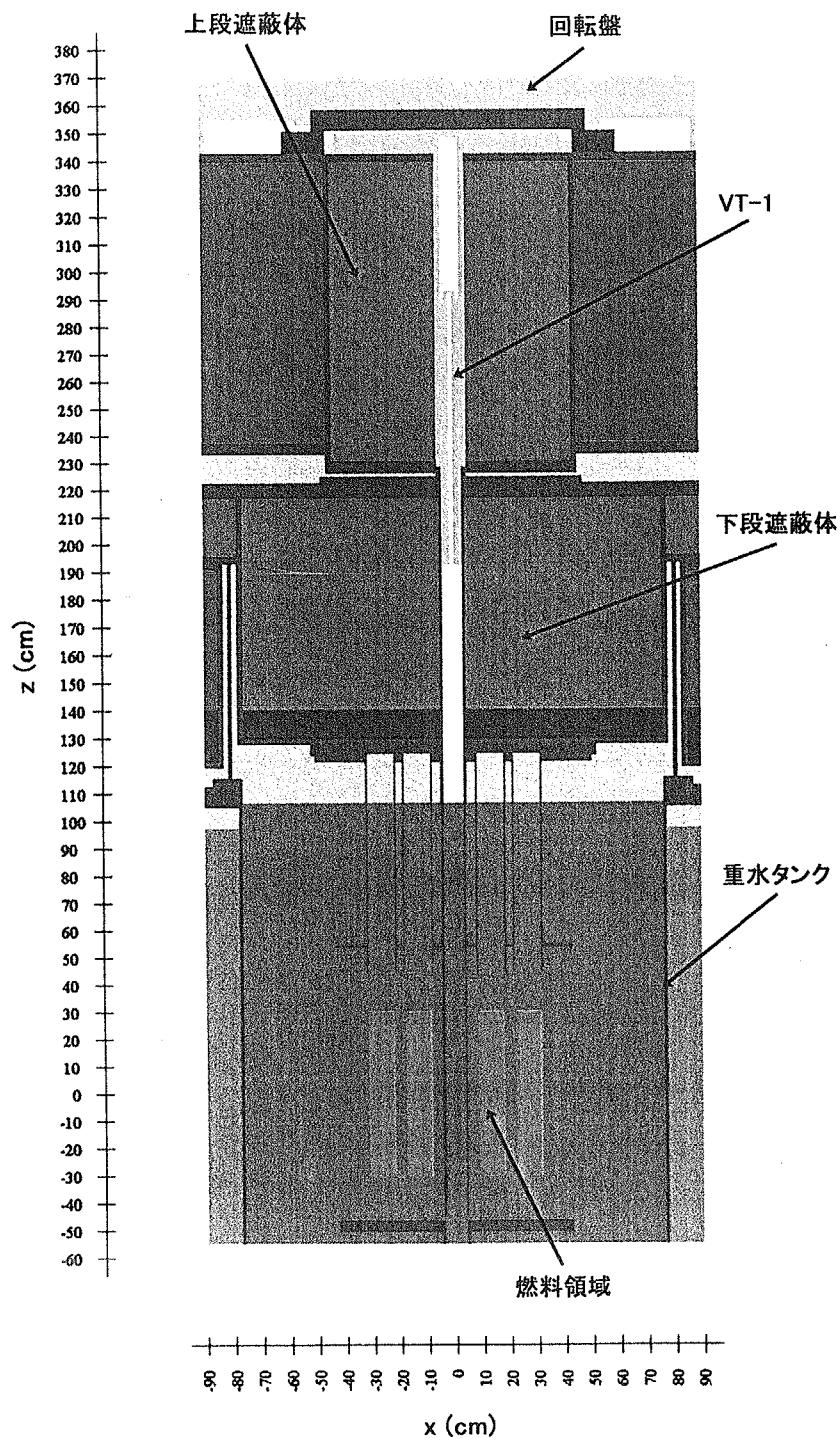


Fig.3.1.23 X - z section at $y = 0\text{cm}$ in model of VT-1 and VT-9. VT-1 and VT-9 are vertical experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

SUS, SM400A	Pb	Bi, Cd	H ₂ O	空気
D ₂ O	普通コンクリート	He ガス	Fuel	重コンクリート
黒鉛	Al	ポリエチレン	B ₄ C, ボラル	

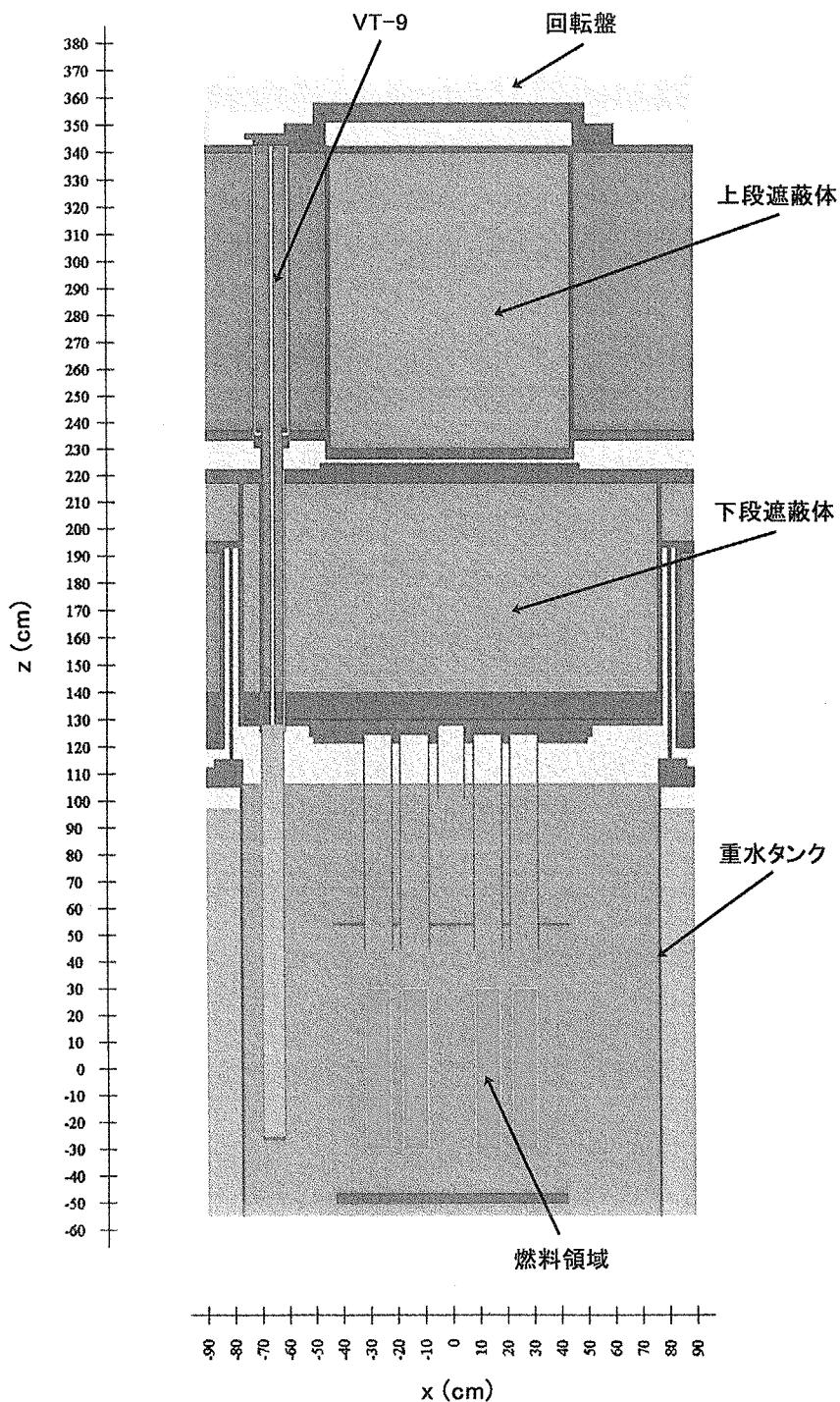


Fig.3.1.24 X - z section at $y = 19\text{cm}$ in model of VT-1 and VT-9. VT-1 and VT-9 are vertical experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

SUS, SM400A	Pb	Bi, Cd	H ₂ O	空気
D ₂ O	普通コンクリート	He ガス	Fuel	重コンクリート
黒鉛	Al	ポリエチレン	B ₄ C, ボラル	

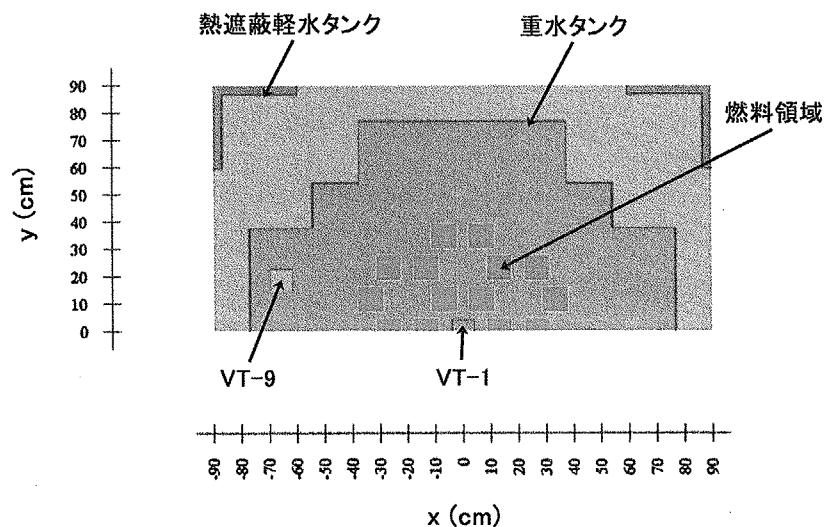


Fig.3.1.25 X – y section at $z = 0\text{cm}$ in model of VT-1 and VT-9. VT-1 and VT-9 are vertical experimental tubes. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

SUS, SM400A	Pb	Bi, Cd	H ₂ O	空気
D ₂ O	普通コンクリート	He ガス	Fuel	重コンクリート
黒鉛	Al	ポリエチレン	B ₄ C, ボラル	

