

JAERI - M
85-050

JRR-3 改造炉の設計のための遮蔽解析・1

— 原子炉本体の遮蔽 —

1985年4月

伊勢 武治・丸尾 毅・宮坂 靖彦・一色 正彦
谷 政則・石仙 繁・宮本 啓二*・成田 秀雄**

JAERI-M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。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

JRR-3 改造炉の設計のための遮蔽解析・1

— 原子炉本体の遮蔽 —

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

伊勢武治・丸尾毅・宮坂靖彦・一色正彦
谷政則・石仙繁・宮本啓二^{*}・成田秀雄^{**}

(1985年2月15日受理)

JRR-3 改造炉の設計のための遮蔽解析を実施した。本報告書では、遮蔽設計の基本方針および系全体の遮蔽解析の方法について述べている。さらに原子炉本体、カナル、使用済燃料プールなどの個々の遮蔽解析の結果についても述べている。

*) 外来研究員, 日本鋼管(株)

***) センチュリー・リサーチ・センター(株)

Shielding Analyses for Design of the Upgraded
JRR-3 Research Reactor•1
— Shielding of Reactor —

Takeharu ISE, Takeshi MARUO, Yasuhiko MIYASAKA,
Masahiko ISSHIKI, Masanori TANI, Shigeru KOKUSEN,
Keiji MIYAMOTO* and Hideo NARITA**

Department of Research Reactor Operation,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received February 15, 1985)

Shielding analyses for design of the upgraded JRR-3 research reactor have been performed. In the report described are the design principles and the overall analytical procedures. In addition, described are the results of shielding analyses of reactor, canal, spent fuel storage pond and so on.

Keywords: Shielding, Design, Analysis, JRR-3, Research Reactor, Pool Type Reactor, Neutron, Gamma-Ray, Dose Rate, Canal, Spent Fuel Storage Pond

* On leave from Nippon Kokan K.K.

** Century Research Center Corp.

目 次

1. はじめに	1
2. JRR-3 改造炉の概要	2
3. 遮蔽設計の考え方	13
3.1 遮蔽設計方針	13
3.2 遮蔽設計基準線量率	13
4. 遮蔽解析の方法	16
4.1 解析計算の手順	16
4.2 計算プログラム	17
4.3 核断面積ライブラリー	23
4.4 群定数の作成	23
5. 遮蔽解析 (I)	36
5.1 放射線線源	36
5.1.1 核分裂からの線源	36
5.1.2 使用済燃料からの線源	38
5.1.3 一次冷却水からの線源	38
5.2 原子炉本体の遮蔽	38
5.2.1 解析方法	38
5.2.2 解析結果	39
5.3 原子炉プール壁の遮蔽	40
5.4 重水タンク中カバーガス領域の遮蔽欠損評価	41
6. 遮蔽解析 (II)	84
6.1 カナルの遮蔽解析	84
6.2 使用済燃料プールの遮蔽解析	85
6.3 使用済燃料からの発熱量評価	87
7. あとがき	102
謝辞	102
参考文献	103
付録 遮蔽解析プログラムの検証例	108

Contents

1. Introduction	1
2. Main Features of Upgraded JRR-3 Research Reactor	2
3. Shielding Design Principles	13
3.1 Design Principles	13
3.2 Design Standards	13
4. Analytical Methods	16
4.1 Analytical Procedures	16
4.2 Description of Computer Programs	17
4.3 Nuclear Cross Section Library	23
4.4 Group Constants	23
5. Shielding Analyses (I)	36
5.1 Radiation Sources	36
5.1.1 Nuclear Fissions in Reactor	36
5.1.2 Spent Fuels	38
5.1.3 Activities in Primary Coolant	38
5.2 Shielding of Reactor	38
5.2.1 Analytical Procedures	38
5.2.2 Results	39
5.3 Shielding of Reactor Pool Wall	40
5.4 Shielding Defect due to Helium Blanket Gas Region in Heavy Water Tank	41
6. Shielding Analyses (II)	84
6.1 Shielding of Reactor Canal	84
6.2 Shielding of Spent Fuel Storage Pond	85
6.3 Heat Deposit from Spent Fuel	87
7. Conclusions	102
Acknowledgements	102
References	103
Appendix Verification Examples of Computer Codes	108

1. はじめに

旧 JRR-3 研究炉 (熱出力 10 MW) は、昭和 37 年 (1962 年) 9 月に初臨界に達し、その後 21 年間に亘って、中性子ビーム実験、RI 生産等、各種研究開発に大きな役割を果し、昭和 58 年 (1983 年) 3 月に炉を閉鎖した。そして日本原子力研究所内外の要望により、この炉が昭和 64 年 (1989 年) には高性能の研究炉に改造されて運転が開始されることになっている。

この JRR-3 改造炉は、20%濃縮ウラン MTR 型燃料を用いた、軽水減速軽水冷却の、ベリリウム・重水反射体付きの熱出力 20 MW のプール型炉である。利用設備としては、ビーム実験に邪魔な速中性子及びガンマ線の少ないタンジェンシヤル型 (ビーム取り出し口が直接炉心を覗かない) 水平実験孔の採用、水力照射設備、気送照射設備、均一照射設備、放射化分析用設備等があり、これらの垂直照射設備の点でも旧 JRR-3 期より格段の改善がなされよう設計されている。

本報告書は、この JRR-3 改造炉の設計に係わる検討のうち、遮蔽設計に関する事項の報告書である。したがって、今後、詳細設計が進むにつれて設計が変更される場合があるものと理解されたい。尚、用語は関連法令¹⁴⁾に準拠するものとし、通常遮蔽解析 (計算) と呼ぶときは放射線線量率を求めることを意味する。

第 2 章では、こゝでの遮蔽解析の理解のため JRR-3 改造炉の概要を示す²⁾。第 3 章では、遮蔽設計を行うに際しての考え方を述べてあり、その設計の根拠となっている遮蔽設計基準線量率を示す。第 4 章では、遮蔽解析 (第 5 章及び第 6 章) で用いる解析手法、即ち核断面積ライブラリー、群定数の作成、及び放射線輸送計算を初めとする各種遮蔽解析コードについて記述する。第 5 章及び第 6 章では、放射線線源、原子炉本体の遮蔽、使用済燃料プールの遮蔽等、遮蔽解析の結果について示す。

なお、ビーム実験孔及び中性子導管の遮蔽、冷却系の遮蔽、構造材の発熱量、原子炉からの直接線量並びにスカイシャイン線量 (通常運転時及び事故時) については別報にまとめる予定である。

2. JRR-3改造炉の概要

こゝでは、遮蔽計算の理解に必要と思われる JRR-3 改造炉の構造を要約する。JRR-3 改造炉の利用目的は、中性子ビーム実験、材料照射、放射性同位元素の生産等であり、熱出力 20MW の低濃縮ウラン（約 20% ^{235}U 濃縮）軽水減速冷却のプール型研究炉である。²⁾

原子炉建家（図 2.1 及び図 2.2 参照）は、地上部（高さ約 27 m、内径約 32 m、外壁厚約 40 cm）と地下部（高さ約 8 m、外壁厚約 70 cm）とからなっていて、鉄筋コンクリート造りの円筒形建物である。屋根はドームを形成しており厚さ約 4.5 mm の鋼板が張られている。

原子炉建家 1 階に原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールが設置される（図 2.3 参照）。原子炉プールには原子炉本体及び炉心構造物が収容され（図 2.4 及び図 2.5 参照）、使用済燃料プールには炉心から取出した使用済燃料が一時貯蔵される。原子炉プール底部には制御棒連結棒貫通孔のある下部遮蔽体、原子炉プールの上部には上部遮蔽体が設置される。各々のプールの内壁にはステンレスクラッド鋼によるライニングが施されている（原子炉では厚さ約 2 cm、カナル及び使用済燃料プールでは約 1.2 cm である）。

原子炉プールは、内径約 4.5 m、高さ約 8.5 m（1 階床面から約 7.5 m、水深約 8 m）の鍵穴形をしており（図 2.3 参照）、下部遮蔽体は厚さ約 1.5 m（重コンクリート）、側部遮蔽体は厚さ約 1.9 m（重コンクリート）、上部遮蔽体は厚さ約 25 cm（鉄）である。

側壁の炉心中心高さには水平実験孔が貫通している（図 2.6 参照）。水平実験孔は重水タンクより中性子を導き出し、炉室 1 階及び実験利用棟での種々のビーム実験に供するもので、炉室内で用いられる標準水平実験孔（1G～6G：図 2.7 参照）及びニュートロンラジオグラフィ

（NRG と略称）用水平実験孔（7R：図 2.8 参照）、実験利用棟で用いられる熱中性子導管用水平実験孔（8T：図 2.9 参照）及び冷中性子導管用水平実験孔（9C：図 2.10 参照）とがある。水平実験孔には補助遮蔽体が設置され、実験装置を設置するとき等、必要に応じて取り外せるようになっている。

炉心は、図 2.11 に示すように標準型燃料要素、制御棒吸収体と接続するフォロー型燃料要素、照射筒並びにこれらの周囲を取り囲むベリリウム反射体によって構成され、全体として円形の断面をなしている。また炉心は円環状の重水タンクによって取り囲まれ（図 2.4 及び図 2.5 参照）、炉心構造体により原子炉プールの底部中央に配置されている。燃料要素を図 2.12 に示す。

カナルは（図 2.3 参照）、原子炉プールと使用済燃料プールを結ぶもので、縦約 3 m、横 3.3 m、高さ約 7.5 m（水深約 7 m）であり、使用済燃料移送時及び 1 次冷却系配管からの放射線遮蔽に必要な遮蔽壁（普通コンクリート、厚さ約 1.4 m）を有している。

使用済燃料プールは、縦約 4.5、横約 3 m、高さ約 7.5 m（水深約 7 m）であり、使用済燃料の一時貯蔵（最高 128 体収納可）に対する遮蔽壁（普通コンクリート、厚さ約 1.8 m）を有している。

表 2.1 に原子炉プール等の主要設備、表 2.2 に下部遮蔽体、表 2.3 に上部遮蔽体、表 2.4 に水平実験孔、表 2.5 に炉心構造物、及び表 2.6 に燃料要素の仕様を示す。

表 2.1 原子炉プール等の主要設備の仕様

(1)原子炉プール	
主要寸法	
高さ	約 8.5 m
水深	約 8.0 m
内径	約 4.5 m
主要材料	
躯体	重コンクリート及び普通コンクリート
ライニング	ステンレスクラッド鋼
(2)使用済燃料プール	
主要寸法	
高さ	約 7.5 m
水深	約 7.0 m
縦幅	約 4.5 m
横幅	約 3.0 m
主要材料	
躯体	普通コンクリート
ライニング	ステンレスクラッド鋼
(3)カナル	
主要寸法	
高さ	約 7.5 m
水深	約 7.0 m
縦幅	約 3.0 m
横幅	約 3.3 m
主要材料	
躯体	普通コンクリート
ライニング	ステンレスクラッド鋼

表 2.2 下部遮へい体の主要設備の仕様

主要寸法	
外径	約 0.7 m (上部) 約 0.6 m (下部)
全高	約 1.6 m
主要材料	
躯体	オーステナイト系ステンレス鋼 重コンクリート

表 2.3 上部遮へい体の主要設備の仕様

主要寸法	
最大幅	約 5.1 m
最大長さ	約 6.8 m
厚さ	約 0.25 m
主要材料	
炭素鋼、ステンレスクラッド鋼	

表 2.4 水平実験孔の主要設備の仕様

主要寸法	
ビーム呼び口径	
1G~6G	約11 cm × 約 6cm
7R	約 3 cm × 約 3cm
8T	約23 cm × 約 5cm
9C	約15 cm × 約 7cm
主要材料	アルミニウム合金、オーステナイト系ステンレス鋼、重コンクリート、鉛等

表 2.5 炉心構造物主要設備の仕様

(1) 炉心構造体	
主要寸法	
外径	約 2.0 m
全高	約 1.7 m
主要材料	
アルミニウム合金	
(2) 重水タンク	
主要寸法	
外径	約 2.0 m
全高	約 1.6 m
主要材料	
アルミニウム合金	
(3) 照射筒	
主要寸法	
外寸法	約 7.5 cm × 約 7.5 cm
全高	約 110 cm
主要材料	
アルミニウム合金	
数量	5体
(4) ベリリウム反射体	
主要材料	
金属ベリリウム	
数量	12体

表 2.6 JRR-3 燃料要素の主な仕様

燃料要素		標準型燃料要素	フォロー型燃料要素
項目			
外形(㎜)		約76.2×76.2×1150	約64×64×880
U-235濃縮度(w%)		約20	約20
U-235含有量(g)		約300	約190
ウラン密度(g/cm^3)		約2.2	約2.2
芯材	厚さ(㎜)	約0.76	約0.76
	幅(㎜)	約62	約49
	長さ(㎜)	約750	約750
被覆	厚さ(㎜)	約0.38	約0.38
燃料板	厚さ(㎜)	約1.52	約1.52
	幅(㎜)	約71	約60
	長さ(㎜)	約770	約770
冷却材流路数		19	15
冷却材流路厚さ(㎜)		約2.28(×19)	約2.38(×15)
燃料芯材		ウラン・アルミニウム分散型合金(UAlx-Al)	
被覆材		アルミニウム合金AG3NE又は相当品	
最大燃焼度		要素平均 50%	

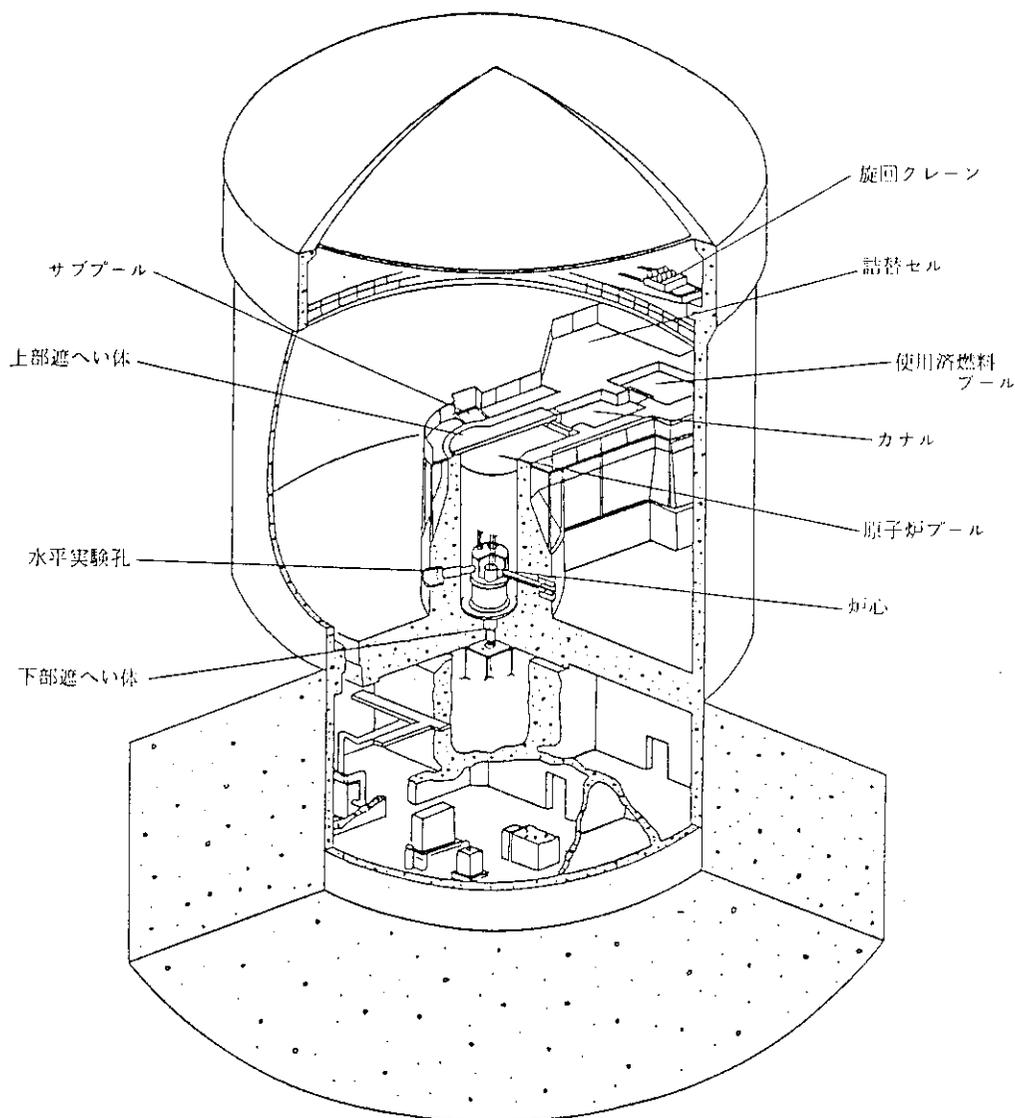


図2.1 原子炉建家概要図

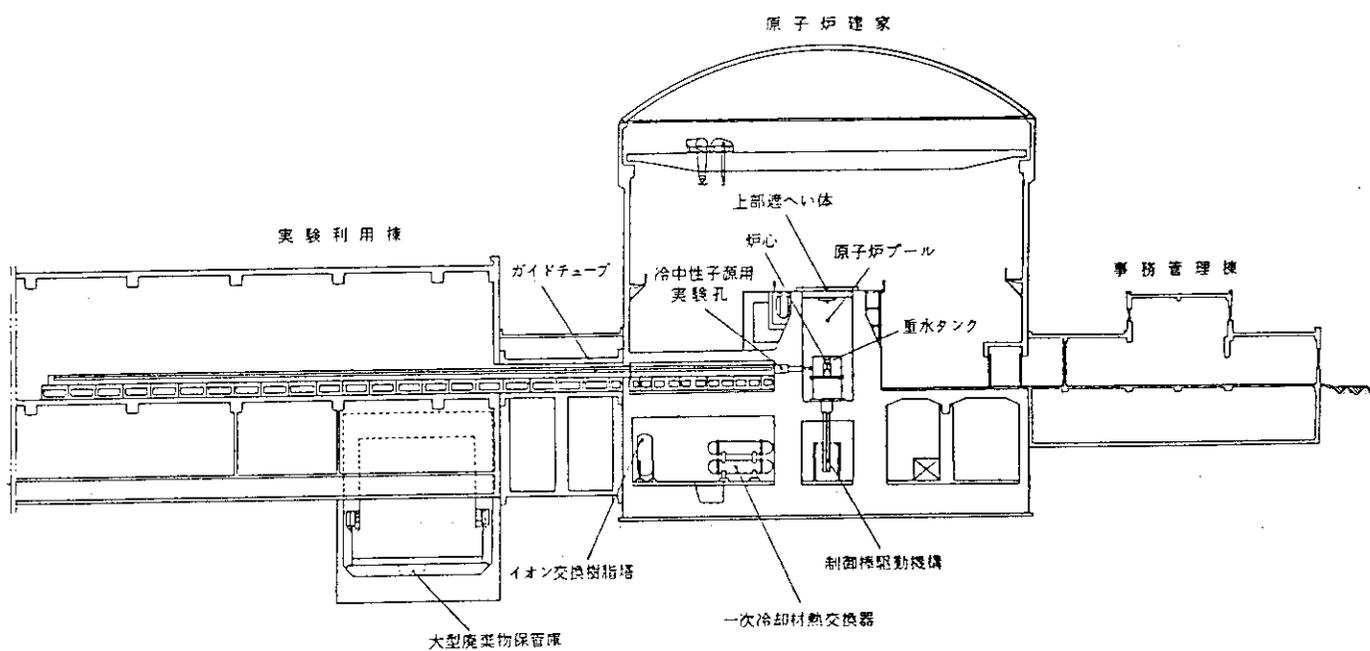


図2.2 建家断面図

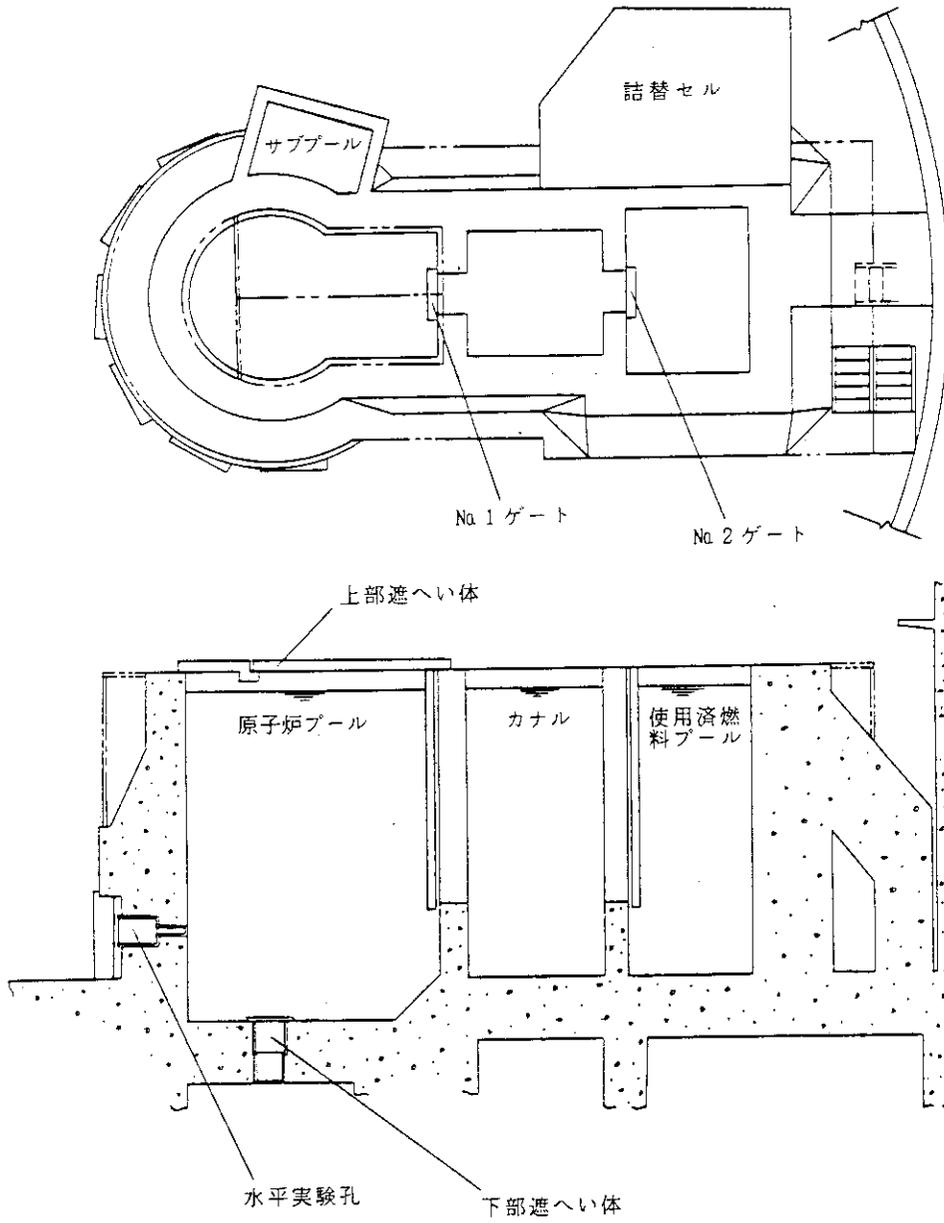


図 2.3 原子炉プール構造説明図

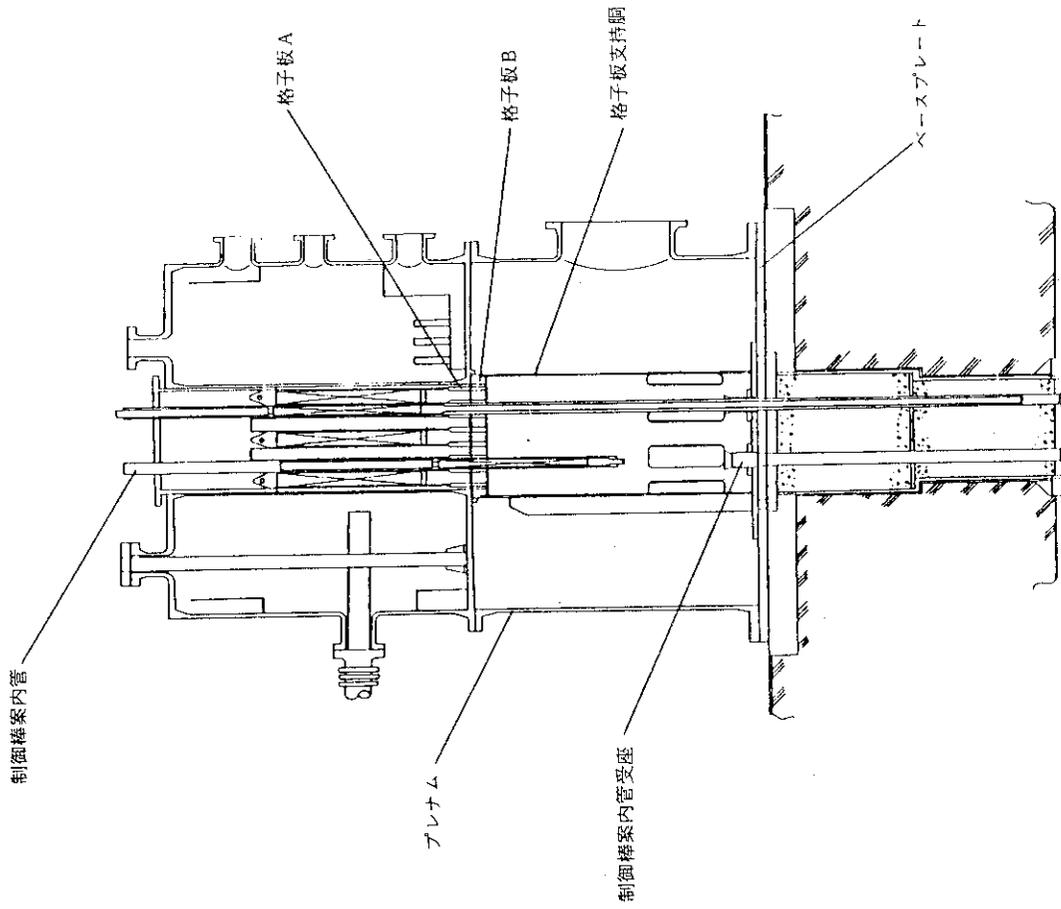


図2.5 炉心構造体構造説明図（断面）

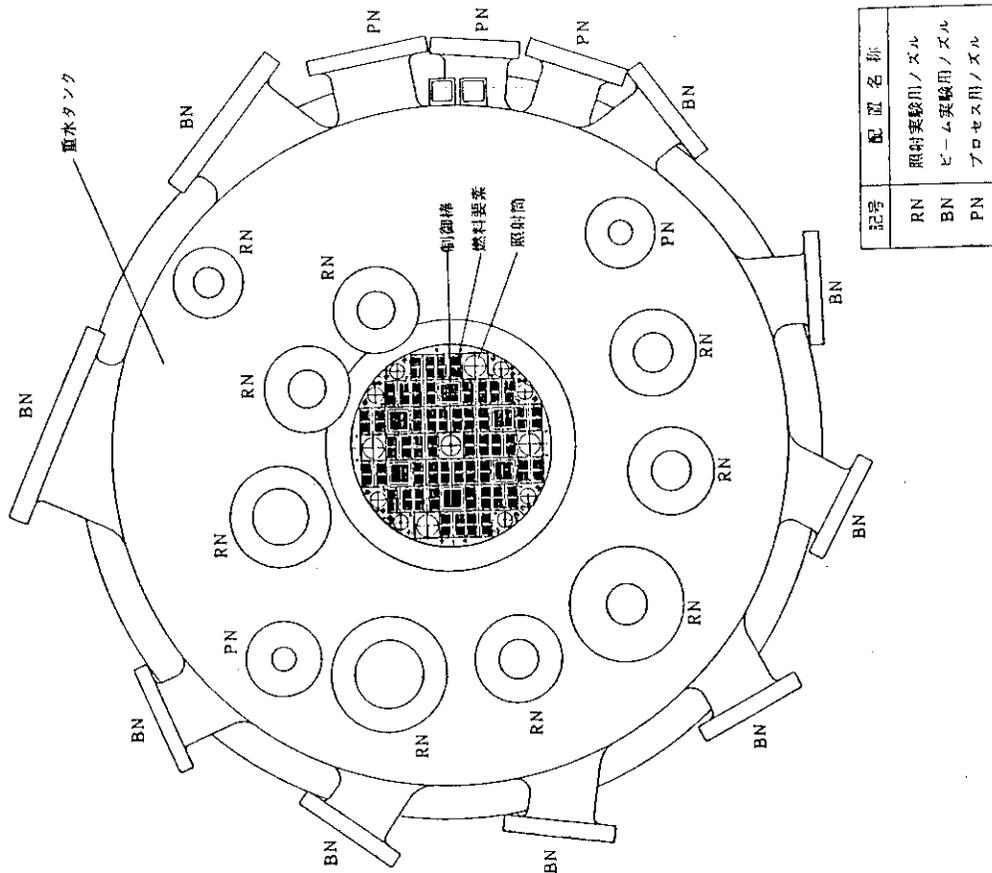


図2.4 原子炉本体平面図

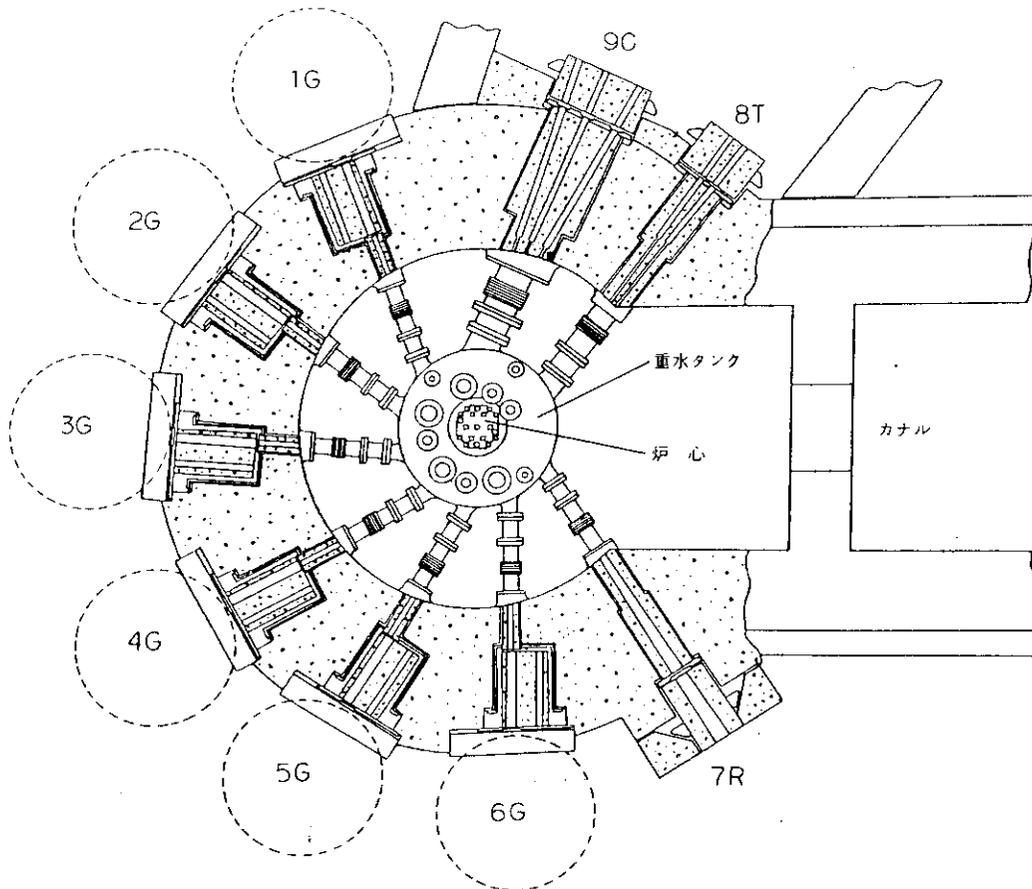


図2.6 水平実験孔配置図

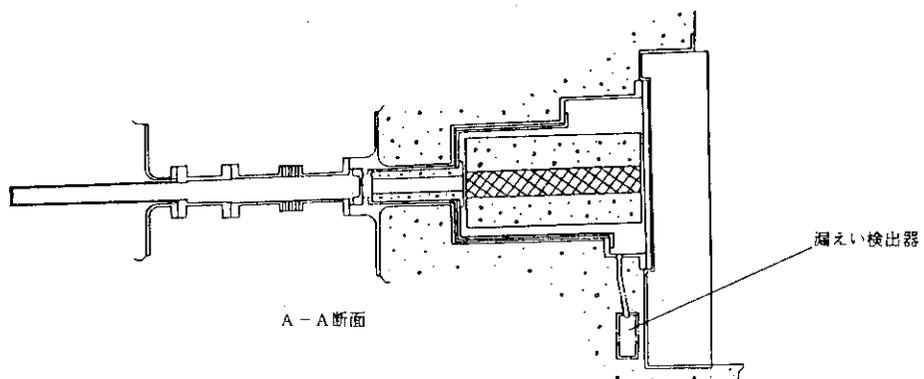
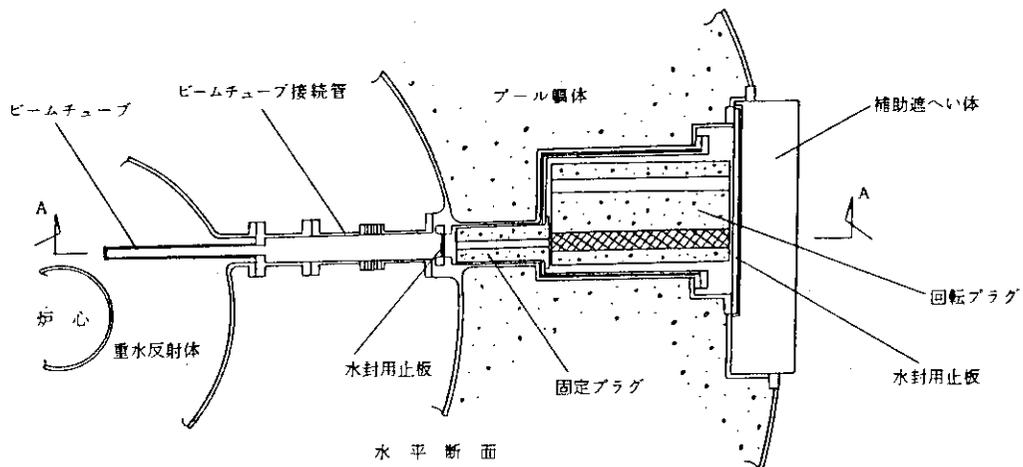


図2.7 水平実験孔(1G~6G)構造説明図

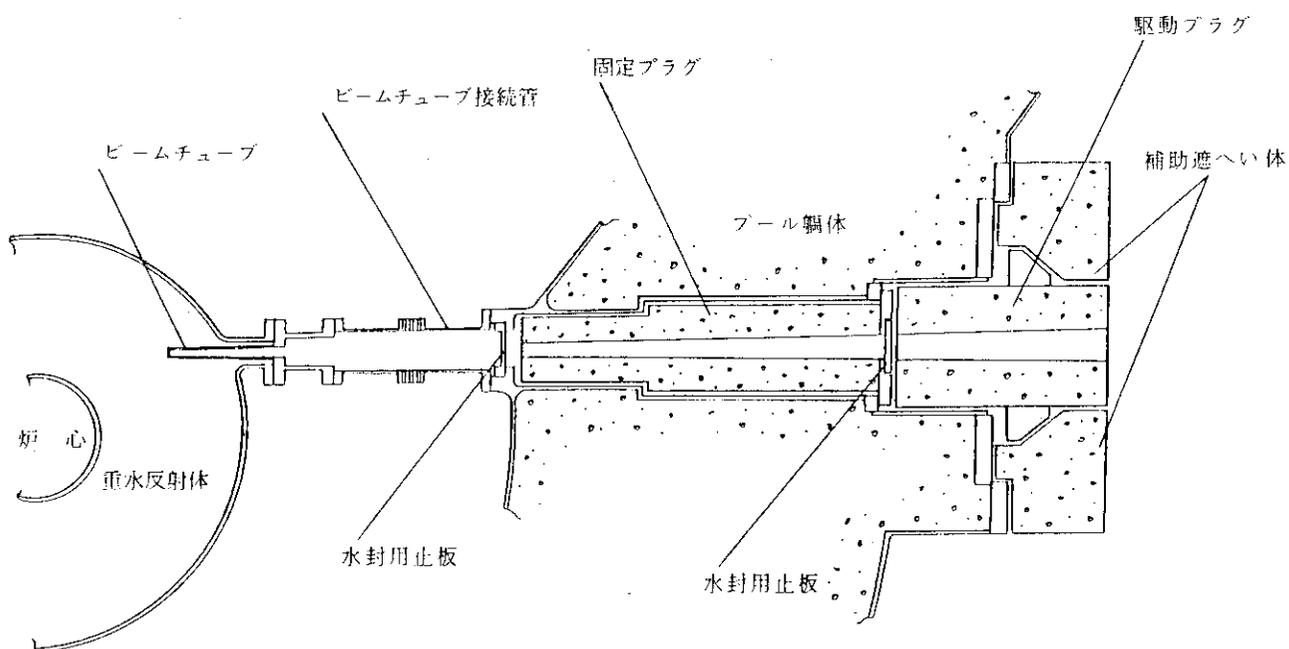


図2.8 水平実験孔（7R）構造説明図

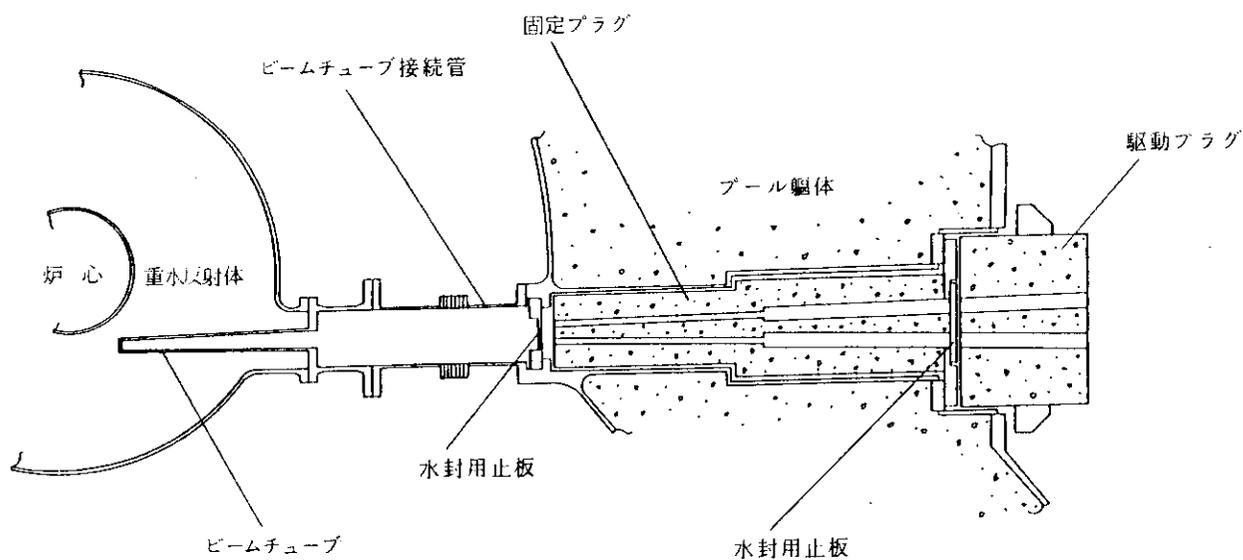


図2.9 水平実験孔（8T）構造説明図

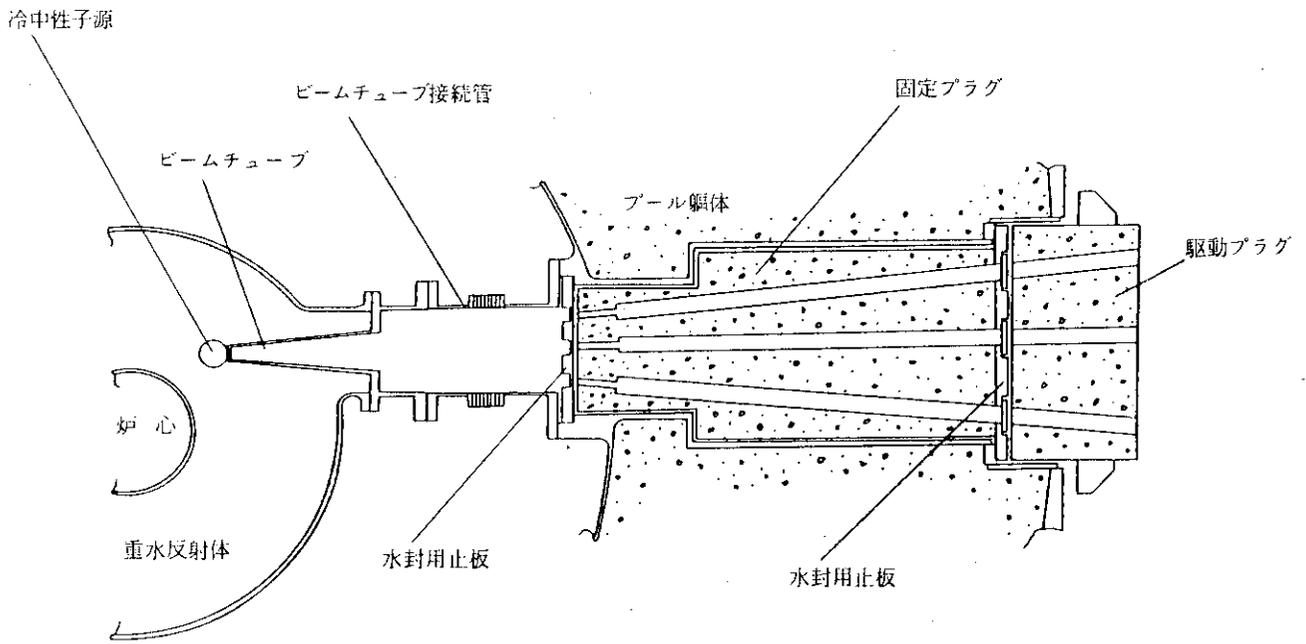


図2.10 水平実験孔 (9C) 構造説明図

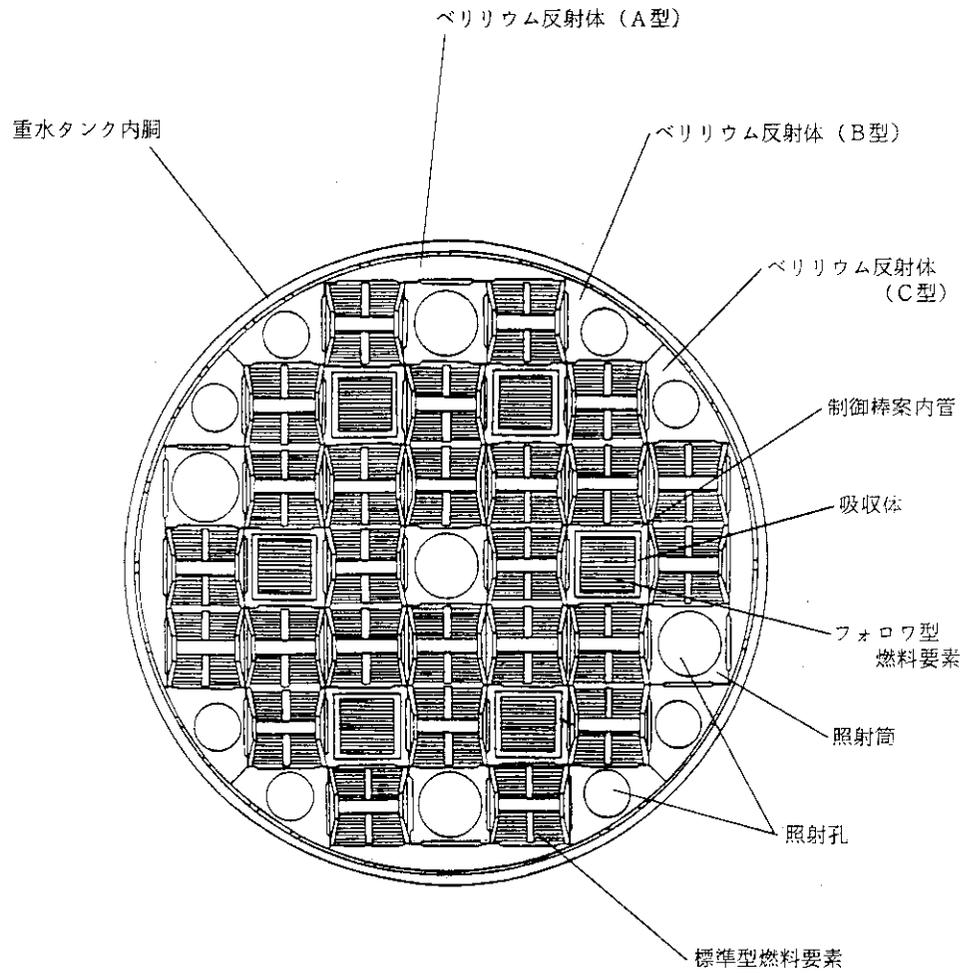
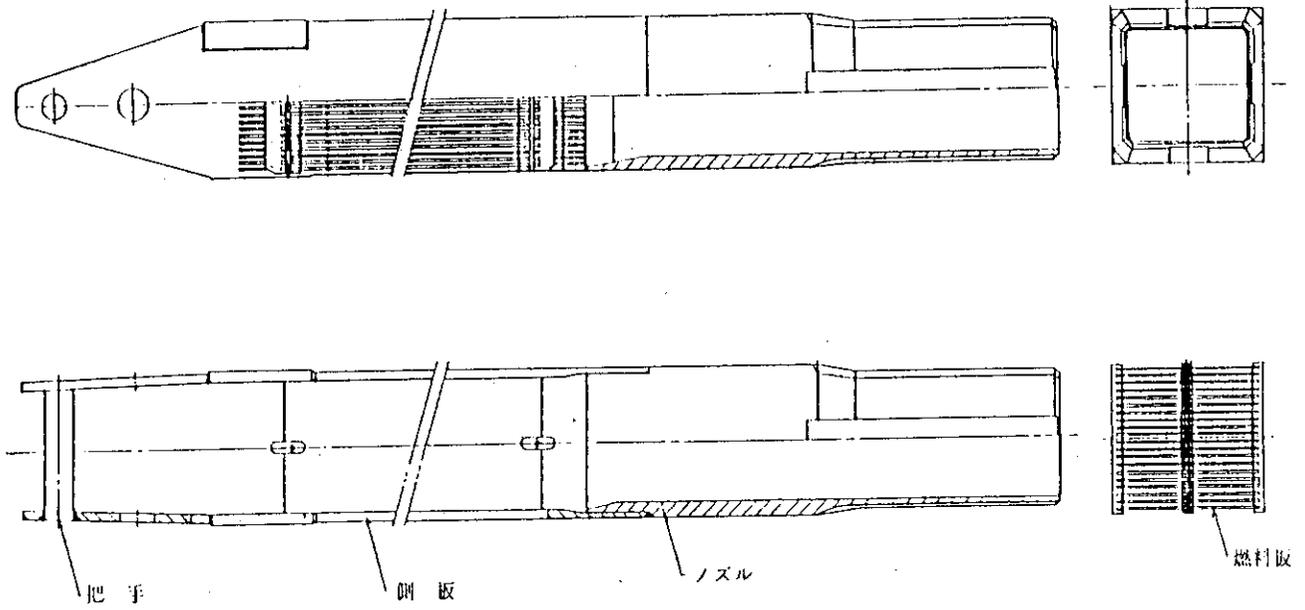
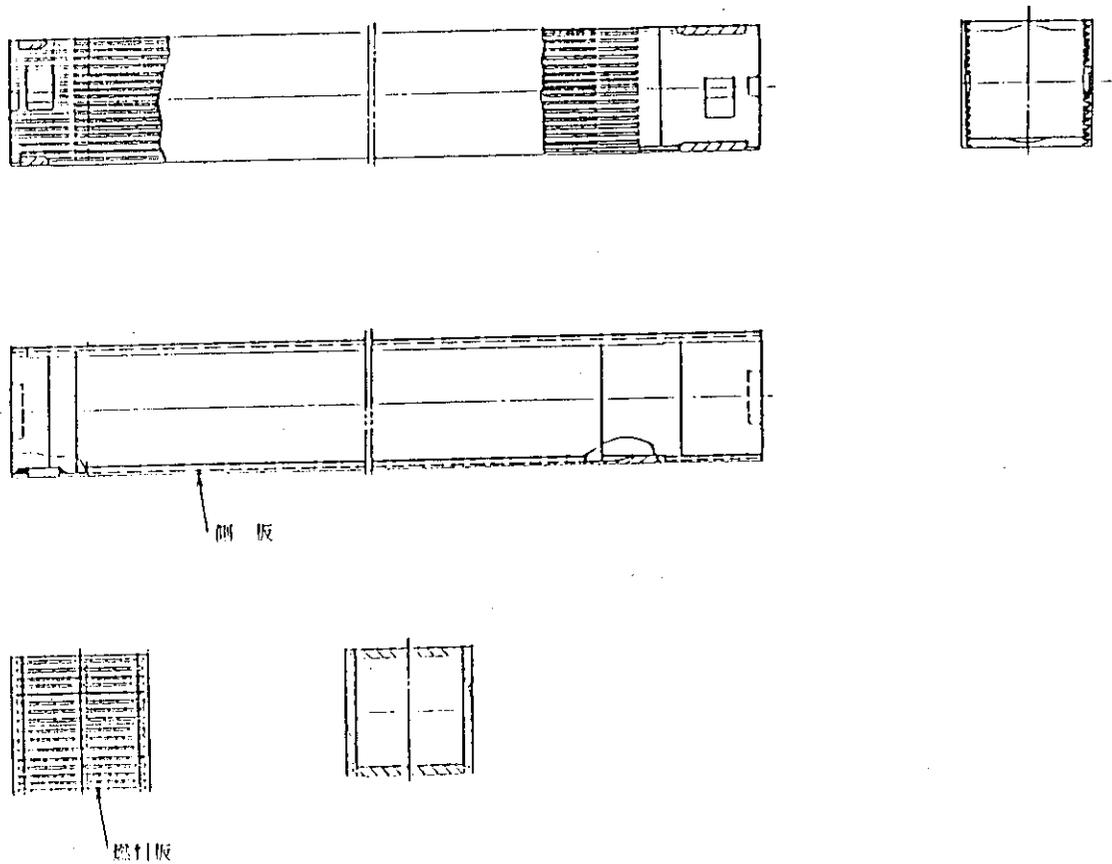


図2.11 炉心配置説明図



(a) 標準型燃料要素 (燃料板: 20枚)



(b) フォロワ型燃料要素 (燃料板: 16枚)

図2.12 燃料要素の構造

3. 遮蔽設計の考え方

3.1 遮蔽設計方針

原子炉施設の遮蔽設計の考え方は、原子炉の目的（研究用か発電用か）によって多少の相違があるが（文献7参照）、基本的な考え方は、法令（「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝線量等を定める件」：科学技術庁告示第21号¹⁴⁾）に示されている許容被曝線量（管理区域に対しては第1条の2の第1項、周辺監視区域外に対しては第2条）に基づいて遮蔽設計基準を定め、その施設の遮蔽がこの基準を満足するように設計することとしている。JRR-3改造炉の基本設計に際しても、この考え方を採用している。

JRR-3改造炉は研究炉である。従って、実験目的に応じて原子炉運転中でも所要の場所へ実験者（従事者等）が立ち入ることがあるので、従事者等の立入る頻度・滞在時間等を考慮して、原子炉施設内を区分けし、各々の区分に対して定めた設計基準線量率を満足するよう設計する（設計基準線量率に対しては第3.2節に示す）。

遮蔽解析に際しては、第4章及び付録で述べるように、遮蔽解析の世界で使い慣れている且つ使用実績の充分多い計算手法（計算コード）を用いることとし、計算結果が設計基準に余裕があるよう設計計算する。中性子・ガンマ線の線量率変換係数は、米国ANSで推奨のANSI/ANS-6.1.1（1977）を用いる。

遮蔽解析（線量率評価）及び放射化量評価においては、各々の目的に合うように次の原則に基づいて成分を決定して用いる（a、b、c及びdは構成元素の重量比である）。

(i) 遮蔽解析の場合

- 成分組成規制値或いは実測値が $<a$ のとき0.0。
- 成分組成規制値或いは実測値が $c \sim d$ ($c < d$)のとき c 。

(ii) 放射化量評価の場合

- 成分組成規制値或いは実測値が $<a$ のとき、 $a/2$ 。
- 成分組成規制値或いは実測値が $c \sim d$ ($c < d$)のとき、 $(c+d)/2$ 。

SUS 316Lを除く、コバルト規制をしないJISニッケル鋼については、コバルト含有量を $0.3w/0$ とする。また、普通コンクリート、重コンクリート及び B_4C は実測データに基づき、特に数値上の操作はしない。

3.2 遮蔽設計基準線量率

遮蔽設計では、従事者等が立ち入る場所において不必要な被曝を受けないように、立入り頻度・滞在時間などを考慮して、従事者等の被曝を十分安全に管理できるように、表3.1に示す遮蔽基準線量率^{*}で設計する。但し、この値は遮蔽設計の際に用いられる基準値であり、立入り制限

*）第3.1章で述べた科学技術庁告示第21号、第1条の2第1項で示されている管理区域の許容線量率30 mrem/週の値から求めたものである。

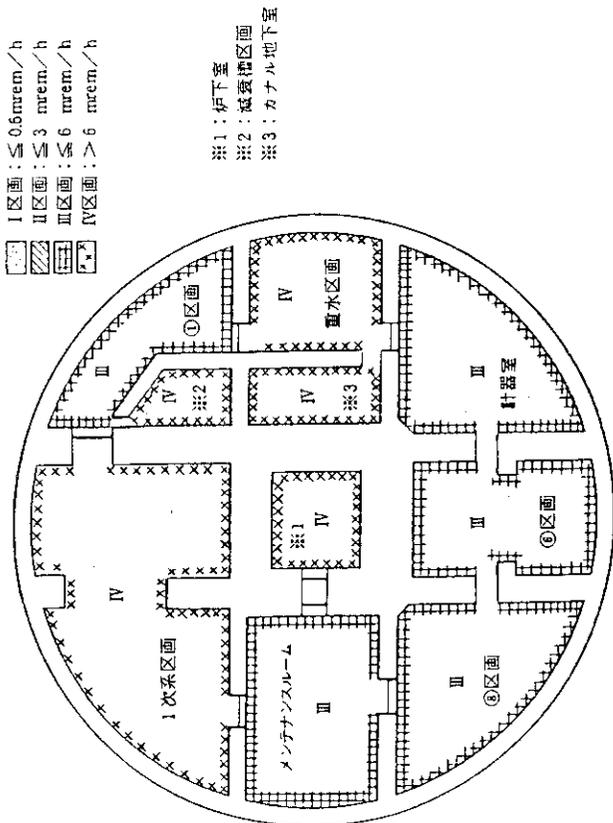
等の放射線管理は、実際の線量率によって行う。又、この基準値は、日本原子力研究所東海研究所の所内基準に基づいている。

遮蔽区分Ⅰは、図3.1(a)に示すように、主に原子炉室床面全体である。遮蔽区分Ⅱは、図3.1(b)に示すように、原子炉周辺の通常は近接できない場所で（床面から3m以上）、原子炉プール、カナル及び使用済燃料プール上面で且つ水面上を除いた処である。原子炉建家内壁のキャットウォークもこの区分に属する。遮蔽区分Ⅲは、図3.1(b)及び図3.1(c)に示すように、原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールの水面上、並びに原子炉建家地階のメンテナンスルーム、⑧区画、⑥区画、計器室、及び①区画である。遮蔽区分Ⅳは、高線量率が予想される区域で通常は立入り制限を行う場所であり、図3.1(a)及び図3.1(c)に示すように、原子炉建家一階ではガイドトンネル内、原子炉建家地階では、炉下室、1次系区画、カナル地下室、重水区画（重水イオン交換塔のある場所、計器室の一画で重水区画室に隣接している場所）、及び減衰槽区画である。

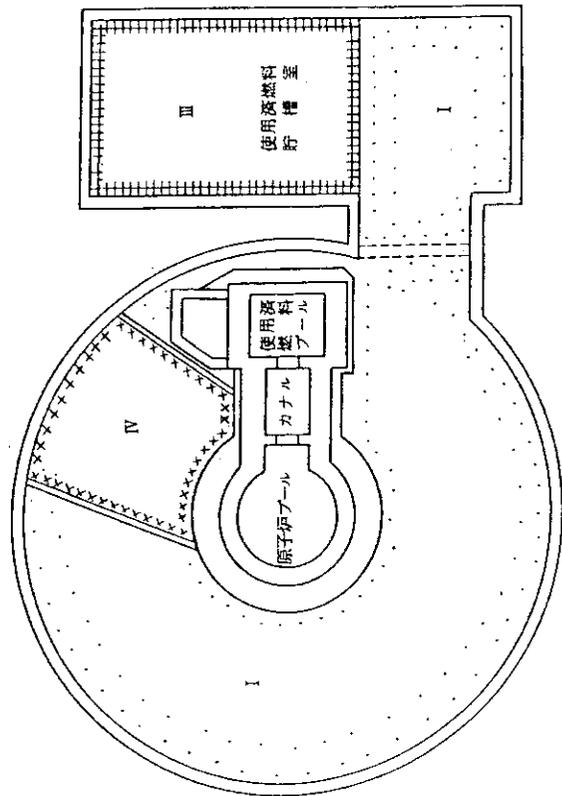
表 3.1 遮蔽設計基準線量率

区画 ^{*)}	立入り時間	基準線量率
Ⅰ	週48時間以内の立入り	≤ 0.6 mrem/h
Ⅱ	週10時間以内の立入り	≤ 3 mrem/h
Ⅲ	週5時間以内の立入り	≤ 6 mrem/h
Ⅳ	立入り制限（高線量率区域）	> 6 mrem/h

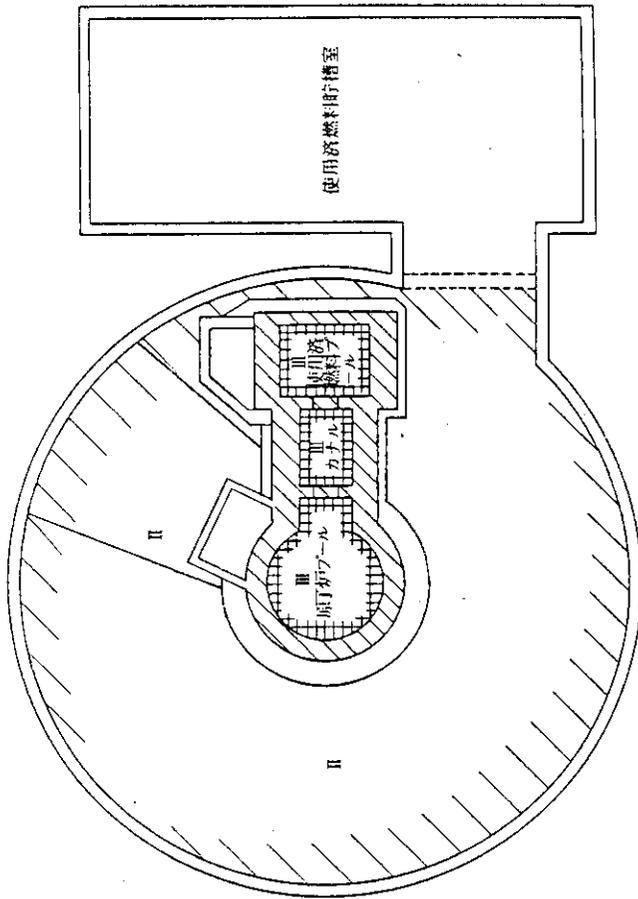
*) 区画区分については図3.1参照



(a) 原子炉建家地下1階の区分図



(b) 原子炉建家地上1階の区分図



(c) 原子炉プール上面の区分図

図3.1 遮蔽設計上の区分図

4. 遮蔽解析の方法

原子炉施設の遮蔽解析においては、一般に、複雑形状をした大きな体系の放射線分布を求めなければならない。従来は、経験的な手法の積み重ねに基づいた解析手法に頼っていたが、^{3~11)}最近の大型電子計算機の急速な発展により、中性子及びガンマ線の飛行を直接求める、即ち放射線輸送方程式の数値解決が可能になった。これらの方法は、我が国では原子力船「むつ」の遮蔽設計計算に最初に適用され、³²⁾又遮蔽性能測定の解析では、高速実験炉「常陽」への適用⁵²⁾等で用いられた。

今回の JRR-3 改造炉の遮蔽解析でもこれら輸送方程式の数値解法を主な解析手段として用いる。用いる解析コード群^{15~24)}は、最近では、原子炉施設、核融合炉、加速器、等に対する標準的な遮蔽解析手法として、世界的にも広く用いられていて^{12,13)}、又良く検証もされているものである。^{26~64)}

この章では解析手法としての計算コードの記述をし、検証例については付録に示した。

4.1 解析計算の手順

遮蔽解析では、図 4.1 で示すフローで計算が行われる。まず、中性子・ガンマ線の微細エネルギー構造をもつ断面ライブラリー：DLC-41 C/VITAMIN-C から、断面処理コード AMPX-II を用いて、遮蔽解析に必要な核種に対して、中性子・ガンマ線の結合したワーキング・ライブラリー（中性子・ガンマ線結合ライブラリーと呼ぶ）を作成する。この段階では未だ元の微細エネルギー構造（中性子 171 群、ガンマ線 36 群）をもつ核断面である。

ANISN を用いた 1 次元輸送計算では AMPX-II コードを用いて作った、中性子・ガンマ線の結合ライブラリーを入力として、炉心囲りを解いて得られた中性子及びガンマ線の空間依存スペクトルを重み関数として、各領域の縮約（こゝでは、中性子 8 群、ガンマ線 4 群）核断面を求める。この縮約エネルギー群数は、後で示す 2 次元輸送計算の際の電子計算機の容量とのバランスと、最近の解析実績「むつ」炉解析³²⁾を参考にして決定した。この縮約エネルギー群数に対する線量率変換係数も同時に求めた。尚、水平実験孔の遮蔽解析のときは、ガンマ線にも配慮して中性子 8 群・ガンマ線 7 群とする。

原子炉本体の遮蔽解析、即ち、中性子及びガンマ線の線量率は、炉体囲りが円筒近似できるので、DOT 3.5 コードを用いての 2 次元輸送計算によって求める。

水平実験孔の遮蔽解析では、実験孔の向きがタンジェンシャル型であることを考慮して、原子炉プール内は MORSE-CG コードを用いてのモンテカルロ計算を行う。^{*}原子炉プール壁（プール躯体）は、DOT 3.5 コードを用いる。中性子導管を導いている原子炉建家等のガイドトンネルの遮蔽解析では、円柱近似した 2 次元輸送（DOT 3.5）計算を行う。

* *) 実験孔の遮蔽解析はこの報告書には含まれてない。したがって MORSE-CG はこゝでは使わないが、解析方法のレビューとして載せておく。

カナルの遮蔽解析等のガンマ線のみを線源とした遮蔽解析では、ORIGEN 79 コードを用いて線源強度を計算し、点減衰核コード QAD を用いて、評価点の線量率を求める。

4.2 計算プログラム

(i) AMPX-II コードシステム¹⁶⁾

AMPX コードシステムは、1960 年以来、米国 ORNL 研究所で開発が続けられている核断面積処理のモジュラーコードシステムである。PSR-63/AMPX-II は¹⁶⁾ 1978 年 RSIC (放射線遮蔽情報センター、ORNL 内にある) を通じて世界に公開され、²⁹⁾ 且つ IAEA が評価している³¹⁾ JRR-3 改造炉の遮蔽解析にもこのシステムを用いることにする。

主な特徴は

- a) ENDF/B 形式の核データファイル¹⁷⁾を用いることができる；我々は、ENDF/B-IV の核データを利用し易い形にまとめた DLC-41C/VITAMIN-C 核断面積ライブラリー (第 4.3 章に記述)¹⁵⁾を用いる。
- b) 中性子、ガンマ線の反応断面積を、別々に、或いは結合したデータとして作成することができる。
- c) Bondarenko 型の自己共鳴遮蔽因子を考慮できる。
- d) 内蔵している標準のスペクトルを重みとして、縮約群定数を作成することができる；後述 (第 4.4 章) するように、今回この機能は用いなかった。
- e) 核断面積ライブラリーのフォーマット変換
- f) 1 次元輸送 (ANISN) 計算を内蔵している。
- g) 線量率変換係数、等遮蔽設計に関連するデータも内蔵されている。
- h) 核断面積のプロット等出力機能が充実している。

AMPX-II は、30 以上のコード群からなるシステムであるが、この中から以下のコードを用いる。

① AJAX コード

マスター・ライブラリー (こゝでは DLC-41C/VITAMIN-C) から、必要な核種、核断面積等を編集する。

② BONAMI コード

Bondarenko 型の自己遮蔽因子を考慮した実効核断面積を作成する。

③ CHOX コード

マスター・ライブラリーから、中性子・ガンマ線の結合核断面積セットを作成する。

④ NITAWL コード

中性子・ガンマ線結合核断面積セットを利用しやすいフォーマットに変換する。

⑤ ICE-II コード

ワーキング・ライブラリー (こゝでは中性子・ガンマ線結合核断面積セット) の、ANISN コード用或いはモンテカルロコード用、等のフォーマット変換を行う。

⑥ DOSE コード

内蔵している放射線束・線量率変換係数を用いて、標準スペクトル（中性子に対しては、核分裂スペクトル+1/Eスペクトル+Maxwellスペクトル；ガンマ線に対しては、フラットスペクトル）を重みとして、エネルギー縮約した線量率変換係数を求める。線量率変換係数は米国標準局（American National Standard）のANSI/ANS-6.1.1-1977(N666)が用いられていて、この値はICRP（放射線防護国際委員会）の推奨値よりも安全側な評価を得ているものである。²⁵⁾

我々は、この計算コードで中性子171群ガンマ線36群、合計207群の微細構造をもつ中性子・ガンマ線結合核断面積ライブラリー及び線量率変換係数を作成する。この結果をANISNコードによるエネルギー縮約計算に用いられる。図4.2にANISNコード用ライブラリー（207群）を作成したときのフローを示す。

(ii) ANISNコード¹⁸⁾

このコードは、米国ORNL研究所で開発され、1次元のBoltzmann輸送方程式をディスクリット・オーディネイト法（S_N法）で計算する。放射線束の輸送問題を、固有値問題（原子炉の実効増倍計算値）及び外部線源問題（遮蔽計算）として解く計算コードとして広く用いられ、且つ評価を得ているコードである。^{32)~39)}

直接、線量率分布等の単純計算に用いられることもあるが、多くは、2次元輸送（DOTコード等）計算、ないしは3次元輸送（MORSEコード等）計算のための縮約群定数作成の為に用いられ、今回の計算でもこれが主な役目である。

解かれる基本（Boltzmann輸送）方程式は、

$$\begin{aligned} \nabla \cdot \Omega \phi(\mathbf{r}, \Omega, E) + \Sigma_t \phi(\mathbf{r}, \Omega, E) \\ = \iint d\Omega' dE' \phi(\mathbf{r}, \Omega', E') \Sigma_s(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) \\ + \frac{\chi(E)}{4\pi} \iint d\Omega' dE' \phi(\mathbf{r}, \Omega', E') \nu \Sigma_f(E') \\ + Q(\mathbf{r}, \Omega, E), \end{aligned} \quad (4.1)$$

で与えられる。こゝに

- $\phi(\mathbf{r}, \Omega, E)$: 角度依存 (Ω) の放射線束 (即ち、角度束),
- $Q(\mathbf{r}, \Omega, E)$: 外部線源強度,
- Σ_t : 全巨視断面積,
- $\Sigma_s(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E)$: 角度 Ω' , エネルギー E' から角度 Ω , エネルギー E への散乱断面積,
- $\nu \Sigma_f$: 核分裂による中性子発生数 \times 核分裂断面積,
- $\chi(E)$: 核分裂中性子のエネルギー分布,

である。右辺の第1項は粒子の流れによる移動を表わし、1次元形状の対象とする座標系で表示される。ANISNコードでは、以下の近似を用いて、微分項は階差式に、積分項は和に置き換えて計算する。

a) 角度方向は有限個の代表的な方向で表示する。同様に、空間座標、エネルギーについて

も、有限個のメッシュ区間で表示する。

b) 散乱断面積の角度分布は、有限項で打ち切る Legendre 展開で表示する。

この結果(4.1)式は、空間メッシュ、エネルギー群、角度方向をインデックスにもつ放射線束 ϕ_i を未知数とする連立方程式となるので、 Q を非同次項として、入力した予想線束 ϕ_0 からスタートして、くり返し解法 $\phi_i (i = 0, 1, 2, \dots)$ で収束するまで求める。

(iii) DOT 3.5 コード¹⁹⁾

このコードは、実用的な遮蔽解析用として、米国 ORNL で継続的に開発されているもので、DOT-3 の改良版として、又、DOT-4 への繋ぎとして 1975 年に発表されたものである。

DOT 3.5 コードは、散乱断面積の Legendre 展開により散乱の異方性を考慮して、2次元の Boltzmann 輸送方程式を S_N 法で解き、放射線束及び固有値を求めるもので、1次元 S_N コード ANISN の 2次元版に相当する。RZ 体系、 $R\theta$ 体系及び XY 体系を解くことができる。

実用的な遮蔽解析では、大きな計算機容量及び計算時間が必要なので、くり返し計算の収束を速めるため、スケーリング法等数値解法上の工夫がなされている。また、大きな体系を解くときには、計算できる領域に分割し、繋ぎ計算をして行く方法 (bootstrap 法と呼ばれる)、モンテカルロ法コード MORSE-CG との繋ぎ計算 (但し、DOMINO コード²²⁾ による) 等、実用性に優れている。

群定数作成コード ANISN とペアーで、遮蔽解析用計算コードとして世界で最も広く使われていて、^{12,13)} 測定値等との比較によりよく検証されているコードである。^{40~52)} 解くべき体系によっては、ray effects (S_N 法の角度の離散化による線束の異常振動) が起るので、角度分点数²⁰⁾、第 1 衝突源等、用法に工夫が必要となるときがある。我々の計算では原子炉本体の主要な遮蔽解析、即ち中性子及びガンマ線の線量率分布を求めるとき、実験孔の炉プール壁内の線量率分布を求めるときに用いる。

(iv) MORSE-CG コード²¹⁾

MORSE コードは、米国 ORNL 研究所で開発された、複雑な 3次元体系に対する放射線の輸送問題をモンテカルロ法で解くコードで、外部線源による中性子及びガンマ線の線束を求めたり、原子炉の実効増倍率を求めることができる。

MORSE-CG は²¹⁾、複雑な 3次元体系に関する入力を、箱形、球形、円柱形、等の基本形状の組合せで表現できるように (Combinatorial Geometry)、入力方法が改善されている。主な特徴は、

- ① ANISN コードで作成した多群群定数 (中性子・ガンマ線結合断面積) を用いることができる。
- ② Combinatorial Geometry の採用で、複雑な 3次元形状の入力が容易である。
- ③ 入力から結果まで、ひとつのラインで行うことができる。
- ④ DOT 3.5 コードからの繋ぎ計算ができる (但し DOMINO コード²²⁾ が必要である)。
- ⑤ 分散の低減 (統計精度の向上) の為の、種々なインポートランス・サンプリング法が用意されている。

入力は、エネルギー群数、群定数、計算体系、検出点等からなり、出力としては、各ヒストリーに関するデータとその結果であり、この中に、検出点での線量率、線束等が含まれている。

放射線のストリーミングを伴う最近の遮蔽解析では、DOTコードと共に MORSE-CG コードの使用が定着しつつあり、^{12,13)} 実際体系の解析に広く用いられている。^{53~58)} 又、測定値等の比較により、よく検証もされているコードである。今回の計算では、水平実験孔がタンジェンシャル型をしていて、DOTコードの適用が難しいので、原子炉プール内のストリーミング計算に、この MORSE-CG コードを適用する。

MORSE コードは、次式で与えられる Boltzmann の積分型輸送方程式を解いて、粒子或いは光子（ガンマ線）の分布を求めるものである：

$$X(\mathbf{P}) = S(\mathbf{P}) + \int X(\mathbf{P}') K(\mathbf{P}' \rightarrow \mathbf{P}) d\mathbf{P}' \quad (4.2)$$

こゝに、 \mathbf{P} の成分は、位相空間（位置、方向、エネルギー）の座標であり、

$S(\mathbf{P})$ ：線源、

$X(\mathbf{P})$ ：点 \mathbf{P} における衝突した粒子密度。

反応過程は、MORSE コードでは群定数（多群断面積）で表示される。

積分方程式 4.2 の解は、級数表示される項 $X_n(\mathbf{P})$ を推定することによって求められる。こゝに、 $X_0(\mathbf{P})$ は線源項 $S(\mathbf{P})$ であり、 X_n ； $n = 1, 2, 3, \dots$ は、輸送カーネル $K(\mathbf{P}' \rightarrow \mathbf{P})$ からサンプリングすることによって逐次求められる。結局

$$X(\mathbf{P}) = \sum_{n=0}^{\infty} X_n(\mathbf{P}) \quad (4.3)$$

こゝに

$$X_n(\mathbf{P}) = \int X_{n-1}(\mathbf{P}') K(\mathbf{P}' \rightarrow \mathbf{P}) d\mathbf{P}' \quad (4.4)$$

この式は、粒子が体系から漏れ出るか、吸収されるか、又は重みが小さくなったとして試行が打ち切られるか、迄飛行を続ける粒子の輸送を表わしている。

今目的量 λ （例：線量率）は、次式で示されるように、レスポンス関数 $f(\mathbf{P})$ （例：線量率変換係数）と衝突密度 $X_n(\mathbf{P})$ との積を位相空間上で積分することによって求められる：

$$\lambda = \sum_{n=0}^{\infty} \lambda_n \quad (4.5)$$

こゝに

$$\lambda_n = \int f(\mathbf{P}) X_n(\mathbf{P}) d\mathbf{P} \quad (4.6)$$

図 4.3 はプログラム・フローを示す。「線源」モジュールでは、一粒子を発生させ（サンプリングと云う）、この粒子の飛行を追跡する。「幾何的追跡」モジュールでは、粒子の飛行（衝突から衝突まで）が行われ、次の衝突点が決められる。「衝突」モジュールでは、衝突における、エネルギー損失量方向の変化量及び 2 次粒子の発生量が決められる。「断面積」モジュールは、粒子の飛行及び衝突に必要な情報を提供する。「分析」モジュールは、粒子の飛行中及び衝突点での分析に必要で、 λ_n の λ に対する寄与を推定する。

(4.5) 式の値は、このサンプリングを無限回繰返せば一義的に決まるのであるが、計算機能力の制限から有限回で打ち切られるため、統計的誤差を伴う。この誤差を小さくするため、

MORSEコードでは、種々のインポートンス・サンプリング法が用意されている。代表的なものとしては、衝突を繰り返すに従って粒子の重みが小さくなったら、其処で打ち切る Russian roulette 法、粒子の重みが大きくなったら、其処で粒子を分割する splitting 法等がある。統計的誤差の測度としては F.S.D. (Fractional Standard Deviation) が通常用いられるが、標準偏差を平均値で割ったものとして定義される。設計計算では F.S.D. が 0.1 程度以下が理想とされているが、現在の電子計算機の能力でも仲々難しい。

(V) QAD-CG コード²³⁾

一連の QAD コードは、米国の ORNL 研究所で最初に開発された、ガンマ線の遮蔽解析用の点減衰核法 (Point Kernel Ray Tracing) に基づく計算プログラムである。この中で、QAD-CG コードは²³⁾ MORSE-CG コードの幾何形状入力ルーチン (Combinatorial Geometry) と同等の幾何形状入力ができるように改良されたもので、入力の労力が軽減されるようになっている。

点減衰核法では、点状等方線源からなる体積線源に対して、まづ各点状線源から検出点への直視距離を求めるが、その際、途中の遮蔽物質に対する指数関数的減衰を考慮する。最後に、各点状線源からの検出点への寄与を集める。即ち、このコードでは、球、箱、円柱等の基本形状の組み合わせからなる 3 次元体形の入力が簡単にできるが、これらが微小体積に分割されて、線源と検出点との点減衰核が求められ、最後に 3 次元で数値積分される。ガンマ線に対するビルドアップ係数は、多項式表現で近似されたものを用いている。

計算の基本式は次式で書かれる。

$$D(\mathbf{r}) = K(E) \iint \frac{S(\mathbf{r}', E) B(\mu |\mathbf{r}-\mathbf{r}'|, E) e^{-\mu |\mathbf{r}-\mathbf{r}'|}}{4 \pi |\mathbf{r}-\mathbf{r}'|^2} d\mathbf{r}' dE. \quad (4.7)$$

こゝに

$D(\mathbf{r})$: 検出点 \mathbf{r} での線量率,

$S(\mathbf{r}', E)$: 位置で \mathbf{r}' でエネルギー E をもつ線源,

$B(\mu |\mathbf{r}-\mathbf{r}'|, E)$: 線源位置 \mathbf{r}' と検出点 \mathbf{r} の間に在る遮蔽物質のエネルギー E におけるビルドアップ係数,

$\mu = \mu(E)$: エネルギー E に対するガンマ線全減衰係数,

$K(E)$: エネルギー E に対するガンマ線線束から線量率への変換係数.

上式の積分は、体積とエネルギーを微小区分に分割して、各検出点に対して線源微小体積と検出点とを結ぶ直線に沿っての各領域の厚さとその物質を求め、線源部全体からの検出点へのガンマ線の寄与を積分する。

QAD-CG コードは、ガンマ線遮蔽解析によく用いられ、且つ検証されている。^{59)~61)} 多くは ORIGEN 等の別の方法でガンマ線線源強度を求め、QAD-CG コードで線量率を求める手法であり、後述するように、我々もこの手法を採用する。

(VI) ORIGEN-79²⁴⁾

この計算コードは、米国 ORNL 研究所で開発された 1 点近似の燃焼計算プログラムであり、放射化計算にも用いられる。燃焼計算は、原子炉の中性子スペクトルを近似的にとり入れた実

効断面積を作成し、エネルギー的に一群化して行われる。この為、熱中性子実効温度、共鳴中性子束及び核分裂中性子束（インデックスで）を入力する。その他に、原子炉の出力、照射（運転）時間、冷却時間、物質の初期原子数密度等を入力する。出力としては、時間ステップ毎の原子数密度、放射能強度、ベータ線・ガンマ線による発熱、ガンマ線のエネルギースペクトル等である。

解かれる燃焼の基本方程式は次式で与えられる。

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j=1}^I \ell_{ij} \lambda_j N_j + \phi \sum_{k=1}^I f_{ik} \sigma_k N_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i) N_i, \quad i = 1, 2, \dots, I. \quad (4.8)$$

こゝに

- N_i : 原子核 i の原子数密度,
- λ_i : 原子核 i の崩壊定数,
- σ_i : 原子核 i のエネルギー的に一群化された吸収断面積,
- ℓ_{ij} : 原子核 j の崩壊により原子核 i の生まれる割合,
- f_{ik} : 原子核 k が中性子を吸収して原子核 i が生れる割合,
- ϕ : エネルギー的に一群化された中性子束.

この式は ϕ が各時間ステップ内で一定であると仮定すると、定係数の連立一次微分方程式となるので、次のマトリックスで表現できる。

$$\mathbf{N}(A) = \mathbf{A} \mathbf{N}(t). \quad (4.9)$$

こゝで、 \mathbf{N} は N_i を元とするベクトル、 \mathbf{A} は定数マトリックスである。したがって、このマトリックス方程式は、形式的に次のように指数関数表示して解くことができる。

$$\mathbf{N}(t) = \mathbf{N}(0) e^{\mathbf{A}t}. \quad (4.10)$$

こゝに $\mathbf{N}(0)$ は初期条件である。この解法を matrix exponential 法と呼ぶ。(4.10)式は、次のようにして数値解析される。 $\mathbf{N}(t)$ をまづ次のように Taylor 展開する。

$$\mathbf{N}(t) = \sum_{n=0}^{\infty} \mathbf{C}^n. \quad (4.11)$$

(4.11) 式を (4.10) 式に代入して、次のような逐次的解法で、解を求めることができる。

$$\mathbf{C} = \mathbf{N}(0) \quad (4.12)$$

$$\mathbf{C}^{n+1} = \frac{t}{n+1} \mathbf{A} \mathbf{C} \quad (4.12a)$$

短寿命の核種に対しては Bateman の解析解を用いる。

この計算コードは、燃焼計算及び放射化計算に広く用いられ、検証もよく行われている。^{62)~64)}
我々も材料の放射化計算、使用済燃料の放射能強度及び発熱量の算出に用いた。

4.3 断面積ライブラリー¹⁵⁾

放射線輸送計算に用いる中性子及びガンマ線の核断面積ライブラリーは、米国 ORNL 研究所で作成され、世界的に広く用いられている、DLC-41C/VITAMIN-C¹⁵⁾を使用する。

この微細エネルギー群構造（中性子 171 群、ガンマ線 36 群）をもつライブラリーは、中性子に対しては MINX コードで^{*}、2 次ガンマ線に対しては LAPHANGAS で^{*}及びガンマ線に対しては SMUG コードで^{*}作られたもので、出力形式は AMPX コード¹⁶⁾のマスター・ライブラリのフォーマットである。共鳴領域の自己遮蔽効果は Bondarenko 因子に基づいて、“スムーズ”な重み関数としては、核分裂-1/E+Maxwell のスペクトルに基づいて作成される。P₃ データは ENDF/B-IV データから 66 核種に対して、300 K、600 K 及び 900 K におけるものが提供されている。このライブラリーは、LMFBR の炉心及び遮蔽解析用並びに核融合ニュートロニクス解析用に作成されたものであるが、この分野で広く用いられると共に、検証もよくなされている^{26~31)}。また多くの使い方として、この微細構造ライブラリーから、軽水炉用「DLC-75/BUGLE-80 (47 n, 20 γ)」、燃料サイクル遮蔽用「DLC-85/FCXSEC (22 n, 21 γ)」、核融合解析用「DLC-86/FLUNG (35 n, 21 γ)」等の粗エネルギー構造をもつライブラリーが作られ、利用に供されていて、中性子・ガンマ線結合ライブラリーの標準型として、ANS (米国原子力学会) から推奨されているものである。ENDF/B-IV が源データである。

DLC-41C/VITAMIN-C ライブラリーの中性子のエネルギー構造 (171 群) を表 4.1 に、ガンマ線のエネルギー構造 (36 群) を表 4.2 に示す。AMPX-II システムを用いて、図 4.2 のフローによって ANISN 用ライブラリーを作成する。表 4.3 はその際、Bondarenko 因子を考慮して実効断面積を作成した核種である。

4.4 群定数の作成

(i) 原子炉本体の遮蔽

原子炉本体の遮蔽計算 (第 5 章) では、図 4.2 のフローで作成された微細群断面積を入力として、ANISN コードの 1 次元輸送計算で求めたスペクトルを用いて、中性子 8 群及びガンマ線 4 群の縮約群断面積を作成する。縮約群のエネルギー構造を表 4.4 (中性子及びガンマ線) に示す。

計算は炉心囲りを球体形として、炉心の上方向、径方向、上斜め方向、下方向、及び下斜め方向の体系に対して 1 次元計算を実施する。各々の体系のモデルは図 4.4 に示す。図には実際計算したときの空間メッシュについても示してある。散乱断面積の Legendre 展開次数は P₃、角度点数は S₁₂ である。この計算のときの中性子・ガンマ線の線源強度分布は燃料部では一様 (均質炉心) とする。線源スペクトルは、後述する炉体囲り遮蔽計算 (第 5 章) のときに用いたものと同じであるので省略する。

縮約群に対する線量率変換係数 (放射線束から線量率への変換係数) は、縮約群定数作成のと

*) いづれのコードも AMPX-II システムのなかに収納されている。¹⁶⁾

きと同じようにして求めるが、炉心径方向の体系計算を行い、その体系全体のスペクトルを重み関数として求める。ANISN 計算における計算条件をまとめて表 4.6 に示す。

(ii) 重水タンク中ヘリウムカバーガス領域が存在する場合

重水タンク中の上部に 6 cm のヘリウムのカバーガス領域を考慮した場合に対する DOT 3.5 計算を行う際の群定数を作成する。カバーガス領域によるストリーミングも予想して群定数を作成する。即ち、(i)と同様な手法で ANISN コードを用いて中性子 8 群ガンマ線 7 群の縮約群定数（断面積）を作成する。エネルギーの群分けと線量率変換係数の値を表 4.7 に示す。

ANISN 計算では、原子炉側部方向の群定数を求めるときは円柱体系で（表 4.8 参考）、原子炉上部方向（表 4.9 参照）及び原子炉上部斜め方向（表 4.10）の群定数を求めるときには球体系で解く。散乱断面積の Legendre 展開次数は P_5 、角度分点に関しては S_{12} である。

表 4.1 中性子 171 群エネルギー構造 (DLC-41C/VITAMIN-C)

群	上限エネルギー	群	上限エネルギー
1	.17333E+08	45	.22313E+07
2	.16487E+08	46	.21225E+07
3	.15683E+08	47	.20190E+07
4	.14918E+08	48	.19205E+07
5	.14550E+08	49	.18268E+07
6	.14191E+08	50	.17377E+07
7	.13840E+08	51	.16530E+07
8	.13499E+08	52	.15724E+07
9	.12840E+08	53	.14957E+07
10	.12214E+08	54	.14227E+07
11	.11618E+08	55	.13534E+07
12	.11052E+08	56	.12873E+07
13	.10513E+08	57	.12246E+07
14	.10000E+08	58	.11648E+07
15	.95123E+07	59	.11080E+07
16	.90484E+07	60	.10026E+07
17	.86071E+07	61	.96164E+06
18	.81873E+07	62	.90718E+06
19	.77880E+07	63	.86294E+06
20	.74082E+07	64	.82085E+06
21	.70469E+07	65	.78082E+06
22	.67032E+07	66	.74274E+06
23	.63763E+07	67	.70651E+06
24	.60653E+07	68	.67206E+06
25	.57695E+07	69	.63928E+06
26	.54881E+07	70	.60810E+06
27	.52205E+07	71	.57844E+06
28	.49659E+07	72	.55023E+06
29	.47237E+07	73	.52340E+06
30	.44933E+07	74	.49787E+06
31	.40657E+07	75	.45049E+06
32	.36788E+07	76	.40762E+06
33	.33287E+07	77	.38774E+06
34	.31664E+07	78	.36883E+06
35	.30119E+07	79	.33373E+06
36	.28650E+07	80	.30197E+06
37	.27253E+07	81	.29850E+06
38	.25924E+07	82	.29720E+06
39	.24660E+07	83	.29452E+06
40	.23852E+07	84	.28725E+06
41	.23653E+07	85	.27324E+06
42	.23457E+07	86	.24724E+06
43	.23069E+07	87	.23518E+06
		88	.22371E+06
		89	.21280E+06
		90	.20242E+06
		91	.19255E+06
		92	.18316E+06
		93	.17422E+06

表4.1 (続 き)

群	上限エネルギー	群	上限エネルギー
94	.16573E+06	142	.45400E+03
95	.15764E+06	143	.35358E+03
96	.14996E+06	144	.27536E+03
97	.14264E+06	145	.21445E+03
98	.13569E+06	146	.16702E+03
99	.12907E+06	147	.13007E+03
100	.12277E+06	148	.10130E+03
101	.11679E+06	149	.78893E+02
102	.11109E+06	150	.61442E+02
103	.98037E+05	151	.47851E+02
104	.86517E+05	152	.37267E+02
105	.82500E+05	153	.29023E+02
106	.79500E+05	154	.22603E+02
107	.72000E+05	155	.17603E+02
108	.67379E+05	156	.13710E+02
109	.56562E+05	157	.10677E+02
110	.52475E+05	158	.83153E+01
111	.46309E+05	159	.64760E+01
112	.40868E+05	160	.50435E+01
113	.34307E+05	161	.39279E+01
114	.31828E+05	162	.30590E+01
115	.28500E+05	163	.23824E+01
116	.27000E+05	164	.18554E+01
117	.26058E+05	165	.14450E+01
118	.24788E+05	166	.11254E+01
119	.24176E+05	167	.87642E+00
120	.23579E+05	168	.68256E+00
121	.21875E+05	169	.53156E+00
122	.19305E+05	170	.41399E+00
123	.15034E+05	171	.10000E-00
124	.11709E+05	172	.10000E-04
125	.91188E+04		
126	.71017E+04		
127	.55308E+04		
128	.43074E+04		
129	.37074E+04		
130	.33546E+04		
131	.30354E+04		
132	.27465E+04		
133	.26126E+04		
134	.24852E+04		
135	.22487E+04		
136	.20347E+04		
137	.15846E+04		
138	.12341E+04		
139	.96112E+03		
140	.74852E+03		
141	.58295E+03		

表 4.2 ガンマ線 36 群エネルギー構造
(DLC-41/VITAMIN-C)

群	上限エネルギー
1	14.0
2	12.0
3	10.0
4	8.0
5	7.5
6	7.0
7	6.5
8	6.0
9	5.5
10	5.0
11	4.5
12	4.0
13	3.5
14	3.0
15	2.5
16	2.0
17	1.66
18	1.50
19	1.33
20	1.0
21	0.80
22	0.70
23	0.60
24	0.512
25	0.510
26	0.45
27	0.40
28	0.30
29	0.20
30	0.15
31	0.10
32	0.075
33	0.060
34	0.045
35	0.030
36	0.020 0.010

第 4.3 実効断面積を作成した核種

No.	材 質	核 種
1	燃 料	^{235}U , ^{238}U
2	水	H, O
3	重 水	D, O
4	空 気	N, O
5	Be 反射体	Be, H, O
6	Al 6061	Al, Cu, Si, Mg, Cr
7	SUS 316	Fe, Ni, Cr, Mo
8	SS 41	Fe
9	SM 41B	Fe, Mn
10	普通コンクリート	H, O, Mg, Al, Si, S, Ca, Fe
11	重コンクリート	H, O, Fe, Si, Al, Ca, Mg, Ti, S, C, Mn

表 4.4 DOT 計算エネルギー群構造

(a) 中性子

群	DLC-41C(群)	上限エネルギー (eV)	ORIGEN
1	1 - 21	1.7333×10^7	Fast
2	22 - 46	7.0469×10^6	
3	47 - 71	2.1225×10^6	
4	72 - 107	5.7844×10^5	Res.
5	108 - 129	7.2000×10^4	
6	130 - 151	3.7074×10^3	
7	152 - 169	4.7851×10^1	
8	170 - 171	$4.1399 \times 10^{-1(*)}$	Therm.