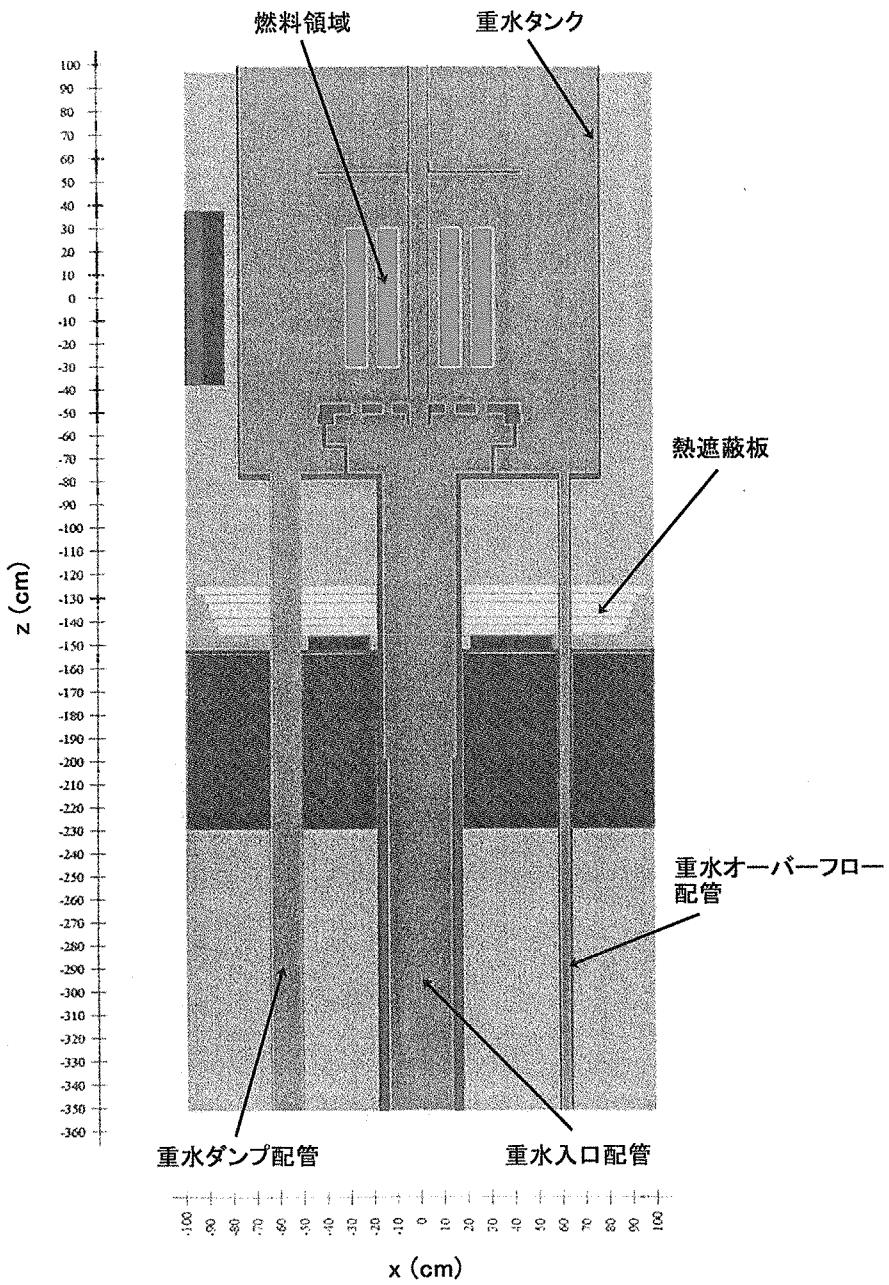


Fig.3.1.26 X - z section at $y = 0$ cm in model of the heavy water pipes just under reactor. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

SUS, SM400A	Pb	Bi, Cd	H ₂ O	空気
D ₂ O	普通コンクリート	Heガス	Fuel	重コンクリート
黒鉛	Al	ポリエチレン	B ₄ C, ボラル	

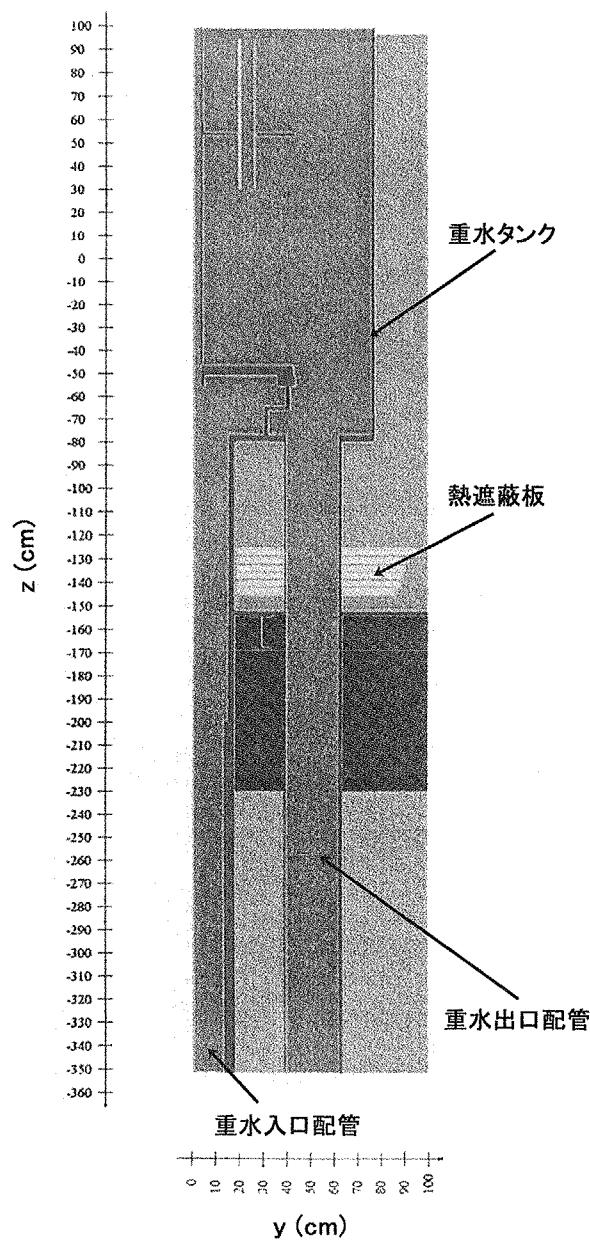


Fig.3.1.27 Y - z section at $x = 0\text{cm}$ in model of the heavy water pipes just under reactor. Center of reactor core is starting point($x, y, z = 0$).

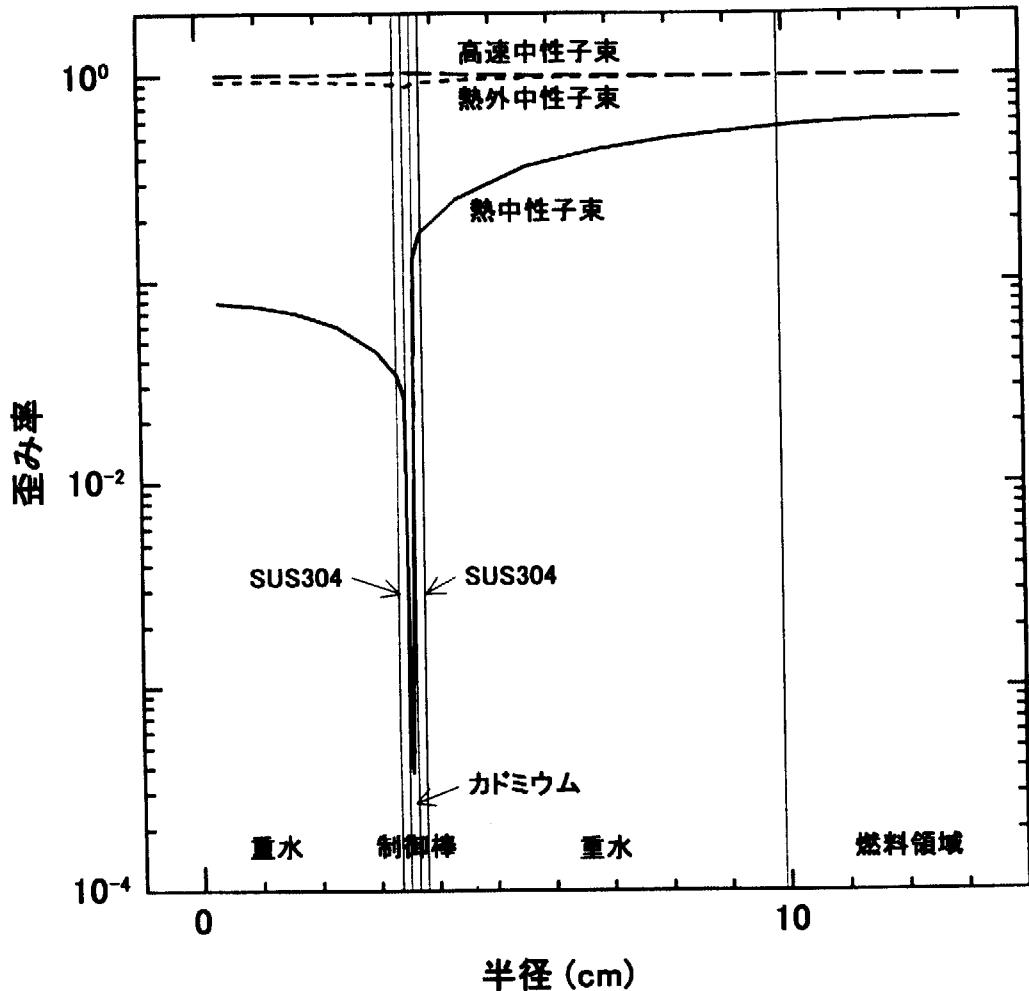


Fig.3.1.28 Distortion of neutron flux by control rod. Used model is shown in Fig.3.1.3. Used calculation code is ANISN.