(*) 下限エネルギー 1.0000×10^{-5} (eV)

(b) ガンマ線

群	DLC-41C(群)	上限エネルギー (MeV)
1	1 - 13	14.0
2	14 - 22	3.5
3	23 - 24	0.70
4	25 - 36	0.512 (*)

(*) 下限エネルギー 0.010 (MeV)

表 4.5 線量率変換係数

(a) 中性子

(mrem/hr/cm²sec⁻¹)

群数	線量率変換係数
1	1.4879 E-1
2	1.3592 E-1
3	1.2190 E-1
4	4.9057 E-2
5	6.7282 E-3
6	3.9526 E-3
7	4.4850 E-3
8	3.6792 E-3

(b) ガンマ線

(mrem/hr/cm²sec⁻¹)

群数	線量率変換係数
1	5.3699 E-3
2	2.3721 E-3
3	1.3018 E-3
4	5.0286 E-4

表 4.6 ANISN 計算における計算条件

エネルギー群数	中性子	縮約前	171
		縮約後	8
	γ 線	縮約前	36
		縮約後	4
P _ℓ 展開係数			P ₃
S _n 角度分点数			12
inner iteration limit			50
outer iteration limit			1
収束判定値			0.0001
計算体系			sphere

計算体系については、図 4.4 を見よ。

表 4.7 DOT 3.5 計算用エネルギー群構造と線量率変換係数
(重水タンク中Heカバーガスのある場合)

(a) 中性子

エネルギー群	上限エネルギー (eV)	変換係数 (mrem/hr)/(n/cm ² ·sec)
1	1.7333×10 ⁷	1.489×10 ⁻¹
2	7.0469×10 ⁶	1.362×10 ⁻¹
3	2.1225×10 ⁶	1.233×10 ⁻¹
4	5.7844×10 ⁵	5.243×10 ⁻²
5	7.2000×10 ⁴	7.142×10 ⁻³
6	3.7074×10 ³	3.921×10 ⁻³
7	4.7851×10 ¹	4.478×10 ⁻³
8	4.1399×10 ⁻¹	3.684×10 ⁻³

下限値: 1.0×10⁻⁵ (eV)

(b) ガンマ線

エネルギー群	上限エネルギー (MeV)	変換係数 (mrem/hr)/(photon/cm ² ·sec)
1	14.0	7.877 × 10 ⁻³
2	7.5	5.140 × 10 ⁻³
3	3.0	3.174 × 10 ⁻³
4	1.33	1.834 × 10 ⁻³
5	0.6	1.271 × 10 ⁻³
6	0.510	6.467 × 10 ⁻⁴
7	0.10	2.947 × 10 ⁻⁴

下限値: 0.010 (MeV)

表 4.8 ANISN 計算用メッシュ (原子炉側部方向)
(重水タンク中Heカバーガスのある場合)

無限円柱

中心からの距離 (cm)	領域幅 (cm)	分割数	物質	領域番号
0.0	26.49	15	燃料部	1
26.	3.51	3	反射体部	2
30.	1.0	2	タンク	3
31.	67.0	40	重水	4
98.	2.0	2	タンク	5
100.	100.0	50	軽水	6
225.	1.5	2	プールライニング	7
227.	8.5	5	重コンクリート	8
235.				

合計 119

表 4.9 ANISN 計算用メッシュ (原子炉上部方向)
(重水タンク中 He カバーガスのある場合)

球

中心からの距離 (cm)	領域幅 (cm)	分割数	物質	領域 番号
0.0				
	34.05	15	燃料部	1
34.05				
	61.0	20	軽水	2
95.05				
	253.0	90	軽水	3
348.05				

合計 125

表 4.10 ANISN 計算用メッシュ (原子炉上部斜め方向)
(重水タンク中 He カバーガスのある場合)

球

中心からの距離 (cm)	領域幅 (cm)	分割数	物質	領域 番号
0.0				
	34.05	15	燃料部	1
34.05				
	3.51	3	反射体部	2
37.56				
	1.0	2	タンク	3
38.56				
	67.0	40	重水	4
105.56				
	10.0	2	He ガス	5
115.56				
	4.0	3	タンク	6
119.56				
	3.0	1	水	7
122.56				
	3.0	2	反射体おさえ	8
125.56				
	150.0	60	水	9
375.56				

128

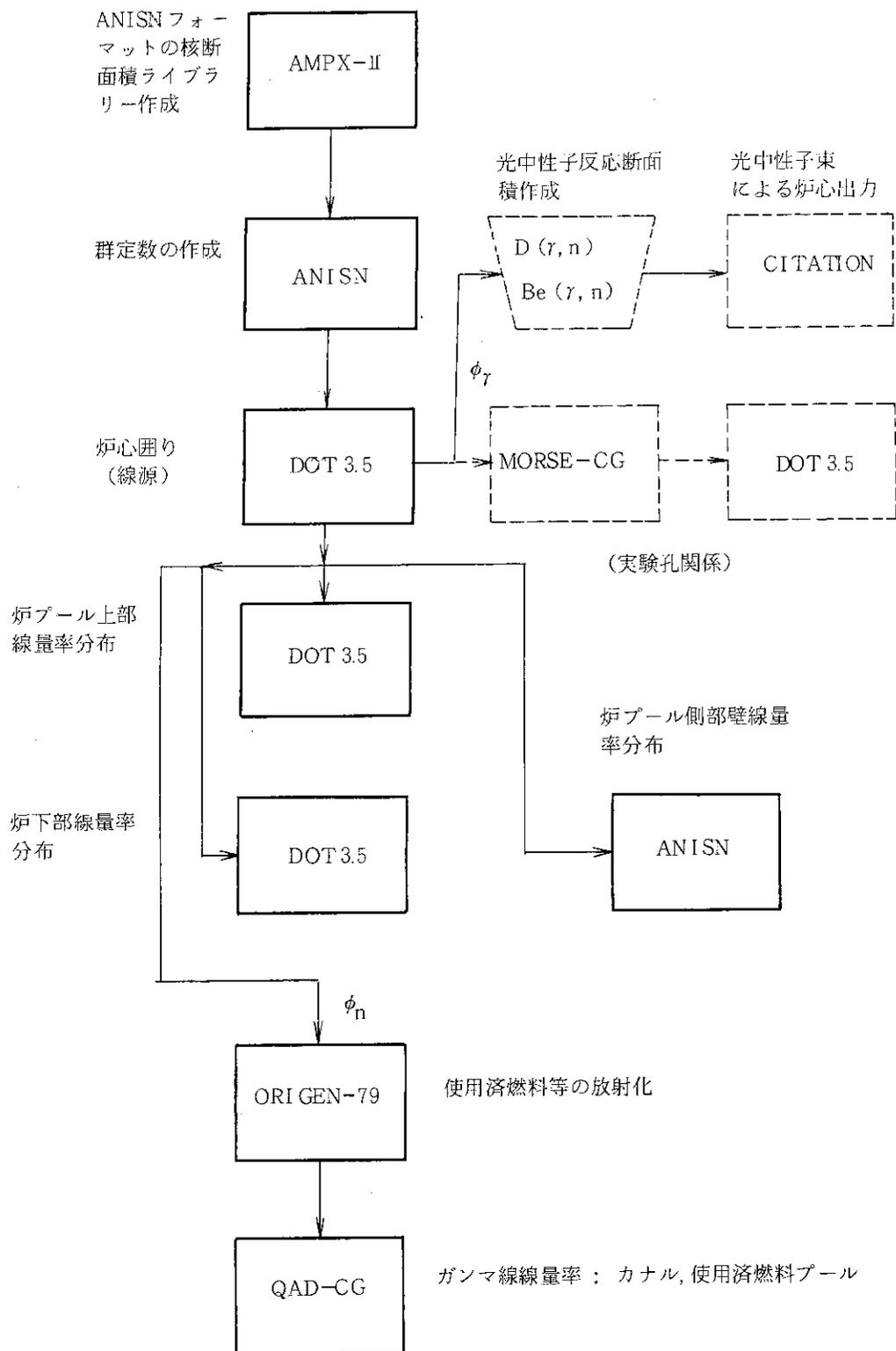


図 4.1 遮蔽解析の全体フロー

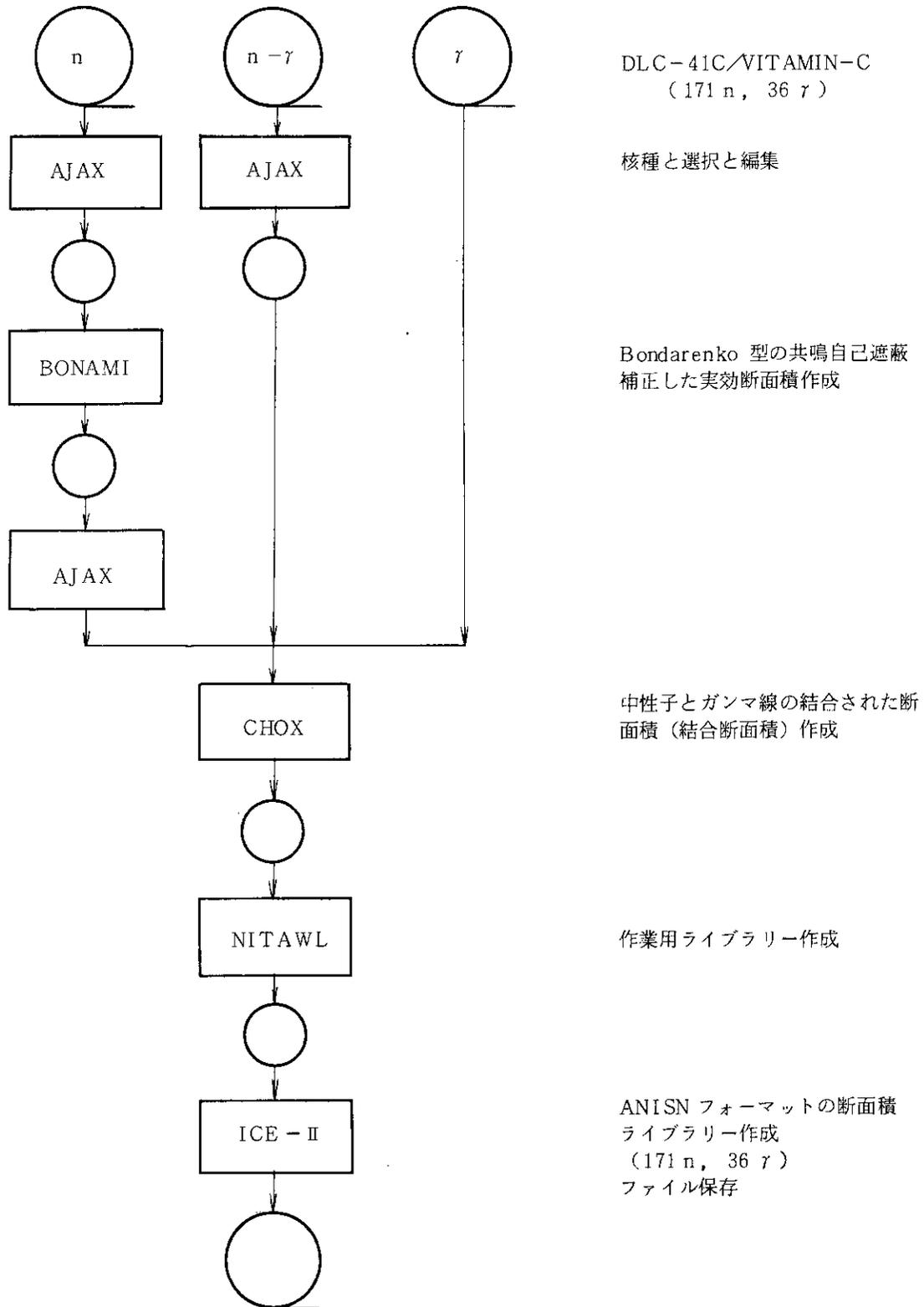


図 4.2 AMPX-II システムによる ANISN 用ライブラリー作成

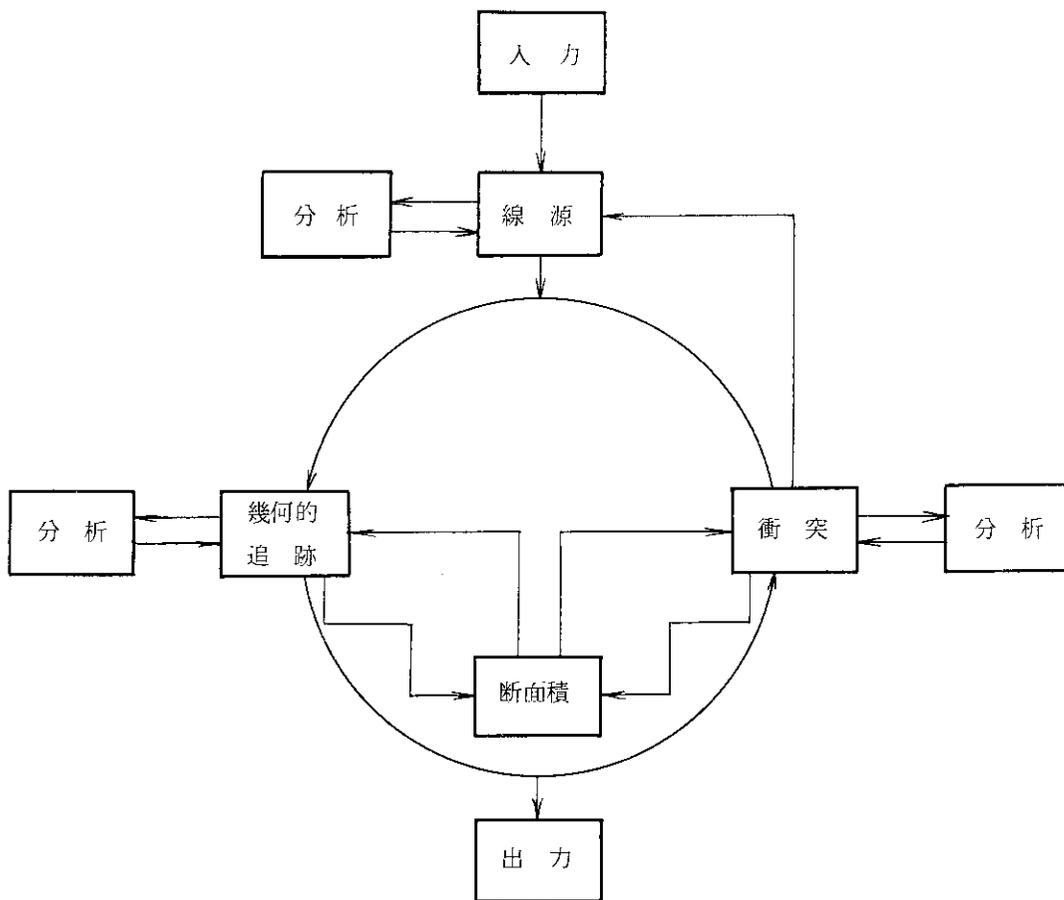


図 4.3 MORSE-CG コードのプログラム・フロー

5. 遮蔽解析 (I)

この章では、まず遮蔽解析での放射線源の種類について第 5.1 節で述べる。次に原子炉の遮蔽について述べる。設計の段階では若干の設計変更があった。計算経済上変更部分のみ計算し直した。記述は設計の進捗に従って行うこととするが、こゝで予め概要説明をしておく。

第 5.2 節の原子炉本体の遮蔽では、原子炉プール内径が 4 m のときを取扱う。その後この内径が、炉心構造物の据付を考慮して 4.5 m になったので、原子炉プール側壁のみの計算を行ったのが第 5.3 節である。更にその後原子炉プール内の重水タンク内上部にヘリウム・カバーガス層を考慮して、原子炉プール上部の計算を行ったのが第 5.4 節である。

計算に当っては、各々の対象に合わせた手法を採用することになり、第 5.2 節と第 5.3 節では、中性子 8 群・ガンマ線 4 群の輸送計算で行った。また、第 5.4 節では中性子 8 群・ガンマ線 7 群として計算を行っている。

5.1 放射線線源

放射線線源としては、①原子炉炉心からの、即ち燃料の核分裂による中性子及びガンマ線で、運転時の線源となるもの；②燃料の燃焼に伴って発生するガンマ線で、使用済燃料プール等の線源となるもの；③炉心からの中性子によって照射された構造材からのガンマ線及び一次冷却材中の酸素等の放射化によるガンマ線がある。中性子の飛行過程で物質との衝突で生ずる、いわゆる、2次ガンマ線は、中性子及びガンマ線の結合輸送計算（第 5.2 節）の中で一緒に取り扱われるので、個別には取り扱う必要はない。

5.1.1 核分裂からの線源

(i) エネルギースペクトル

原子炉運転時の線源は、炉心燃料の核分裂によって発生する中性子及びガンマ線である。核分裂は ^{235}U によるものとして考えると、炉心から発生する中性子及びガンマ線の線源強度は、以下のように示される。

エネルギー群 g の中性子源強度、 S_g^n (neutrons/sec/炉心) は、次式で与えられる。

$$S_g^n = F \cdot \nu \cdot I \cdot N_g \quad (5.1)$$

こゝに

- F : 核分裂数 = 3.1×10^{10} fissions/W·sec^{*)}
 ν : 核分裂による中性子発生数 = 2.43,
 I : 炉心出力 = 20 MW,

*) 194 MeV/fission に相当。

N_g : 核分裂の即発中性子スペクトルで (図 5.1 参照), エネルギー群 g のもの。
 N_g は, 次式で近似される。

$$N_g = \int_{\Delta E_g} 0.453 e^{-E/0.965} \cdot \sinh \sqrt{2.29 E} dE \text{ (MeV in E)} \quad (5.2)^{**}$$

ガンマ線線源は, 核分裂と同時に放出される即発ガンマ線と短寿命の核分裂生成物から放出されるガンマ線とに分類される。即発ガンマ線スペクトル, $\Gamma_p(E)$ (photons/fission \cdot MeV) (図 5.2 参照) は, 次式で近似される。

$$\Gamma_p(E) = \begin{cases} 7.2 e^{-1.09 E}, & E \geq 1.5 \text{ MeV}, \\ 20.2 e^{-1.78 E}, & 1.5 \text{ MeV} > E \geq 0.6 \text{ MeV}, \\ 6.6, & 0.6 \text{ MeV} > E \geq 0.1 \text{ MeV}, \end{cases} \quad (5.3)^{***}$$

短寿命の核分裂生成物からのガンマ線スペクトル, $\Gamma_s(E)$ (photons/fissions \cdot MeV) (図 5.3 参照) は, 次式で近似される。

$$\Gamma_s(E) = 6.0 e^{-1.10 E} \text{ (MeV in E)}. \quad (5.4)^{10)}$$

したがって, ガンマ線線源強度, S^{γ} (photons/sec/炉心), は次式で与えられる。

$$S_g^{\gamma} = F \cdot I \cdot \int_{\Delta E_g} \{ \Gamma_p(E) + \Gamma_s(E) \} dE. \quad (5.5)$$

(ii) 線源分布

中性子及びガンマ線の核分裂による炉心内での発生数分布, 即ち線源分布は, 炉心燃料領域の出力分布に従う, こゝでは, 出力の空間分布は炉心燃料領域を円柱体系で近似する。径方向の出力分布は, 核計算による 2 次元 XY 拡散計算の結果で, 軸の中央を横切る分布の $S(r_i)$ を採用した。軸方向の出力分布は, この計算で用いた外挿距離を含むバックリング値 $1.16 \times 10^{-13} \text{ cm}^{-2}$ から, 以下に示す \cos 分布を仮定した式に適用して得た分布の $S(Z_j)$ によって求める。

$$S(Z_j) = \cos \left(\pi \cdot \frac{Z_j}{\tilde{H}} \right). \quad (5.6)$$

こゝに, \tilde{H} は外挿距離を含む軸方向高さである。

したがって, 炉心内の単位体積当りに規格された出力分布は, 次式で与えられる。

$$S_{ij} = \frac{S(r_i) \cdot S(Z_j)}{\sum_{i,j} S(r_i) \cdot S(Z_j) \cdot V_{ij}}. \quad (5.7)$$

**) 図 5.1 の Cranberg の測定データからの実験式である ; L. Cranberg et al., Phys. Rev. 103, 662 (1956)

***) この実験式の精度は 10~20 % と云われている ; R.W. Peele and F.C. Mainschein, Nucl. Sci. Eng., 30, 485 (1970)

こゝに、 V_{ij} は炉心体積の、径方向 i 軸方向 j のメッシュにおける体積要素である。

以上に述べたことから、原子炉運転時の原子炉本体の遮蔽解析に用いる線源強度、 \widehat{S}_g (neutrons 又は photons/cm³・sec) は次式で与えられる。

$$\widehat{S}_g = S_{ij} \cdot \begin{cases} S_g^n & : \text{中性子源強度,} \\ S_g^r & : \text{ガンマ線線源強度.} \end{cases} \quad (5.8)$$

5.1.2 一次冷却水からの線源

原子炉運転時に炉心を通じた一次冷却水は、中性子によって放射化され、ガンマ線線源となる。放射化される代表的な核種は、冷却水の酸素の $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ 及び $^{17}\text{O}(n, p)^{17}\text{N}$ によって生ずる ^{16}N 及び ^{17}N である。また、アルミニウム合金を用いている構造物及び燃料被覆材の表面から中性子照射による反跳反応、 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ によって生ずる ^{24}Na がある。

これら核種の半減期、放出ガンマ線のエネルギー及びその放出率を表 5.1 に示す。炉心通過後の経過時間が短い間は ^{16}N が支配的であり、経過時間が長くなると ^{24}Na の方が効いてくることがわかる。核種の生成量は炉心内の照射時間を考慮して ORIGIN コードを用いている。 ^{17}N に関しては ORIGIN コードにデータがないので解析的に求める。その際中性子束は核分裂スペクトルを仮定する。一次冷却水からの線源は、本報ではカナルの遮蔽解析 (第 6.1 節) で用いる。

5.1.3 使用済燃料からの線源

原子炉運転がすすむにつれて燃焼した燃料は、核分裂生成物を生成するのでガンマ線源となる。炉心から取出されるときは使用済燃料と呼ばれるが、この線源強度は、原子炉の運転時間を考慮して ORIGIN コードで用いる。この線源はカナル及び使用済燃料プールの遮蔽解析で用いる。

5.2 原子炉本体の遮蔽

5.2.1 解析方法

原子炉本体の遮蔽解析では、第 5.1.1 章で示した核分裂によって生まれた中性子及びガンマ線を線源とする。炉心囲りを RZ 体系で近似し、原子炉の上半分 (炉上部) と下半分 (炉下部) に分けて、DOT 3.5 コードを用いて解析する。図 5.4 参照。

計算機容量の関係で、炉プール上部での放射線分布を求めるときは、炉上部の計算で求めた放射線束を境界線源とし、RZ 体系で解く。この繋ぎ計算を bootstrap 法と呼ぶが、繋ぎの重ね巾はガンマ線の m. f. p. で 2~5 で、ガンマ線の線束は 1% 以内で一致している。

炉プール側壁方向に対しては、図 5.4 に示されているように、炉心囲りの RZ 体系 DOT 3.5 計算で求めた放射線束を境界線源とし、ANISN コードを用いて円柱体系で解析する (詳細な記述は第 5.3 章で行う)

尚、DOT 3.5 の計算では Legendre 展開次数 P_3 の散乱断面積、角度分点 S48; ANISN 計算では $P_3 \cdot S_{12}$ で実行した。収束判定因子 (ϵ_ϕ) は、このいずれの計算でも 10^{-4} である。解析対象の図を図 5.5 に示す。図中の領域番号と材質については表 5.2 に示す。第 5 章の始めに述べたように、こゝでの原子炉プールの内径は 4 m であり、重水タンク中の He カバーガス層を無視

している。

原子炉上部に対する計算体系を図 5.6 に示す。図中の領域番号を表 5.3 に示す。炉心燃料部及びベリリウム反射体部は、各々均質化したものを用いる。原子炉下部に対する計算体系を図 5.7 に、図中の領域番号を表 5.4 に示す。炉心下部にある格子板は、格子板 (A 6061) と軽水とで均質化した。

原子炉プール上部に対する計算体系を図 5.8 に示す。原子炉プール壁の上部は厚さ 1 m の普通コンクリートであり、又側部は厚さ 2.1 m の重コンクリートである。計算の都合上原子炉プール壁の厚さは、一律 2 m とする。又上部遮蔽体は厚さ 0.25 m であるが計算では 0.30 m とする。

5.2.2 解析結果

(i) 原子炉上部線量率分布

原子炉上部の中性子線量率等高線図を図 5.9 に、ガンマ線のそれを図 5.10 に、及び全線量率のそれを図 5.11 に示す。図から、中性子線量率はガンマ線線量率より 10 桁以上値が低いことが示されており、したがって原子炉プール上部及び原子炉プール側壁の遮蔽解析では、ガンマ線のみを考えて差し支えない (スイミングプール型炉を採用した理由のひとつである)。

速中性子の等高線図を図 5.12 に、熱外中性子のそれを図 5.13 に、及び熱中性子のそれを図 5.14 に示す。径方向の中性子束分布を図 5.15 に、軸方向のそれを図 5.16 に示す。図が示すように、重水内で熱中性子がトラップされていて、且つ熱中性子束分布が広範囲に亘っていることがわかる。水平実験孔のビームチューブ先端は、この熱中性子束のピーク位置近くに来るように配置されている。中性子束のエネルギー群分けについては表 4.4 を参照されたい。

(ii) 原子炉下部線量率分布

原子炉下部の中性子線量率等高線図を図 5.17 に、ガンマ線のそれを図 5.18 に、及び全線量率のそれを図 5.19 に示す。速中性子束の等高線図を図 5.20 に、熱外中性子束のそれを図 5.21 に、及び熱中性子束のそれを図 5.22 に示す。熱中性子のアルミニウムの合金中の吸収が少ないのでストリーミングのような現象を示しており、それが線量率分布にも現われている。軸方向の中性子束分布を図 5.23 に示す。

原子炉囲りの上下方向の線量率等高線図を一覧できるようにまとめたのが図 5.24 (中性子線量率)、図 5.25 (ガンマ線線量率)、及び図 5.26 (全線量率) である。原子炉近傍までは中性子線量率が支配的であるが、原子炉から充分離れた場所ではガンマ線線量率が支配的であることがこゝでも図示されている。

(iii) 原子炉プール上部線量率分布

先に示した図 5.9 (中性子線量率) と図 5.10 (ガンマ線線量率) との比較からわかるように、遮蔽解析上はガンマ線線量率を求めれば充分である。原子炉プール上部のガンマ線線量率等高線図を図 5.27 に示す。

この図は以下の結論を示している。即ち炉心中心軸上の上部遮蔽体表面 (厚さ 25 cm の処) での線量率は 0.68 mrem/h である (設計基準は ≤ 6 mrem/h である)。上部遮蔽体と原子炉プール壁との切れ目の処は 1.2 mrem/h である (設計基準は ≤ 3 mrem/h)。炉プール壁外面上で、普通コンクリートの処の最大線量率は 0.021 mrem/h である (設計基準は ≤ 3 mrem/h)。

5.3 原子炉プール壁の遮断

第5章の始めて述べたように、こゝでは、原子炉プールの内径が4 mから4.5 mに設計変更になったことによる原子炉プール壁の遮蔽性能について検討する。壁材を普通コンクリート（密度 2.3 g/cm^3 ）、重コンクリート（密度 3.5 g/cm^3 ）及び鉄パンチ入り重コンクリート（密度 5 g/cm^3 ）の3種類を採り上げて検討用とする。

(i) 解析方法

原子炉プール壁の遮蔽解析は、第5.2.2章の結論（図5.9と図5.10の比較）から、ガンマ線のみを対象として、ANISNコードを用いて行う。体系は1次元円柱で、線源のシェルソースは、原子炉上部のDOT 3.5の計算結果（図5.10）から、炉心中心高さで半径185 cm（原子炉プール水中）におけるガンマ線角度束を用いる。

エネルギー群数は4群で（表4.4参照）で、散乱断面の展開次数は P_5 で、 S_N の次数は S_{12} である。3つの壁材の群定数は、第4.1章で述べたように、DLC41C/VITAMIN-Cライブラリーのガンマ線群数36を用いてANISN計算で求めたガンマ線スペクトルを重みとして、縮約平均して求めた。

(ii) 解析結果と検討

原子炉プール壁が普通コンクリートの場合の線量率分布を図5.28に、重コンクリートの場合を図5.29に、鉄パンチ入り重コンクリートの場合を図5.30に示す。これらの図は炉心中心高さでの線量率分布であるので、高さが異なる場合の線量率を求めるときは、図5.10（原子炉上部）を用いて補正する必要がある。

図から、炉心中心から410 cm（壁厚185 cm）の処では、普通コンクリートの場合は $8 \times 10^{-1} \text{ mrem/h}$ 、重コンクリートの場合は $4 \times 10^{-2} \text{ mrem/h}$ 、鉄パンチ入り重コンクリートの場合は $5 \times 10^{-6} \text{ mrem/h}$ となり、設計基準（ $\leq 0.6 \text{ mrem/h}$ ）を考えると、普通コンクリートでは余裕度を考えると不足気味であり、鉄パンチ入り重コンクリートでは、余りにもオーバーデザインとなる。これらのことから、原子炉プール壁は重コンクリートを主体として遮蔽設計し、遮蔽不足気味となる水平実験孔近傍では局所的に鉄パンチ入り重コンクリートを用いることとし、余裕のある上方向の原子炉プール壁は傾斜を付けて厚さを薄くし、更に最上部では普通コンクリートにすることにする（図5.31参照）。

a) 炉心中心高さの原子炉プール壁（厚さ185 cmの重コンクリート）表面では、 $4.1 \times 10^{-2} \text{ mrem/h}$ の線量率であるので、設計基準（ $\leq 0.6 \text{ mrem/h}$ ）に充分余裕がある（図5.31の評価点a）。

一般水平実験孔（内径6 cmのビームチューブが、炉心円に対して接線方向、即ち 68° の角度をなしている。図2.7参照）の存在による局所的遮蔽欠損（16 cm）を考慮すると、図5.29より線量率を2.5倍増やすことになり、結局 $1.03 \times 10^{-1} \text{ mrem/h}$ の線量率となる。実際の水平実験孔では補助遮蔽体等を付けるので、この値よりは下がる筈である。

b) 炉心中心高さより90 cmの高さ（図5.31のb附近を意識して）での線量率は、半径185 cmの処での図5.10からの値から、 $8.5 \times 10^7 \text{ mrem/h}$ （90 cm高） $\div 2.4 \times 10^8 \text{ mrem/h}$ （炉心中心高） $= 1/2.82$ で補正して、壁厚157 cmで $3 \times 10^{-1} \text{ mrem/h}$ 、壁厚175 cmで $6 \times$

10^{-2} mrem/h を得る。最新の設計では壁厚 185 cm であり且つ設計基準が ≤ 0.6 mrem/h であることを考慮すると充分余裕がある。

- c) 原子炉プール壁上部 (図 5.31 の C 点を意識して) の線量率は, b) の場合と同様に図 5.27 からの値から, 4.34×10^3 mrem/h (C 点の高さ) $\div 2.4 \times 10^8$ mrem/h (炉心中心高) = $1 / 5.54 \times 10^4$ で補正して, 普通コンクリート壁の厚さ 76 cm で 3×10^{-1} mrem/h, 厚さ 90 cm で 8×10^{-2} mrem/h を得る。最新の設計では壁厚 90 cm であり且つ設計基準が ≤ 3 mrem/h であることを考慮すると充分余裕がある。

5.4 重水タンク中カバーガス領域の遮蔽欠損評価

(i) 解析方法

解析対象の詳細図を図 5.32 に示す。この図は今まで述べてきた検討の結果が反映されていて, 図 5.5 とは幾つかの点で異なっている。即ち, 図 5.32 では原子炉プールの内径が 4.5 m (図 5.5 では 4 m), 原子炉プール壁の重コンクリートでその厚さが 1.85 m (図 5.5 では 2.1 m) 原子炉プール壁上部の普通コンクリートの厚さが 0.9 m (図 5.5 では 1 m), 及び重水タンク中のヘリウム・カバーガス領域が 6 cm (図 5.5 では無い) となっている。

計算体系としては, ヘリウム・カバーガス領域による影響評価なので, 原子炉プールの上半分 (炉心中心高さから見て) のみを探り上げ, 第 5.2 章のときと同様に, RZ 体系の DOT 3.5 計算を行う。散乱断面積の Legendre 展開次数は, 中性子に対して P_3 , ガンマ線に対して P_5 とし, 角度分点に関しては S70 を採用する。更にエネルギー群数は中性子 8 群ガンマ線 7 群を採用し, 第 5.2 章のときよりは, 精度の向上を計っている。

原子炉上部の DOT 3.5 計算体系を図 5.33 に示す。空間メッシュの数もヘリウム・カバーガス領域による影響を考慮して, 図 5.6 よりは局所的に増やしている。この 2 次元輸送計算で得られた角度束を下部境界線源とし, 原子炉プール上部の DOT 3.5 計算を行った体系が図 5.34 である。原子炉プール上部の計算では, 第 5.2.2 章の (iii) で述べたように, 中性子は充分減衰し全線量率への寄与は充分無視できるので, ガンマ線のみを対象としている。

(ii) 解析結果

重水タンク中上部にヘリウム・カバーガス領域が存在する場合の原子炉上部の中性子線量率等高線図を図 5.35 に, ガンマ線線量率等高線図を図 5.36 に, 全線量率等高線図を図 5.37 に, 速中性子束等高線図を図 5.38 に, 熱外中性子等高線図を図 5.39 に, 熱中性子束等高線図を図 5.40 に, 径方向中性子束分布を図 5.41 に, 及び軸方向中性子束分布を図 5.42 に示す。

重水タンク内ヘリウム・カバーガス領域が存在しない場合 (図 5.9 ~ 図 5.16) と比較すると, ストリーミングの影響が, 線量率ではガンマ線の方が, 中性子束では速中性子の方が高い値を示している。径方向の全線量率を比較したのが図 5.43 であるが, この図から, 炉心中心軸上で 1.5 倍, 炉心中心から 45 cm 離れた処で 1.8 倍, 全体的には 1.5 倍前後の影響を示していることがわかる。

原子炉プール上部におけるガンマ線線量率等高線図を図 5.44 に, 上部遮蔽体表面上の径方向のガンマ線線量率分布を図 5.45 に示す。これらの図は以下の結果を示している。

上部遮蔽体上の炉心軸上においては0.78 mrem/hであり、最大線量率は炉心中心軸より141 cm離れた処で、1.54 mrem/hである（設計基準は ≤ 6 mremである）。普通コンクリート壁のある原子炉プール壁外表面における最大値は0.18 mrem/hであり、原子炉プール壁と上部遮蔽体との切れ目は1.76 mrem/h（設計基準は ≤ 3 mrem/h）である。したがって、最大の線量率の処でも設計基準に余裕がある。

表 5.1 一次冷却水の線源核種

核種	半減期	ガンマ線のエネルギー (MeV)	ガンマ線の放出率 (%)
^{16}O	7.12 s	2.739	0.76
		6.1292	69.0
		7.1151	5.01
^{17}O	4.16 s	0.871	3
		2.184	0.3
^{24}Na	15.02 h	1.3686	100
		2.7541	99.2
		3.8672	0.08

表 5.2 原子炉プールの領域番号と材質 (図 5.5 参照)

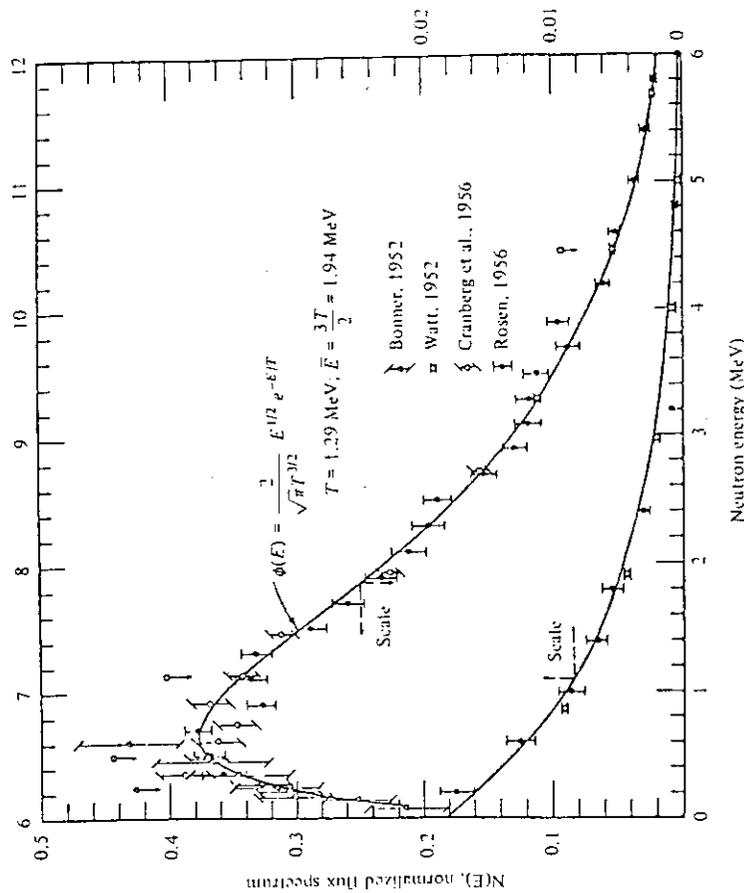
領域番号	名 称	材 質	備 考	領域番号	名 称	材 質	備 考
①	遮 蔽 材	SUS 316 L		⑬	重 水 ビームチューブ	重 水 A 5052	
		SM 41 B		⑭	上,下部格子板	A 6061	
②	空 気	空 気			水	水	
		水		⑮	制御棒案内管	A 6063	
③	遮 蔽 材	普通コンクリート		⑯	格子板支持胴	A 5052	
		SUS			水	水	
④	遮 蔽 材	重コンクリート		⑰	格子板支持胴補 張り布	A 5052	
		SUS 316 L		⑱	格子板支持胴 底板	A 5052	
⑤	遮 蔽 材	SM 41 B			制御棒案内管	A 6063	
		普通コンクリート		⑳	下部プラグ天板	SUS 304 L	
⑥	反射体抑え 制御棒案内管	A 5052			制御棒案内管	A 6063	
		A 6063		㉑	プレナム下部 フランジ	SUS 304 L	
⑦	反射体抑え	A 5052			リング	SUS 316 L	
		水		㉒	重コンクリート	重コンクリート	
⑧	水 制御棒案内管	水			制御棒案内管	SUS 316	
		A 6063		㉓	胴板 A, B	SUS 304 L	
⑨	燃 料 制御棒	燃 料		㉔	底板 A	SUS 304	
		制御棒			底板 B	SUS 316	
⑩	水 制御棒案内管	水			制御棒案内管	SUS 316	
		A 6063					
⑪	ベリリウム反射体	Be					
⑫	重水タンク	水					
		A 5052					

表 5.3 原子炉上部計算体系の領域番号と材質 (図 5.6 参照)

領域番号(図 5.6)	名 称	材 質	領域番号(図 5.5)
(1)	燃 料 部	燃 料	⑨
(2)	ベリリウム反射体	Be	⑩ ⑪
(3)	重水タンク	A 5052	⑫
(4)	重 水	重 水	⑬
(5)	重水タンク	A 5052	⑫
(6)	軽 水	軽 水	⑳
(7)	プールライニング	SM41B	④
(8)	重コンクリート	重コンクリート	④
(9)	軽 水	軽 水	⑧
(10)	軽 水	軽 水	⑳
(11)	反射体抑え	A 5052	⑦
(12)	重水タンク	A 5052	⑫
(13)	軽 水	軽 水	⑳
(14)	プールライニング	SM41B	④
(15)	重コンクリート	重コンクリート	④

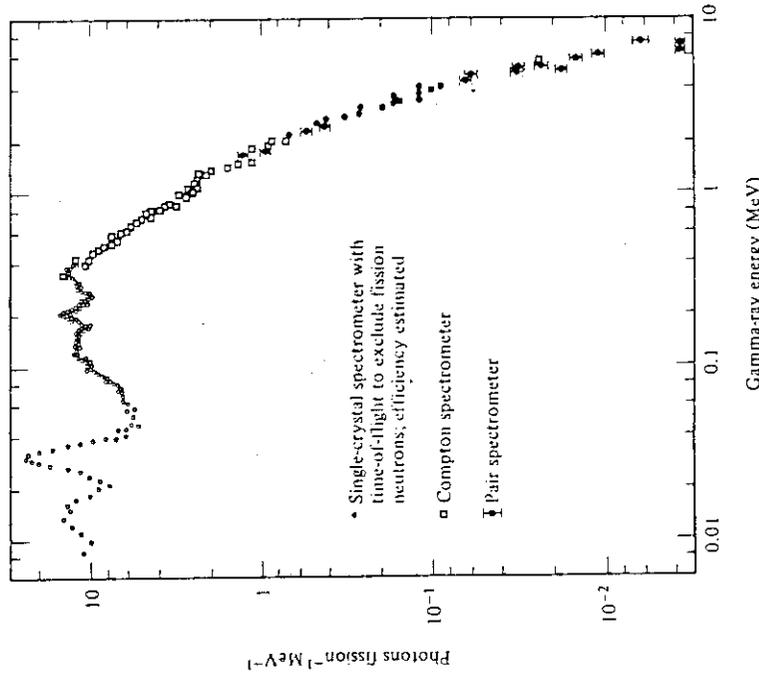
表 5.4 原子炉下部計算体系の領域番号と材質 (図 5.7 参照)

領域番号(図 5.7)	名 称	材 質	領域番号(図 5.5)
(1)	燃 料 部	燃 料	⑨
(2)	ベリリウム反射体	Be	⑩ ⑪
(3)	重水タンク	A 5052	⑫
(4)	重 水	重 水	⑬
(5)	重水タンク	A 5052	⑫
(6)	軽 水	軽 水	⑳
(7)	プールライニング	SM41 B	④
(8)	重コンクリート	重コンクリート	④
(9)	軽 水	軽 水	⑧
(10)	上, 下部格子板	A 6061, 水	⑭
(11)	軽 水	軽 水	⑳
(12)	格子板支持胴底板	A 5052	⑲
(13)	下部プラグ天板	SUS 304 L	⑳
(14)	重コンクリート	重コンクリート	④
(15)	重水タンク	A 5052	⑫
(16)	下部格子板	A 6061	⑭
(17)	格子板支持胴	A 5052	⑯
(18)	軽 水	軽 水	⑳
(19)	プレナム	A 5052	⑱
(20)	軽 水	軽 水	⑳
(21)	プレナム下部フランジ	SUS 304 L	㉑
(22)	プールライニング	SM41 B	④
(23)	重コンクリート	重コンクリート	④



Experimental neutron energy spectrum for thermal-neutron induced fission of ^{235}U . Also shown is the Maxwellian fit to the data. (From Ref. 1; by permission of Addison-Wesley Publishing Co., Inc.; adapted from J. A. Grundl, LAMS 2883, Los Alamos Natl. Lab., Los Alamos, NM, 1963)

図 5.1 ^{235}U 核分裂による即発中性子スペクトル⁶⁵⁾



Energy spectrum of prompt fission photons emitted within 10^{-7} s after the fission of ^{235}U . The peaks at 15 and 30 keV are x rays from the light and heavy fission fragments, respectively. (From Ref. 11; reproduced by permission of Springer-Verlag New York, Inc.)

図 5.2 ^{235}U 核分裂による即発ガンマ線スペクトル⁶⁵⁾

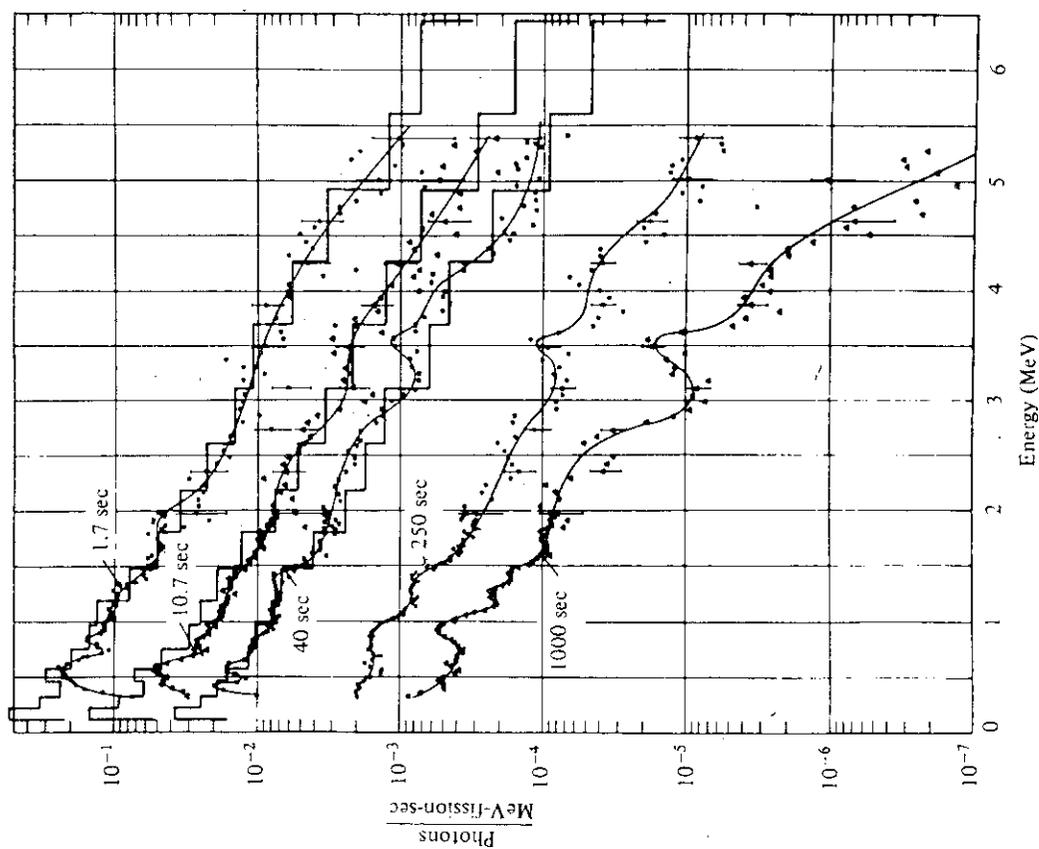


図 5.3 ^{235}U 核分裂による短寿命核分裂生成物からのガンマ線スペクトル
 Delayed gamma-photon spectra at various times after the fission of ^{235}U . The data points and continuous lines are for thermal-neutron-induced fission, while the histograms are for fast-neutron-induced fission. (From Ref. 1; by permission of Addison-Wesley Publishing Co., Inc.)

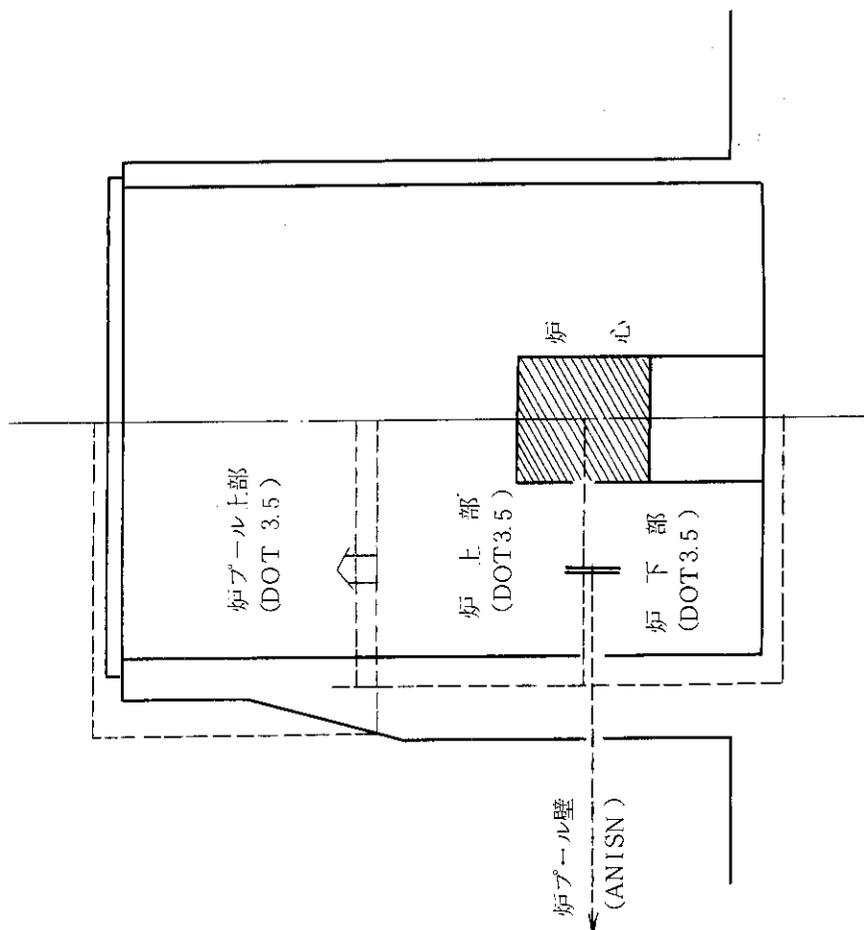


図 5.4 解析対象領域と計算コード (原子炉本体の遮蔽: 立面図)

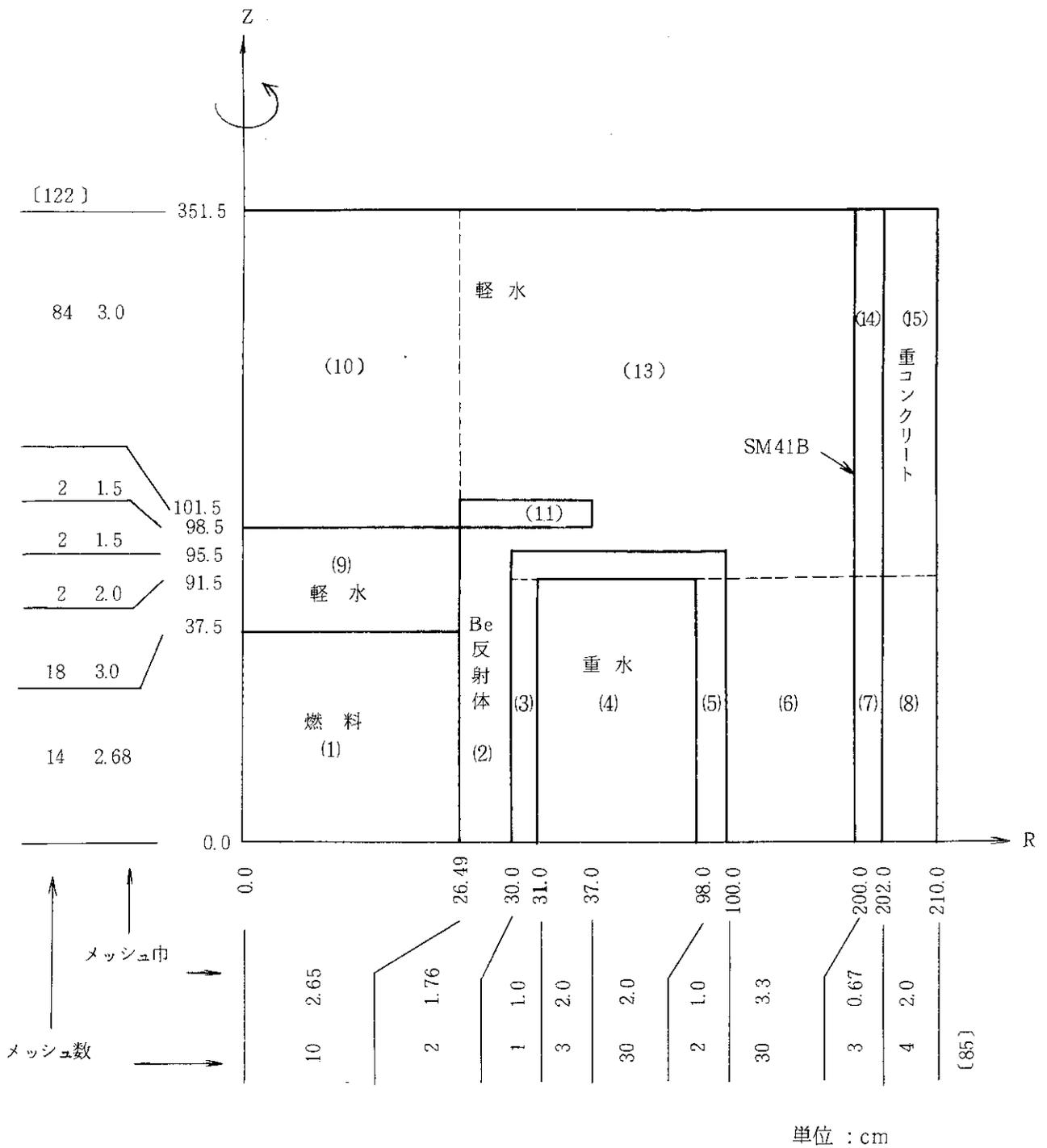


図 5.6 原子炉上部 DOT 3.5 計算体系 (領域番号は表 5.3 参照 ; 重水タンク中 He カバーガス領域の無い場合)

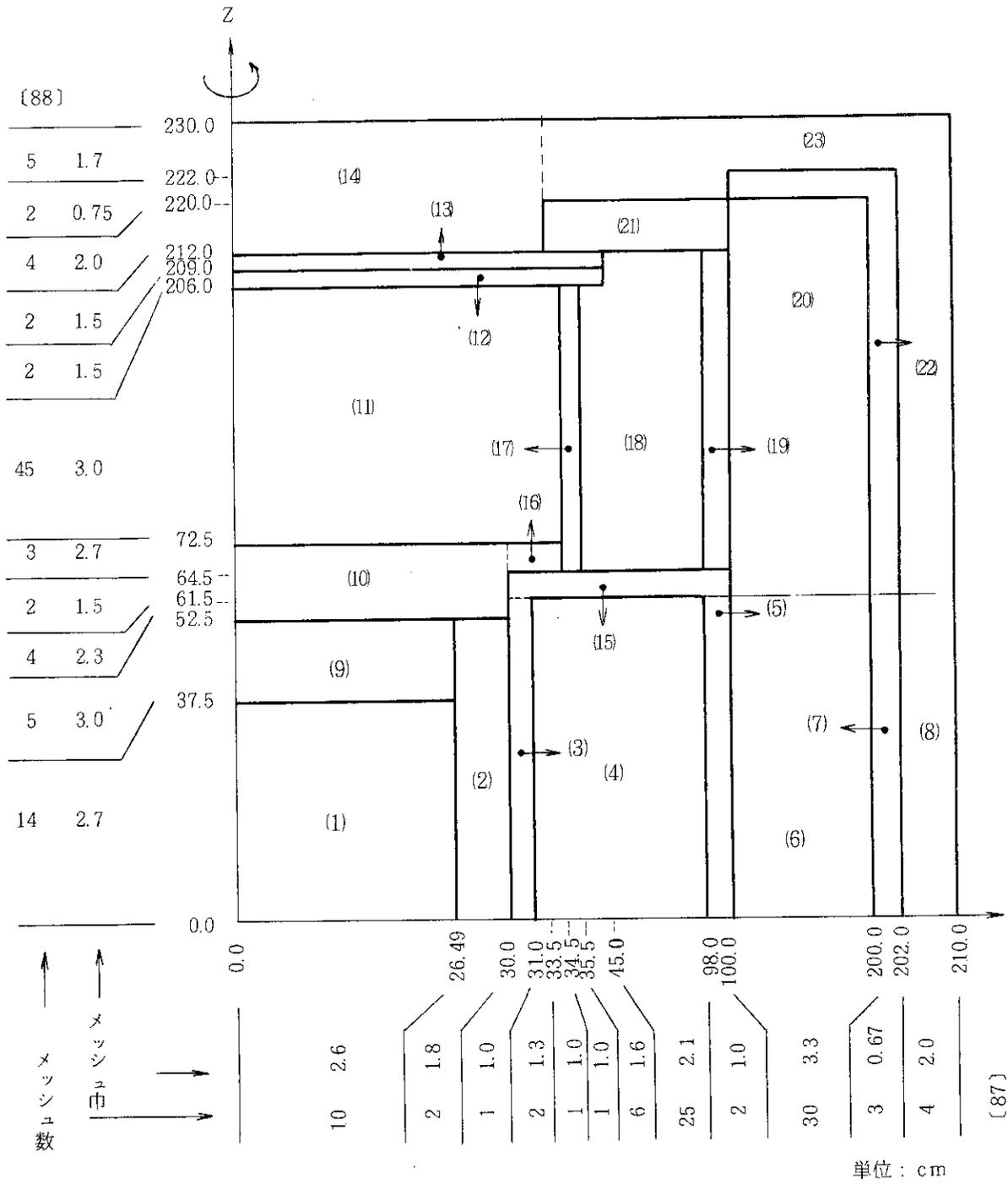


図 5.7 原子炉下部 DOT 3.5 計算体系
(領域番号は表 5.4 参照)

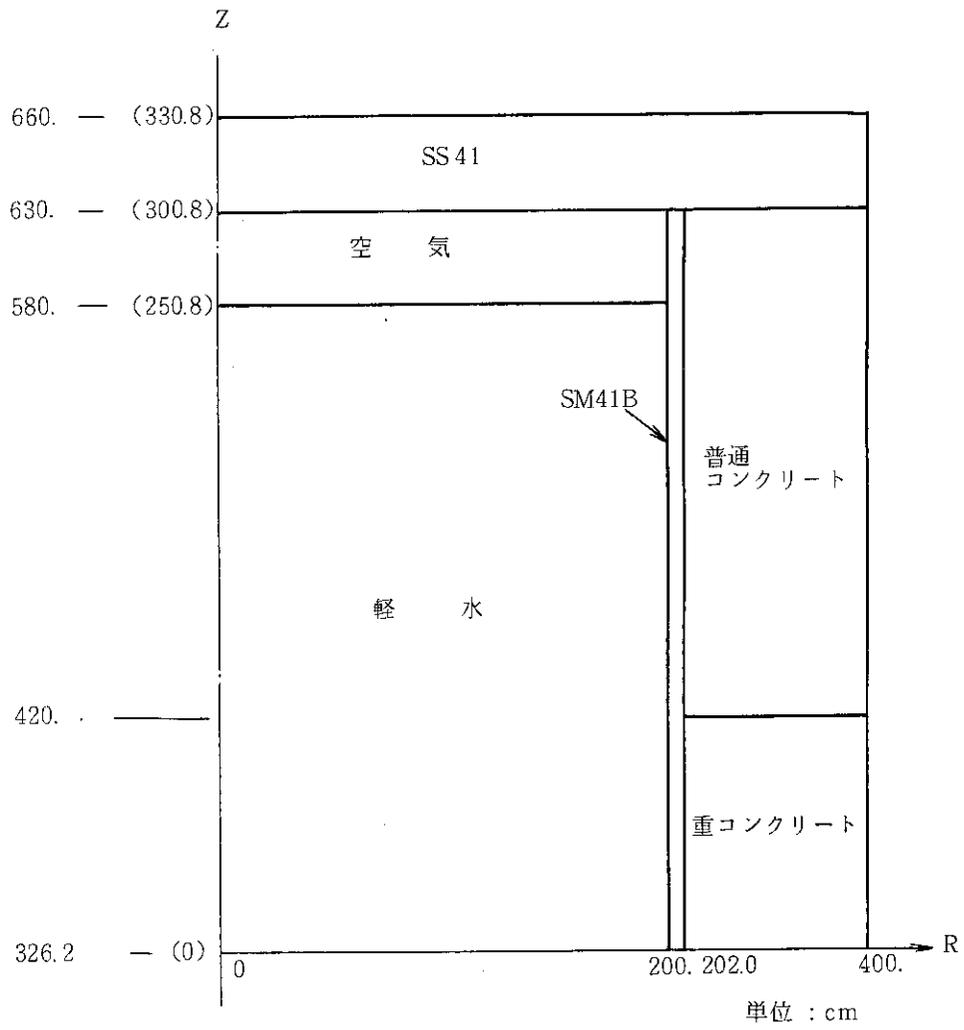


図 5.8 原子炉プール上部DOT 3.5 計算体系

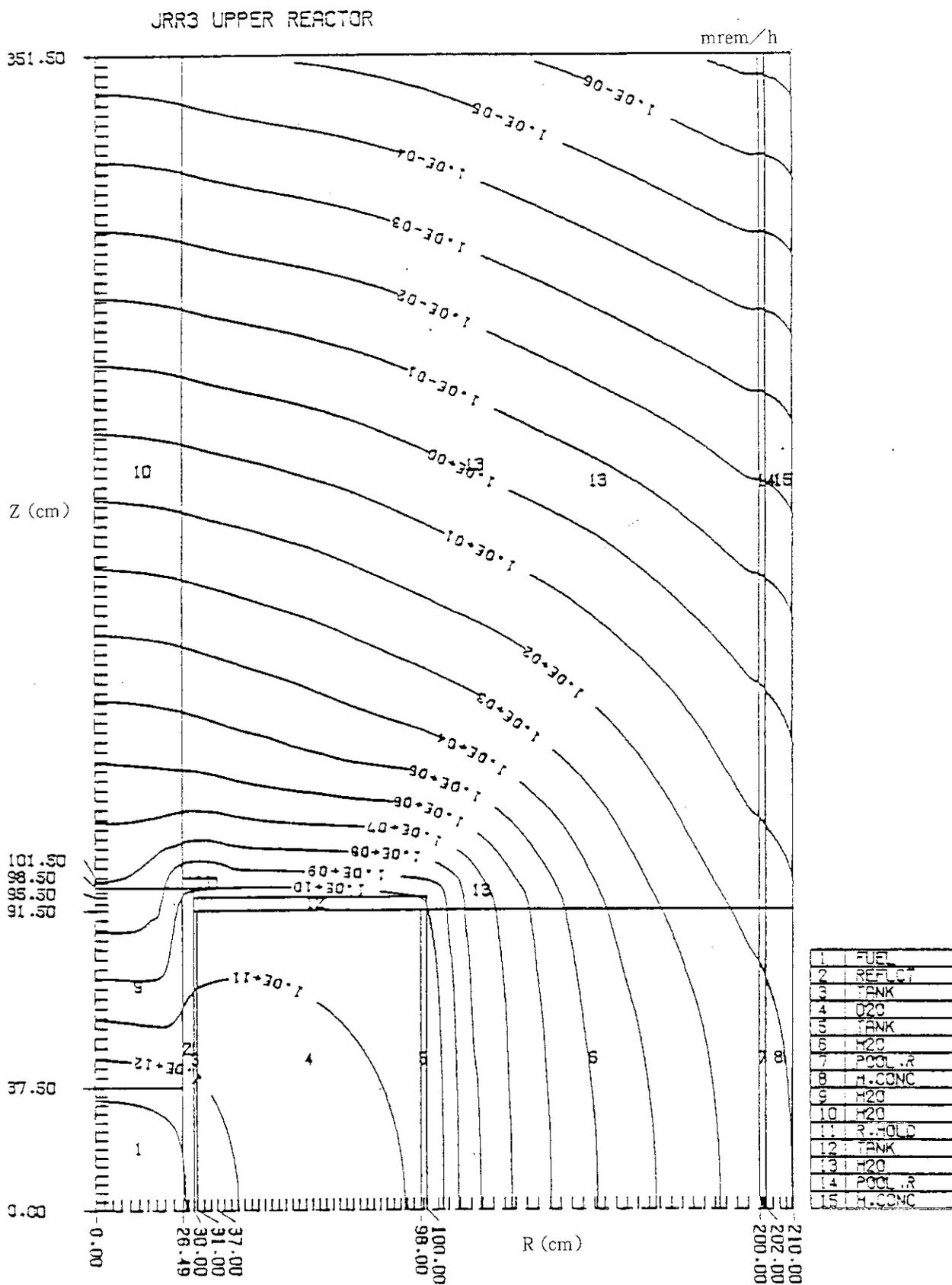


图 5.9 原子炉上部中性子線量率等高線図

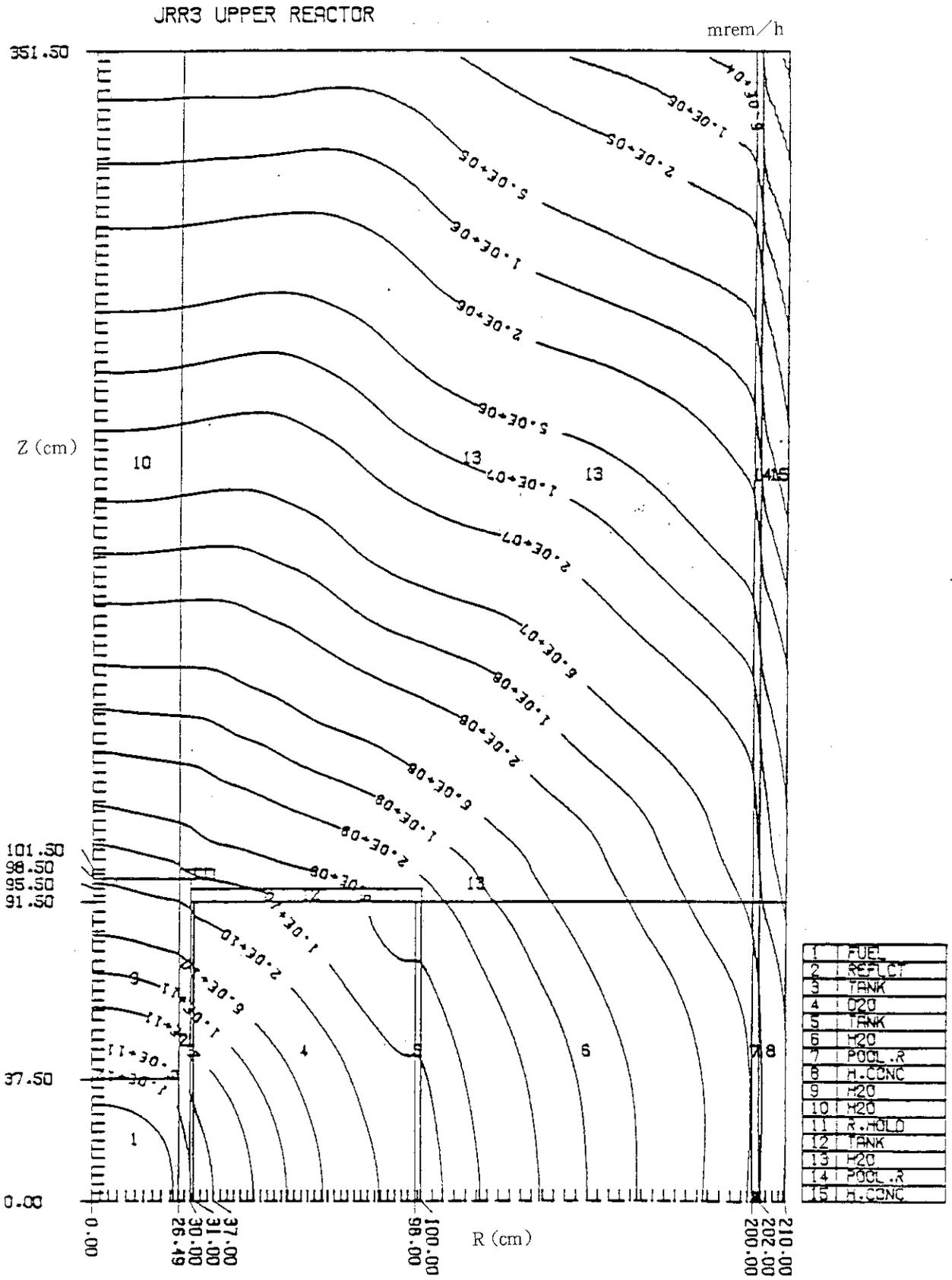


図5.10 原子炉上部ガンマ線線量率等高線図

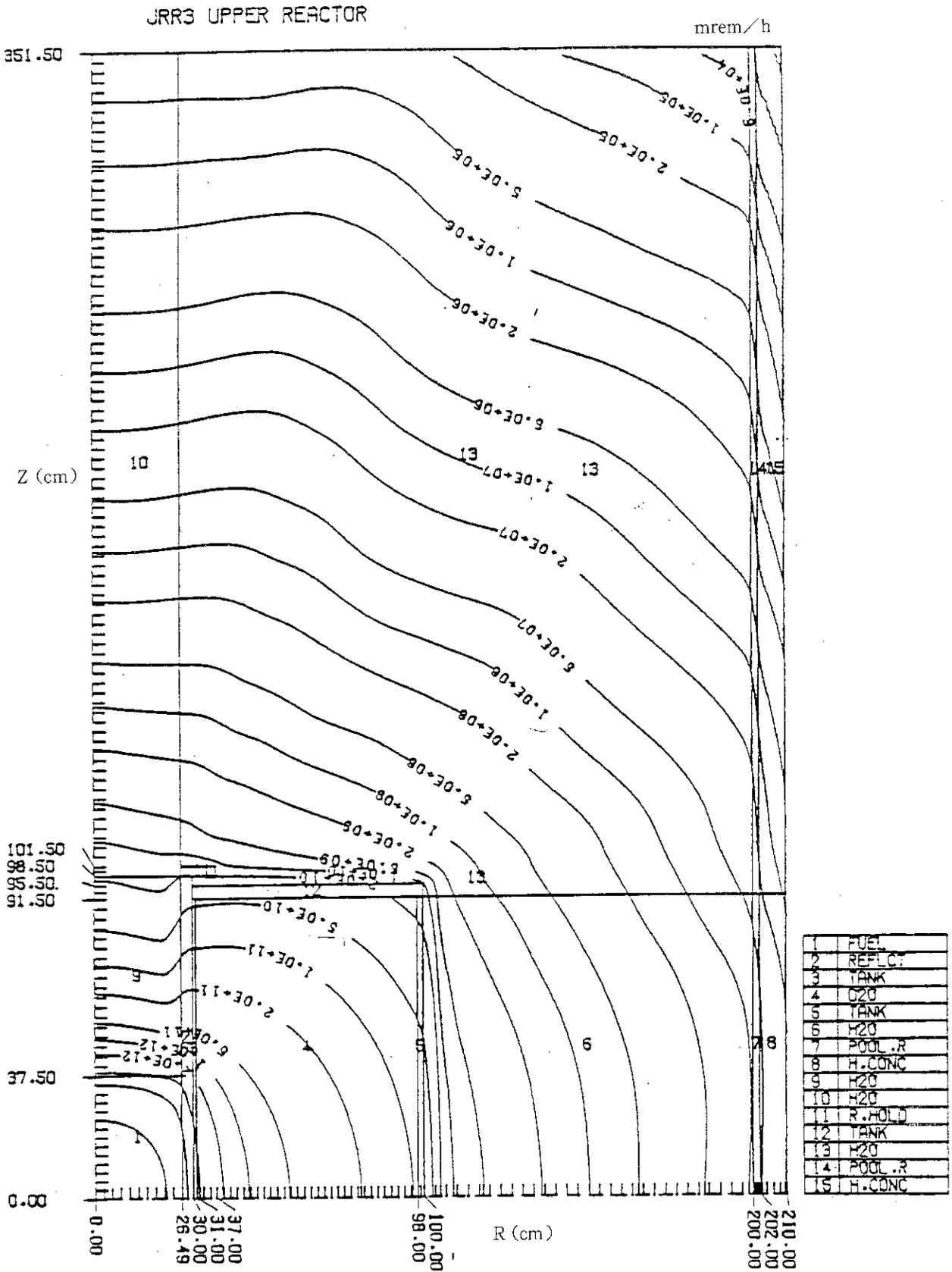


図 5.11 原子炉上部全線量率等高線図

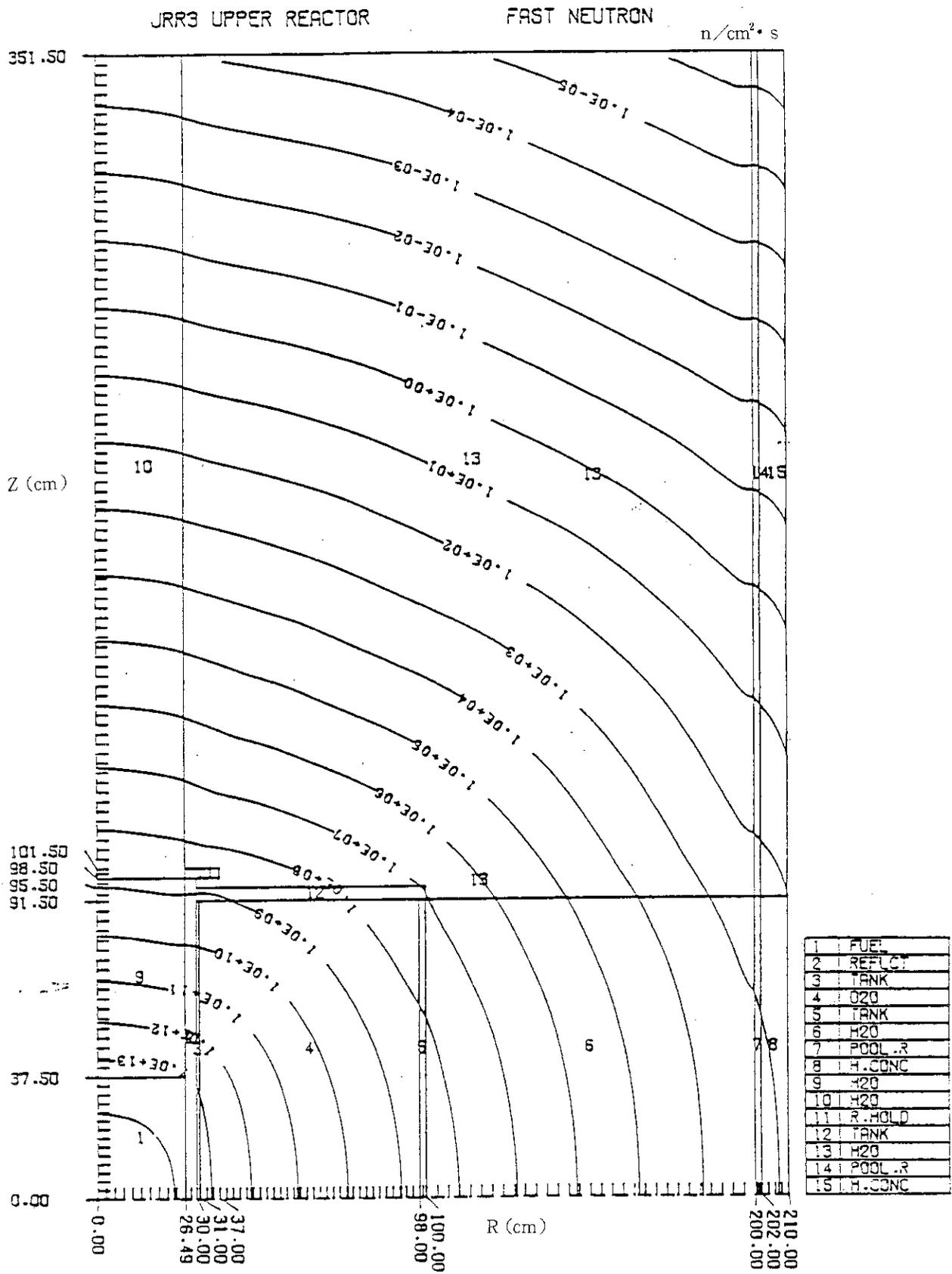


图 5.12 原子炉上部速中性子束等高线图

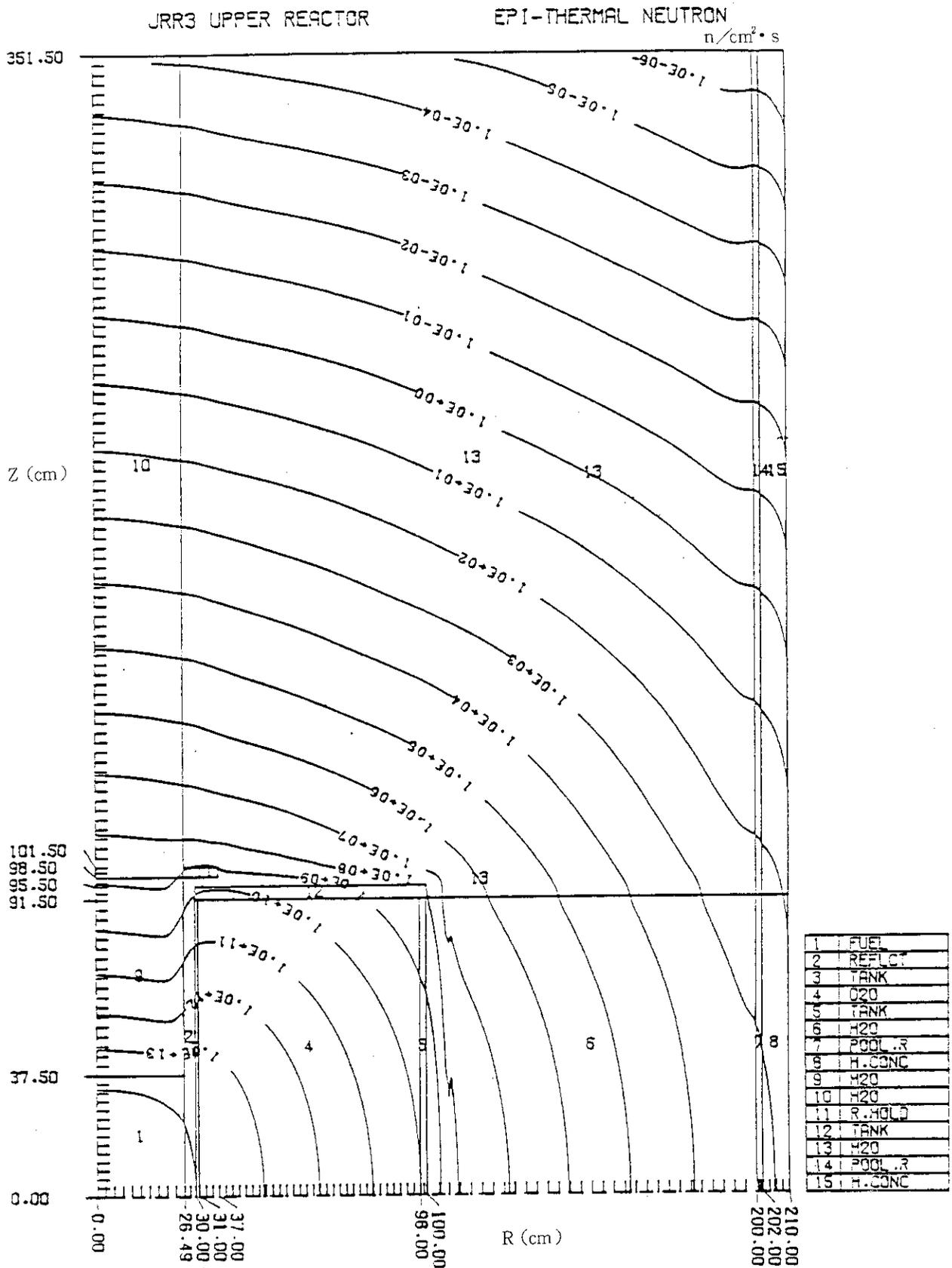


図5.13 原子炉上部熱外中性子束等高線図

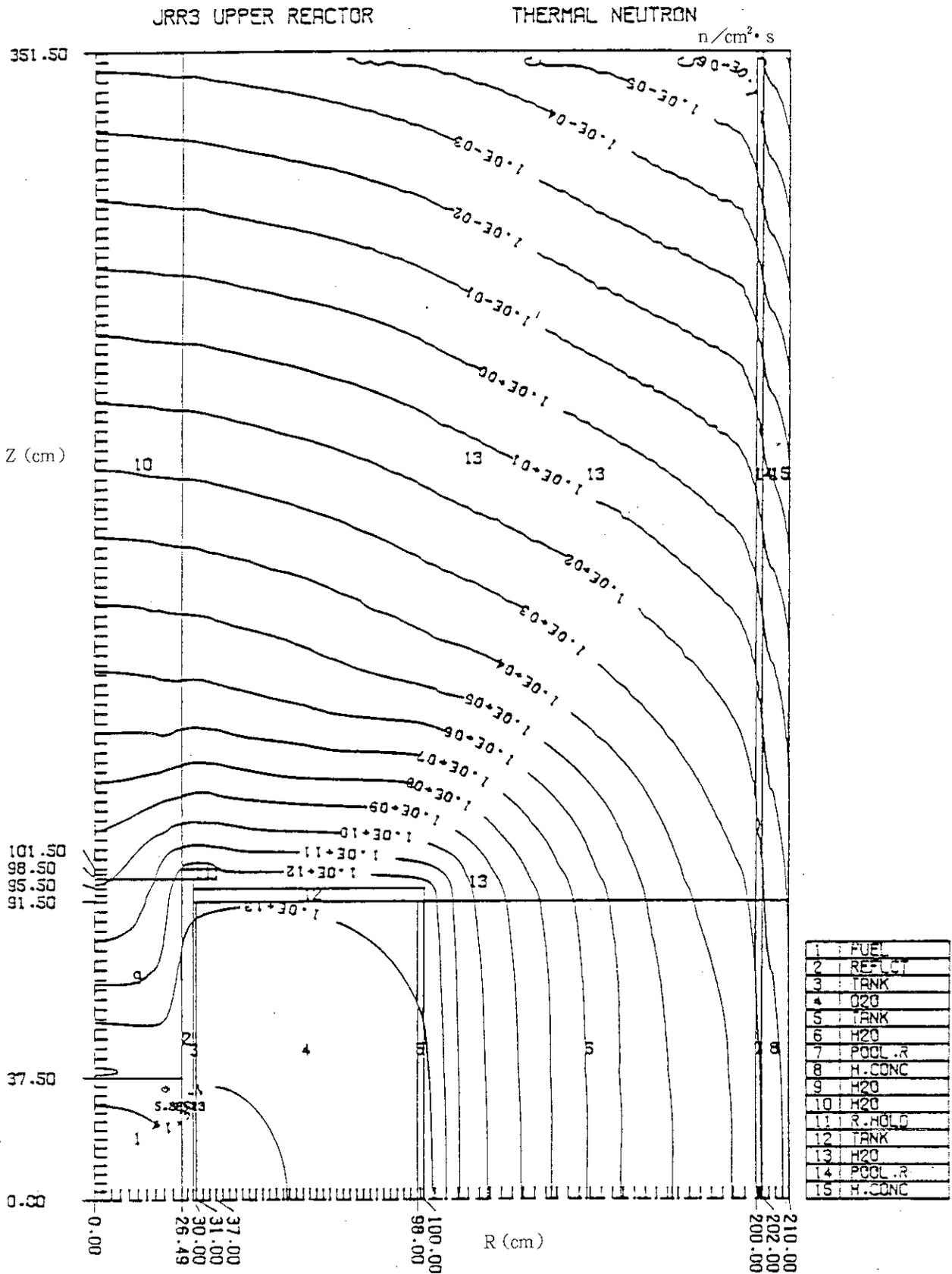


図 5.14 原子炉上部熱中性子束等高線図

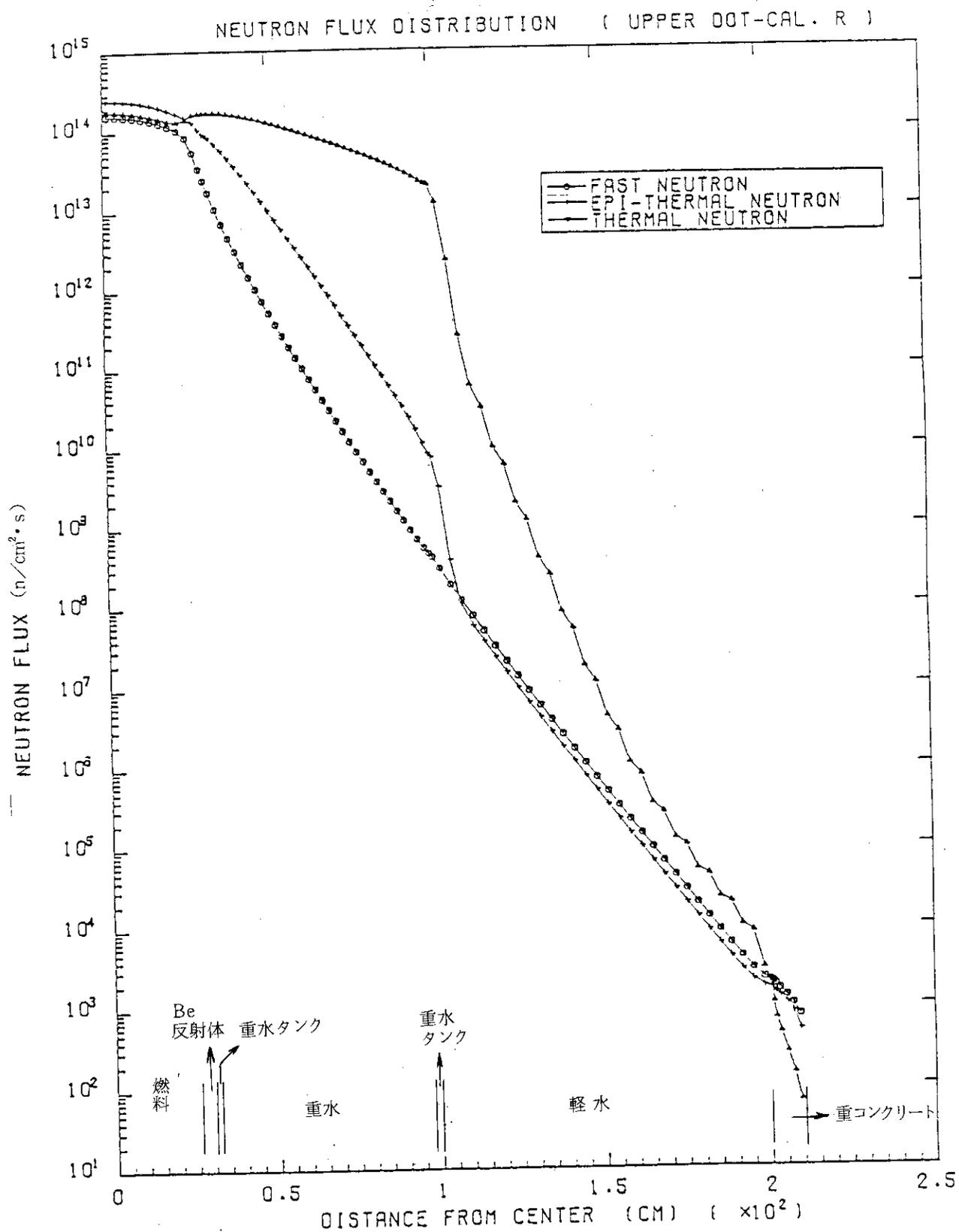


図 5.15 原子炉上部径方向中性子束分布 (炉心中心高)

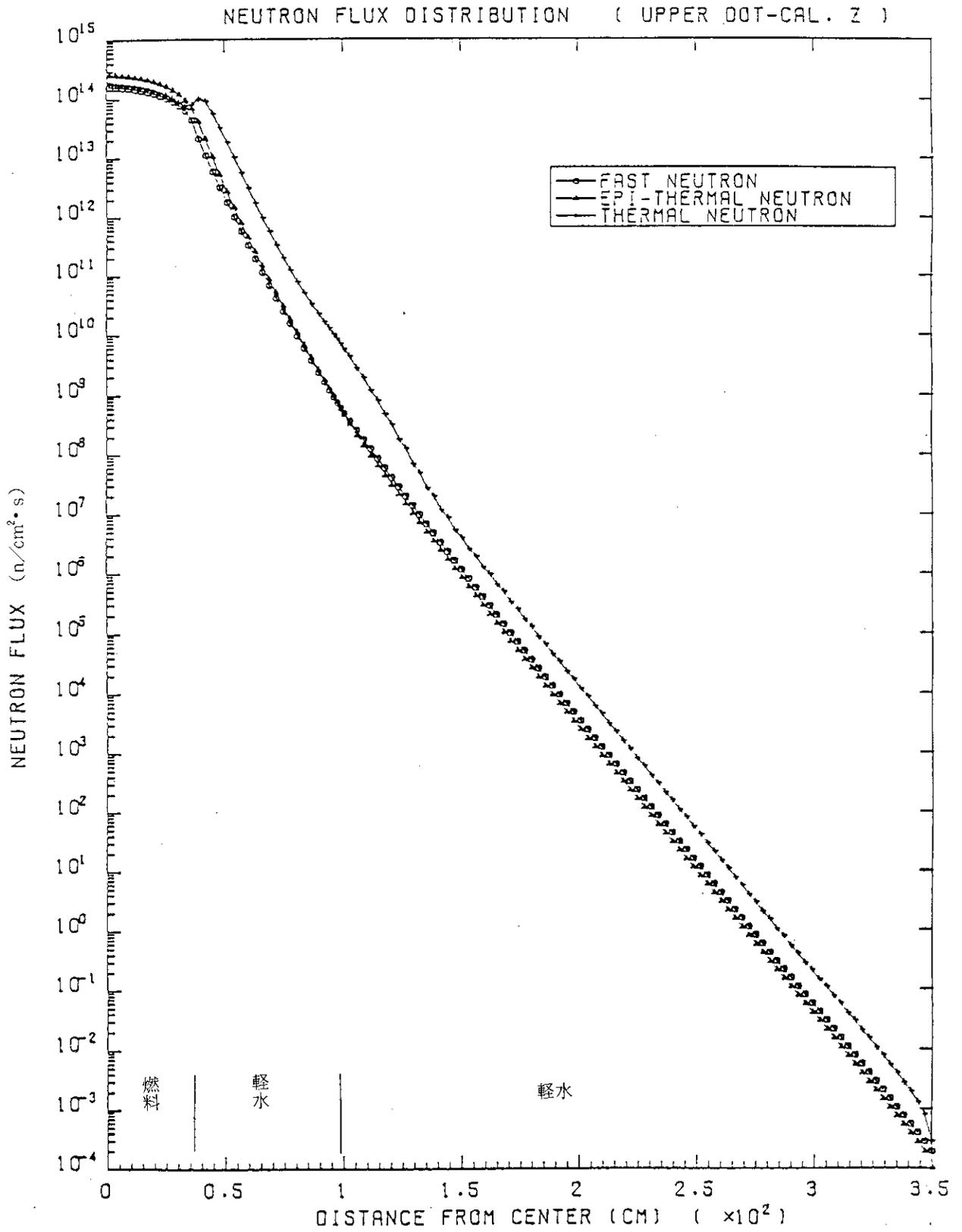


図 5.16 原子炉上部軸方向中性子束分布 (炉心中心軸)