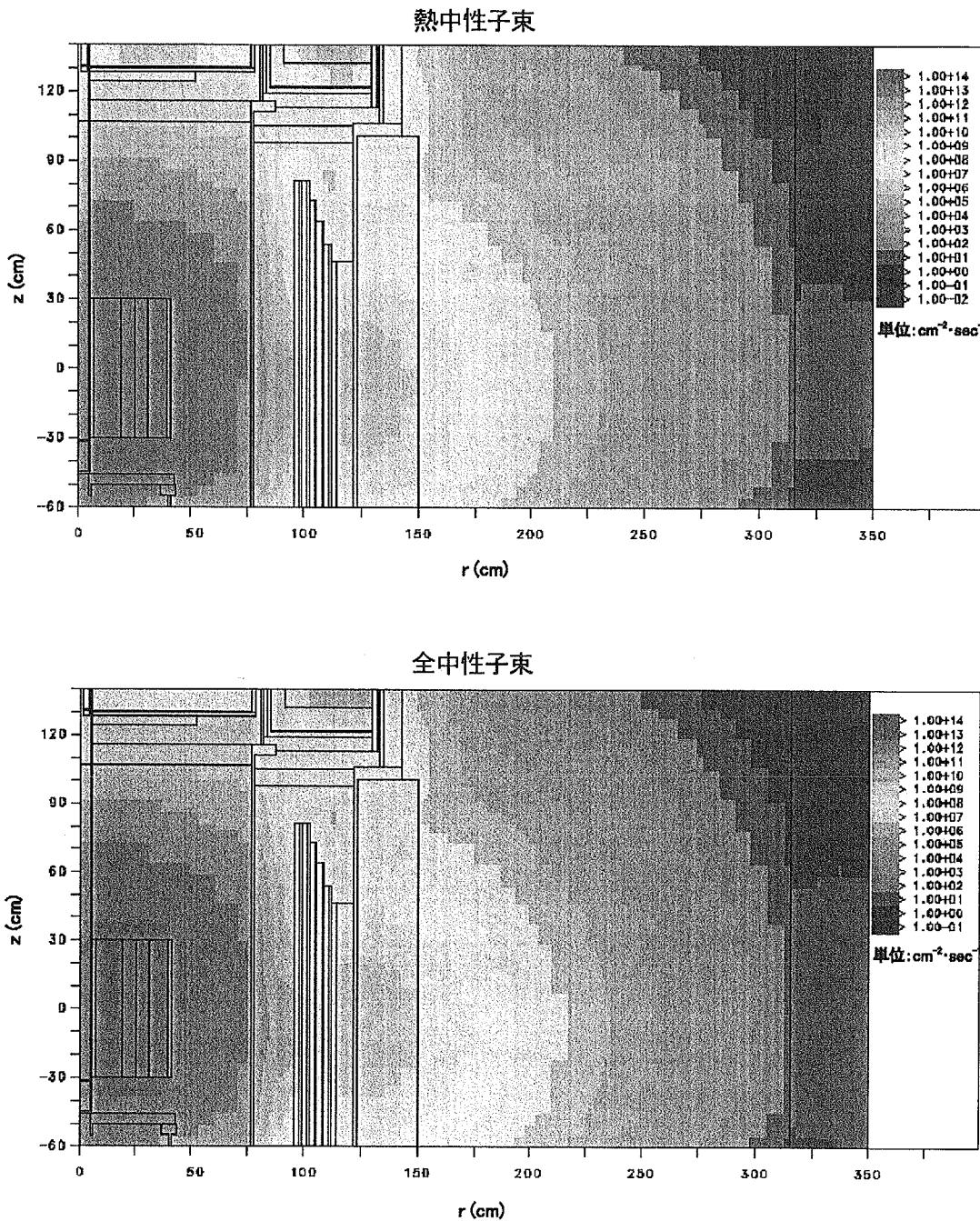


Fig.4.1.1 Distributions of total and thermal neutron fluxes in vertical section of center part of reactor. The section is $r - z$ at $\theta = 90\text{deg}$ and middle of HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Used model is $r - \theta - z$ shown in Fig.3.1.5 ~ Fig.3.1.8. Used calculation code is TORT.

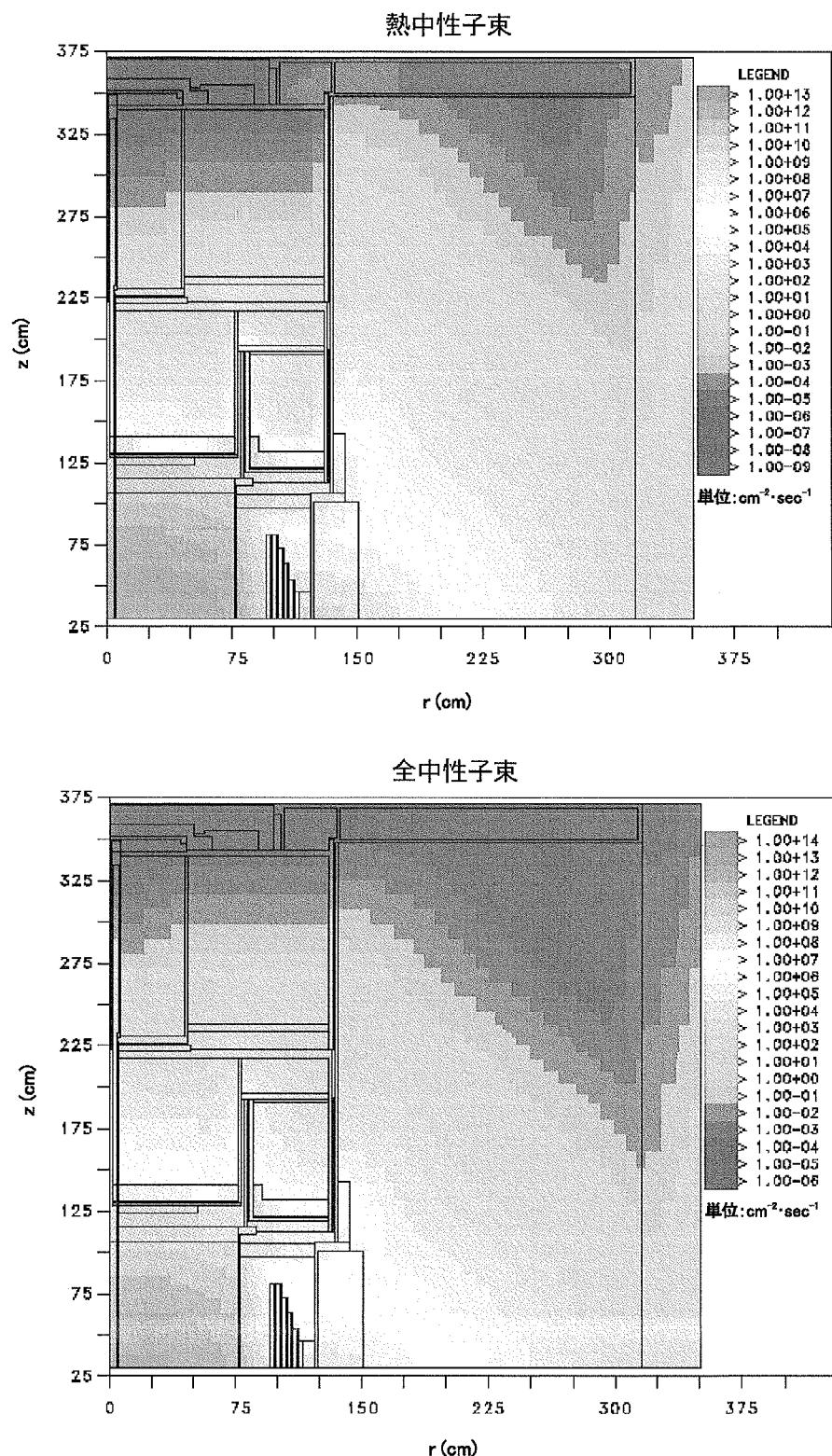


Fig.4.1.2 Distributions of total and thermal neutron fluxes in vertical section of upper part of reactor. The section is $r - z$ at $\theta = 90\text{deg}$ and middle of HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Used model is $r - \theta - z$ shown in Fig.3.1.9 ~ Fig.3.1.10. Used calculation code is TORT.

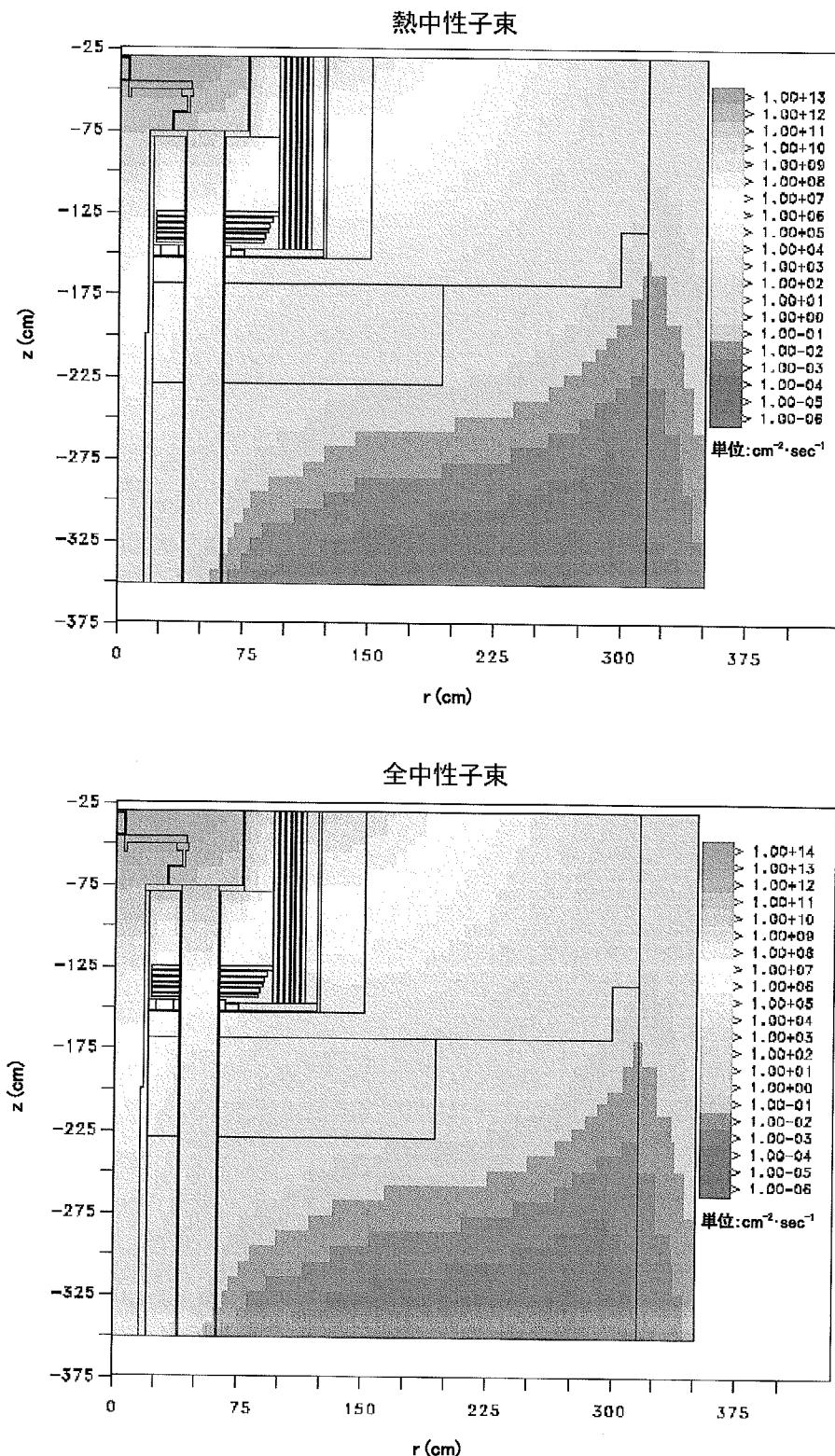


Fig.4.1.3 Distributions of total and thermal neutron fluxes in vertical section of lower part of reactor. The section is $r - z$ at $\theta = 90\text{deg}$ and middle of HT-2 and HT-5. HT-2 and HT-5 are horizontal experimental tubes. Used model is $r - \theta - z$ shown in Fig.3.1.11 ~ Fig.3.1.12. Used calculation code is TORT.