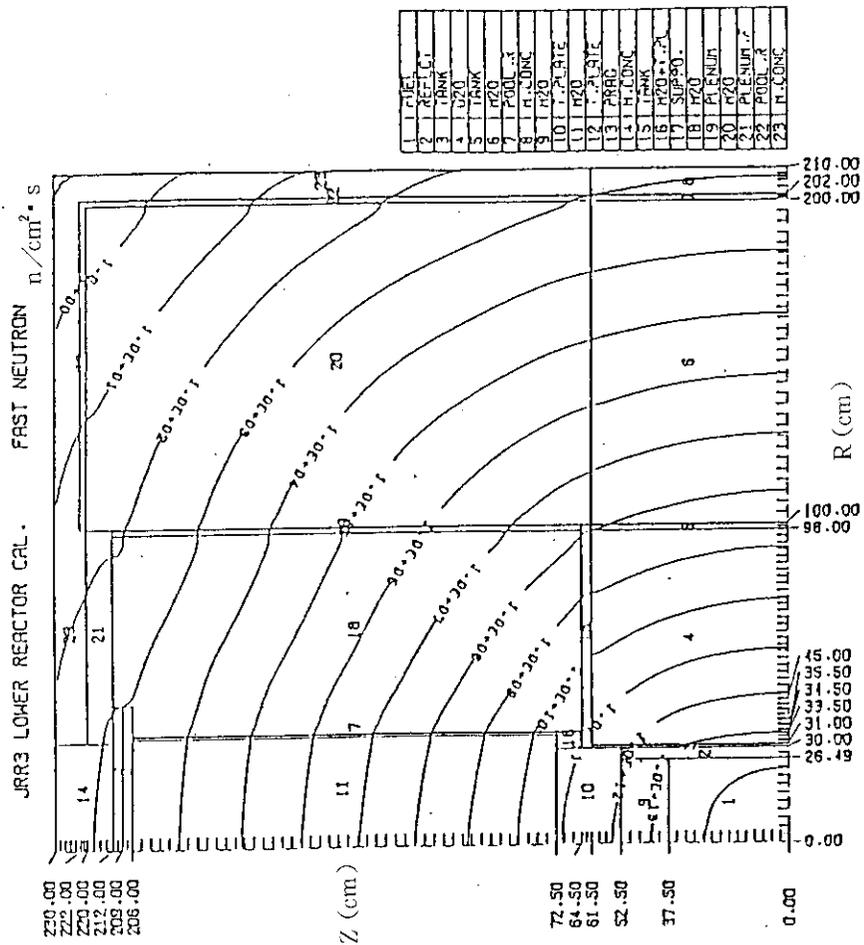


图 5.20 原子炉下部速中性子束等高线图

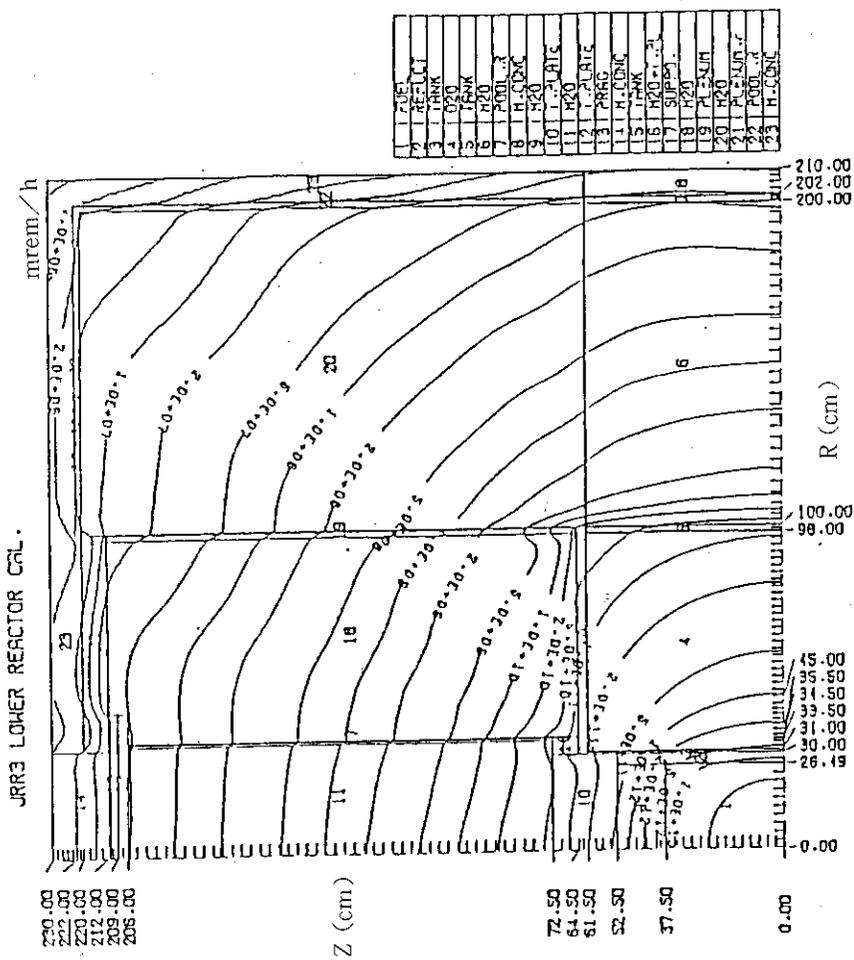


图 5.19 原子炉下部全線量率等高线图

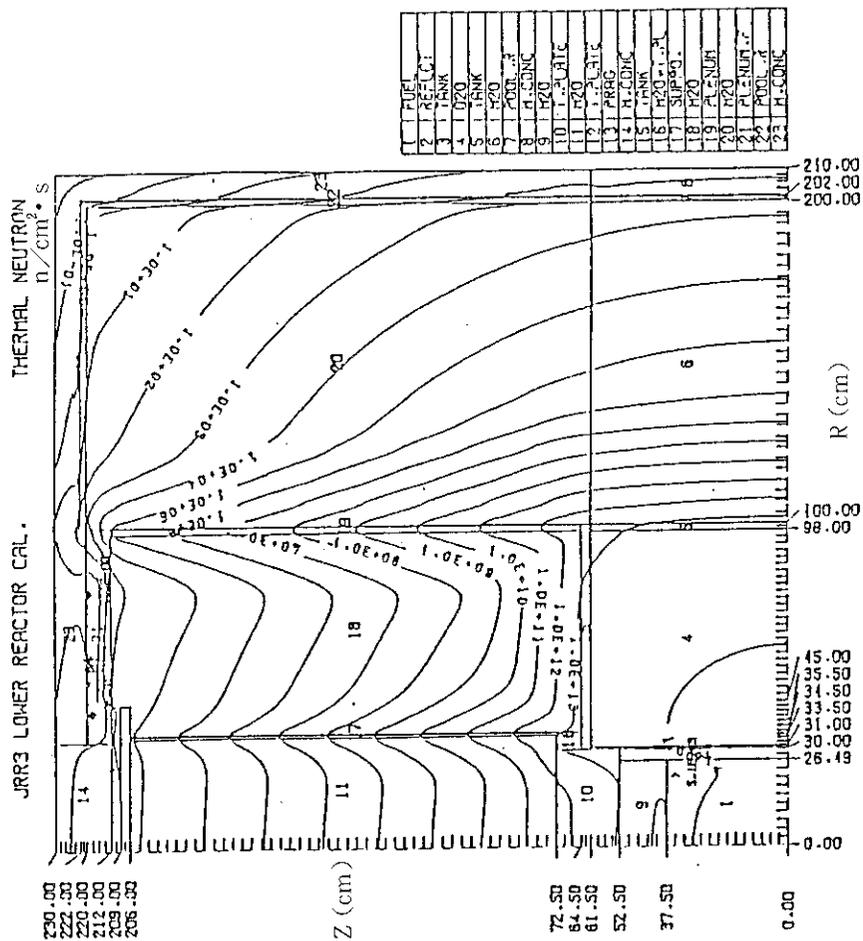


图 5.22 原子炉下部熱中性子束等高線図

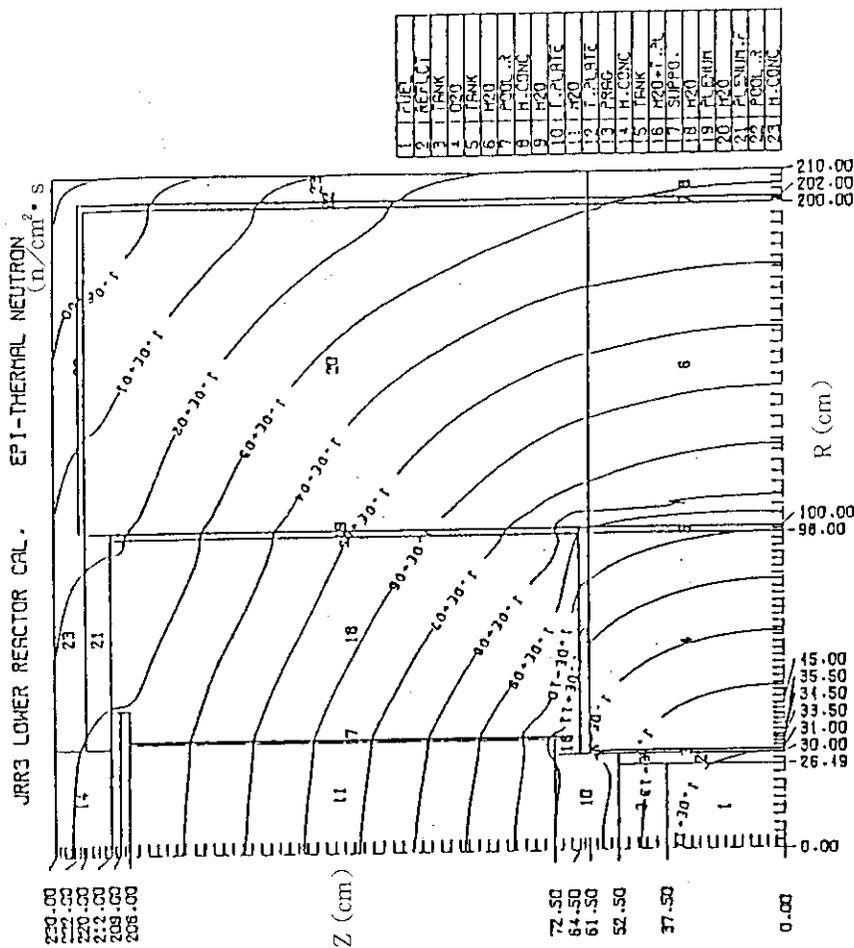


图 5.21 原子炉下部熱外中性子束等高線図

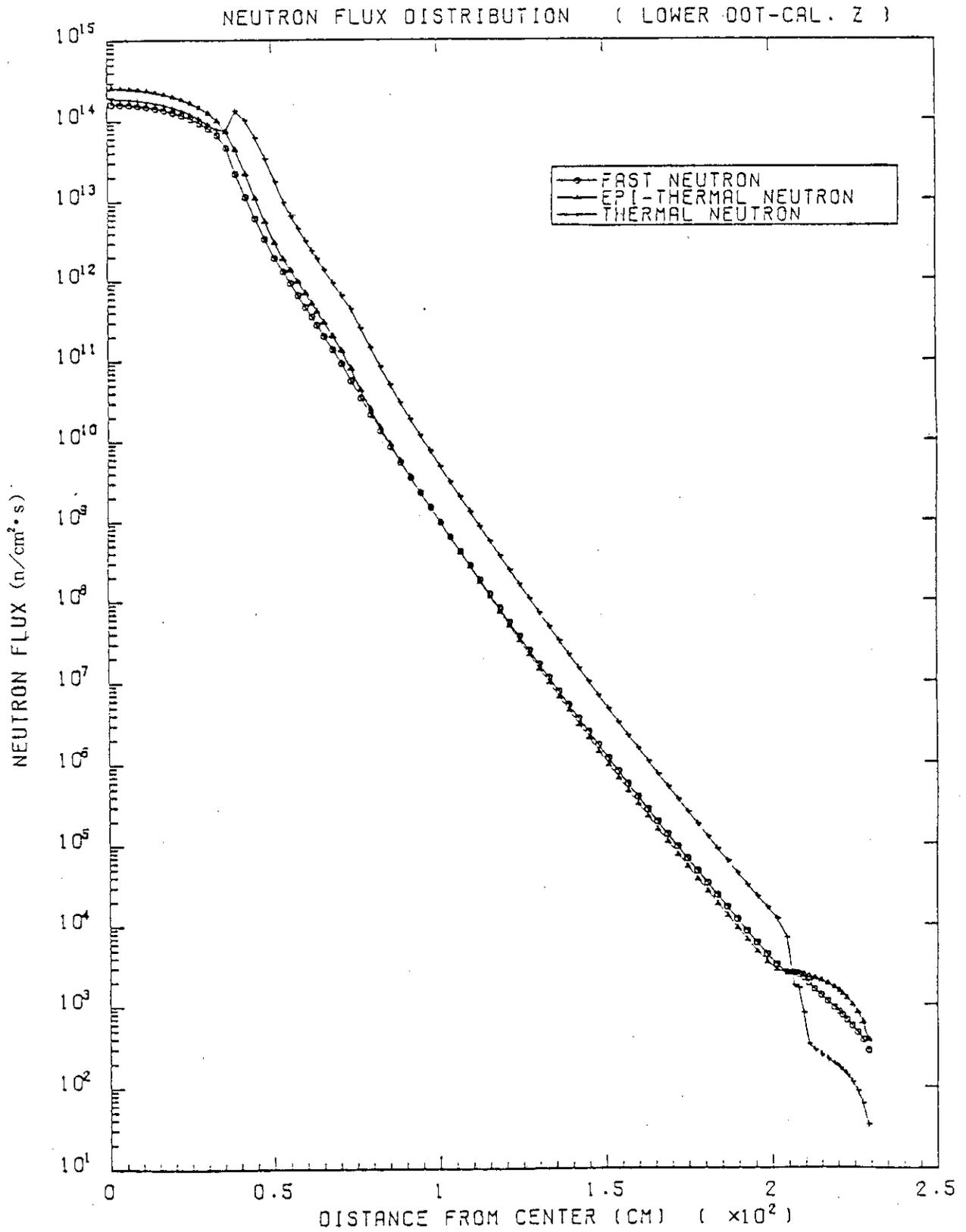


图5.23 原子炉下部轴方向中性子束分布

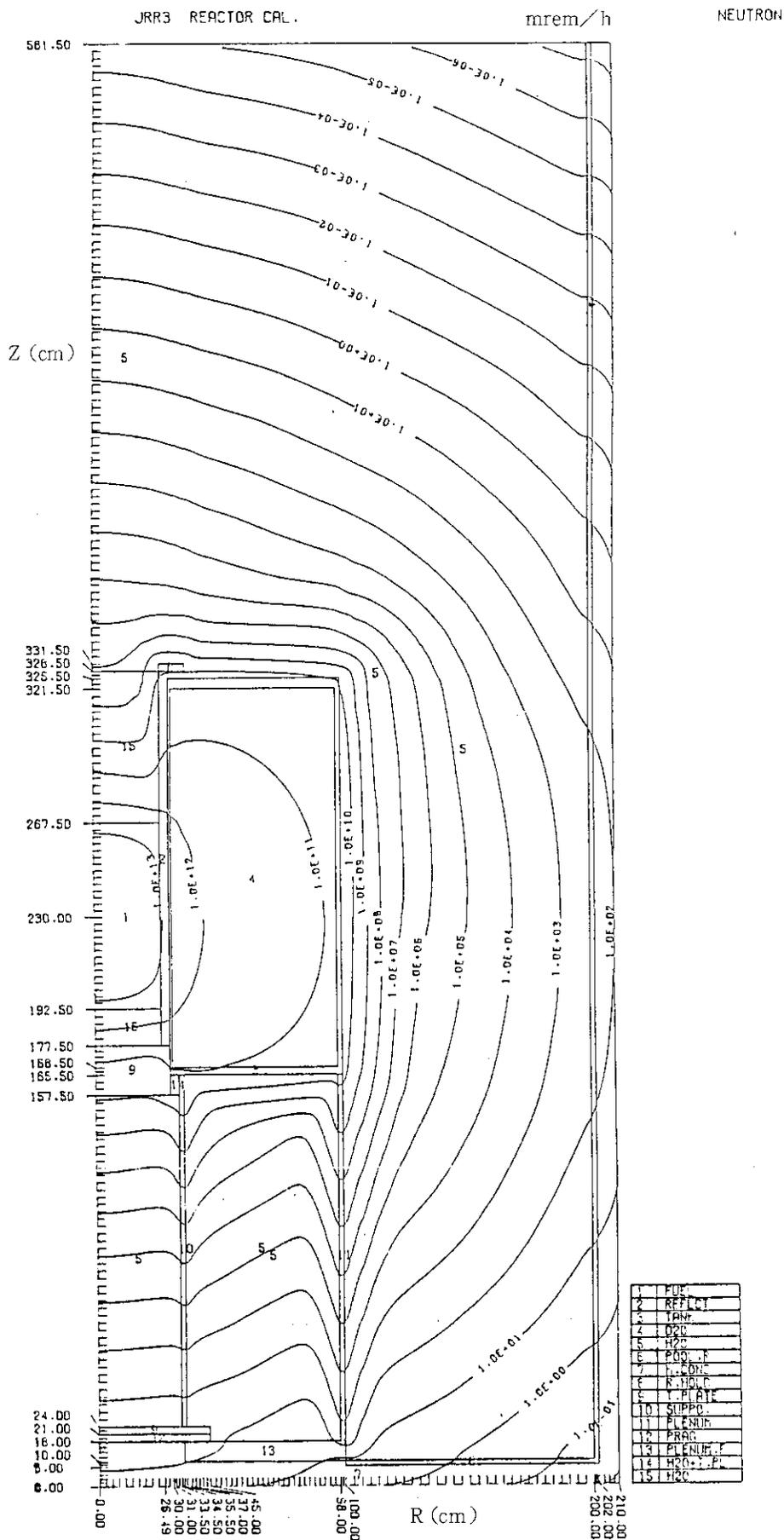


図5.24 原子炉囲り中性子線量率等高線図

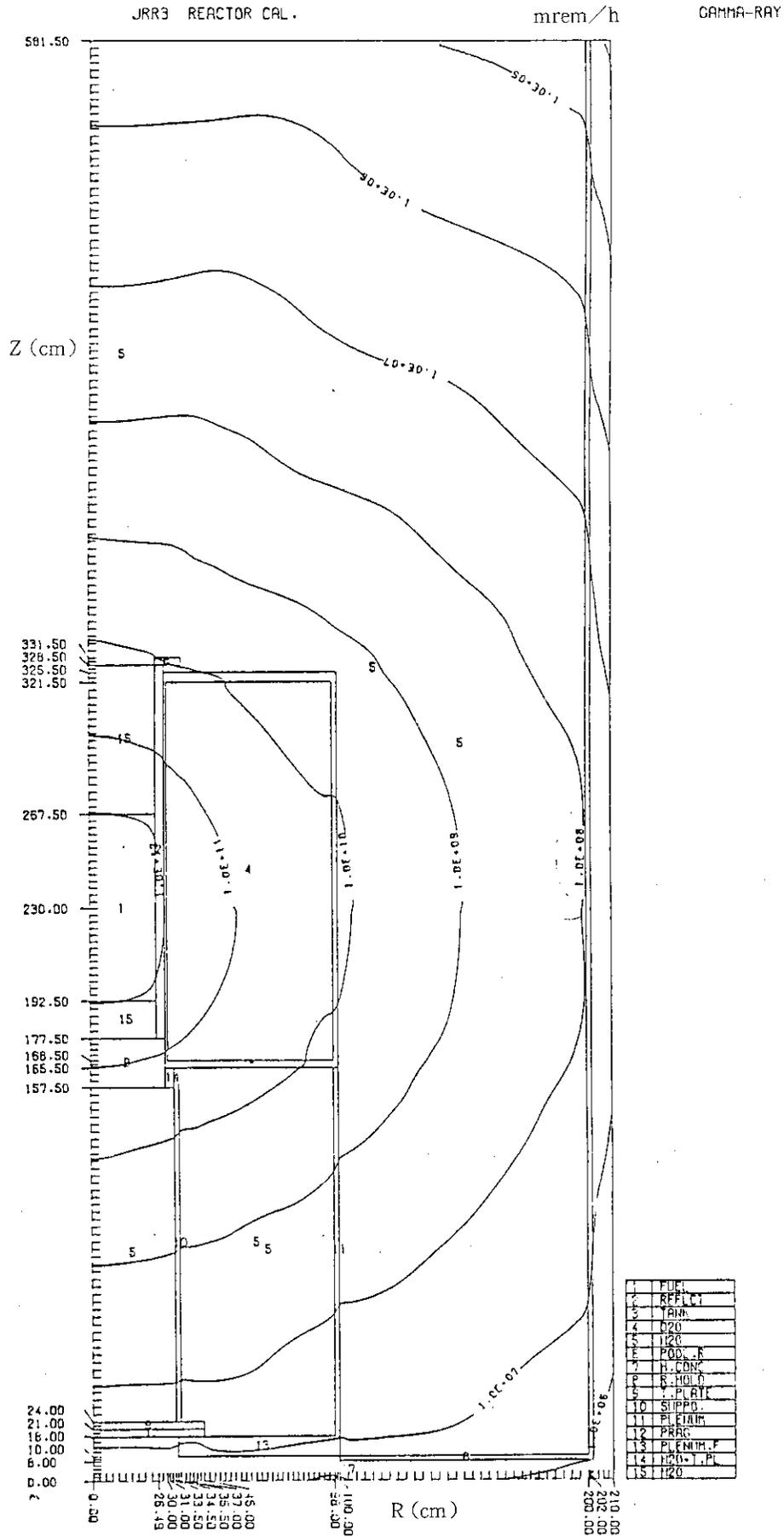


図 5.25 原子炉囲りガンマ線線量率等高線図

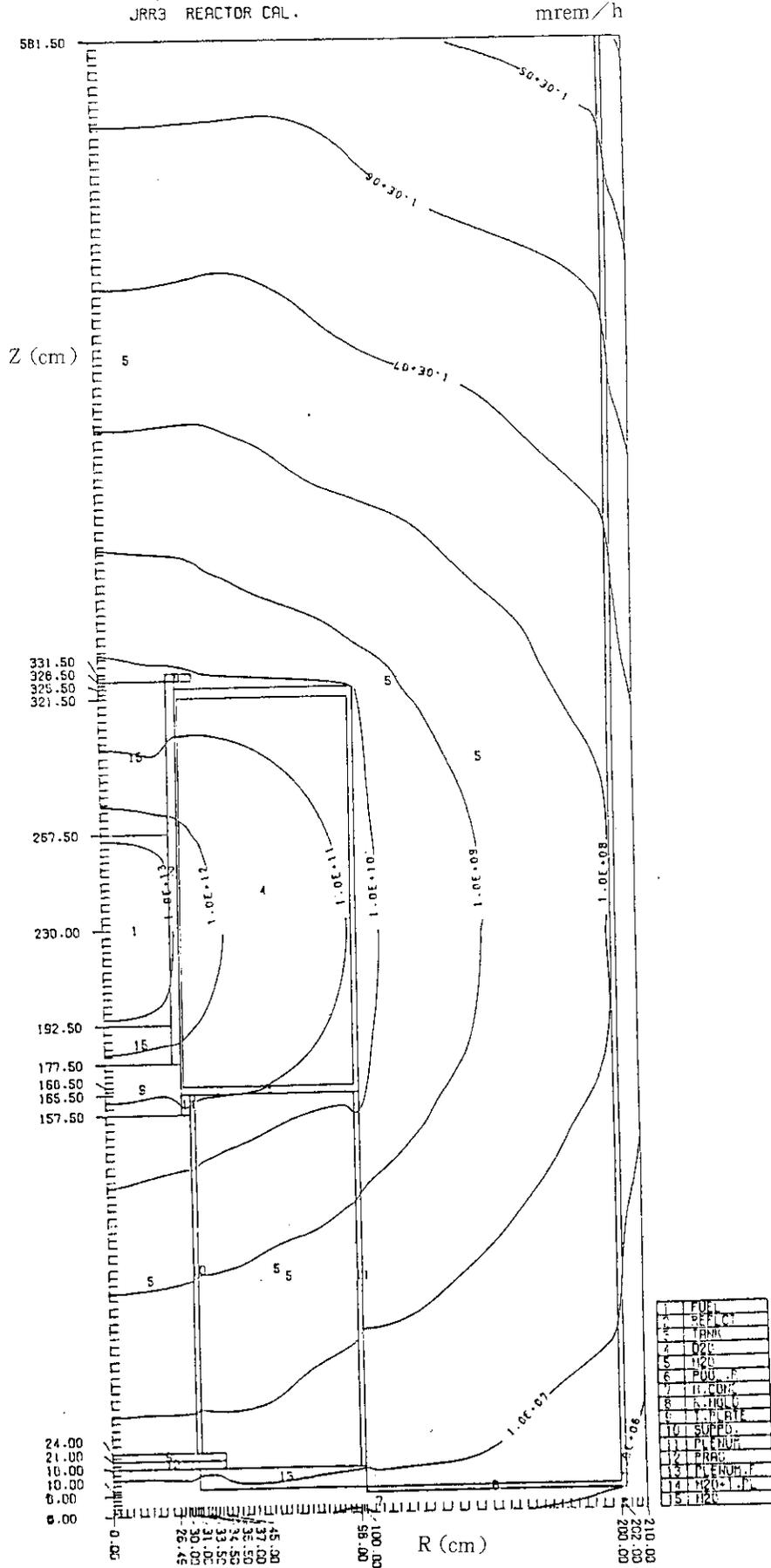


図 5.26 原子炉周り全線量率等高線図

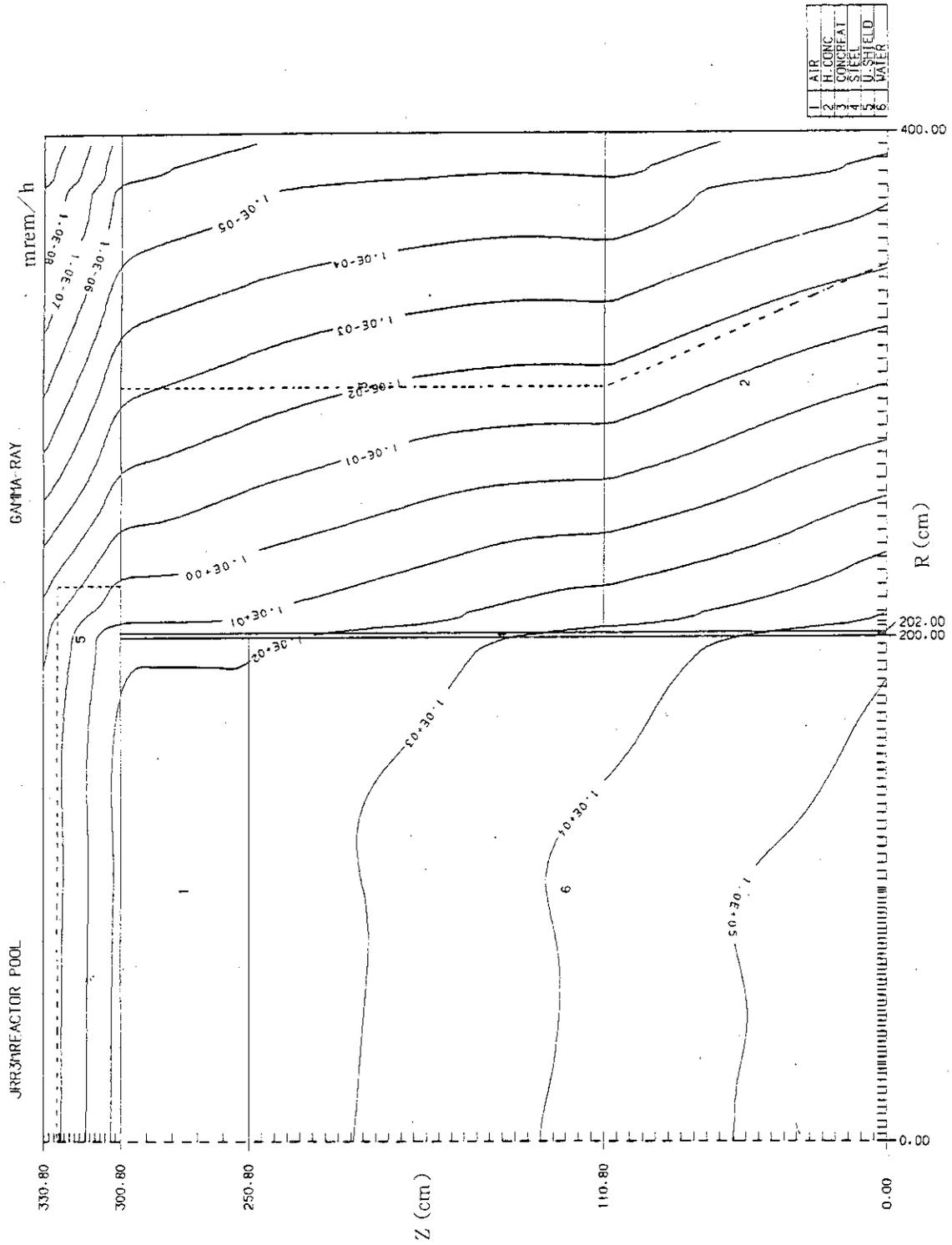


図5.27 原子炉プール上部ガンマ線線量率等高線図

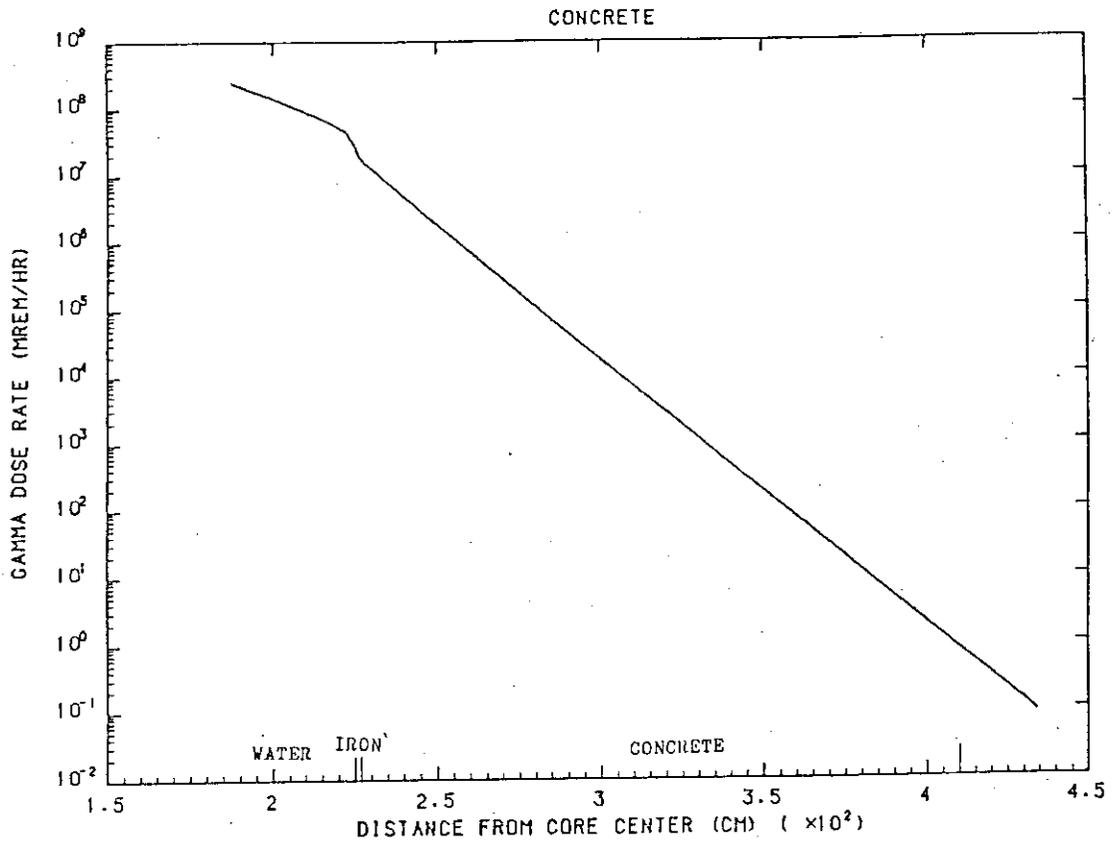


図 5.28 原子炉プール壁に対する炉心中心高の径方向線量率分布 (普通コンクリートの場合)

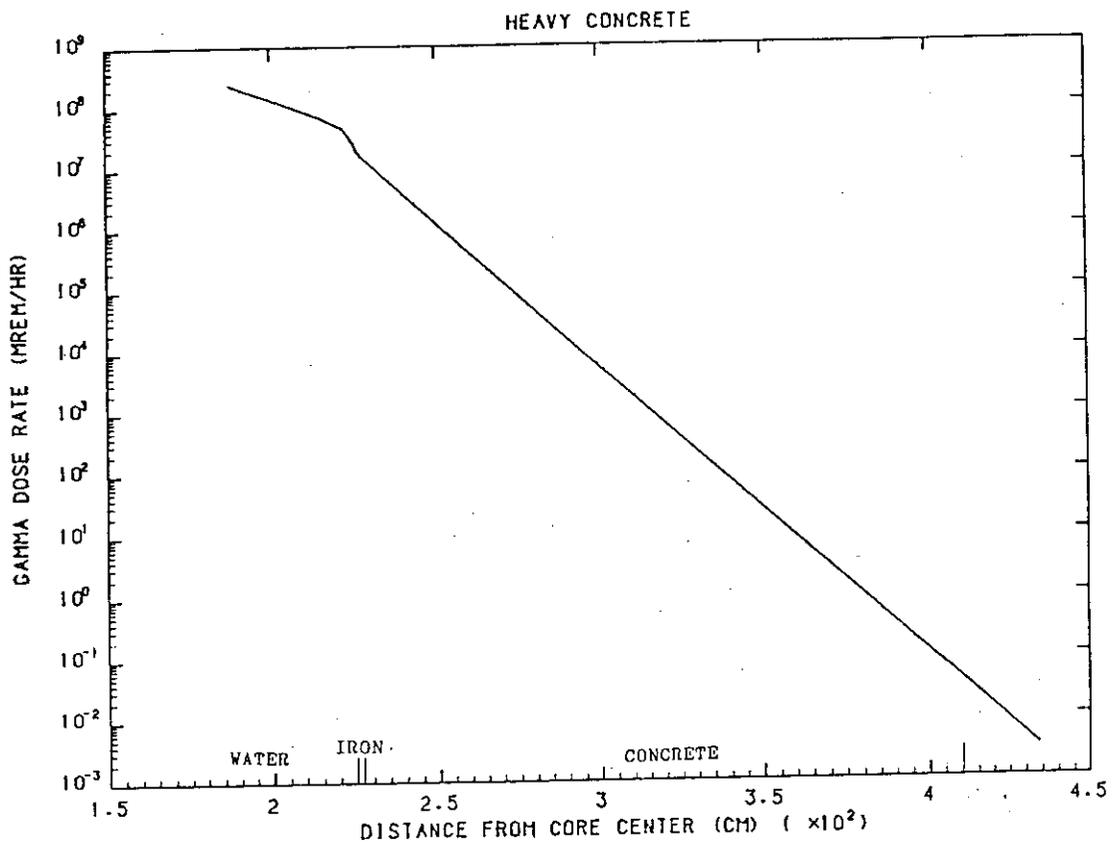


図 5.29 原子炉プール壁に対する炉心高の径方向線量率分布 (重コンクリートの場合)

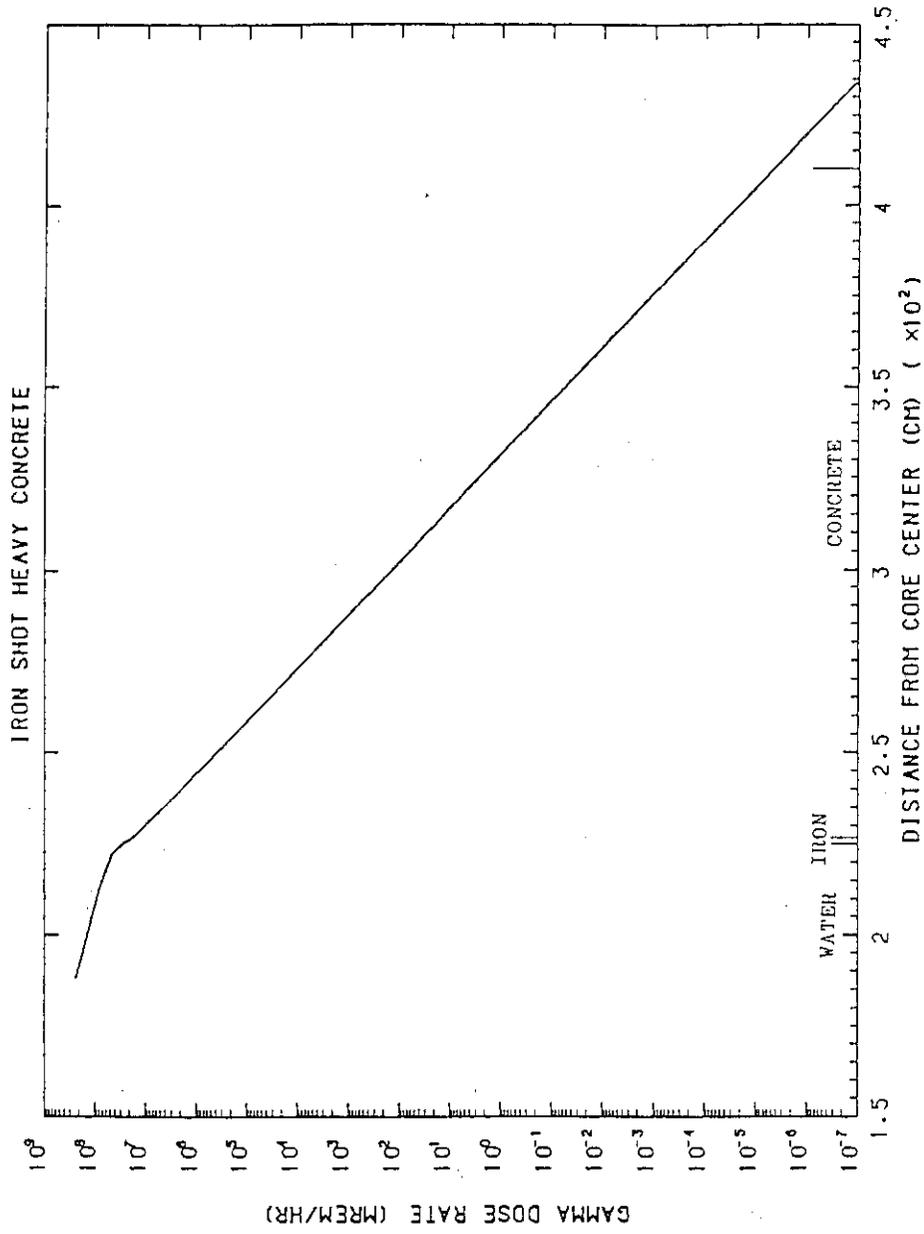


図 5.30 原子炉プール壁に対する炉心中心高の径方向線量率分布
(鉄パンチ入り重コンクリートの場合)

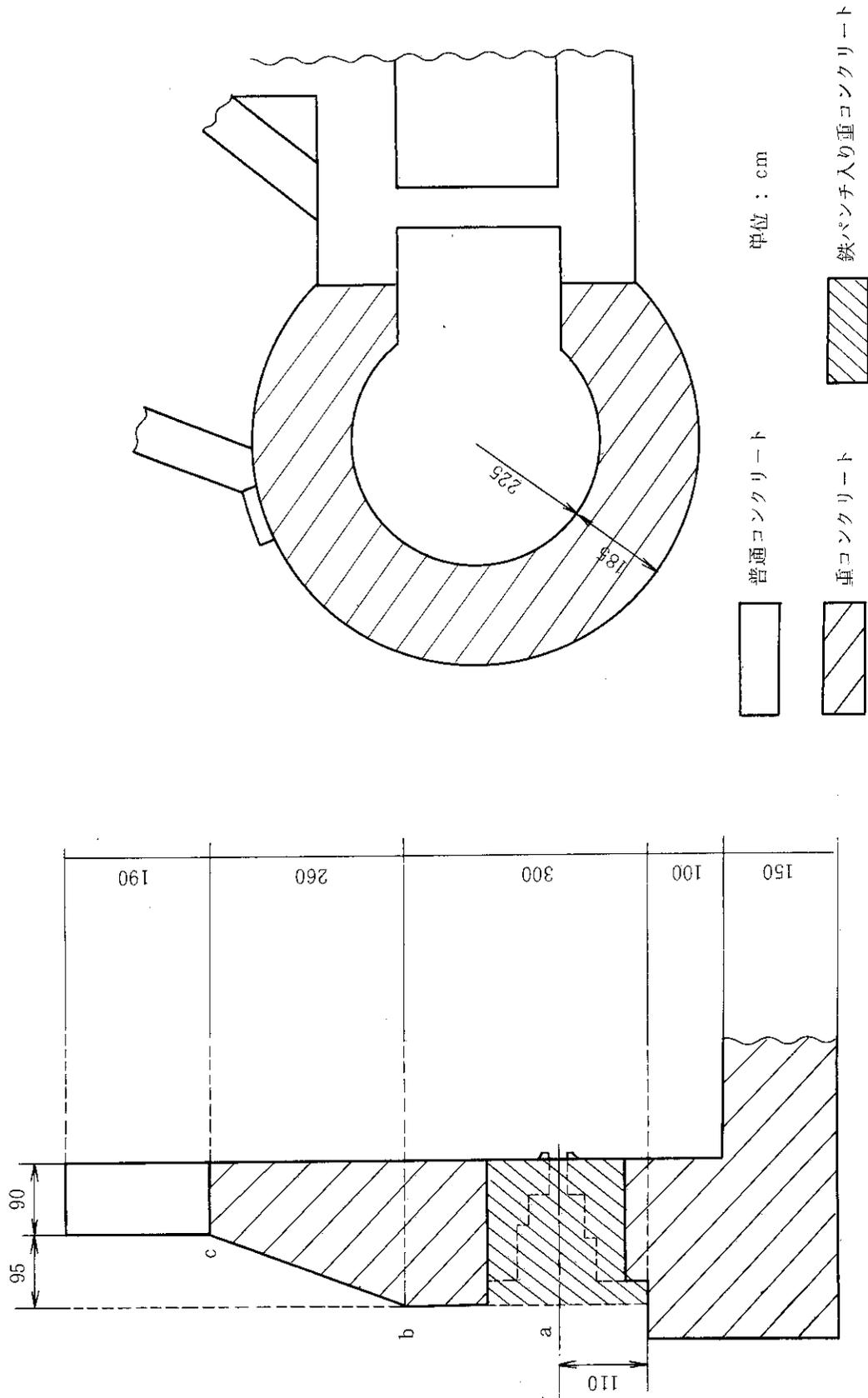
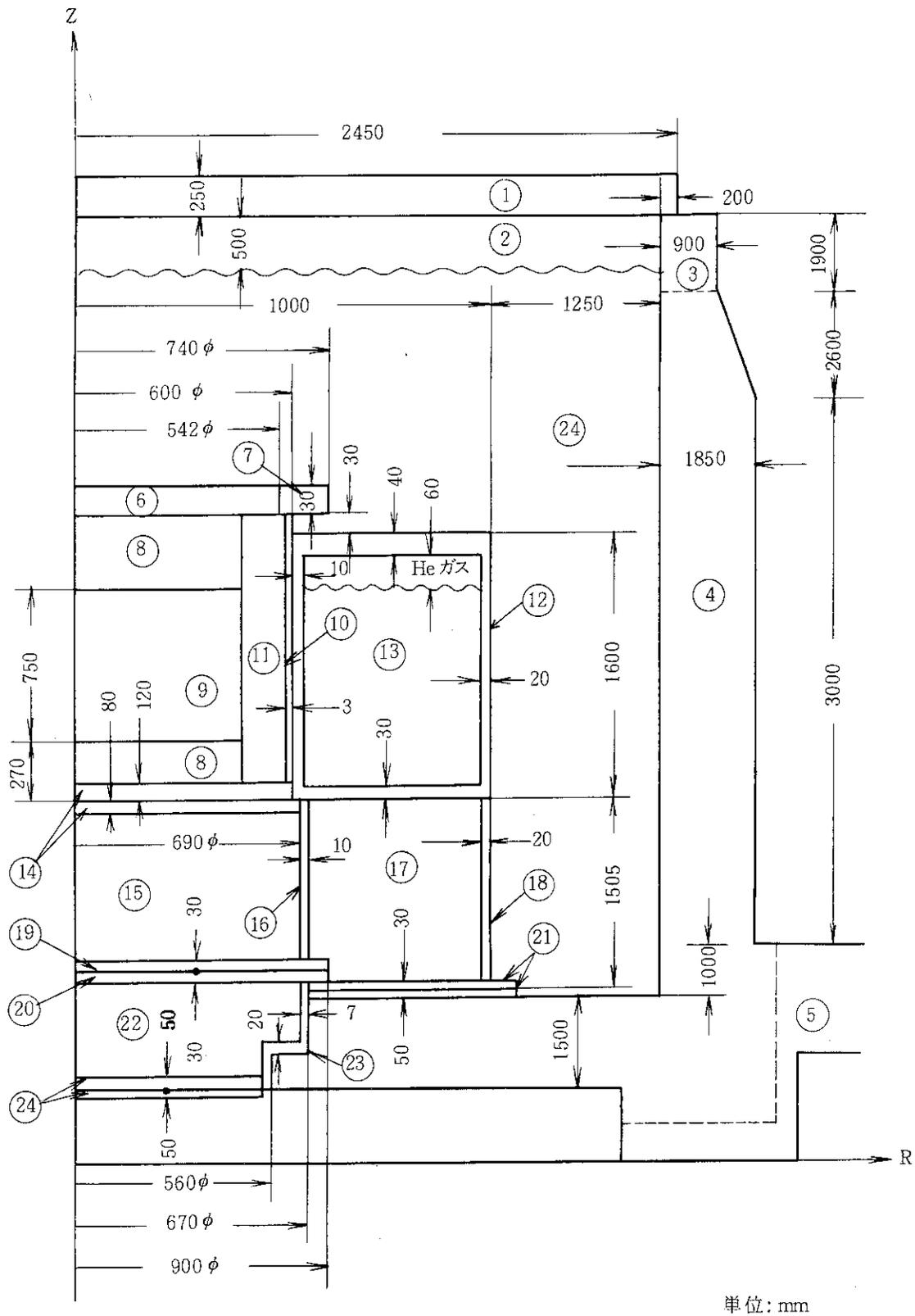
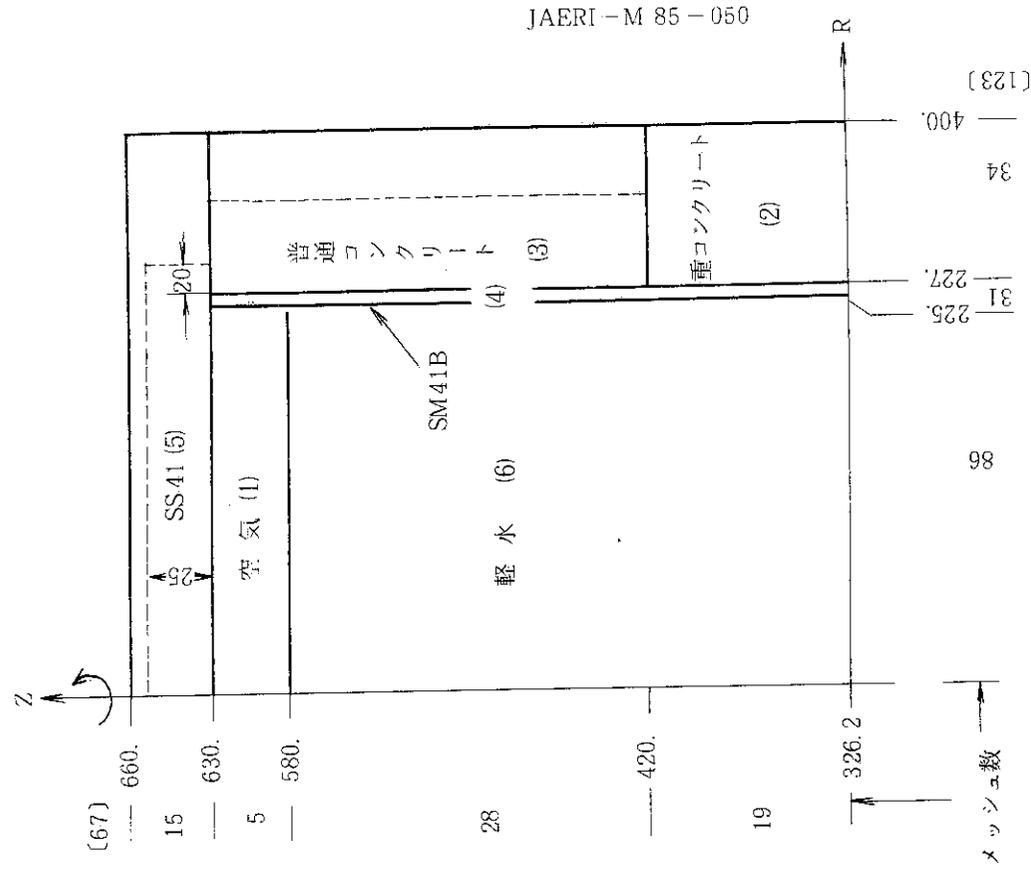


図 5.31 ス領域のある場合の解析対象図



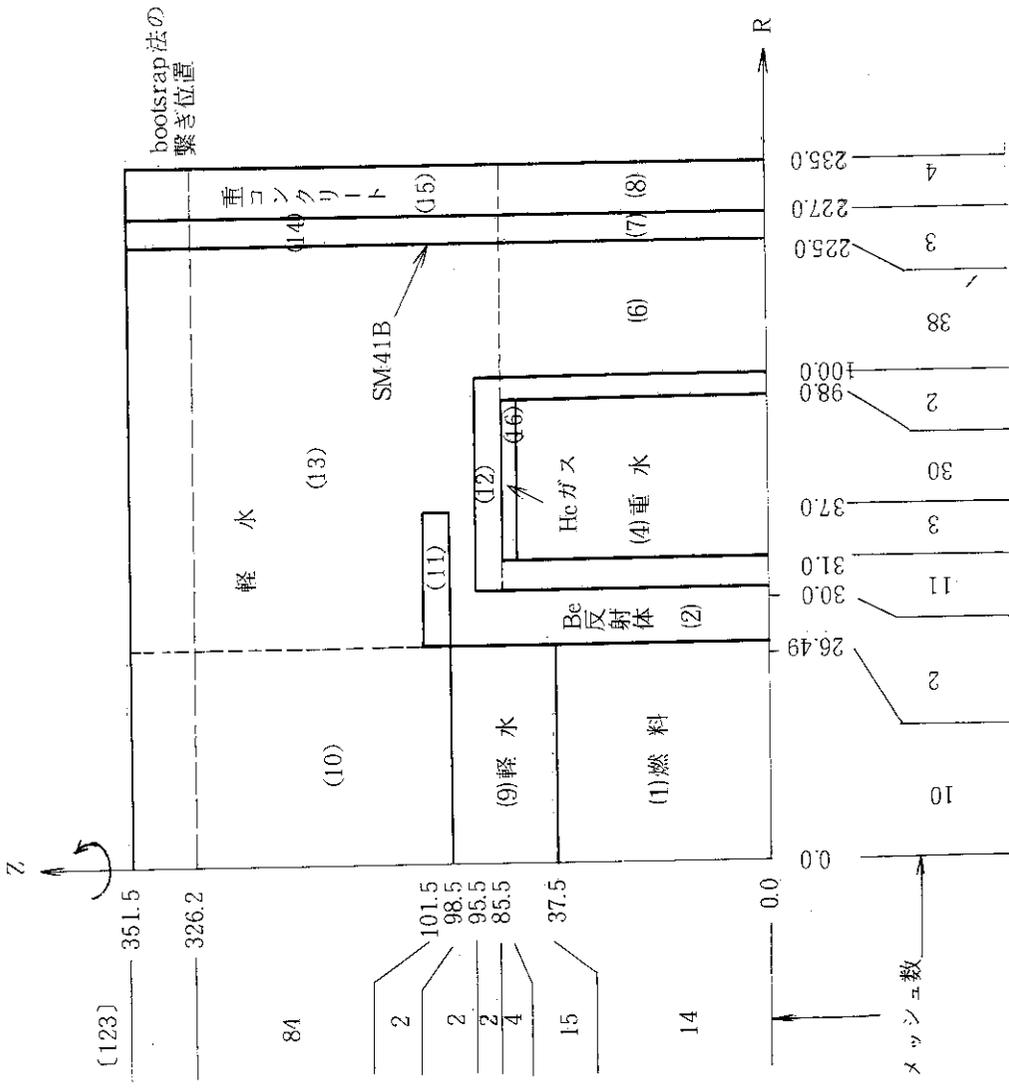
単位: mm

図 5.32 重水タンク中 He カバーガス領域のある場合の解析対象図
(領域番号①② …については表 5.2 参照)



単位: cm

図5.33 原子炉上部DOT3.5計算体系(重水タンク中Heカバ-ガスのある場合; 領域番号は表5.3参照)



単位: cm

図5.34 原子炉プール上部DOT3.5計算体系(重水タンク中Heカバ-ガスのある場合)

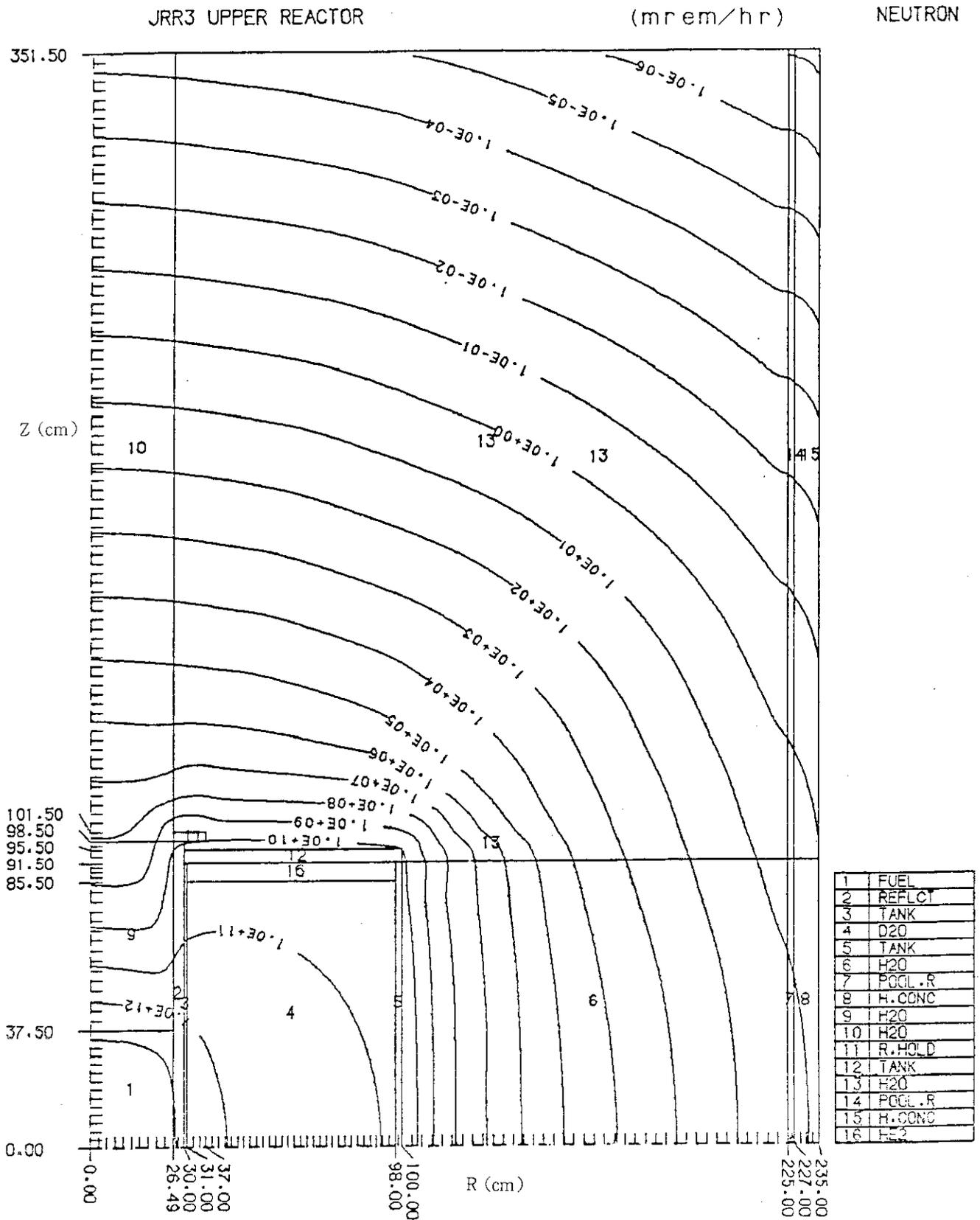


図 5.35 原子炉上部中性子線量率等高線図 (図 5.33 の体系)

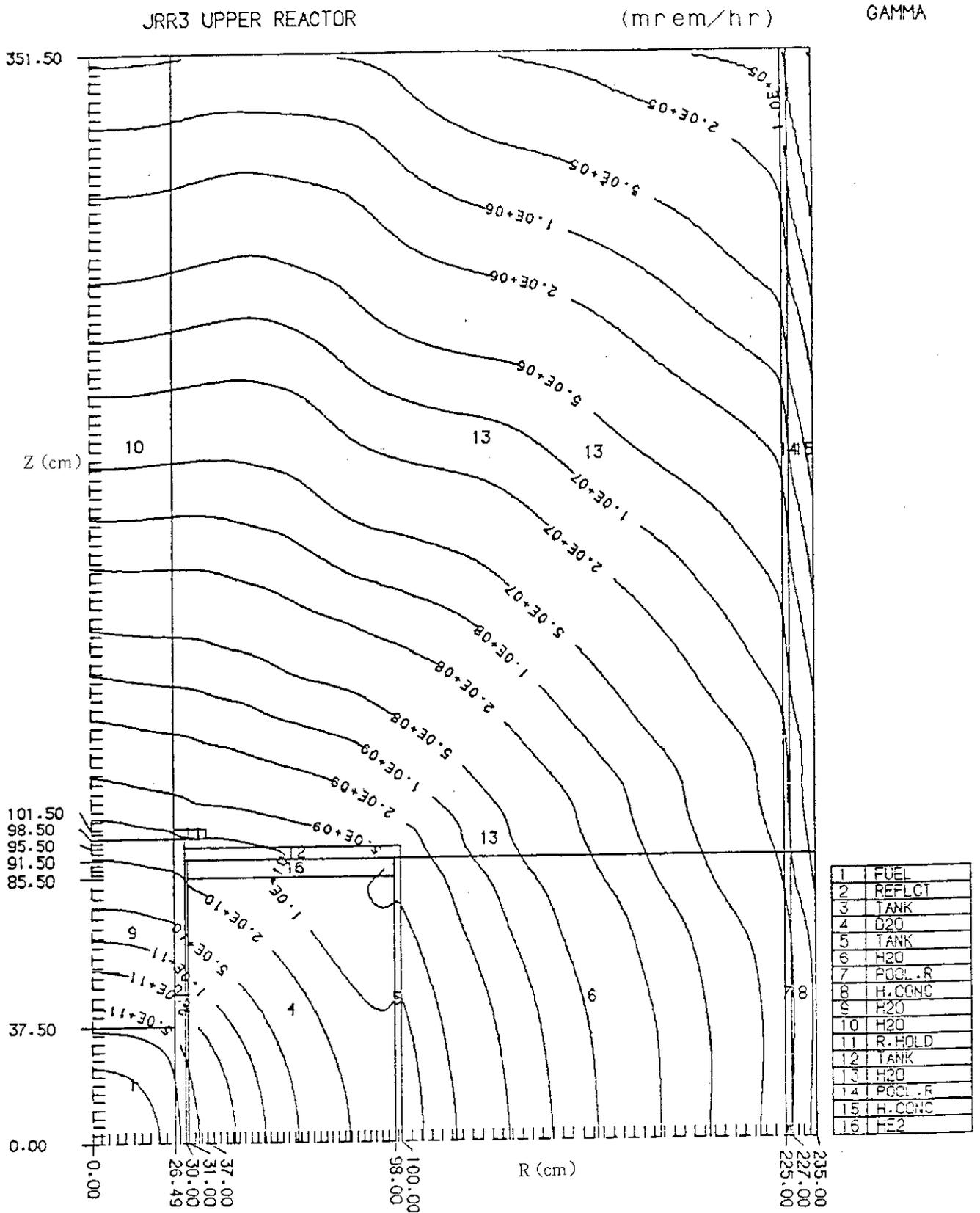


図 5.36 原子炉上部ガンマ線線量率等高線図 (図 5.33 の体系)

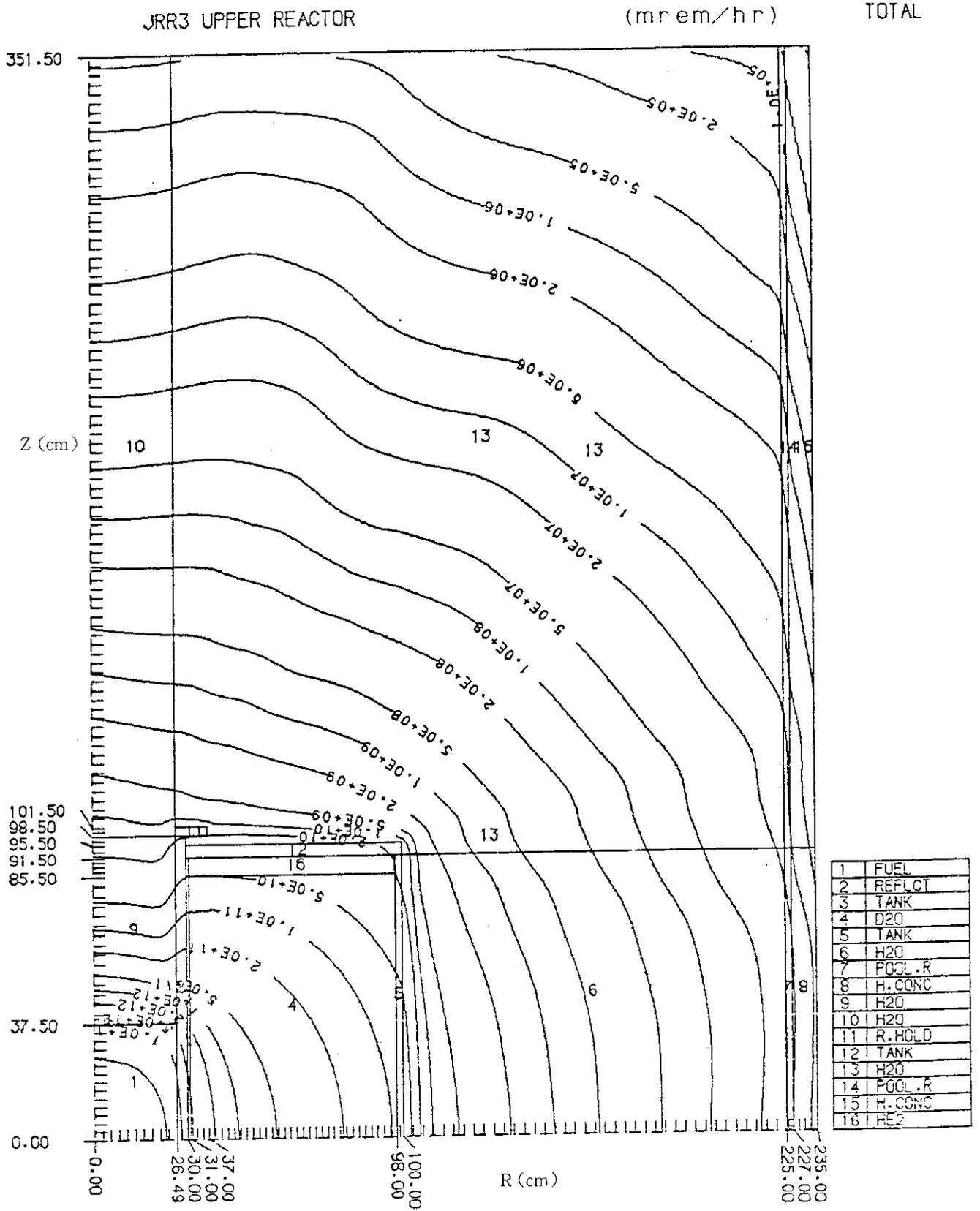


図5.37 原子炉上部全線量率等高線図

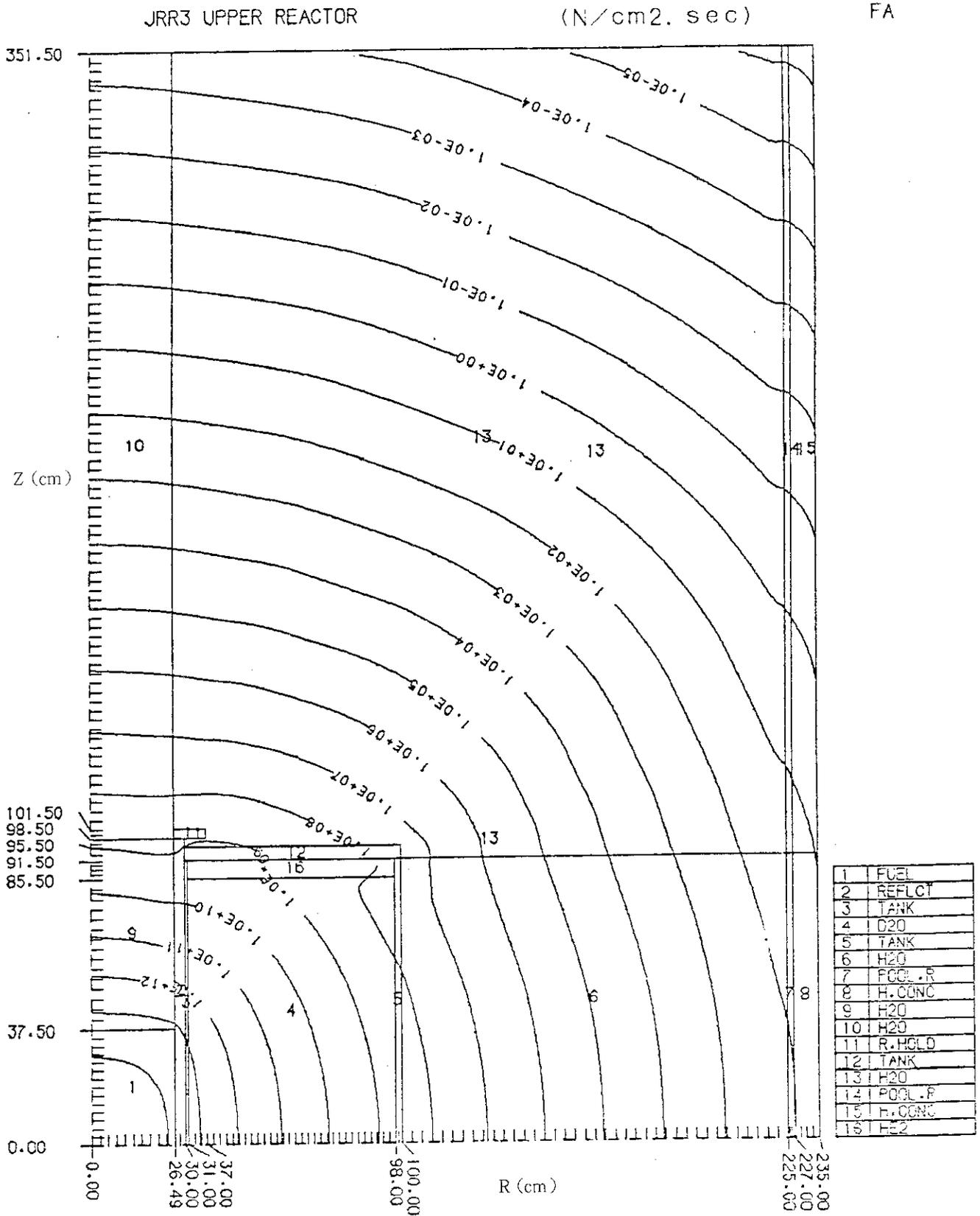


図5.38 原子炉上部速中性子束等高線図

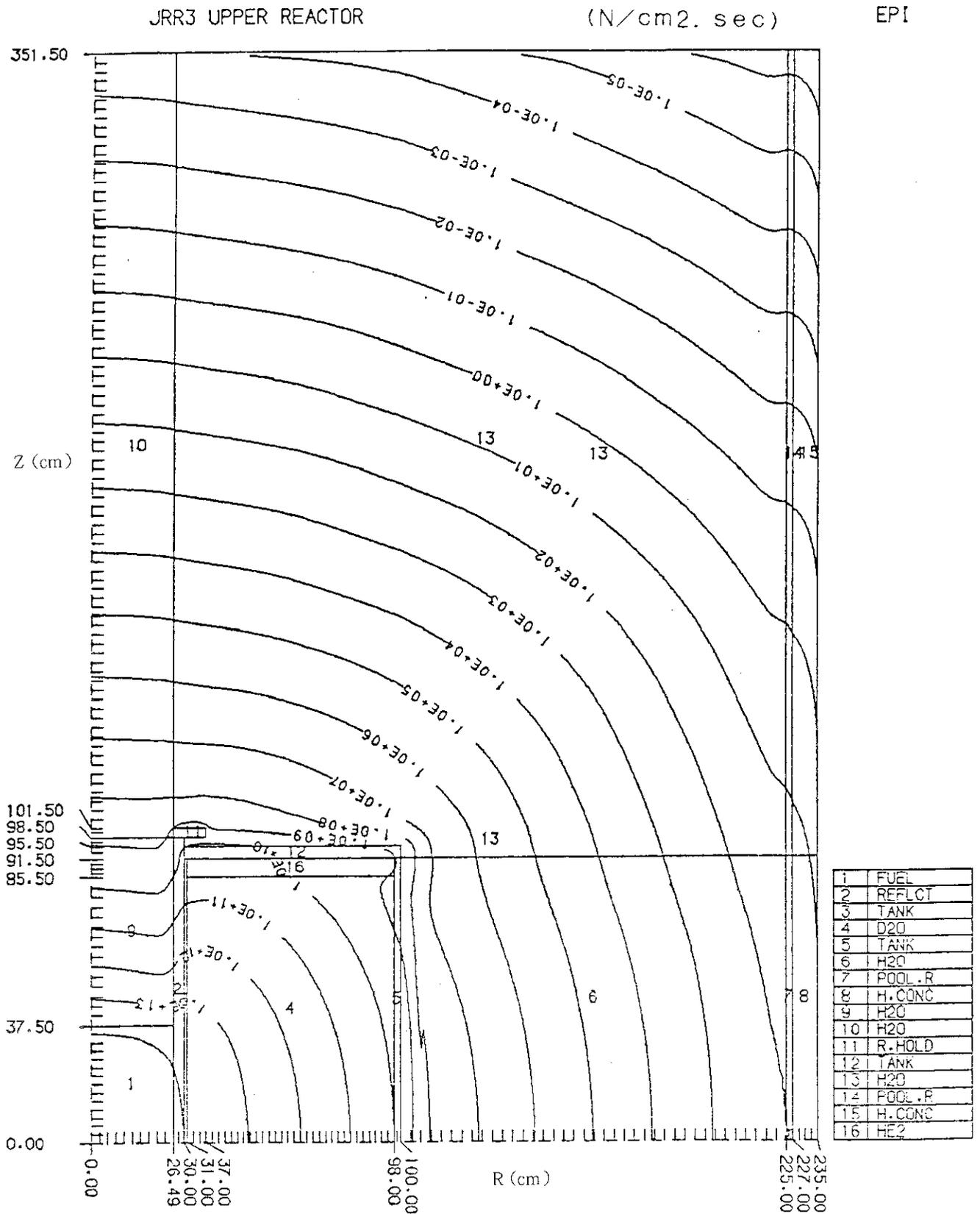


图 5.39 原子炉上部熱外中性子束等高線図

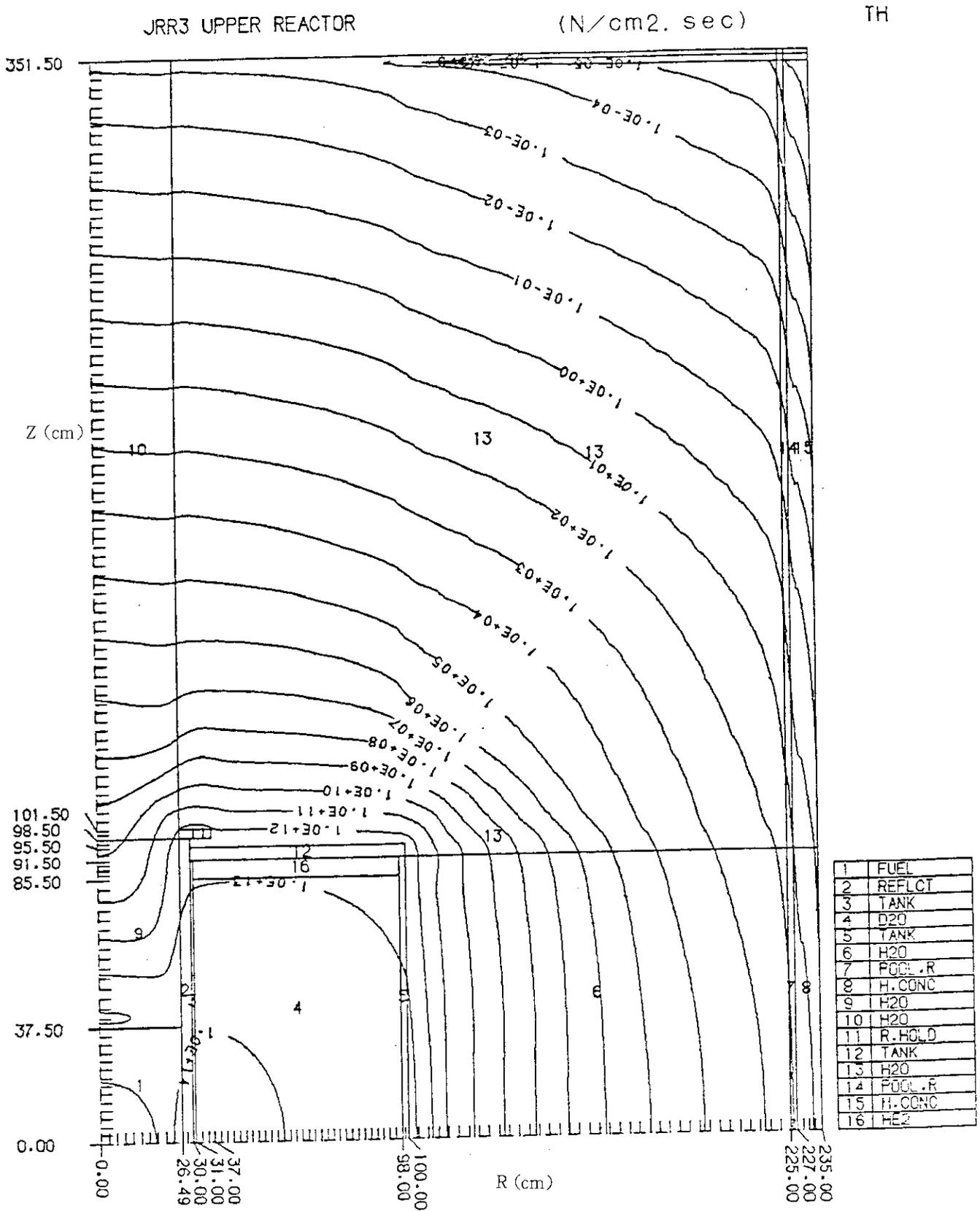


図 5.40 原子炉上部熱中性子束等高線図

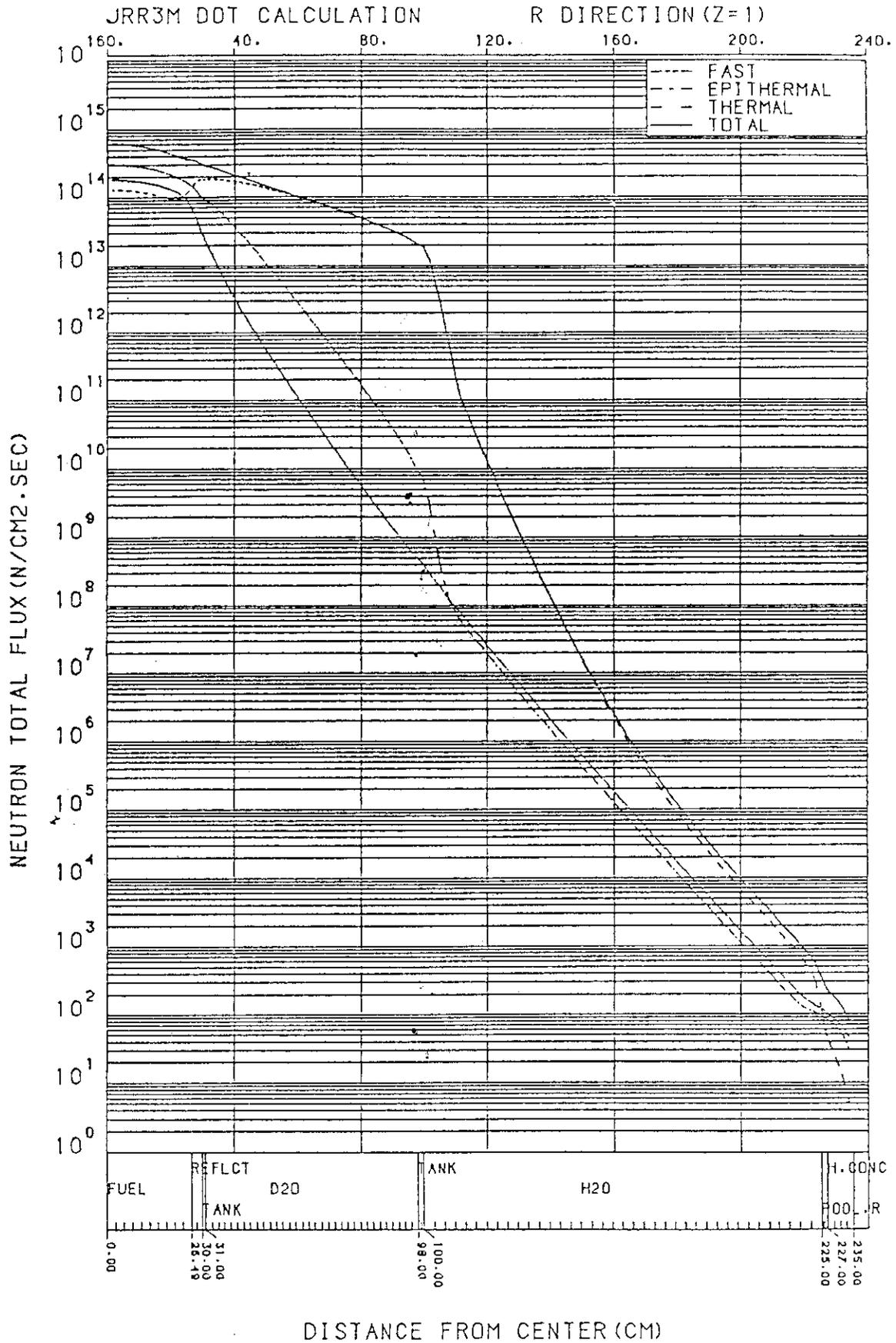


図 5.41 原子炉上部径方向中性子束分布 (重水タンク中Heカバーガスのある場合)

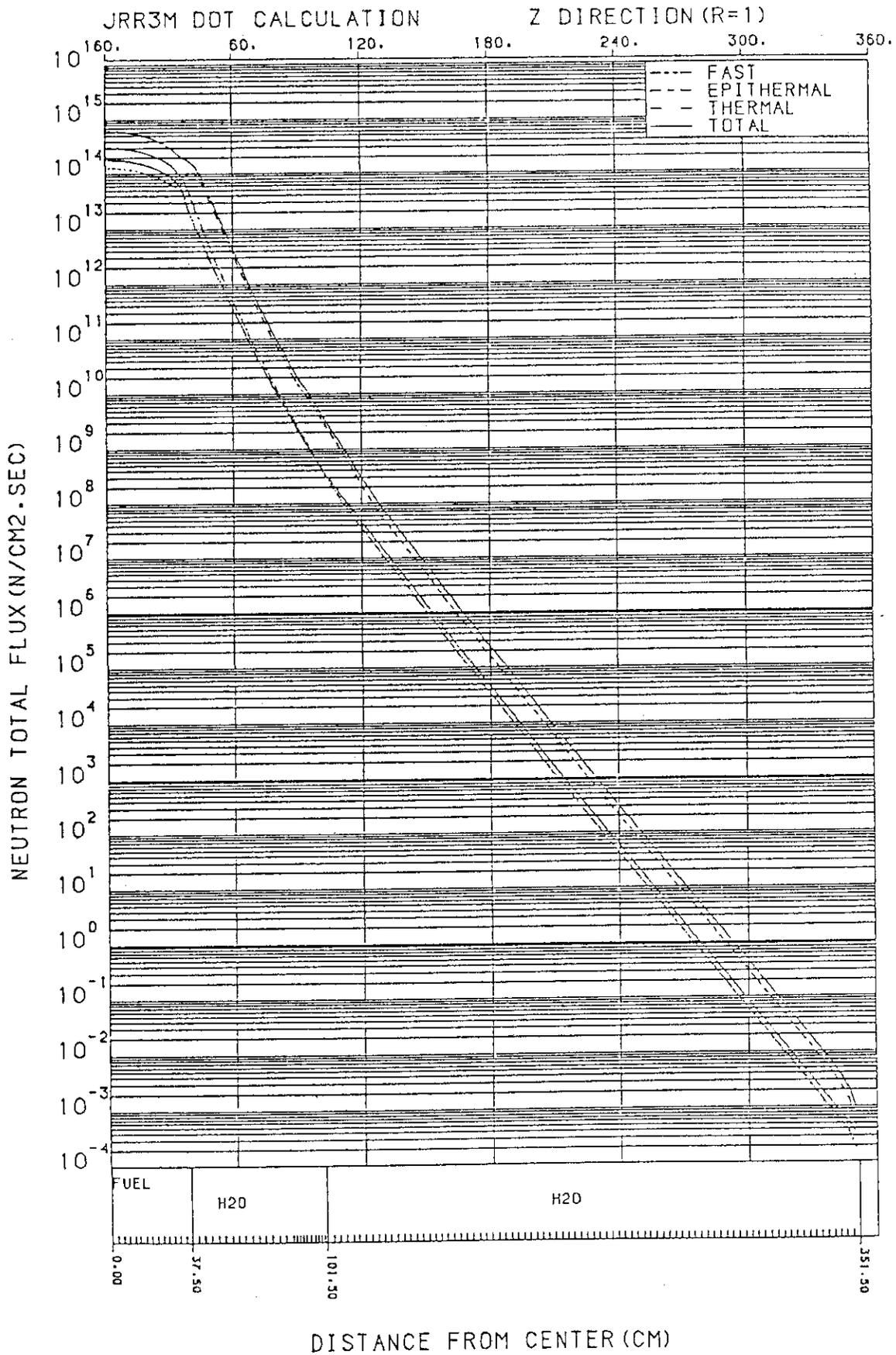


图5.42 原子炉上部轴方向中性子束分布

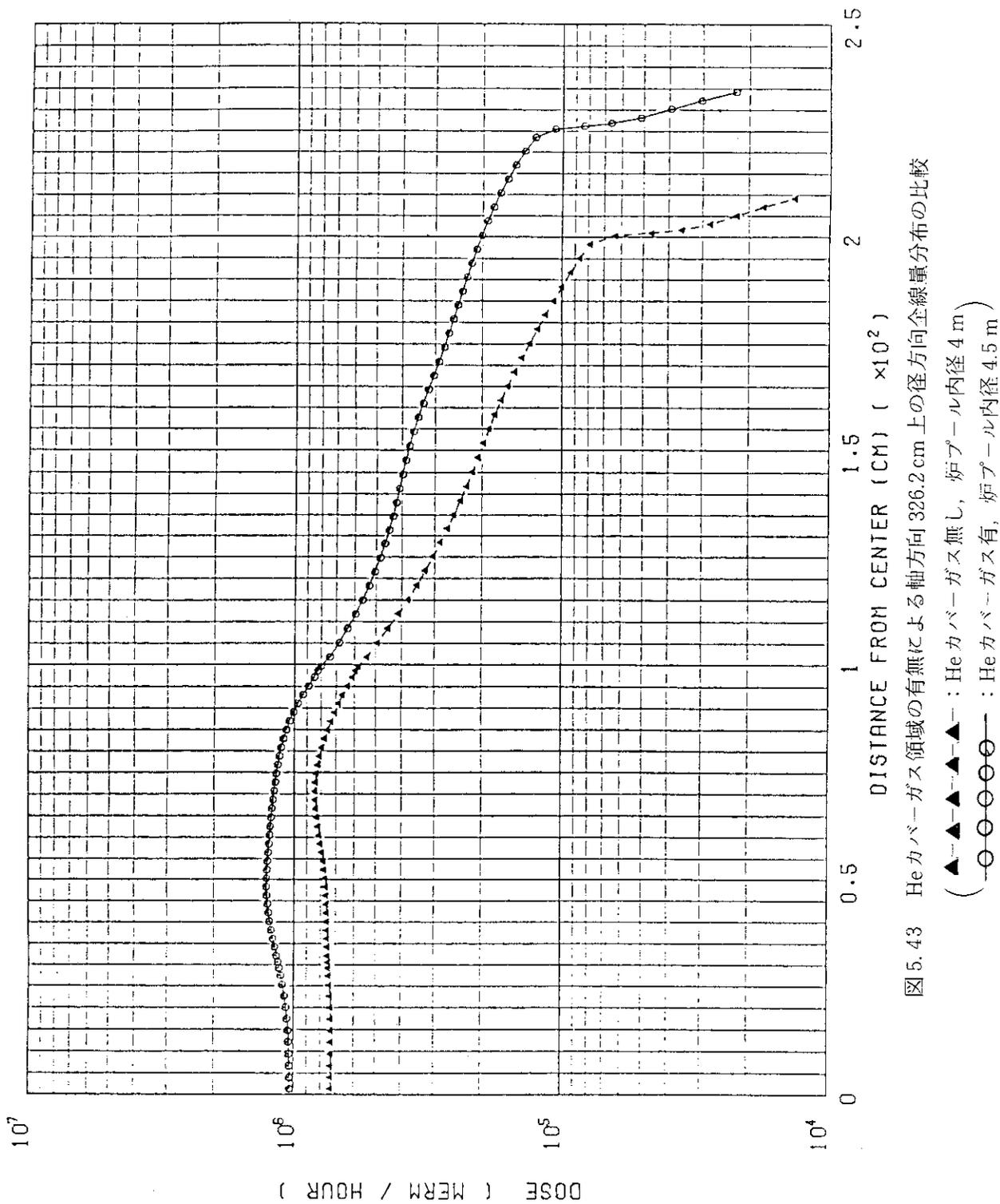


図 5.43 Heカバ-ガス領域の有無による軸方向 326.2 cm 上の径方向全線量分布の比較

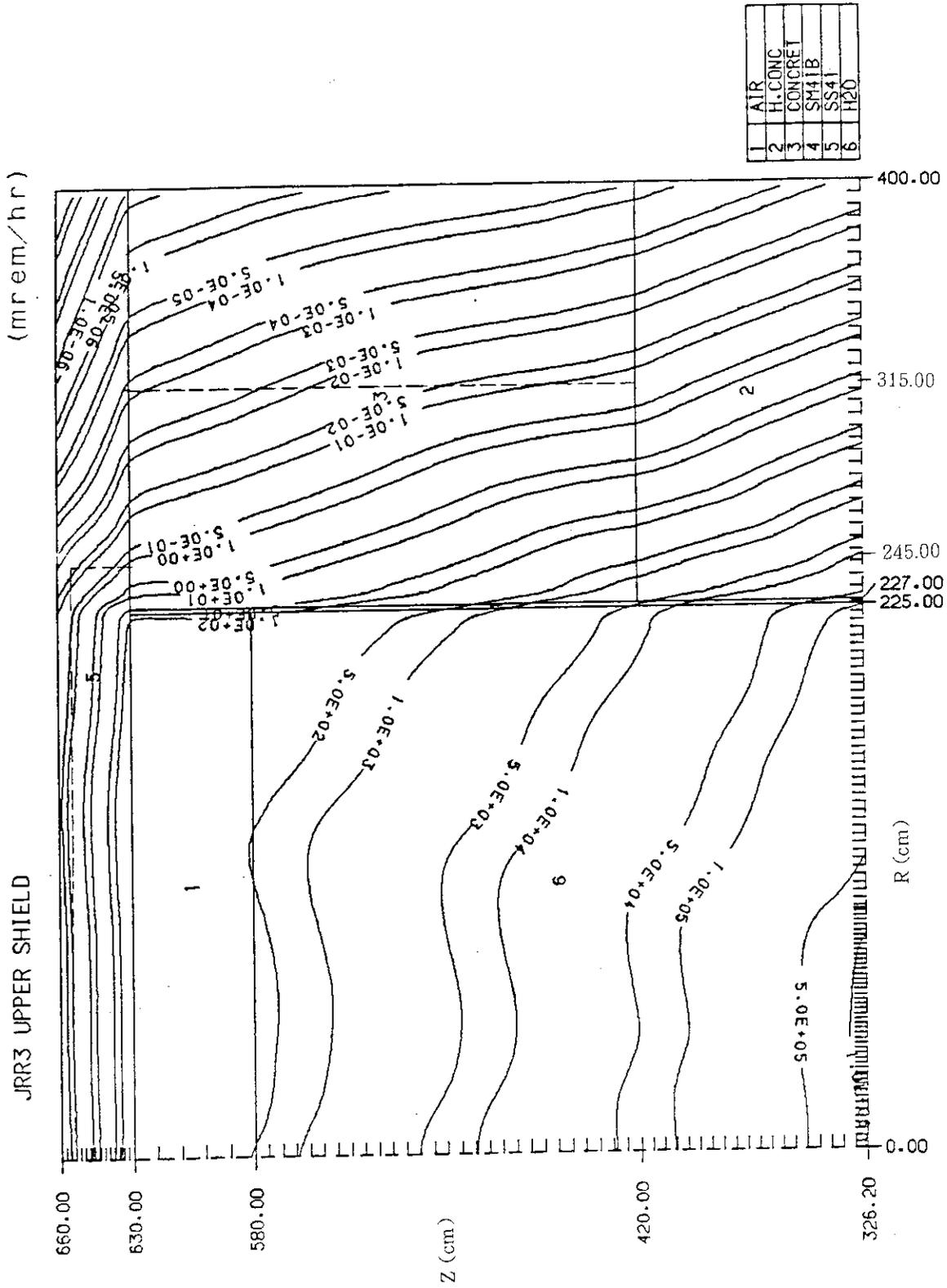


図 5.44 原子炉プール上部ガンマ線線量率等高線図 (図 5.34 の体系)

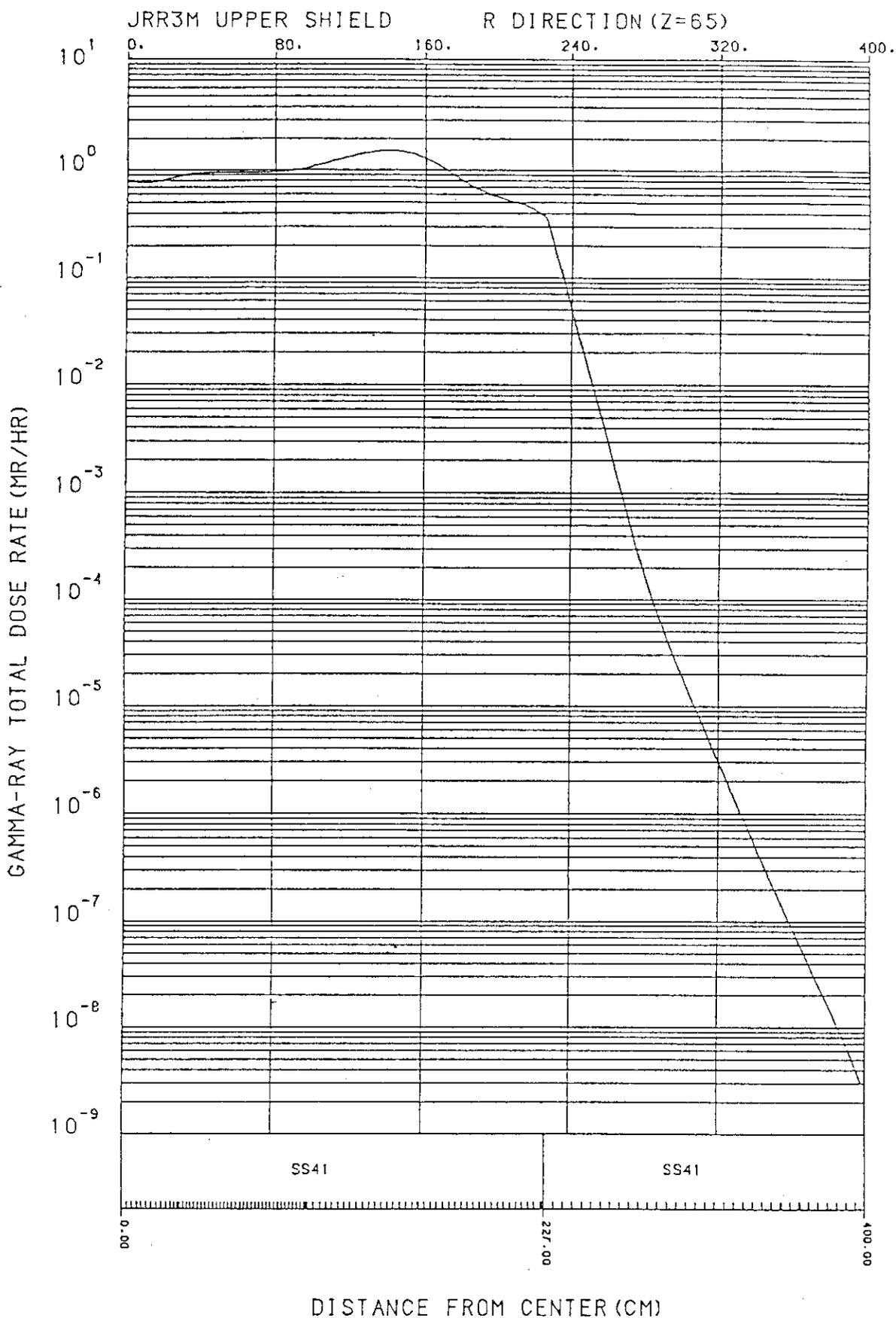


図 5.45 上部遮蔽体上 (655 cm) での径方向ガンマ線線量率分布

6. 遮蔽解析 (II)