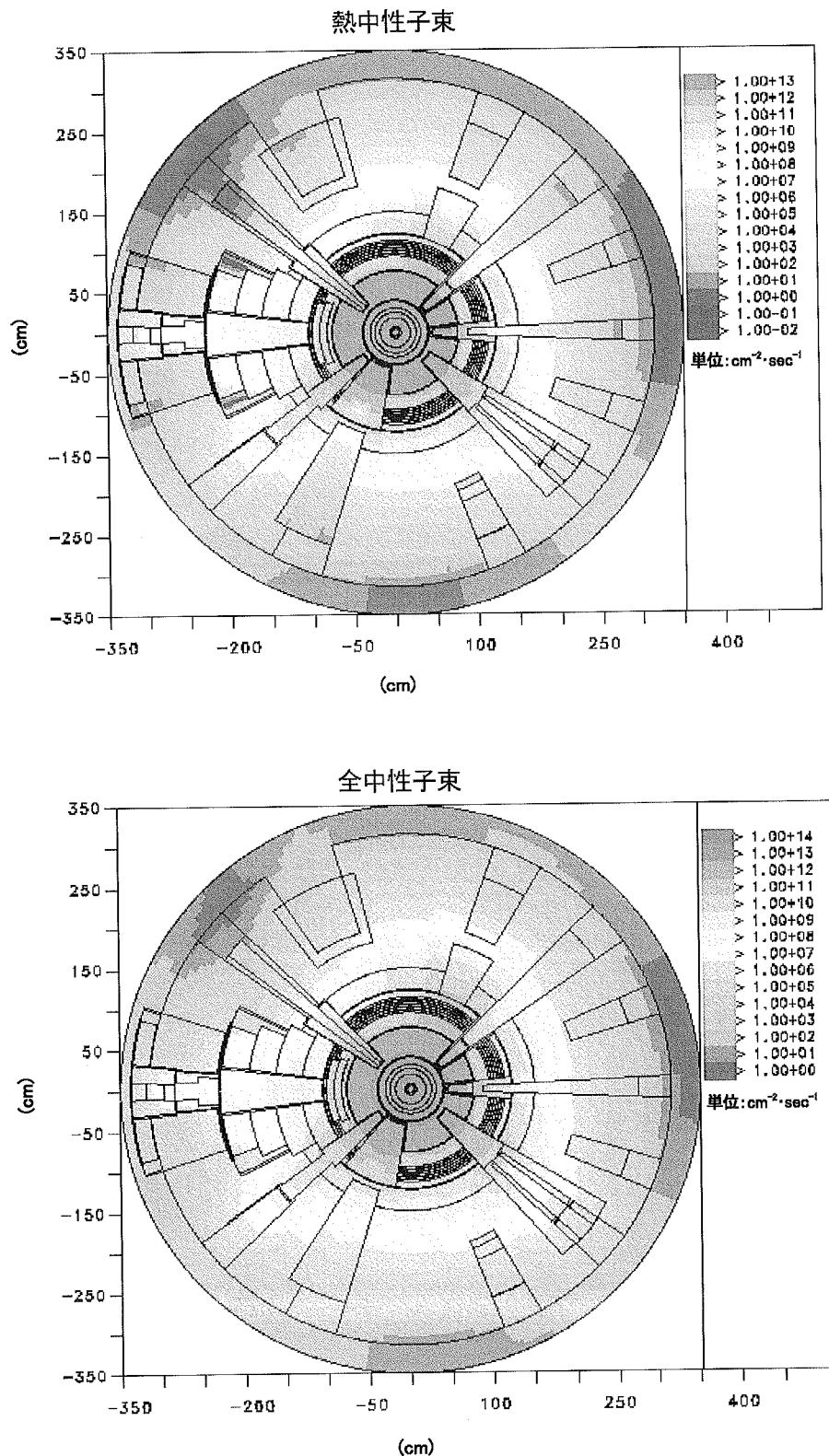


Fig.4.1.4 Distributions of total and thermal neutron fluxes in horizontal section of center part of reactor. The section is $r - \theta$ at $z = 7.6\text{cm}$. Used model is $r - \theta - z$ shown in Fig.3.1.5 ~ Fig.3.1.8. Used calculation code is TORT.

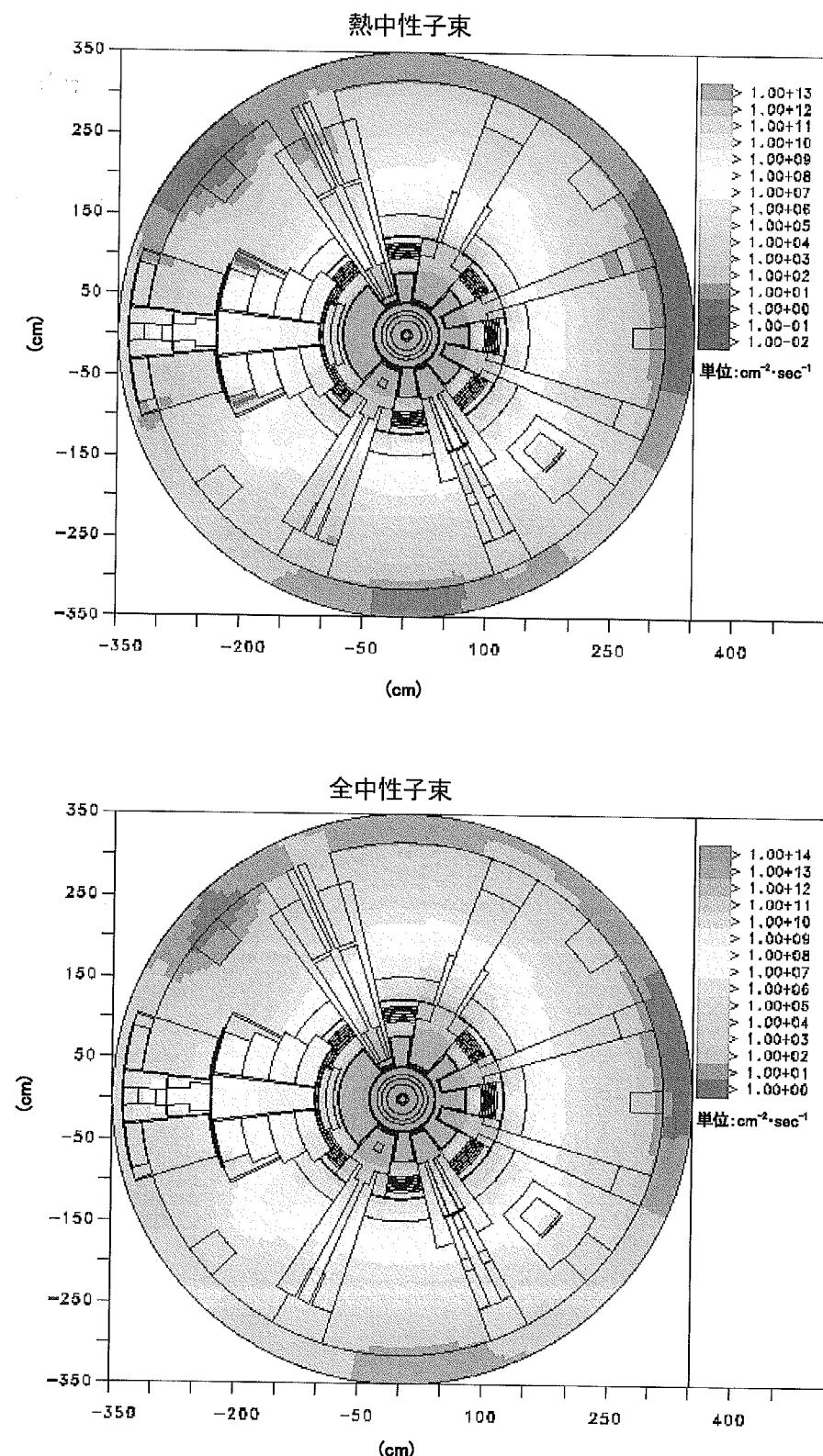


Fig.4.1.5 Distributions of total and thermal neutron fluxes in horizontal section of center part of reactor. The section is $r - \theta$ at $z = -7.6\text{cm}$. Used model is $r - \theta - z$ shown in Fig.3.1.5 ~ Fig.3.1.8. Used calculation code is TORT.

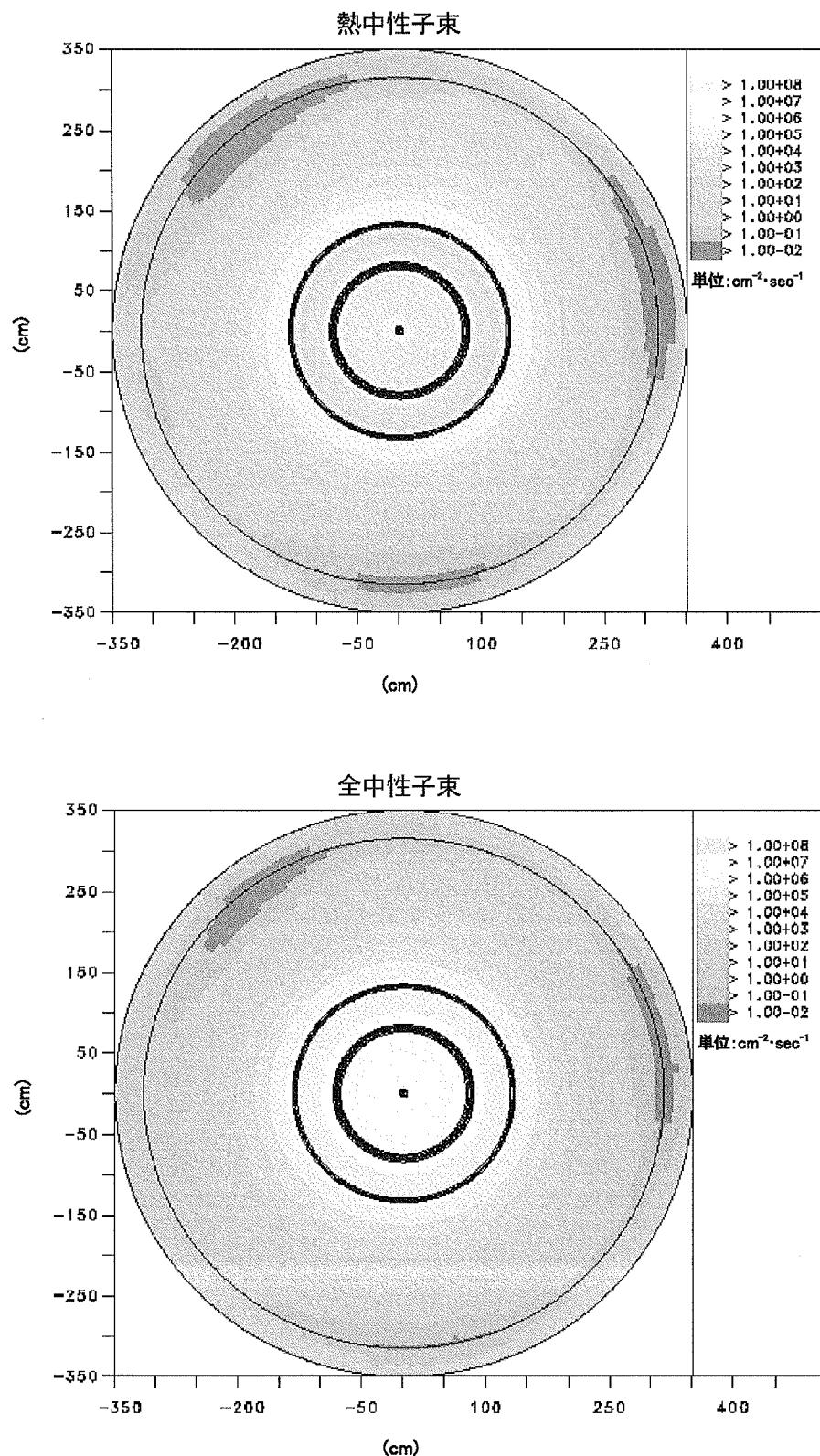


Fig.4.1.6 Distributions of total and thermal neutron fluxes in horizontal section of upper part of reactor. The section is $r - \theta$ at $z = 150\text{cm}$. Used model is $r - \theta - z$ shown in Fig.3.1.9 ~ Fig.3.1.10. Used calculation code is TORT.

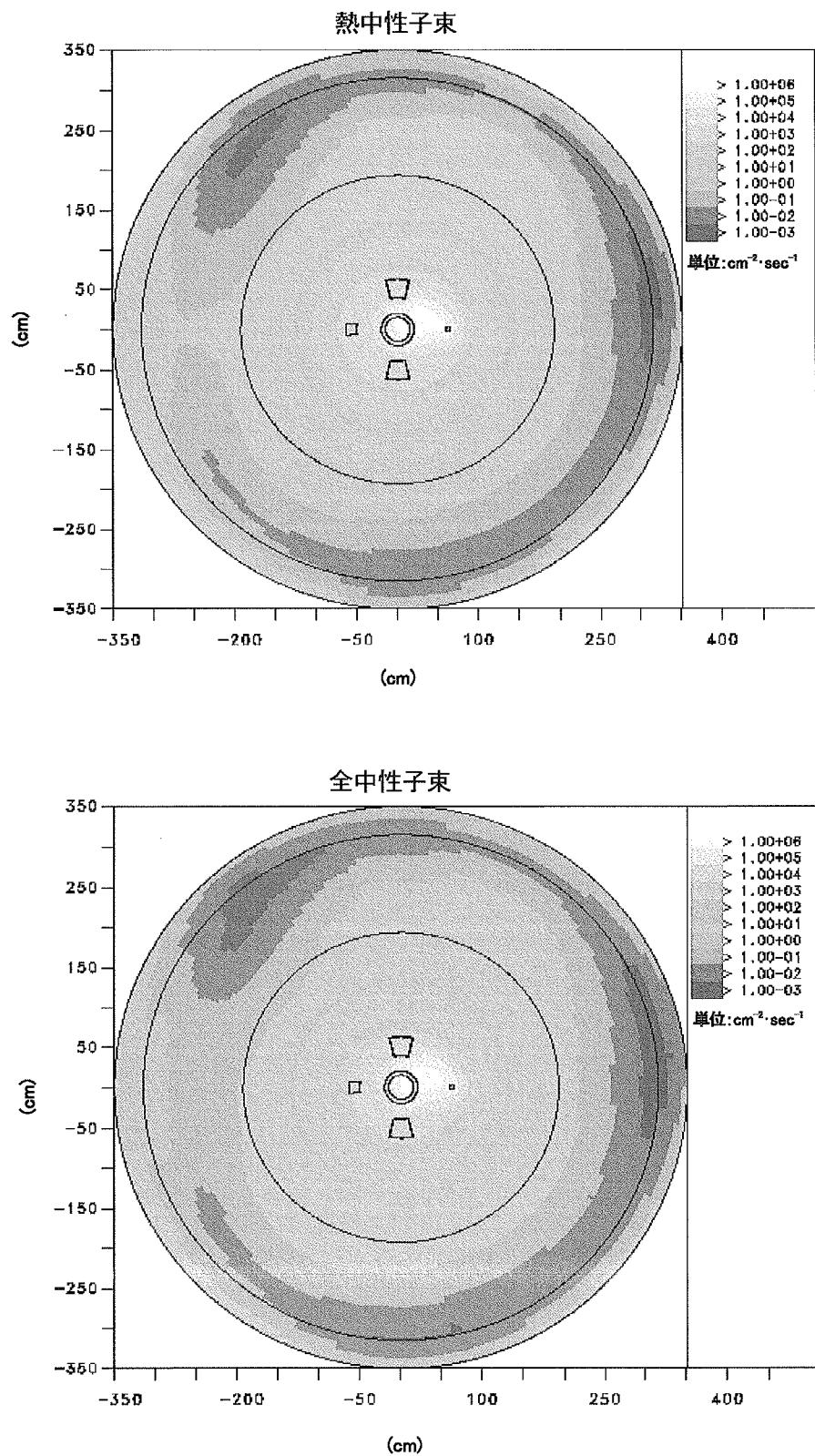


Fig.4.1.7 Distributions of total and thermal neutron fluxes in horizontal section of lower part of reactor. The section is $r - \theta$ at $z = -200\text{cm}$. Used model is $r - \theta - z$ shown in Fig.3.1.11 ~ Fig.3.1.12. Used calculation code is TORT.

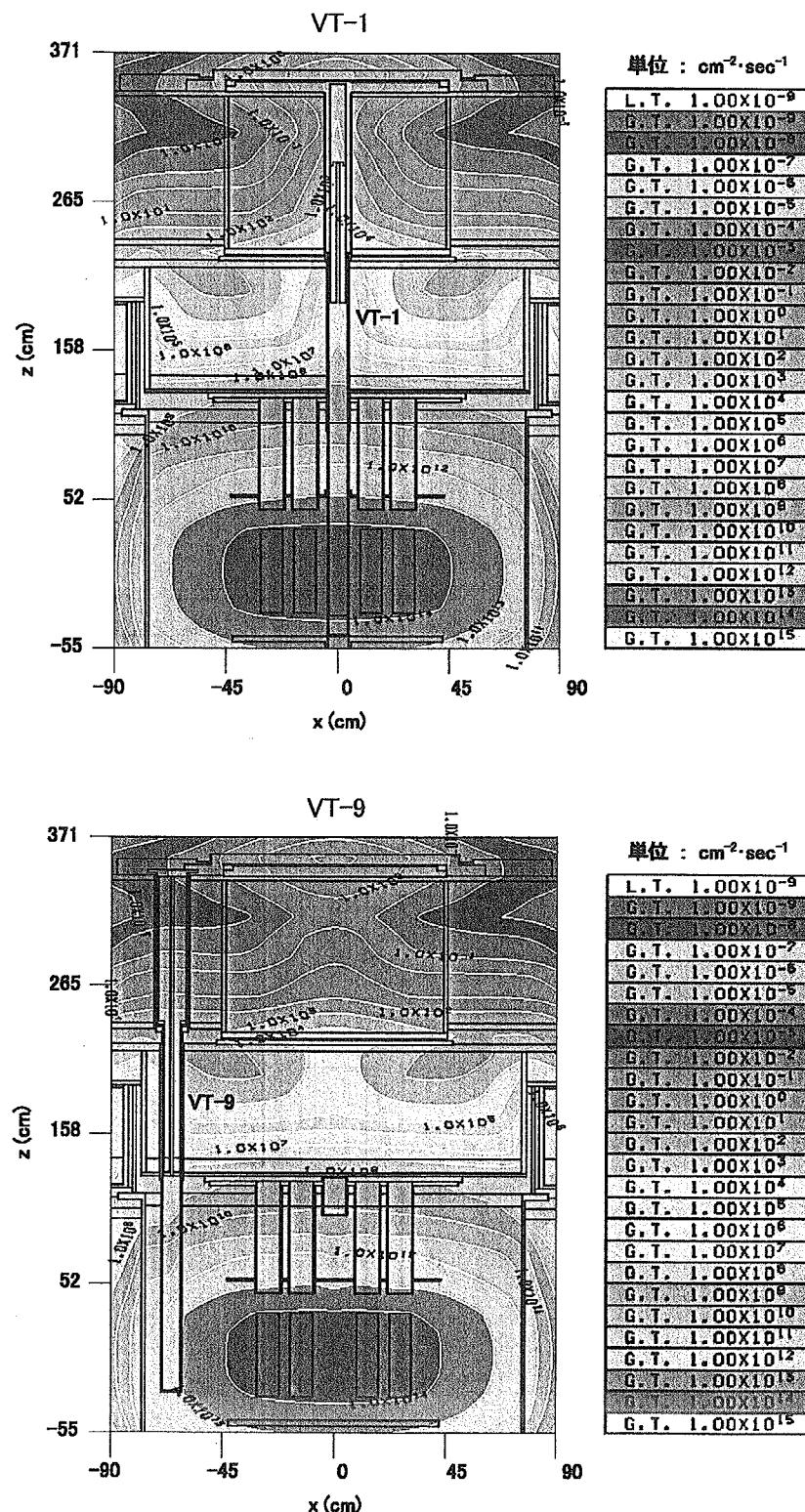


Fig.4.1.8 Distributions of total neutron fluxes in vertical sections of VT-1 and VT-9. VT-1 and VT-9 are vertical experimental tubes. The section of VT-1 is $x - z$ at $y = 0\text{cm}$. The section of VT-9 is $x - z$ at $y = 19\text{cm}$. Used model is $x - y - z$ shown in Fig.3.1.23 ~ Fig.3.1.25. Used calculation code is TORT.