第5章で通常運転時における原子炉の遮蔽について述べたので、この章では第5章に分類され難いものの遮蔽についてまとめた。即ち、原子炉プールに隣接するチャンネルの遮蔽及びチャンネルに隣接する使用済燃料プールの遮蔽、及び使用済燃料からの発熱量について述べる。

6.1 チャンネルの遮蔽解析

チャンネルの遮蔽解析においては、原子炉運転時チャンネル中の一次系主配管中の一次冷却水が線源となる場合と、原子炉停止時使用済燃料1体がチャンネル中を通過するとしたときの場合に分けて、チャンネルプール水面及びチャンネル壁表面の線量率を求める。

(i) 線源が一次冷却系主配管にあるとき

a) 解析方法

チャンネル水中では一次冷却水主配管は図6.1のように配置される。炉心から出た冷却水はすぐチャンネル水に入って来るので、冷却水がチャンネル水中を通過する間はチャンネル壁遮蔽解析の線源となる。図6.2の(b)に冷却水の主要な場所における通過時刻を示してあるが、線源を安全側に評価するため、7.6秒～8.44秒では7.6秒のときの値の、8.44秒～10秒では8.44秒のときの値の、10秒以降は10秒のときの値の放射能を用いることとする。

第5.1.4章の仮定の下で得られた一次冷却水中の放射能濃度の減衰曲線を図6.3に示す。一次冷却水がチャンネルの配管中を通過する時刻を考えると、 ^{16}N の核種を考えれば充分である。 ^{16}N から放出されるガンマ線エネルギーを考慮して求めたガンマ線線源を表6.1に示す。線量率計算は、このガンマ線線源を入力とし、点減衰核法コードQAD-CGを用いて、図6.2の計算体系に対して行う。

b) 解析結果

一次冷却水配管を線源としたときのチャンネル中の水面方向の線量率分布を図6.4に示す。図によればチャンネル水面上では 1.6×10^{-2} mrem/hなので設計基準 (≤ 6 mrem/h) に対して充分余裕がある。

チャンネル側壁に対する遮蔽解析結果を表6.2に示す。正面側の側壁表面では(評価点20)、 2.2×10^{-3} mrem/hであり、設計基準 (≤ 0.6 mrem/h) に充分余裕がある。

ガイドトンネル側のチャンネル側壁表面での最大線量率は 8.6×10^{-1} mrem/h (評価点6)であり、設計基準 (≤ 0.3 mrem/h) に充分余裕ある線量率にする為には鉄板の補助遮蔽5cmを付けることになる。このときの線量率は 2.5×10^{-1} mrem/h (評価点17)となる。

(ii) 線源が使用済燃料にあるとき

a) 解析方法

原子炉停止時、使用済燃料1体がチャンネル水中を通過するとして、チャンネルの遮蔽解析を行う。使用済燃料は炉心で最大5サイクル燃焼したとして、燃焼度計算コードORIGEN-79でガン

マ線線源を求める（具体的な数値は第6.2章の表6.4を参照）。カナル中を移送するときは 10^5 秒（約28時間）の冷却時間を経ているものとする。線量率計算はQAD-CGコードを用いて行う。

カナル中上方向及び側壁方向の遮蔽解析の為の計算体系及び評価点を図6.5に示す。

b) 解析結果

線源が使用済燃料1体移送中と仮定したときの解析結果を表6.3に示す。この表から幾つかのグラフをプロットする。図6.6はカナル水中真上方向の線量率分布である。斜め上方向に対する寄与を調べる為、使用済燃料から5m上位にある処の横方向線量率分布を示しているのが図6.7である。図6.7から使用済燃料の真上方向に線量率の最大点があると考えてよい。図6.6から、少くとも水深3.2mあれば水面での線量率は0.6 mrem/h以下となり、設計基準（ ≤ 6 mrem/h）に充分余裕がある。

図6.8は側壁方向の水中における線量率分布である。更に図6.9は側壁内の線量率分布である。燃料がカナルの中心を通過しているときは、側壁表面で 9.1×10^{-3} mrem/hである（側壁厚さは135 cmであるから）。もし燃料が24 cm側壁に接近したときの側壁表面線量率は 6×10^{-2} mrem/hであるので設計基準（ ≤ 0.6 mrem/h）に充分余裕がある。この設計余裕で、燃料が側壁に50 cm近づくとすれば側壁厚さが155 cm必要となり、20 cm不足となる。

(iii) まとめ

ガイドトンネル側の側壁の評価は、一次冷却水配管の配置によって決まる。現状の壁厚（普通コンクリート：135 cm）で表面線量率0.86 mrem/hであり、鉄板5 cmを追加遮蔽すれば0.25 mrem/h となって設計基準（ ≤ 3 mrem/h）に充分余裕がある。

正面側の側壁及び水面上の評価は、使用済燃料移送時の通路によって決まる。使用済燃料を中心より24 cm側壁に接近させたときで 6×10^{-2} mrem/h であり、設計基準（ ≤ 0.6 mrem/h）に充分余裕がある。水深3.2 m以下であれば、水面線量率は0.6 mrem/h となり、設計基準（ ≤ 6 mrem/h）に充分余裕がある。使用済燃料移送は比較的短時間に行われるので、必ずしも上記の余裕程必要でない。検討の余地があろう。

6.2 使用済燃料プールの遮蔽解析

(i) 解析方法

使用済燃料プールは使用済燃料要素128体（4炉心分）が貯蔵できる能力を有する。解析上は以下の仮定をする。

- a) いづれの使用済燃料要素も、炉心で5サイクル運転の燃焼をしたものとする。
- b) 炉心から使用済燃料プールに移されたときの燃料は 10^5 秒（約28時間）冷却されているとする。
- c) 使用済燃料プールでは運転サイクル終了毎に使用済燃料が収納されることを考えて、使用済燃料を冷却時間の長短で次のように区別しておく。即ち第0サイクルは冷却時間 10^5 秒経たもの、第1サイクルは冷却時間5週間経たもの、以下第nサイクルは冷却時間5 n週間経たものように定義する。

d) 使用済燃料貯蔵ラック自身の遮蔽効果は無視する。

使用済燃料要素の線源強度は、各々の冷却時間に対応するものをORIGEN-79コードで求める。1体当りの線源強度を表6.4に示す。線量率評価にはQAD-CGコードを用いる。計算体系は、評価対象にしたがって以下のように分ける。

イ. 使用済燃料プール側壁の遮蔽解析

検討の為次の3ケースを考慮する。実際の計算では、使用済燃料の配置の対称性を考慮して1/2体系で実施する。いずれのケースも線量率が最大になるよう配置する。

ケースa) 図6.10に示すように、第0サイクルの6体を緊急時スペースの中の側壁側に置いた場合。

ケースb) 図6.11に示すように、第1サイクルのものから順に側壁側から置いた場合。

ケースc) 配置の考え方は図6.7に似ているが、図6.12に示すように、第0サイクルのものをも考慮した場合。

ロ. 使用済燃料プール水面の遮蔽解析

第0サイクルの1体が、水深3m、5m、及び7mの処に配置されているときの水面における線量率が、既出の表6.3に計算されているので、この値を128倍して全使用済燃料からの寄与とする（この方法はかなり厳し目の評価結果を与える）。

(ii) 解析結果

イ. 使用済燃料プール側壁の遮蔽解析結果

ケースa、ケースb及びケースcに対する直接の計算結果を表6.5に示す（したがって未だ2倍していない）。この表のケースb及びケースcの結果から、側壁側から数えて第3配列以降の使用済燃料から側壁外表面への寄与は無視できる。したがって次の2通りの配置を考えて、側壁表面での線量率を評価した。

① ケースaとケースbとを合成した場合で、この場合第0サイクルの使用済燃料のみの配置は指定されるが、他のものは任意の配置とする。したがって、側壁表面の線量率（壁厚175cm）は、配置の対称性を考慮して

$$\{ \text{[ケースa]} + \text{[ケースbの合計]} \} \times 2 = 1.5 \times 10^{-2} \text{ mrem/h}$$

② ケースcの場合で、使用済燃料はその冷却時間の如何に拘らず任意に配置ができる。したがって側壁表面の線量率は、

$$\{ \text{[ケースcの合計]} \} \times 2 = 6.3 \times 10^{-2} \text{ mrem/h}$$

上記①②のいずれの評価結果も、設計基準（ $\leq 0.6 \text{ mrem/h}$ ）に充分余裕がある。尚、側壁の壁厚は175cmとしたが、これは表6.5を用いての予めの検討で定めたものである（現在の設計では175cmになっている）。又、いずれの評価結果にも緊急時32体の分は含まない。

ロ. 使用済燃料プール水面の遮蔽解析結果

第0サイクル（ 10^5 秒冷却後）の使用済燃料の1体分の、水深3m、5m、及び7mのときの水面上の線量率が表6.3に既出しているので、これらの値を128倍してまとめたのが表6.6である。

この表から水深4.1m以下の位置に使用済燃料が配置され水面における線量率が 0.6 mrem/h 以下になり、設計基準（ $\leq 6 \text{ mrem/h}$ ）に充分余裕がある。

6.3 使用済燃料からの発熱量評価

使用済燃料プールに貯蔵する使用済燃料からの発熱量を計算する。

(i) 解析方法

使用済燃料からの発熱量は、ORIGEN-79コードを用いて計算する。計算条件は標準燃料26体(1炉心分)で20 MWの原子炉出力で5サイクル運転を仮定する。

(ii) 解析結果

半年単位で冷却時間を採った使用済燃料1体当りの発熱量を表6.7に示す。各運転サイクル後に使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料1体当りの発熱量を表6.8に示す。発熱量としてはガンマ線とベータ線からを考慮している。アクチナイドは、燃焼度が少ない為1%以下となるので、評価上は無視する。

表6.8から128体分の発熱量を評価する為、各運転サイクル後における使用済燃料本数の組合せを考えた発熱量を表6.9である。この表で、組合せAでは、既出の図6.8で示したように、緊急時間の32体分は除いたとして全使用済燃料96体からの発熱量を求めたものである。したがって、通常の運転サイクルによって使用済燃料が貯蔵されていることに相当する。

組合せBでは、既に最新の第0サイクル(冷却時間の最も短い)のもの6体が使用済燃料プールに既にあるのに加え、緊急用スペースの処に全炉心32体分を冷却時間第0サイクルのものとして(論理的には可笑しいが安全側であるとして)追加し評価したものである。

尚第15サイクル以降のもの各々についても第14サイクルのものと同等の発熱量があるとしている。

この表の結果によると、通常運転サイクルで使用済燃料が逐次使用済燃料プールに貯蔵されるとき、全使用済燃料の発熱量は、約30 kWである。また、運転中の炉心の燃料全部(全燃料が最大の5サイクルの期間の燃焼度をもつとして)が使用済燃料プールに追加収納されるとして最大に見積っても、発熱量の総計は110 kWである。現在この値を基に使用済燃料プールの冷却系の設計が行われている。

表 6.1 一次冷却水中 ^{16}N によるガンマ線線源

photons/cc·sec

		放出確率	7.6 秒	8.4 秒	10.0 秒
放射能濃度			$2.8 \times 10^1 \mu\text{Ci/cc}$	$2.5 \times 10^1 \mu\text{Ci/cc}$	$2.1 \times 10^1 \mu\text{Ci/cc}$
ガンマ線 エネルギー	2.75 MeV	1%	1.05×10^4	9.38×10^3	7.88×10^3
	6.13 MeV	69%	7.21×10^5	6.44×10^5	5.41×10^5
	7.11 MeV	5%	5.23×10^4	4.67×10^4	3.92×10^4

表 6.2 一次冷却水配管を線源とするカナル側壁遮蔽解析結果

評価点 [*])	X (cm)	Y (cm)	Z (cm)	線量率(mrem/h)	備 考
1	185 ↓	0.0	0.0	7.1×10^{-1}	最 大 値
2		"	-27.94	8.2×10^{-1}	
3		"	-51.54	8.5×10^{-1}	
4		"	-131.03	8.4×10^{-1}	
5		27.94	0.0	7.8×10^{-1}	
6		"	-27.94	8.6×10^{-1}	
7		"	-51.54	8.6×10^{-1}	
8		"	-131.03	7.6×10^{-1}	
9		106.03	0.0	7.1×10^{-1}	
10		"	-27.94	6.6×10^{-1}	
11		"	-51.54	5.5×10^{-1}	
12		"	-131.03	2.2×10^{-1}	
13		212.06	0.0	6.6×10^{-1}	
14		"	-27.94	5.9×10^{-1}	
15		"	-51.54	4.5×10^{-1}	
16	185	"	-131.03	6.8×10^{-2}	評価点 6 に補助遮蔽 5 cm " " 10 cm " " 20 cm
17	190	27.94	-27.94	2.5×10^{-1}	
18	195	"	"	7.4×10^{-2}	
19	205	"	"	6.4×10^{-3}	
20	-385	"	"	2.2×10^{-3}	
21	-363	"	"	1.2×10^{-2}	

*) 図 6.2 参照。

表 6.3 使用済燃料を線源とするカナル遮蔽解析結果

評価点	評価点の位置	線量率(mrem)
1	上方向, 1000 mm	2.3×10^5
2	3000 mm	1.3×10^0
3	5000 mm	3.9×10^{-5}
4	7000 mm	2.4×10^{-9}
5	上方向 5000 mm 点より横方向, 250 mm	3.9×10^{-5}
6	500 mm	3.7×10^{-5}
7	750 mm	3.3×10^{-5}
8	1000 mm	2.8×10^{-5}
9	1250 mm	2.2×10^{-5}
10	1500 mm	1.6×10^{-5}
11	側壁方向, 燃料中心より 500 mm	7.5×10^7
12	1000 mm	1.4×10^6
13	側壁方向, 燃料中心より 1500 mm で側壁内表面	4.7×10^4
14	側壁内表面より 500 mm	9.3×10^1
15	1350 mm	9.1×10^{-3}
16	2000 mm	1.2×10^{-5}

photons/cc.sec

表6.4 使用済燃料1体当りの線源強度

(MeV)	サイクル0	サイクル1	サイクル2	サイクル3	サイクル4	サイクル5	サイクル6	サイクル7
3.00E-02	2.69E+10	8.29E+08	2.28E+07	6.28E+05	1.95E+04	2.98E+03	2.75E+03	2.97E+03
4.00E-02	2.21E+10	4.62E+07	1.38E+06	1.72E+05	1.39E+05	1.38E+05	1.38E+05	1.38E+05
6.00E-02	5.93E+10	8.01E+08	2.20E+07	6.20E+05	3.62E+04	2.30E+04	2.54E+04	2.82E+04
1.00E-01	1.60E+06	1.51E+06	4.33E+04	3.21E+03	2.10E+03	2.06E+03	2.06E+03	2.05E+03
1.50E-01	2.53E+10	4.82E+07	1.30E+06	3.73E+04	2.63E+03	1.67E+03	1.64E+03	1.64E+03
2.00E-01	3.45E+10	5.15E+08	1.41E+07	3.89E+05	1.17E+04	1.28E+03	9.91E+02	9.82E+02
3.00E-01	5.24E+11	3.84E+10	1.69E+10	1.21E+10	9.89E+09	8.50E+09	7.50E+09	6.73E+09
1.10E+00	1.50E+11	4.24E+11	2.91E+11	2.10E+11	1.53E+11	1.11E+11	8.07E+10	5.91E+10
1.55E+00	1.30E+11	5.69E+09	1.83E+09	1.07E+09	8.43E+08	7.29E+08	6.51E+08	5.92E+08
1.99E+00	2.44E+11	3.80E+10	5.95E+09	1.13E+09	3.86E+08	2.59E+08	2.27E+08	2.09E+08
2.38E+00	8.26E+09	7.70E+08	4.92E+08	4.09E+08	3.67E+08	3.35E+08	3.08E+08	2.82E+08
2.75E+00	7.25E+09	1.23E+09	1.91E+08	3.49E+07	1.10E+07	7.07E+06	6.10E+06	5.62E+06
3.25E+00	3.96E+06	5.23E+05	4.89E+05	4.58E+05	4.28E+05	4.01E+05	3.75E+05	3.51E+05
3.70E+00	8.24E+04	1.59E+04	1.49E+04	1.39E+04	1.30E+04	1.22E+04	1.14E+04	1.07E+04
4.22E+00	2.25E-02	2.14E-02	2.02E-02	1.92E-02	1.83E-02	1.75E-02	1.69E-02	1.63E-02
4.70E+00	1.42E-02	1.35E-02	1.27E-02	1.21E-02	1.15E-02	1.11E-02	1.06E-02	1.03E-02
5.25E+00	6.72E-03	6.38E-03	6.03E-03	5.73E-03	5.46E-03	5.24E-03	5.04E-03	4.86E-03
	4.23E-03	4.01E-03	3.79E-03	3.60E-03	3.44E-03	3.29E-03	3.17E-03	3.06E-03
(MeV)	サイクル8	サイクル9	サイクル10	サイクル11	サイクル12	サイクル13	サイクル14*	
3.00E-02	3.19E+03	3.42E+03	3.65E+03	3.87E+03	4.10E+03	4.32E+03	4.54E+03	
4.00E-02	1.38E+05							
6.00E-02	3.11E+04	3.39E+04	3.67E+04	3.95E+04	4.23E+04	4.51E+04	4.79E+04	
1.00E-01	2.05E+03							
1.50E-01	1.64E+03	1.63E+03	1.63E+03	1.63E+03	1.63E+03	1.62E+03	1.62E+03	
2.00E-01	9.81E+02	9.80E+02	9.79E+02	9.79E+02	9.78E+02	9.77E+02	9.76E+02	
3.00E-01	6.09E+09	5.55E+09	5.08E+09	4.66E+09	4.28E+09	3.94E+09	3.63E+09	
6.30E-01	4.38E+10	3.30E+10	2.54E+10	2.01E+10	1.63E+10	1.36E+10	1.16E+10	
1.10E+00	5.43E+08	5.02E+08	4.67E+08	4.35E+08	4.07E+08	3.82E+08	3.59E+08	
1.55E+00	1.95E+08	1.83E+08	1.71E+08	1.61E+08	1.51E+08	1.42E+08	1.33E+08	
1.99E+00	2.59E+08	2.38E+08	2.19E+08	2.01E+08	1.85E+08	1.70E+08	1.56E+08	
2.38E+00	5.22E+06	4.87E+06	4.54E+06	4.23E+06	3.94E+06	3.68E+06	3.43E+06	
2.75E+00	3.28E+05	3.07E+05	2.87E+05	2.69E+05	2.52E+05	2.36E+05	2.20E+05	
3.25E+00	1.00E+04	9.39E+03	8.79E+03	8.23E+03	7.71E+03	7.22E+03	6.76E+03	
3.70E+00	1.58E-02	1.54E-02	1.50E-02	1.46E-02	1.43E-02	1.41E-02	1.39E-02	
4.22E+00	9.96E-03	9.69E-03	9.44E-03	9.23E-03	9.05E-03	8.88E-03	8.74E-03	
4.70E+00	4.71E-03	4.58E-03	4.47E-03	4.37E-03	4.28E-03	4.21E-03	4.14E-03	
5.25E+00	2.97E-03	2.88E-03	2.81E-03	2.75E-03	2.69E-03	2.65E-03	2.60E-03	

*) サイクル0は冷却時間10⁵秒, サイクル1は冷却時間5週間, サイクルnは冷却時間5n週間

表 6.5 使用済燃料プール側壁の遮蔽解析結果^{*)}

計算体系	線 源	壁厚 150 cm	壁厚 175 cm	壁厚 200 cm
ケース a	サイクル 0	3.2×10^{-2}	2.4×10^{-3}	1.8×10^{-4}
ケース b	サイクル 1	6.2×10^{-2}	4.4×10^{-3}	3.2×10^{-4}
	2	6.4×10^{-2}	4.8×10^{-4}	3.8×10^{-5}
	3	6.3×10^{-3}	5.2×10^{-5}	4.2×10^{-6}
	4	1.5×10^{-4}	1.1×10^{-4}	7.7×10^{-6}
	5	5.3×10^{-3}	4.0×10^{-5}	3.0×10^{-6}
	6	3.3×10^{-4}	2.6×10^{-5}	2.1×10^{-6}
	7	5.0×10^{-4}	3.6×10^{-5}	2.6×10^{-6}
	8	1.9×10^{-4}	1.5×10^{-5}	1.1×10^{-6}
	9	1.3×10^{-4}	1.0×10^{-5}	7.8×10^{-7}
		合 計	7.2×10^{-2}	5.1×10^{-3}
ケース c	サイクル 0		2.8×10^{-2}	
	1		2.4×10^{-3}	
	2		1.4×10^{-4}	
	3		1.5×10^{-4}	
	4		4.6×10^{-5}	
	5		2.9×10^{-5}	
	6		3.9×10^{-5}	
	7		1.6×10^{-5}	
	8		1.1×10^{-5}	
	合 計		3.1×10^{-2}	

*) 対称性配置を考慮しての2倍は未だしていない。

表 6.6 使用済燃料プール水面の線量率

128体の水深	水面での線量率
3 m	1.6×10^2 mrem/h
5 m	4.9×10^{-3} mrem/h
7 m	3.0×10^{-7} mrem/h

表 6.7 使用済燃料 1 体当りの発熱量 (半年単位)

冷却時間	発熱量 (Watt)	放射能 (Ci)
直後	3.53×10^4	2.99×10^6
半年後	1.49×10^2	3.50×10^4
1年後	5.76×10^1	1.37×10^4
1.5年後	3.39×10^1	8.29×10^3
2年後	2.33×10^1	5.85×10^3
2.5年後	1.70×10^1	4.39×10^3
3年後	1.29×10^1	3.43×10^3
3.5年後	1.01×10^1	2.80×10^3
4年後	8.30×10^0	2.36×10^3
4.5年後	7.04×10^0	2.06×10^3
5年後	6.17×10^0	1.85×10^3

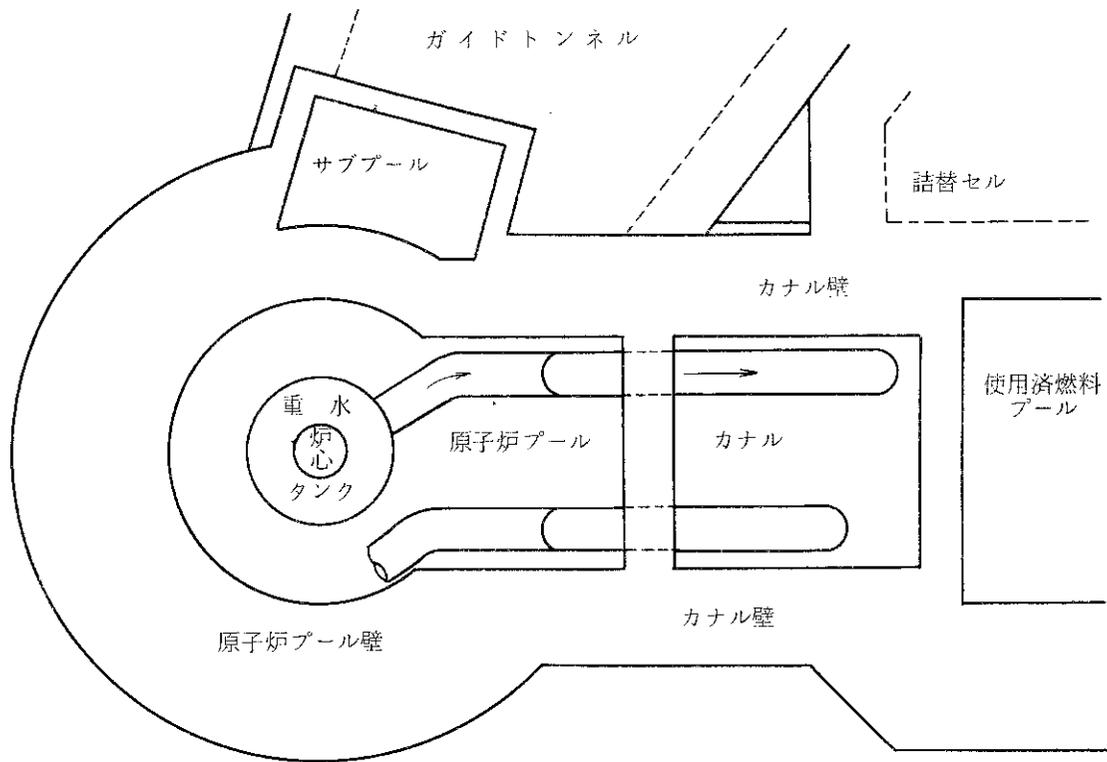
注) ガンマ線とベータ線との合計値である。アクチナイドの寄与は 1%以下なので無視。

表 6.8 使用済燃料 1 体当りの発熱量 (運転サイクル単位)

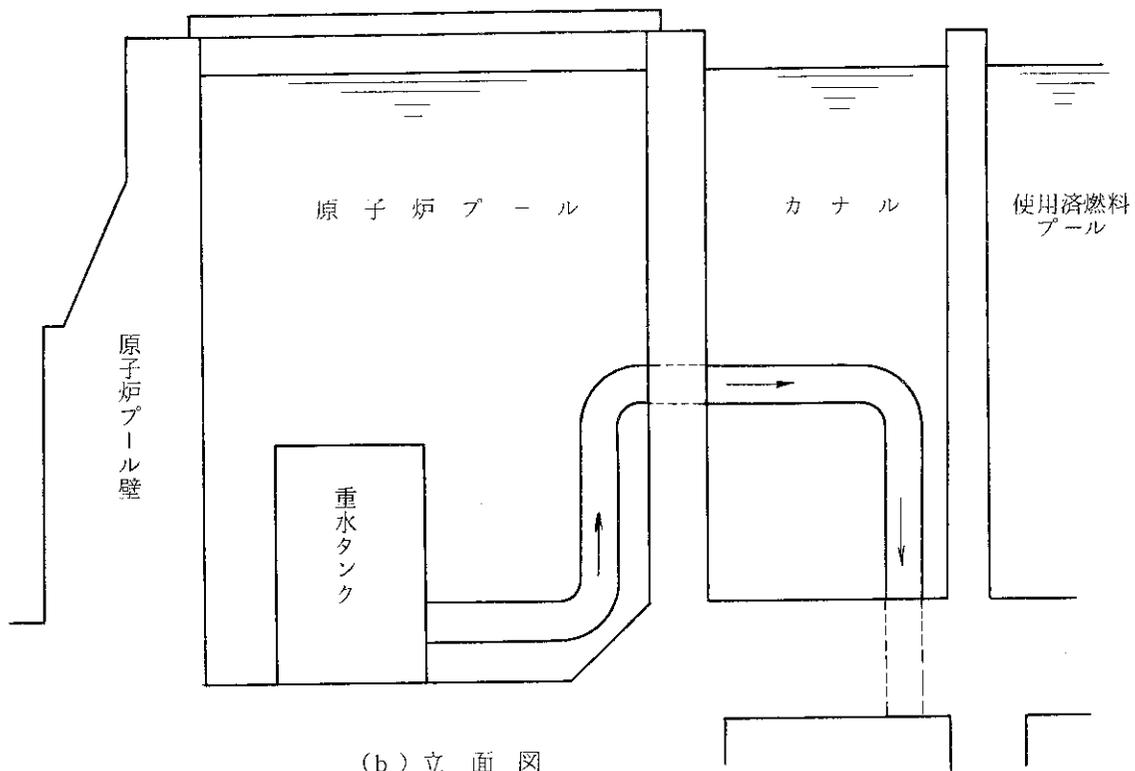
冷却時間		発熱量 (Watt)
運転サイクルNo.	秒又は週	
0	10^5 秒	2.53×10^3
1	5 週	6.06×10^2
2	10 週	3.69×10^2
3	15 週	2.64×10^2
4	20 週	1.99×10^2
5	25 週	1.53×10^2
6	30 週	1.21×10^2
7	35 週	9.80×10^1
8	40 週	8.08×10^1
9	45 週	6.83×10^1
10	50 週	5.88×10^1
11	55 週	5.15×10^1
12	60 週	4.57×10^1
13	65 週	4.11×10^1
14	70 週	3.73×10^1

表 6.9 使用済燃料プール内に貯蔵されている使用済燃料の発熱量

運転サイクルNo.	冷却時間	組合せ A (通常時)	組合せ B (緊急時も含む)
0	10 ⁵ 秒	6	38
1	5 週	5	5
2	10 週	5	5
3	15 週	5	5
4	20 週	5	5
5	25 週	6	6
6	30 週	5	5
7	35 週	5	5
8	40 週	5	5
9	45 週	5	5
10	50 週	5	6
11	55 週	6	5
12	60 週	5	5
13	65 週	5	5
14	70 週	23	23
使用済燃料の合計本数		96	128
使用済燃料の発熱量総計		27.1 kW	109 kW

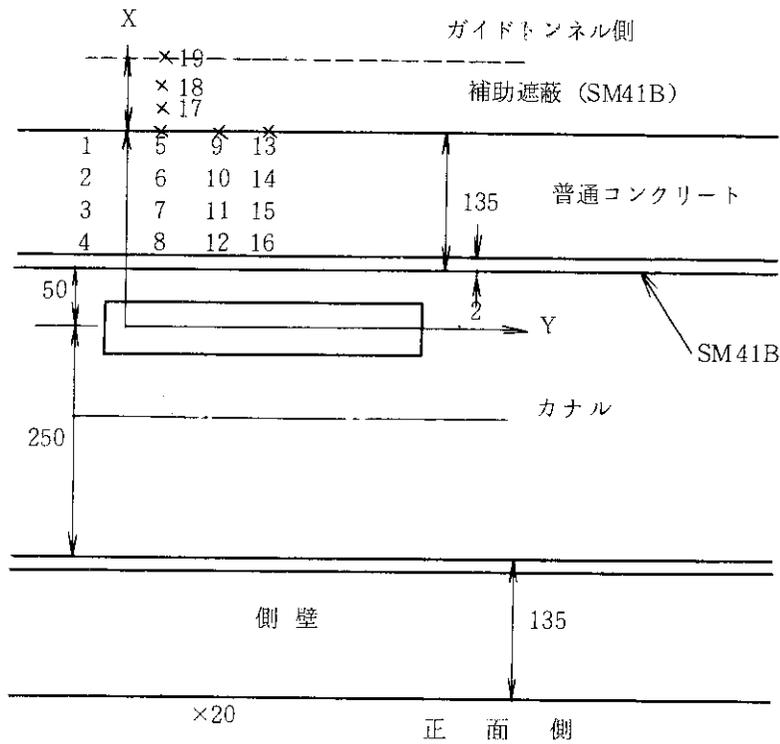


(a) 平面図

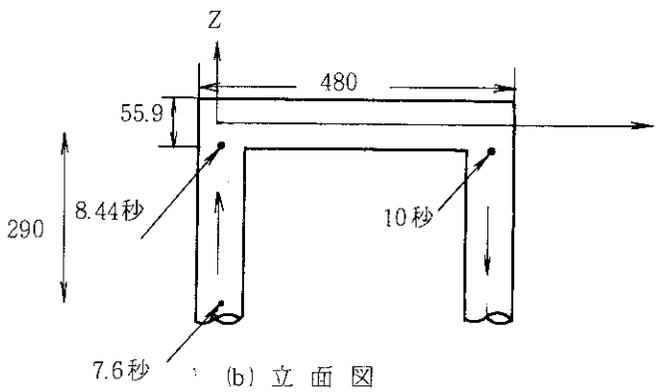


(b) 立面図

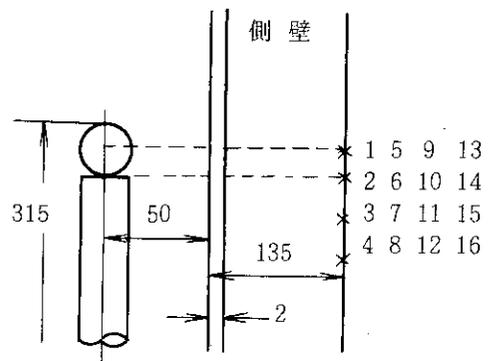
図 6.1 チャンネルにおける一次冷却水の流れ



(a) 平面図



(b) 立面図



(c) 断面図

単位 : cm

図 6.2 線源ガ一次冷却水配管のときの計算体系 (x印評価点)

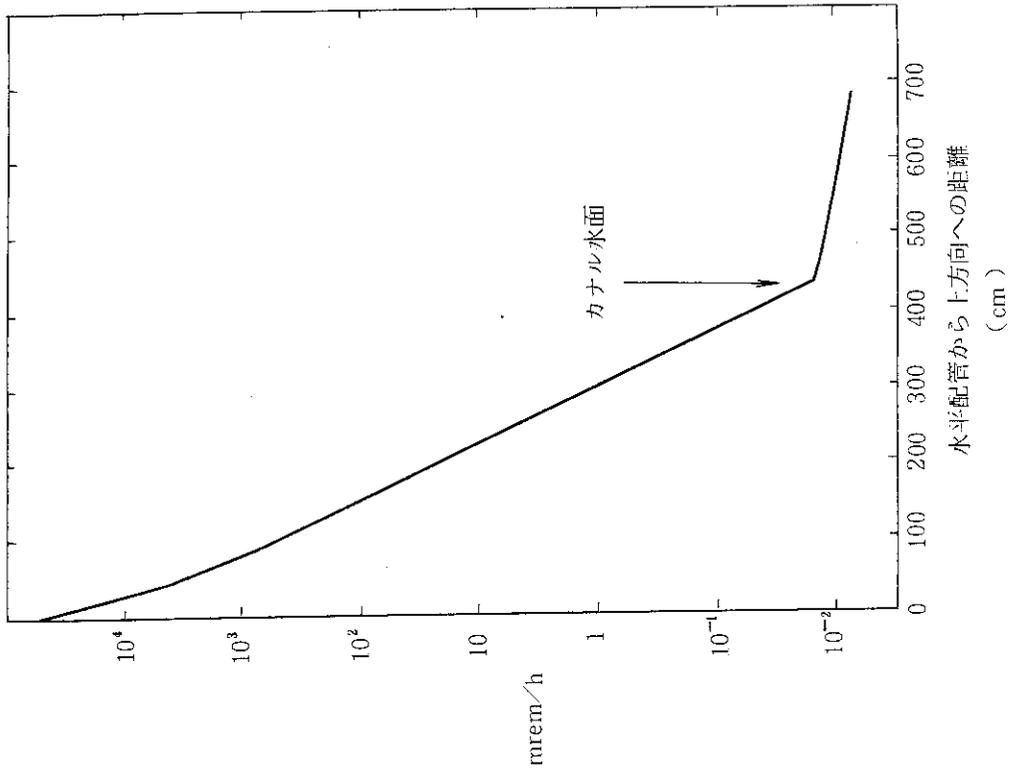


図 6.4 チャンネル中上方向線量率分布 (一次冷却水配管が線源)

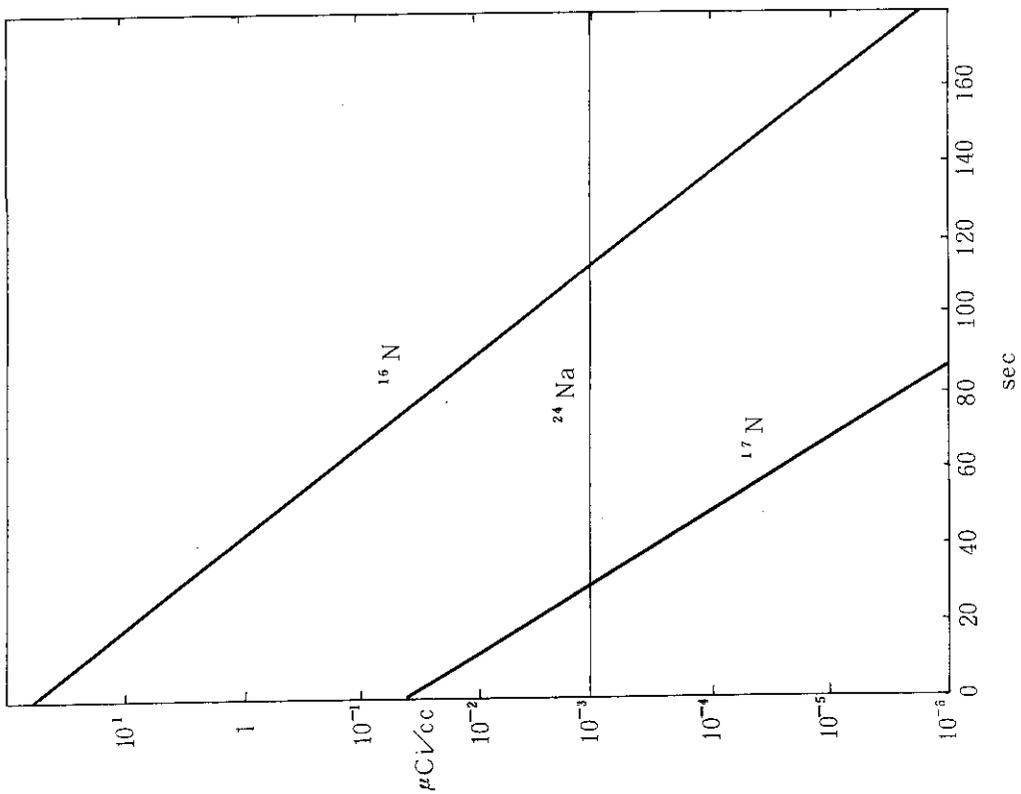


図 6.3 一次冷却水中の放射能の減衰曲線

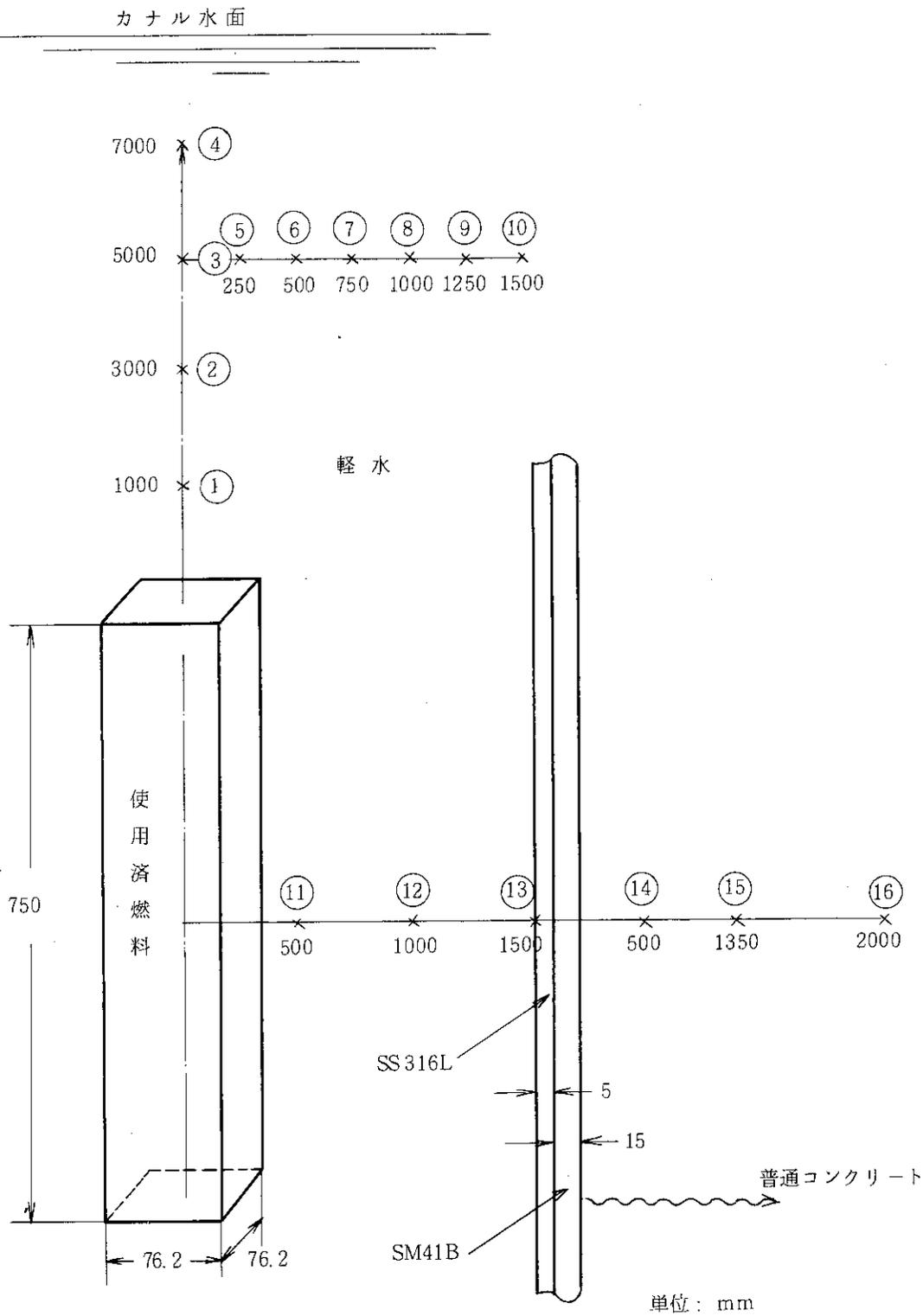


図 6.5 線源が使用済燃料のときの計算体系 (×印評価点)

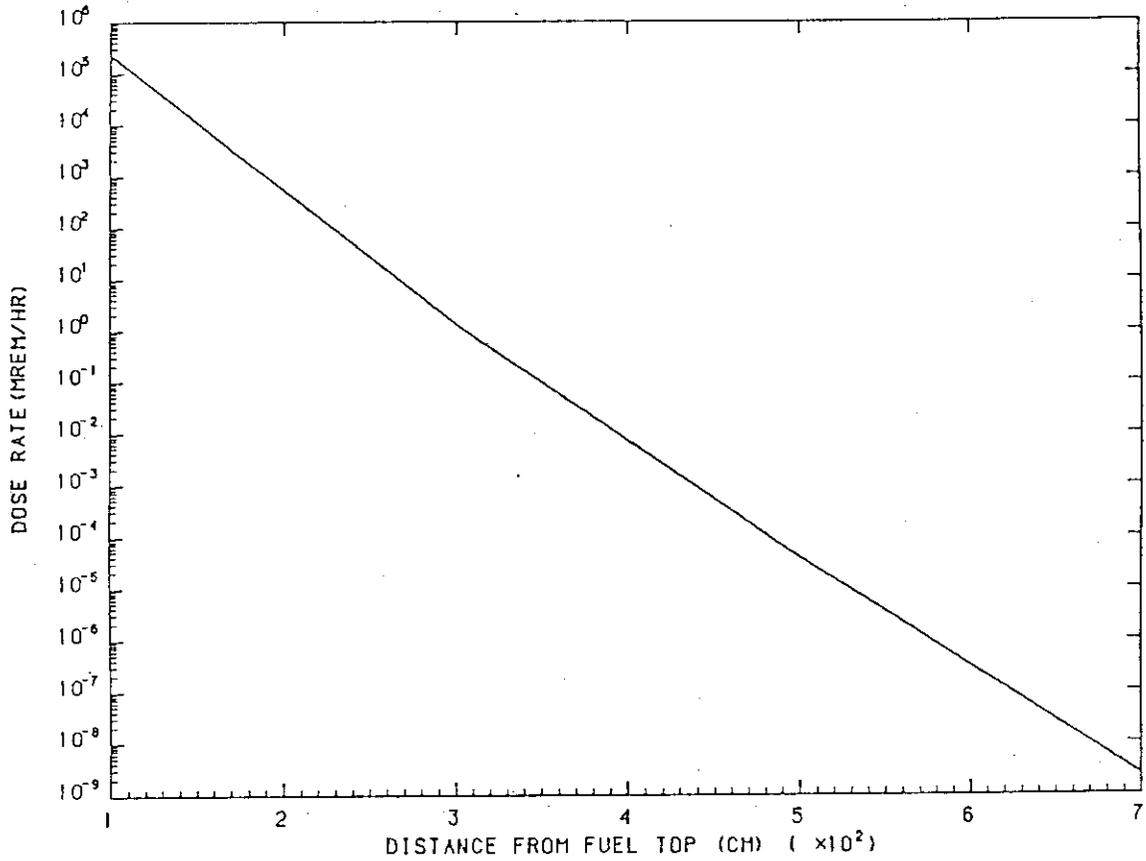


図 6.6 カナル中上方向線量率分布 (使用済燃料が線源)