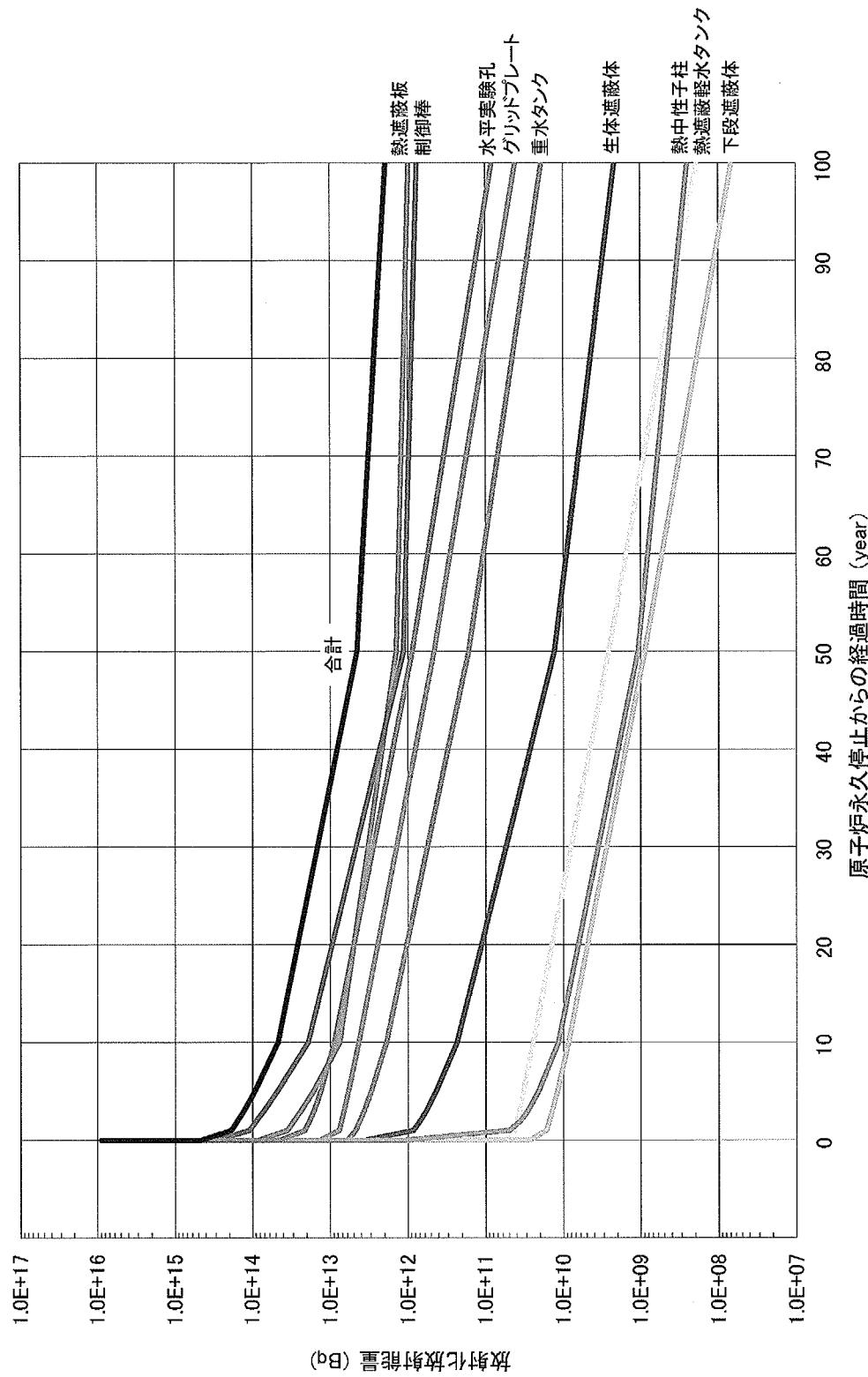


Fig.4.2.1 Attenuations of activation activities in main structural materials.

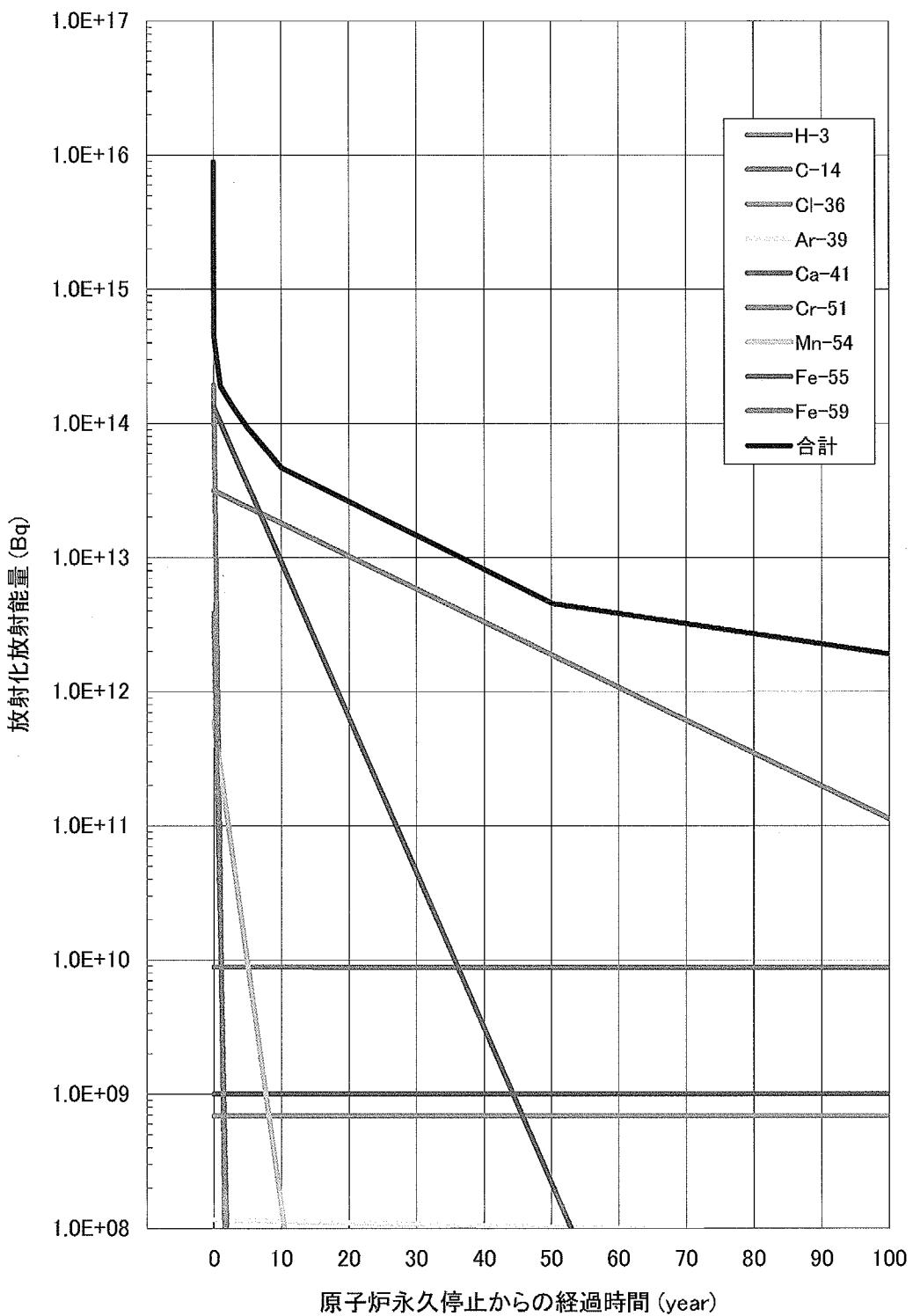


Fig.4.2.2 Attenuations of activation activities in main product radionuclides (1/3).

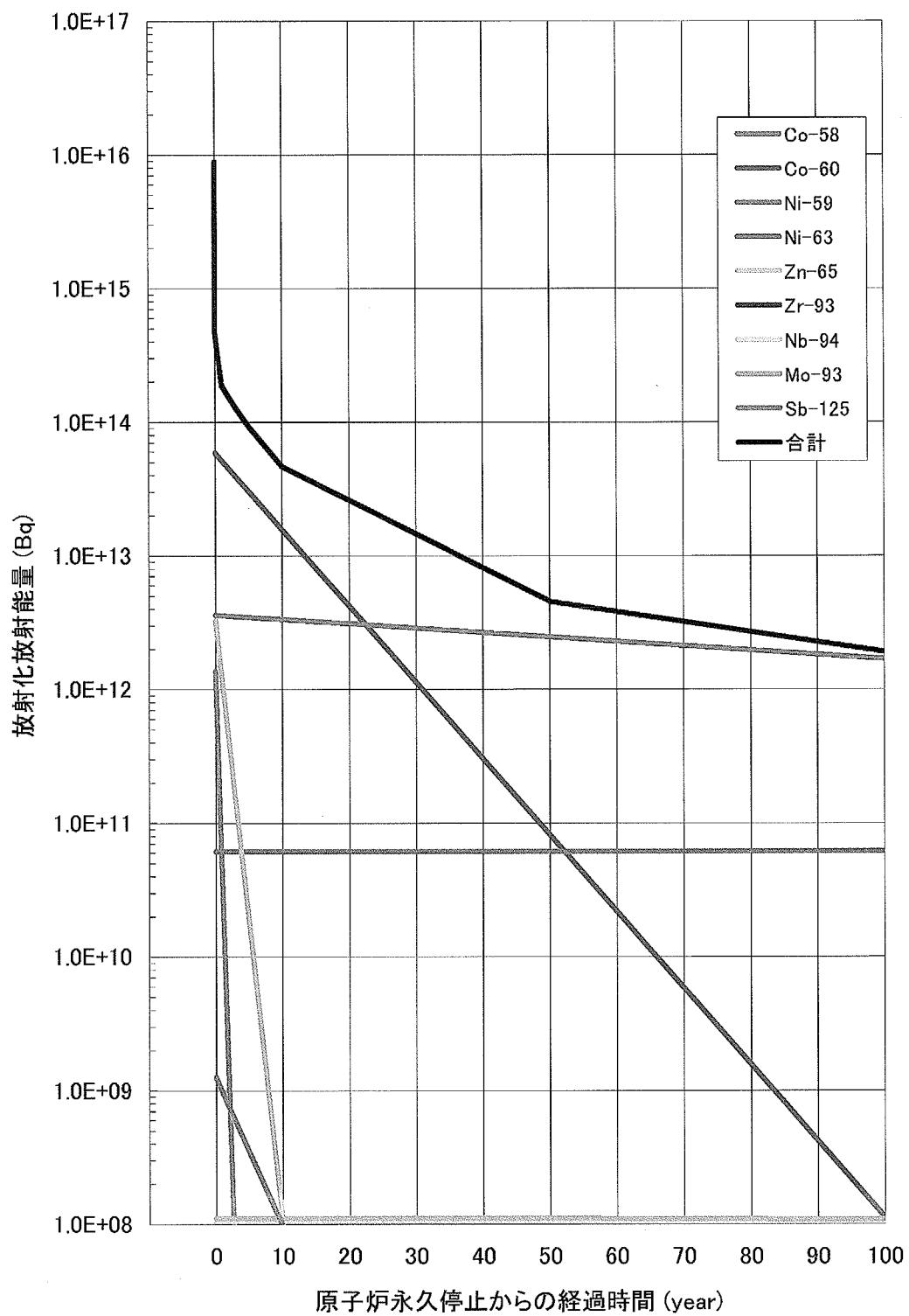


Fig.4.2.2 Attenuations of activation activities in main product radionuclides (2/3).

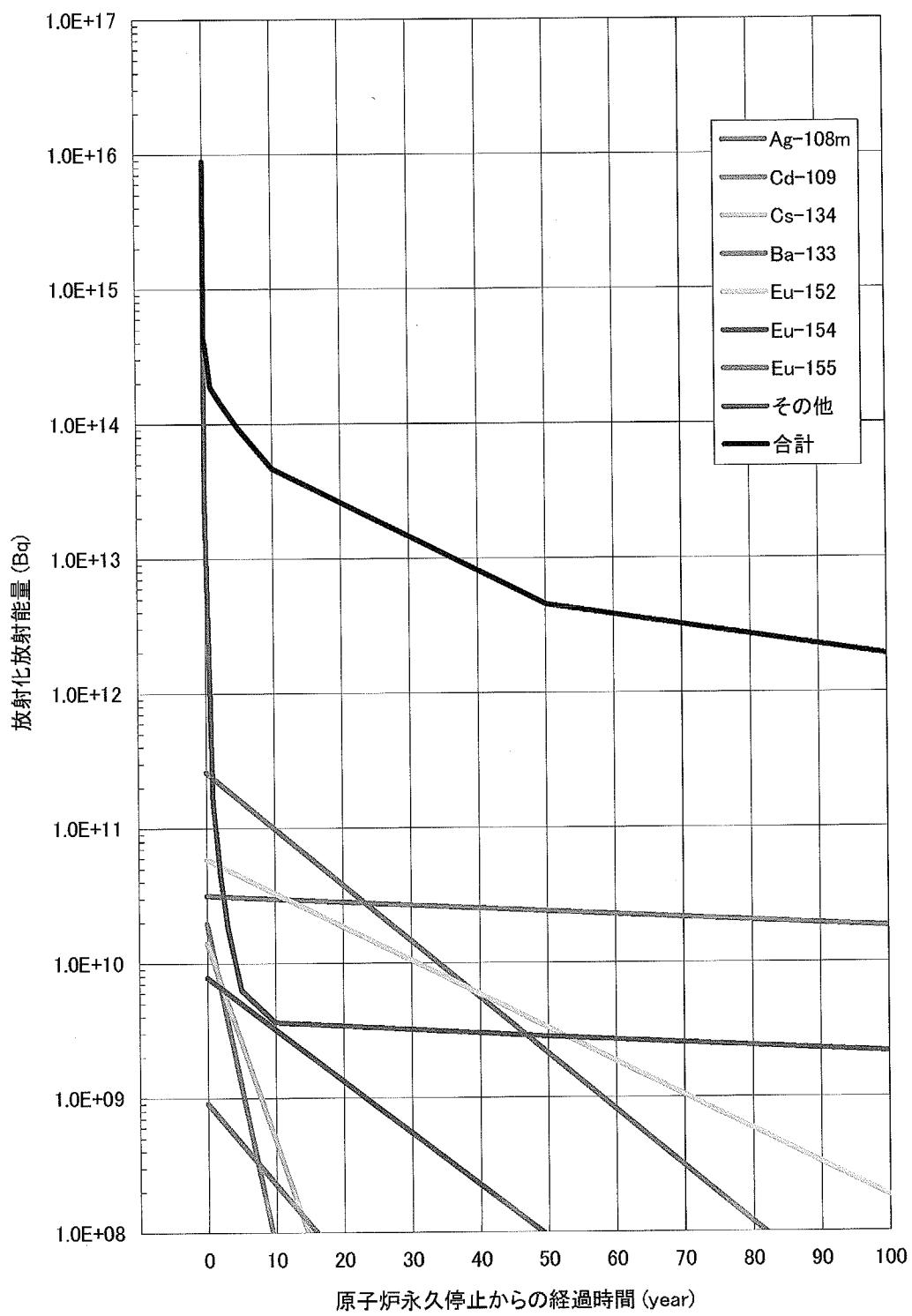


Fig.4.2.2 Attenuations of activation activities in main product radionuclides (3/3).

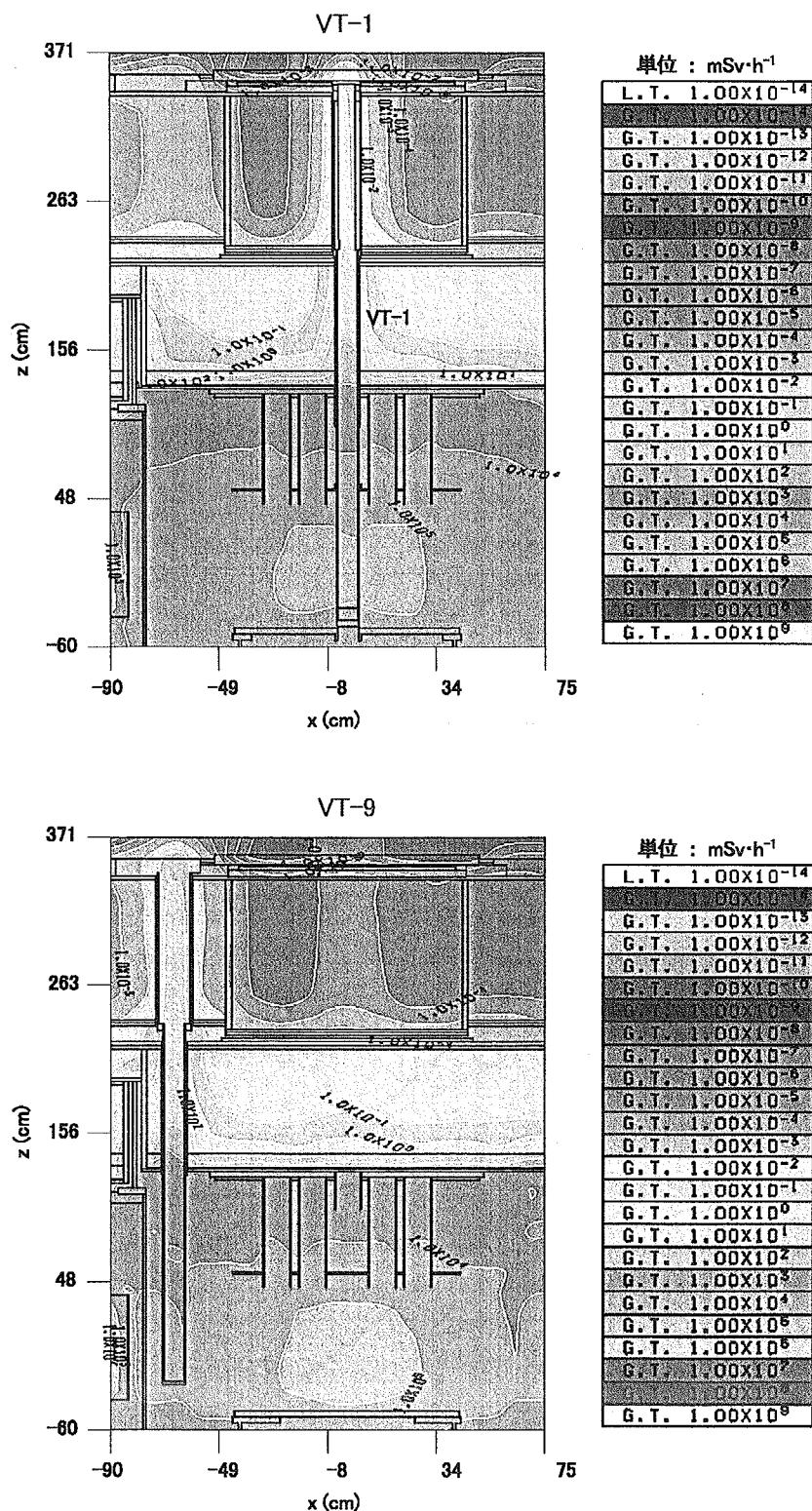


Fig.4.4.1 Distributions of dose equivalent rates in vertical sections of VT-1 and VT-9 after 2 years from the permanent shutdown of reactor. VT-1 and VT-9 are vertical experimental tubes. The section of VT-1 is $x - z$ at $y = 0\text{cm}$. The section of VT-9 is $x - z$ at $y = 19\text{cm}$. Used model is $x - y - z$ shown in Fig.3.1.23 ~ Fig.3.1.25. Used calculation code is TORT.

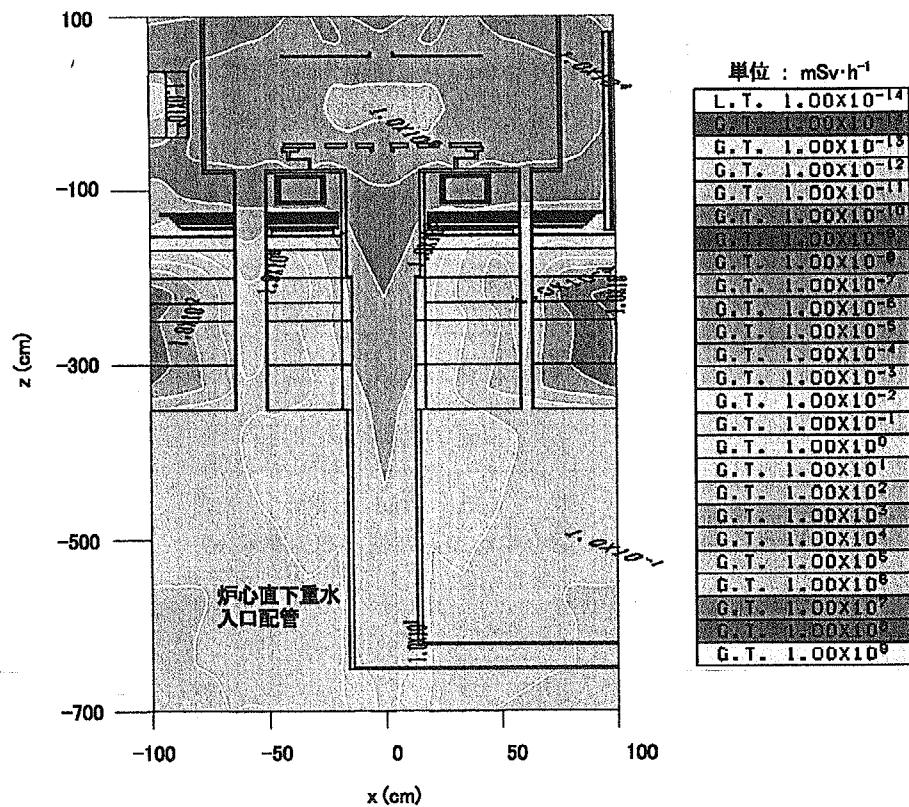


Fig.4.4.2 Distribution of dose equivalent rate in heavy water pipe just under reactor after 2 years from the permanent shutdown of reactor. The section is $x - z$ at $y = 0\text{cm}$. Used model is $x - y - z$ shown in Fig.3.1.26 ~ Fig.3.1.27. Used calculation code is TORT.

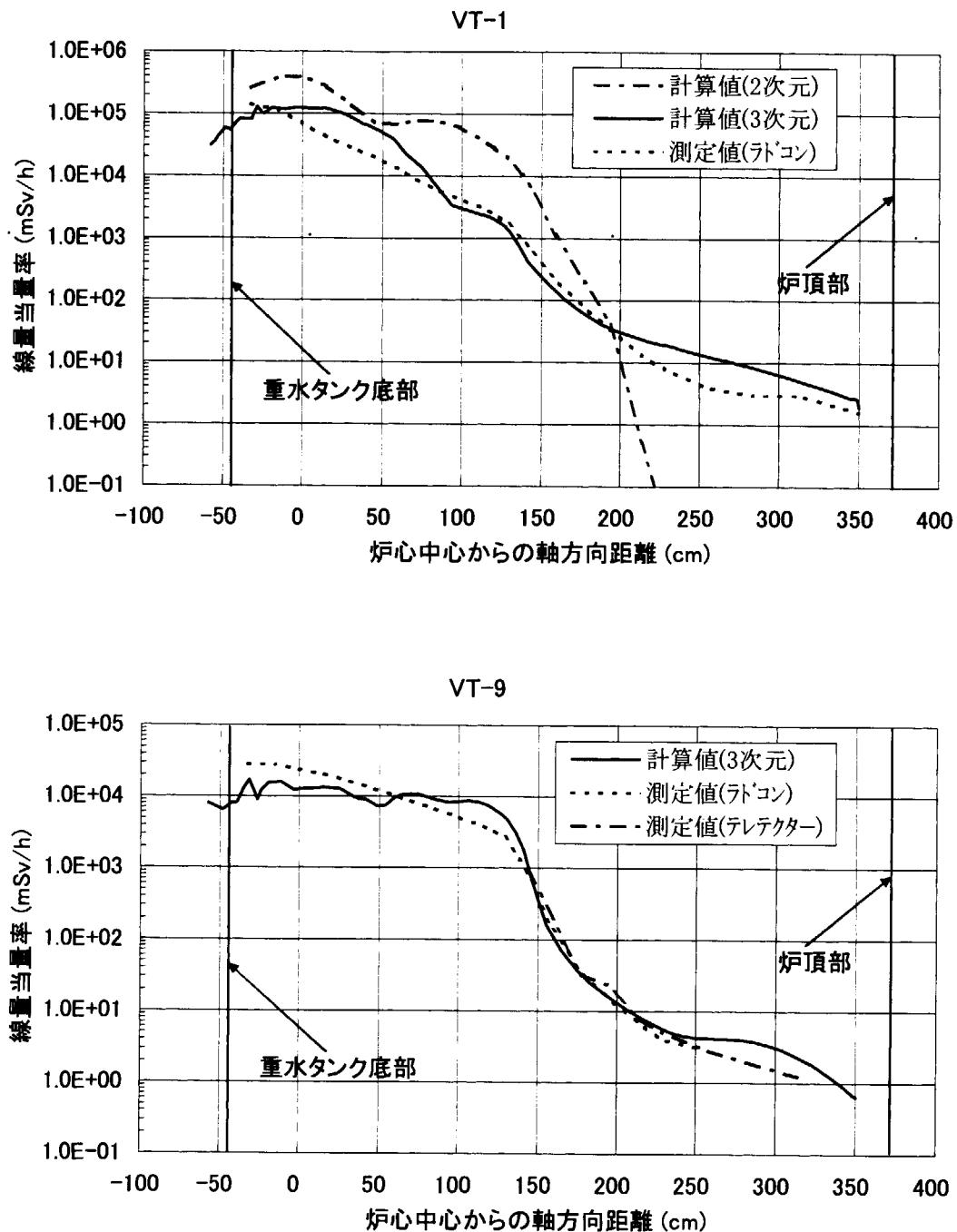


Fig.4.4.3 Calculated values and measurements on dose equivalent rates in VT-1 and VT-9 after 2 years of the permanent shutdown of reactor. VT-1 and VT-9 are vertical experimental tubes.

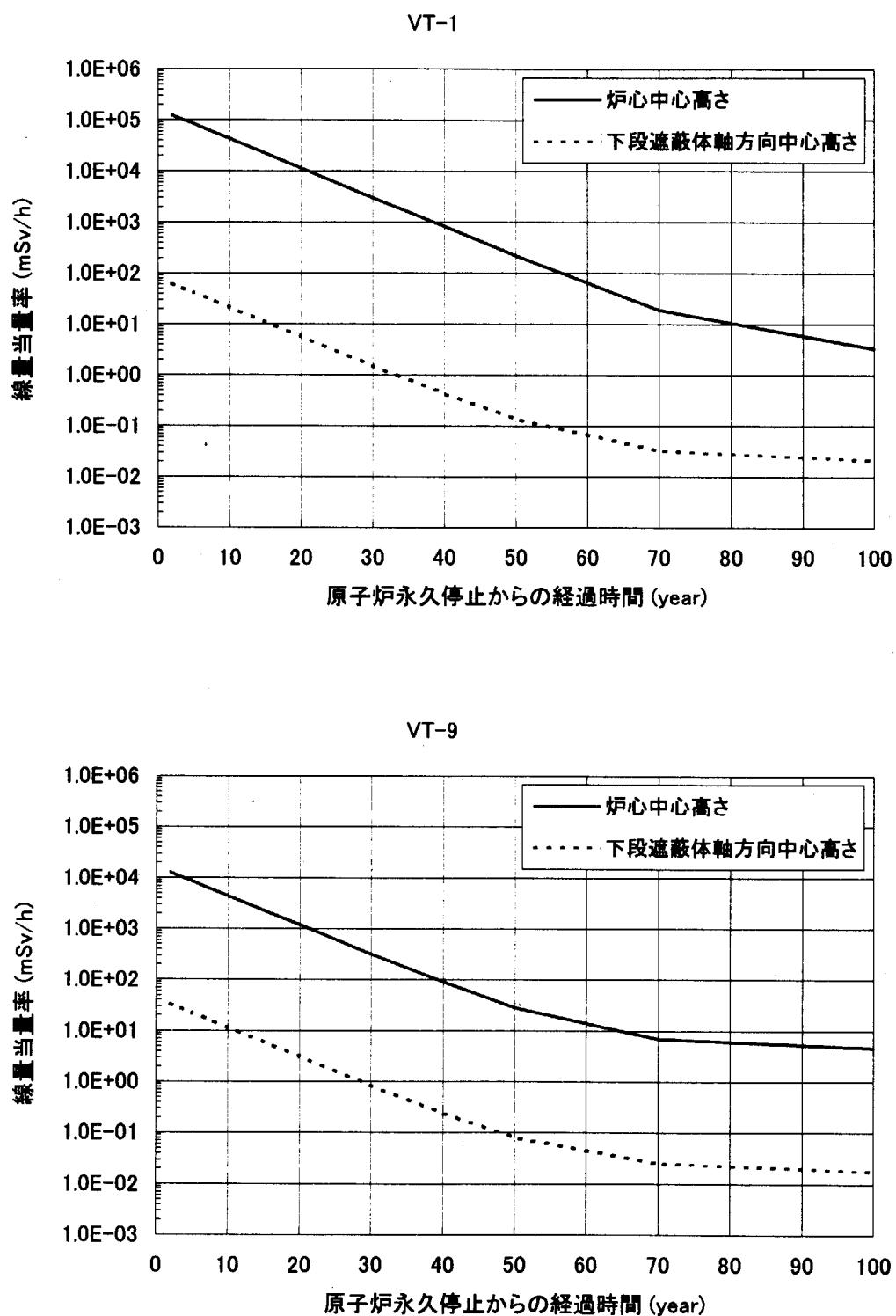


Fig.4.4.4 Attenuations by aging of dose equivalent rates in VT-1 and VT-9.
VT-1 and VT-9 are vertical experimental tubes.

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	$m \cdot kg/s^2$
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	$N \cdot m$
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束密度	ウェーバー	Wb	$V \cdot s$
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	$^{\circ}C$	
光束度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
照度	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

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

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、1eVおよび1u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、ヘクタ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関係理事会指令では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 $1 \text{ Pa} \cdot \text{s} (\text{N} \cdot \text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ}) (\text{g}/(\text{cm} \cdot \text{s}))$

動粘度 $1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス}) (\text{cm}^2/\text{s})$

圧力	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	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}	$= 4.184 \text{ J} (\text{熱化学})$	
9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{19}	$= 4.1855 \text{ J} (15^{\circ}\text{C})$	
3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^4	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}	$= 4.1868 \text{ J} (\text{国際蒸気表})$	
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}	$= 75 \text{ kgf} \cdot \text{m/s}$	
1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{18}	$= 735.499 \text{ W}$	
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	

(86年12月26日現在)

中性子束分布計算に3次元体系を導入したJRR-2原子炉本体放射化放射能量評価