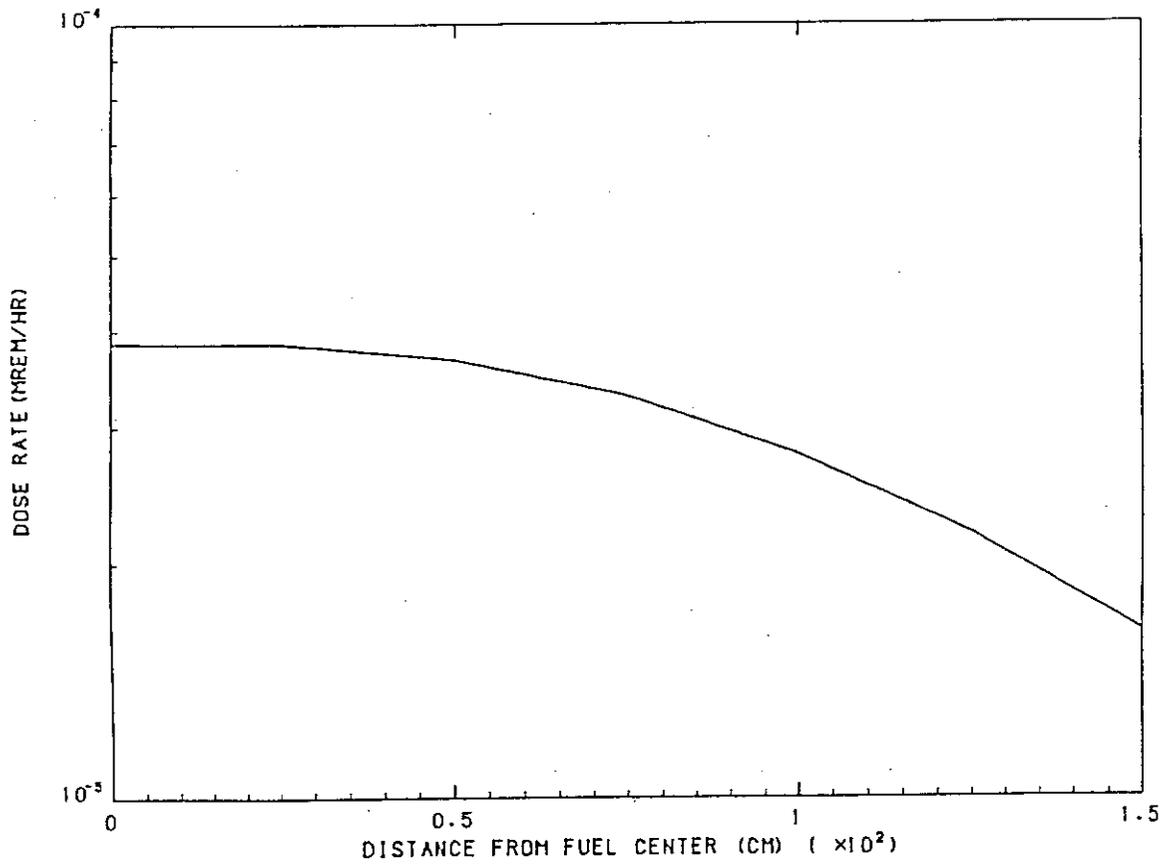


図 6.7 カナル中使用済燃料より 5 m 上の径方向線量率分布 (使用済燃料が線源)

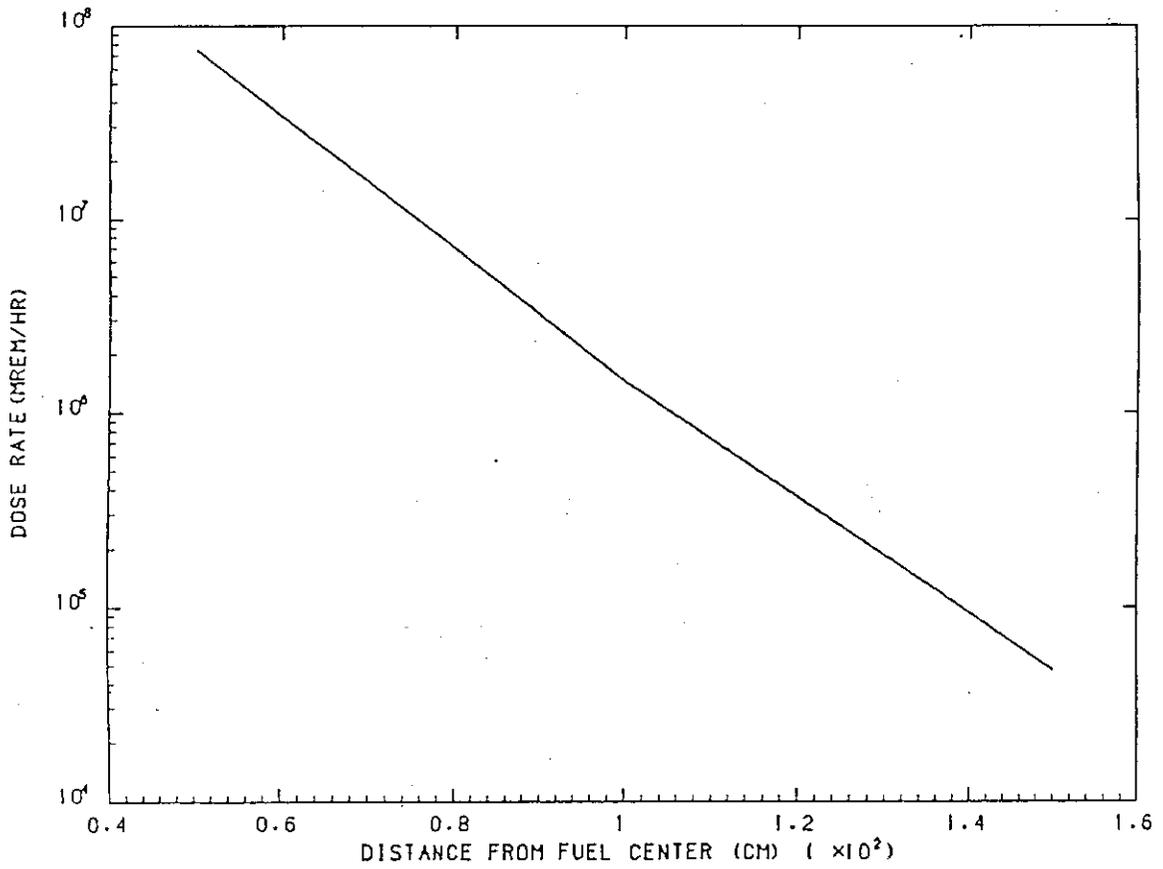


図 6.8 カナル中使用済燃料から径方向線量率分布 (水中)

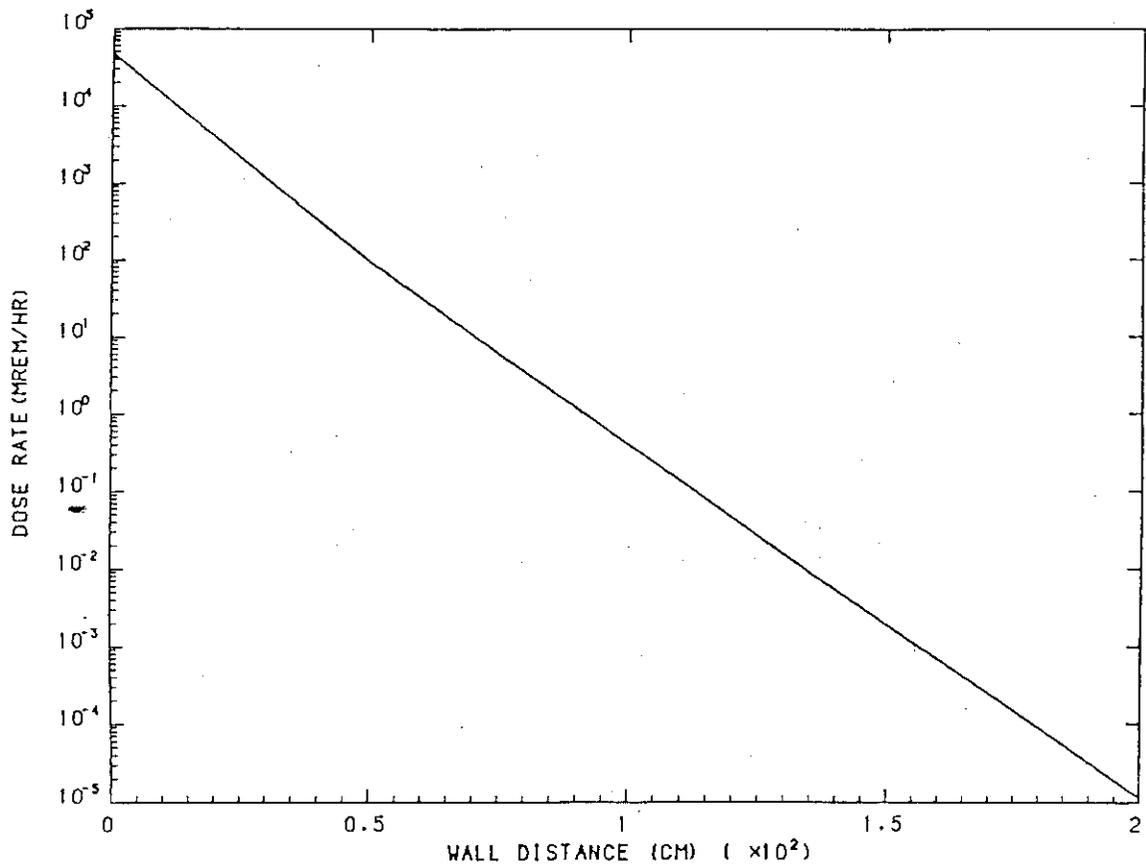


図 6.9 カナル中使用済燃料から径方向線量率分布 (側壁中)

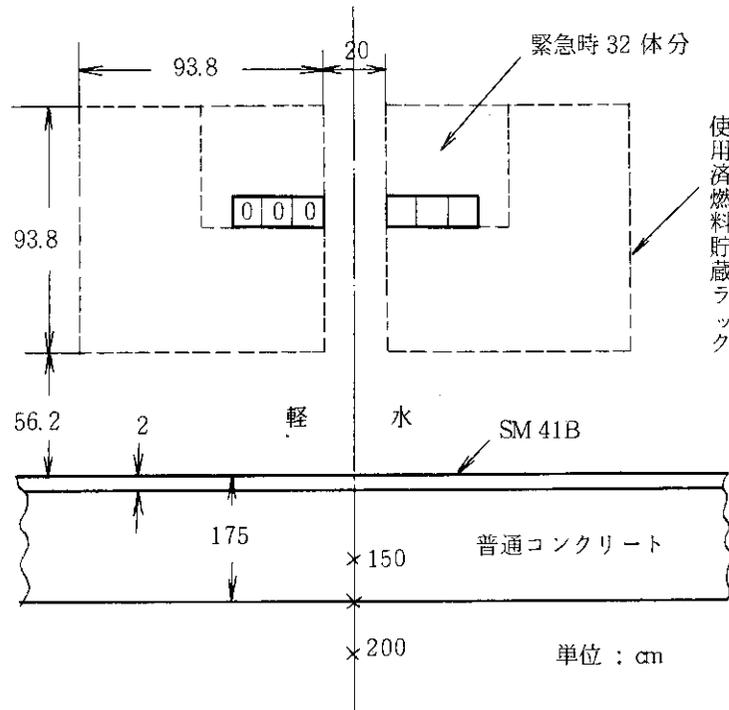


図 6.10 使用済燃料プール解析体系： ケース a

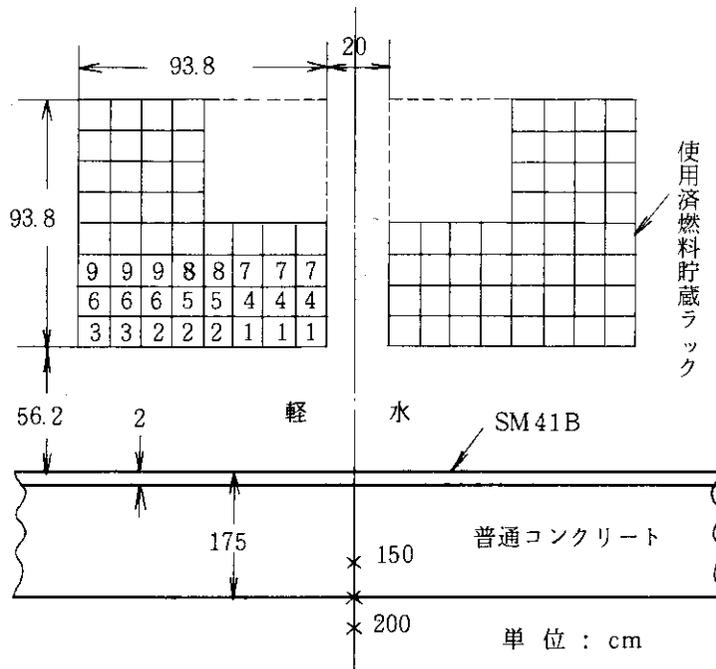


図 6.11 使用済燃料プール解析体系： ケース b

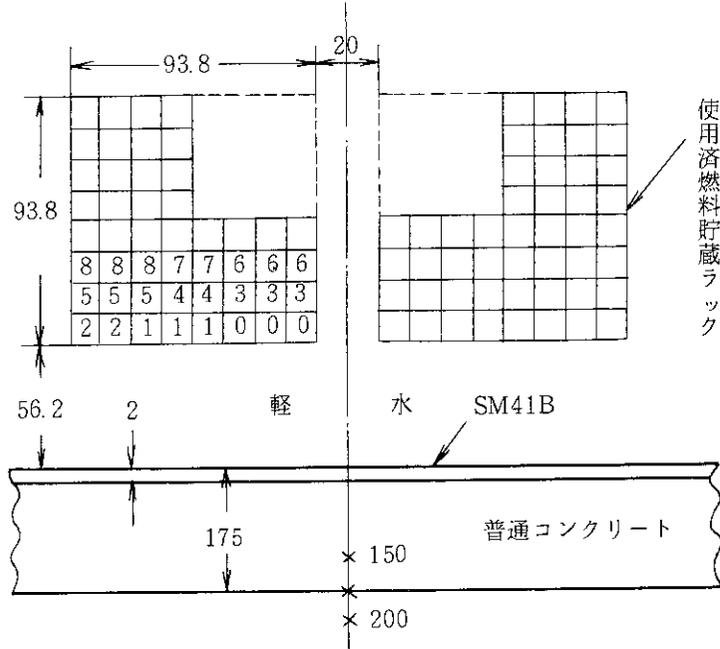


図 6.12 使用済燃料プール解析体系 : ケースc

7. あとがき

本格的な遮蔽計算コードを用いて遮蔽設計計算を行ったのは、研究炉関係では今回が初めてであろう。設計の際時間的余裕があれば、いろいろな簡易計算で多数のパラメータ・サーベイを行って基本的な検討を行い、其の後、今回我々が用いたような詳細な計算に移るのが一般的である。しかし JRR-3 改造炉の設計では、このような時間的な余裕が無かったので、予めの基本設計的な概念無しに本格的な遮蔽計算に入ったため、多少安全側へオーバーデザインが見られるかも知れない。

今回の解析の主たる対象は原子炉プール関係の原子炉本体周りであり、こゝでの解析結果を参考にしつつ設計が進められている。また研究炉ではビーム実験孔の遮蔽設計が重要であり且つ設計上の慎重さを要する処なので今後この設計計算では本報で経験した遮蔽解析が大変役に立ってくるであろう。次の報告ではその第一ステップの結果が示される予定である。

今回我々が行った“遮蔽解析システム”による研究炉の遮蔽計算は文献でも見当たらない初めての試みであり、参考になろう。出力上昇試験の際は、遮蔽に関する測定も実施し、今後の最適設計を行う際の貴重なデータとしたい。

謝 辞

JRR-3 改造炉の遮蔽解析に際し、山路昭雄主任研究官（運輸省船舶技研）及び田中俊一副主任研究員（原研遮蔽研究室）には討論を通じ有益なコメントを載いた。ORIGEN 及び ANISN コードの使用に関しては、坂本幸夫氏（核燃料施設安全解析室）に御世話載いた。また使用済燃料プールの遮蔽に関しては、佐藤博主査（研究炉技術課）に御討議載いた。研究炉の遮蔽設計に際しては JRR-2 を参考にしたが、この件に関しては番場正男係長（JRR-2 管理課）にお世話になった。

鈴木友雄遮蔽研究室長はこの草稿全体をレビューし適切なコメントを下された。こゝに脱稿し得たのは終始激励下された佐藤一男研究炉管理部次長（現原子炉安全工学部長）に負うところが大きい。

以上の諸氏に深遠なる謝意を表します。

7. あとがき

本格的な遮蔽計算コードを用いて遮蔽設計計算を行ったのは、研究炉関係では今回が初めてであろう。設計の際時間的余裕があれば、いろいろな簡易計算で多数のパラメータ・サーベイを行って基本的な検討を行い、其の後、今回我々が用いたような詳細な計算に移るのが一般的である。しかし JRR-3 改造炉の設計では、このような時間的な余裕が無かったので、予めの基本設計的な概念無しに本格的な遮蔽計算に入ったため、多少安全側へオーバーデザインが見られるかも知れない。

今回の解析の主たる対象は原子炉プール関係の原子炉本体囲りであり、こゝでの解析結果を参考にしつつ設計が進められている。また研究炉ではビーム実験孔の遮蔽設計が重要であり且つ設計上の慎重さを要する処なので今後この設計計算では本報で経験した遮蔽解析が大変役に立ってくるであろう。次の報告ではその第一ステップの結果が示される予定である。

今回我々が行った“遮蔽解析システム”による研究炉の遮蔽計算は文献でも見当たらない初めての試みであり、参考になろう。出力上昇試験の際は、遮蔽に関する測定も実施し、今後の最適設計を行う際の貴重なデータとしたい。

謝 辞

JRR-3 改造炉の遮蔽解析に際し、山路昭雄主任研究官（運輸省船舶技研）及び田中俊一副主任研究員（原研遮蔽研究室）には討論を通じ有益なコメントを載いた。ORIGEN 及び ANISN コードの使用に関しては、坂本幸夫氏（核燃料施設安全解析室）に御世話載いた。また使用済燃料プールの遮蔽に関しては、佐藤博主査（研究炉技術課）に御討議載いた。研究炉の遮蔽設計に際しては JRR-2 を参考にしたが、この件に関しては番場正男係長（JRR-2 管理課）にお世話になった。

鈴木友雄遮蔽研究室長はこの草稿全体をレビューし適切なコメントを下された。こゝに脱稿し得たのは終始激励下された佐藤一男研究炉管理部次長（現原子炉安全工学部長）に負うところが大きい。

以上の諸氏に深遠なる謝意を表します。

参考文献

- 1) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室：“原子力安全委員会審査指針集，”大成出版社（1984）
- 2) 日本原子力研究所：“原子炉設置変更許可申請書（JRR-3 原子炉施設の変更），”（昭和59年10月）。
- 3) Rockwell-III, T. (ed.) : "Reactor Shielding Design Manual," McGraw-Hill Book Co., Inc. (1956).
- 4) Jaeger, R.G. et al. (eds.) : "Engineering Compendium on Radiation Shielding, Vol.I, Shielding Fundamentals and Methods," Springer-Verlag (1968).
- 5) idem : "Engineering Compendium on Radiation Shielding, Vol.II, Shielding Materials," Springer-Verlag (1975).
- 6) idem : "Engineering Compendium on Radiation Shielding, Vol.III, Shielding Design and Engineering," Springer-Verlag (1970).
- 7) 遮蔽工学研究専門委員会：“遮蔽設計基準等に関する現状調査報告，”原子力学会(1977)。
- 8) Schaeffer, N.M. (ed.) : "Reactor Shielding for Nuclear Engineers," TID-25951 (1973).
- 9) Beck, C.K. (ed.) : "Nuclear Reactors for Research," Van Nostrand (1953).
- 10) Blizard, E.P., Abbott, L.S. (eds.) : "Reactor Handbook (2nd ed.) Vol.III-B, Shielding," International Pub. (1962).
- 11) Soodak, H. (ed.) : "Reactor Handbook (2nd ed.) Vol.III-A, Physics," International Pub. (1962).
- 12) Trubey, D.K. et al. : "Proc. of 5th International Conference on Reactor Shielding," ORNL Knoxville, Tenn., USA (1977).
- 13) 朝岡卓見, 兵藤知典, 他：“第6回遮蔽国際会議と世界の遮蔽研究の動向,” 原子力誌, 25, 717 ~ 722 (1983); 笹本宣雄, 山路昭雄, 他：“第6回放射線遮蔽国際会議論文のレビュー,” JAERI-M 83-225 (1984); 伊勢武治, 鈴木友雄, 他：“放射線遮蔽の最近の動向, 第6回放射線遮蔽国際会議から,” 原子力工業, 29, 10, 33~40 (1983)。
- 14) 科学技術庁原子力安全局監修：“昭和58年原子力規制関係法令集,”大成出版 (1983)
- 15) Roussin, R.W. et al. : "VITAMIN-C : CTR Processed Multigroup Cross-Section Library for Neutronics Studies," ORNL/RSIC-37 (ENDF-36) ; "VITAMIN-C 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Sections in AMPX and CCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics," DLC-41C (1979).
- 16) Greene, N.M. et al. : "AMPX-II, Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma-Ray Cross-Section Libraries from

- Data in ENDF Format," PSR-63 (1978, RSIC).
- 17) Garber, D. et al. : "Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF," BNL-NCS-50496 (1975).
 - 18) Engle, W.W., Jr. : "A User's Manual for ANISN A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693 (1967) ; Koyama, K. et al. : "ANISN-JR, A One Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-ray Transport Calculations," JAERI-M 6954 (1977).
 - 19) Rhodes, W.A. : "DOT3.5, Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code," RSIC CCC-276 (1975) ; "DOT III, Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL-TM-4280 (1973).
 - 20) Jenal, J.P. et al. : "The Generation of a Computer Library for Discrete Ordinates Quadrature Sets," ORNL/TM-6023 (1977).
 - 21) Emmett, M.B. : "The MORSE Monte Carlo Radiation Transport System," ORNL-4972 (1975) ; Straker, E.A. et al. : "The MORSE Code - A Multi-group Neutron and Gamma-Ray Monte Carlo Transport Code," ORNL-4585 (1970) ; "The MORSE Code with Combinatorial Geometry," DNA 2860 T (1972).
 - 22) Emmett, M.B. et al. : "DOMINO A General Purpose Code for Coupling Discrete Ordinates and Monte Carlo Radiation Transport Calculations," PSR-64 ; ORNL-4853 (1973).
 - 23) Cain, V.R. : "QAD-CG A Combinatorial Geometry Version of QAD-P5A, A Point Kernel Code for Neutron and Gamma-Ray Shielding Calculations," CCC-307, Bechtel Computer Code - NE007 (1977).
 - 24) Bell, M.J. : "ORIGEN-79 Isotope Generation and Depletion Code - Matrix Exponential Method," CCC-217, ORNL-4628 (1973).
 - 25) Metghalchi, M., Ashrafi, R. : "Comparison of the Two Different Standard Flux-to-Dose Rate Conversion Factors," 1236-1240 in Ref. 13.
 - 26) Kawai, M. et al. : "Integral Test of Iron Data in JENDL-2 for Fast Reactor Shielding Analysis," 428-437 in Ref. 13.
 - 27) Yamamoto, J. et al. : "Measurement and Analysis of Leakage Neutron Spectra from SS-316, Concrete, Water and Polyethylene Slabs with D-T Neutron Source," 464-473 in Ref. 13.
 - 28) Hansen, L.F. et al. : "Radiation Doses as a Function of the Thickness and Shielding Material Surrounding a 14 MeV Neutron Source," 881-888 in Ref. 12.
 - 29) Weisbin, C.R. et al. : "The Role of Standard Fine Group Cross

- Section Libraries in Shielding Analysis," 471-481 in Ref. 12.
- 30) Roussin, R.W. : "The Status of Multigroup Cross-Section Data for Shielding Applications," 89-98 in Ref. 13.
 - 31) Cullen, D.E. et al. : "The IAEA Cross Section Processing Code Verification Project as it Applies to Shielding Data," 118-131 in Ref. 13.
 - 32) 山路昭雄, 他 : "放射線輸送計算コードを用いた「むつ」船用炉の遮蔽解析法と実験解析に基づく評価," 原子力誌, 26, 139~156 (1984)。
 - 33) Oka, Y. et al. : "Two-Dimensional Shielding Benchmarks for Sodium and Iron at YAYOI," 833-840 in Ref. 12.
 - 34) Maiorino, J.R., Pontedeiro, E.M.B.D. : "On the Solution of Transport Equation in Multiregions with Anisotropic Scattering Using the F_N Method," 294-300 in Ref. 13.
 - 35) Uwamino, Y., Nakamura, T. : "Attenuation Analysis of Neutron and Photons Generated by 52 MeV Protons Transmitted Through Shielding Materials," 455-463 in Ref. 13.
 - 36) See Ref. 27.
 - 37) Barbucci, P. et al. : "Comparison between Neutron Flux Measurements and Calculations in the Dry Well of CARSO BWR Power Station," 929-937 in Ref. 13.
 - 38) Tanaka, S. et al. : "Shielding Experiments for a Shielding Safety Evaluation Code System of Spent Fuel Transport Cask," 965-972 in Ref. 13.
 - 39) Maeker, R.E., Muckenthaler, F.J. : "Measurement and Calculations of Neutron Fluxes through a Simulation of the CRBR Upper Axial Shielding," 812-818 in Ref. 12.
 - 40) West-III, J.T. : "Evaluation of Uncertainties in the Gamma-Ray Heating Analysis of a PWR," 652-659 in Ref. 12.
 - 41) 炉物理研究委員会・遮蔽専門部会 : "Disuete Ordinates コードおよびモンテカルロコードによる2次元遮蔽ベンチマーク計算 (No.1)," JAERI-M 7799 (1978)。
 - 42) Brodtkin, E.B. : "Determination of the Fission Neutron Field in Water and Steel by Experimental and Computational Methods-Comparison Results," 448-454 in Ref. 13.
 - 43) Santro, R.T. et al. : "Integral Experiments for Fusion Reactor Shield Design-Summary of Progress," 627-635 in Ref. 13.
 - 44) Nakamura, T. et al. : "Radiation Streaming Studies at the Fusion Neutronics Source (FNS) Facility," 888-897 in Ref. 13.
 - 45) See Ref. 37.

- 46) See Ref. 38.
- 47) Yamaguchi, Y. et al. : "A Benchmark Experiment for γ -Ray Skyshine," 1000-1006 in Ref. 13.
- 48) Suzaki, T. et al. : "Experience to Reduce Exposures Outside a Critical Assembly Room by Additional Concrete Walls," 1140-1147 in Ref. 13.
- 49) Mynatt, F.R. : "Development of Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Theory for Radiation Shielding," Dissertation of Univ. of Tennessee (1969).
- 50) 鈴置善郎, 他: "常陽"におけるストリーミング測定とその解析 (N) — 2D S_n 法によるストリーミング解析 —, "原子力学会S 59年会, D34 (1984)。
- 51) 鈴木幾則, 他: "「常陽」におけるストリーミング測定とその解析 (V)," 原子力学会S 59年会 D 35 (1984)。
- 52) 大谷暢夫, 河北孝司: "高速実験炉「常陽」における遮蔽測定とその解析," 原子力誌, 25, 520~528 (1983)。
- 53) Celnik, J. : "A Simple Albedo Method for Calculating Effects of Single-Legged Ducts," 688-693 in Ref. 12.
- 54) Miura, T., Takeuchi, K. : "Study on Additional Shields for Gamma-Rays Streaming Through a Duct," 787-796 in Ref. 13.
- 55) Hashikura, H. et al. : "Fast Neutron Streaming Studies Using the Fast Neutron Source Reactor YAYOI and a 14 MeV Neutron Generator," 880-887 in Ref. 13.
- 56) Seki, Y. et al. : "Monte Carlo Analysis of a Streaming Experiment of D-T Neutron and Gamma Rays through a Concrete Bent Duct," 898-907 in Ref. 13.
- 57) 植木紘太郎, 他: "モンテカルロコード MORSE-CGによるベンチマーク実験の解析," JAERI-M 83-142 (1983)。
- 58) 植木紘太郎, 他: "原子炉照射室-迷路の中性子ストリーミングの最初のモンテカルロ解析," 原子力学会S 57年秋の分科会 E13 (1982)。
- 59) See Ref. 32.
- 60) Nakai, S. et al. : "Development of Radiation Shielding Dose Calculation Code for Nuclear Power Plant," 1092-1101 in Ref. 13.
- 61) 日高孝寛, 他: "ANS γ 線ベンチマーク問題(2) 点減衰核法による解析," 原子力学会S 57年年会 E30 (1982)。
- 62) Bell, M.J. : "Calculated Radiation Properties of Spent Plutonium Fuels," Nuclear Technol., 18, 5 (1973).
- 63) Croff, A.G. et al. : "Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORIGEN Computer Code," ORNL/TM-6051 (1978).

- 64) Croff, A.G. : "Comparison of Experimentally Determined Spent-Fuel Compositions with ORIGEN2 Calculations," CONF-811103-106 (1981).
- 65) Chilton, A.B., Shultis, J.K., Faw, R.E. : "Principles of Radiation Shield," Prentice-Hall (1984).

付録 遮蔽解析プログラムの検証例

第4章で述べたように、我々が使用した計算コード群は、使用実績が充分で且つ解析能力の高い（したがって比較的新しい）ものが選ばれた。本来遮蔽コードシステム全体として評価すべきであろう。即ち遮蔽解析の特徴としては、JRR-3 改造炉完成時の性能試験のような大型の実験が必要であろう。しかしながら、個々計算コードの検証も数多く行われているので、公開されている資料に基づいて調べた結果を以下に述べる。計算手法については第4章に記述されているので参照されたい。

A. AMPX-II システム¹⁶⁾

DLC41C/VITAMIN-C を核データライブラリーとして用いているので、このシステムの評価は、このライブラリーも含めて行われていることになる。米国ANSで標準用として推薦しており、ERDA (U.S. Energy Research Development Administration) がスポンサーで、このライブラリーの評価作業を実施している。高速炉体系に対して行った途中結果によると、²⁹⁾ 鉄に対するC/Eで良い一致を示し且つ我々が用いている中性子171群ライブラリーの方が51群ライブラリーよりベターとのことである。

AMPX-II システムも世界で広く使用されているので、¹³⁾ IAEAが他の同様な断面積処理コードとともに評価作業を実施しており、³¹⁾ その結果(表A.1参照)によると、他のコードより大変優れていることがわかる。

B. ANISNコード¹⁸⁾

群定数作成及び次元輸送計算コードとしてよく用いられているので多くの検証例がある。^{32~39)} よく知られている検証として、原子力船の遮蔽効果確認実験の一環としてJRR-4で行われた中性子透過実験がある。³²⁾ 実験体系と計算体系を図A.1に、検証結果を図A.2に示す。

計算値は実験値と良い一致であり、且つ安全側評価を与えることを示している。計算は、 $P_3 \cdot S_8$ の26群で行っている。

C. DOT 3.5コード¹⁹⁾

遮蔽解析用 S_N コードとしてANISNと共に最も広く使われているので、多くの検証がある。^{40~52)} 炉物理研究委員会遮蔽専門部会で、従来より遮蔽解析コードの評価作業を実施しているが、その一環としてDOT 3.5コードについても実施している。⁴¹⁾

この実験はJRR-4を用いて行われ、中性子ダクトストリーミング計算に対する評価実験である。実験体系と計算体系を図A.3に示す。検証結果を図A.4に示す。

計算値は実験値と良い一致であり、且つ安全側評価を与えることを示している。又ストリーミング評価においては、 S_N の N （角度分点数）が多くないと良い結果を示さないことも示されている。計算は、 P_3 で、 S_{124} 又は S_{48} の13群で行われている。

D. MORSE-CGコード²¹⁾

実際体系の遮蔽解析では、DOTコードと共にこのMORSE-CGコードの使用が定着している¹³⁾ので、多くの解析例が報告されている。^{53~58)}他の S_N コードと異なり、幾何学的な形状は近似する必要がないので、統計誤差の精度さえ充分良ければ、厳密解に近いとされている。又体系が大きいと計算機経済が悪くなる。

この計算コードも炉物理研究委員会遮蔽専門部会で、いろいろな問題を通しての評価作業を実施している。⁵⁷⁾この作業の一環として、使用済燃料の輸送キャスクの遮蔽性能評価がある。実験体系と計算体系を図A.5に示す。検証結果を図A.6に示す。

計算値は、実験値と良い一致を示しており、この計算では、輸送キャスク周囲の構造物の散乱による寄与も考慮すべきであることも示している。計算は、 P_5 の中性子32群ガンマ線18群の結合で行われた。核データライブラリーは、AMPX-IIシステムを用いて新たに作成したものを使用している。

E. QAD-CGコード²³⁾

点減衰核積分法に基づくガンマ線遮蔽解析用コードである。幾何形状入力が簡略化されて、多くの検証例が報告されている。^{59~61)}多くは他の計算コード等でガンマ線線源強度を求めておいてから用いる。検証例のひとつとして、原子力船の遮蔽効果確認実験の一環として、JRR-4で行われた、ガンマ線のコンクリート透過実験がある。³²⁾実験体系と計算体系を図A.7に示す。検証結果を図A.8に示す。

計算値は実験値と大変良い一致であり、且つ安全側評価を与えることを示している。

F. ORIGIN-79コード²⁴⁾

燃料の燃焼度計算或いは材料の放射化計算を行うこの種のコードは稀なので、広く用いられているが、その割には検証例が少ない。^{62~64)}まず最近公開されたORIGIN-2コードと我々が用いているORIGIN-79コードとの比較をJRR-3改造炉燃料の崩壊熱（20 MWの出力5サイクル運転として）に対して比較したのが図A.9であり、大変良い一致を示している。尚ライブラリーは、ORIGIN-79ではLWR用のものを、ORIGIN-2ではCANDU炉用のものをを用いている。

実際の発電炉燃料に対して、測定値とORIGIN-2計算値との比較をウラン系核種とプルトニウム系核種の生成量で比較したのが表A.2であるが、⁶³⁾大変良い一致を示している。

以上の記述から総合的に判断すると、ORIGIN-79コードと測定値とは大変良い一致であることが結論付けられよう。

表A.1 AMPX-IIコードシステムの検証：他のシステムとの比較³¹⁾

Summary of initial and current maximum per-cent differences for each code

code	initial maximum difference	current maximum difference
ENTOSAN	3 %	agreement
RESEND	2000 %	abandoned
LINEAR/RECENT/GROUPIE	6 %	agreement
FOURACES	2700 %	1135 %
RESCAL	113 %	80 %
RESEND	5000 %	agreement
FEDGROUP-3	187 % **	16 % **
FEDGROUP-C	27 % **	23 % **
NJOY(CDC)	18 % *	no additional results
NJOY(IBM)	100 % *	18 %
AMPX	24 %	1.6 %
MINX	15 % **	no additional results

* - this ignores large per-cent differences for small cross sections near thresholds

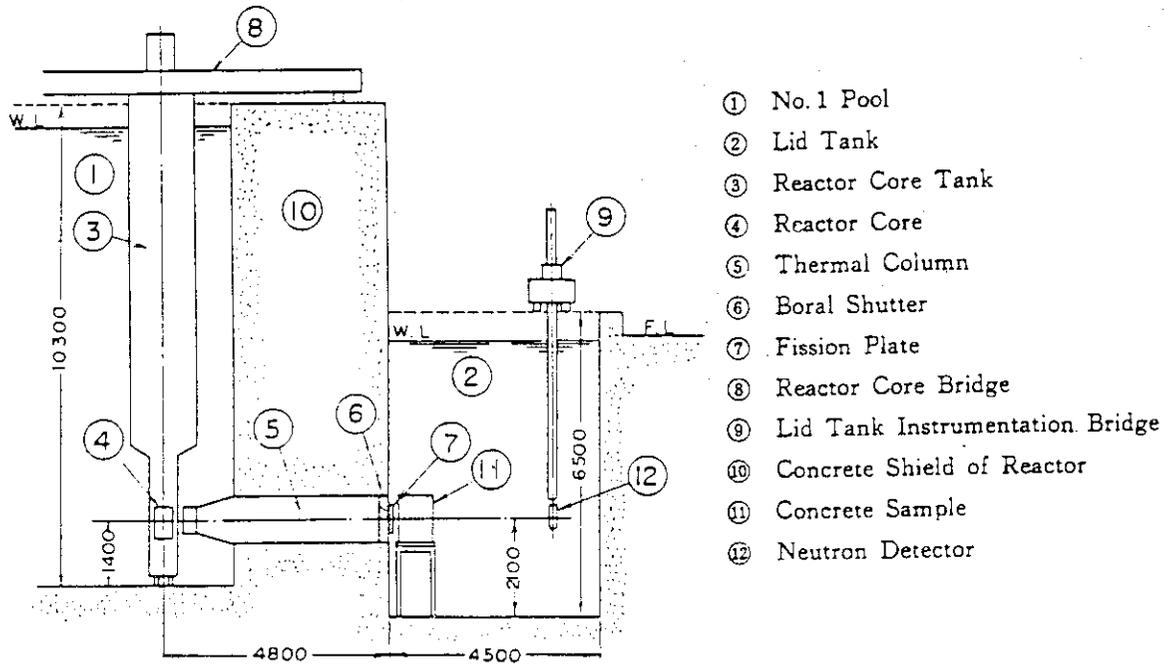
** - comparison based on only a portion of ENDF/B-V dosimetry library

表A.2 発電炉使用済燃料におけるウラン及びプルトニウム生成量の測定値とORIGEN-2計算値との比較⁶³⁾

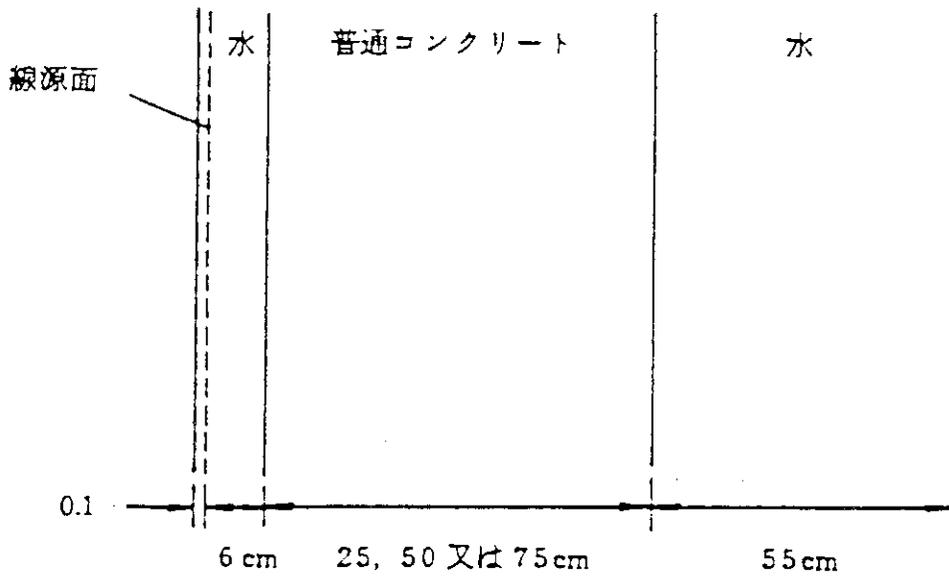
Comparison of the Experimentally Determined Uranium and Plutonium Compositions of Spent Fuel with ORIGEN2 Calculations

Parameter	Difference Between Experimental and ORIGEN2 Uranium and Plutonium Parameters [(O2 - EXP)/EXP, %] ^a		
	Turkey Point		H. B. Robinson
	B Set	D Set	
²³⁵ U/U	7.7	-2.3	0.1
²³⁶ U/U	-4.3	-0.7	-3.2
²³⁸ Pu/Pu	-12.1	-4.0	-9.0
²³⁹ Pu/Pu	0.2	1.5	-0.4
²⁴⁰ Pu/Pu	-3.9	-1.7	1.2
²⁴¹ Pu/Pu	14	0.9	1.8
²⁴² Pu/Pu	-10	-7.6	-2.6
Total plutonium	2.6	2.1	
Burnup, GWd/ton	19.3 to 26.9	29.6 to 30.6	30
Cycles in reactor	1,2	2 to 4	1,2
Number of samples	8	5	1

^aO2 = ORIGEN2; EXP = experimental.

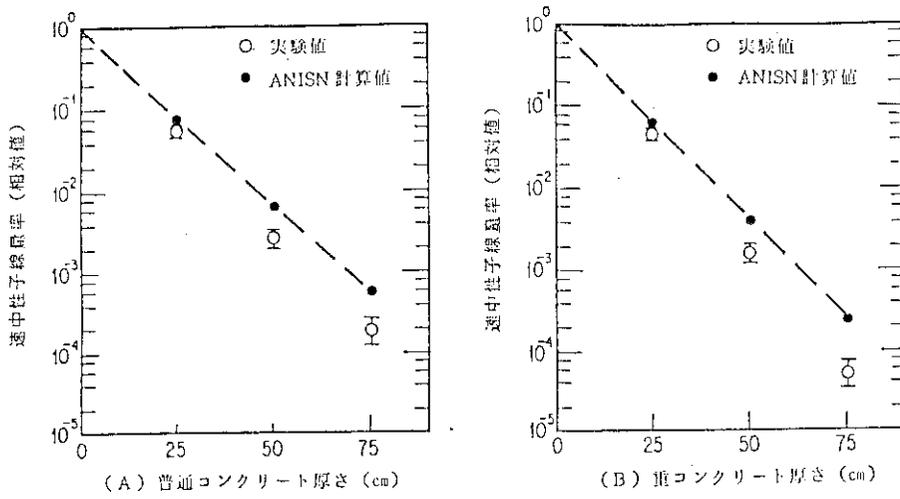


(a) ANISN 検証実験体系

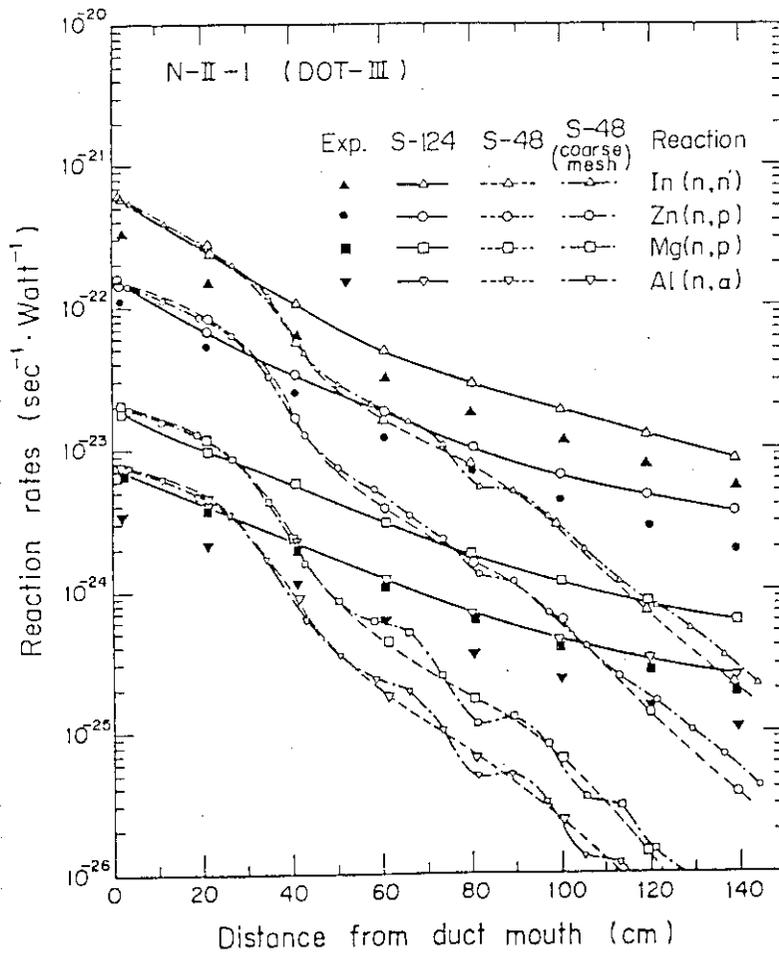


(b) ANISN 検証計算体系

図A.1 ANISN コード検証のための実験体系と計算体系³²⁾

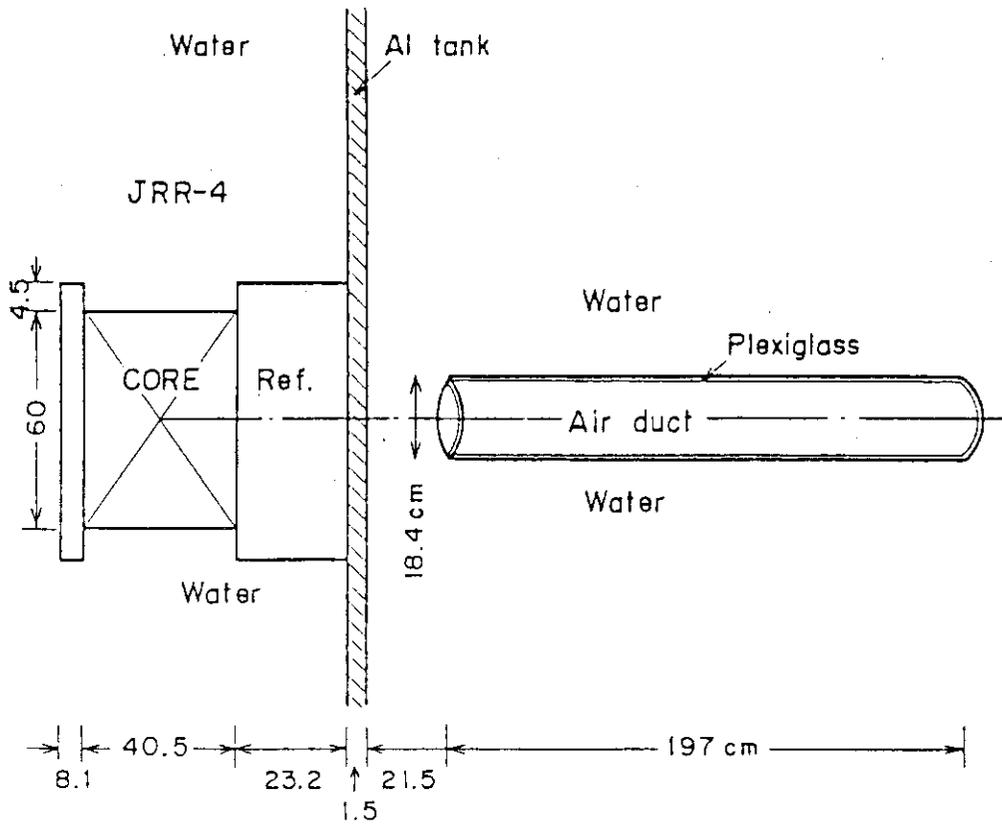


図A.2 ANISNコード検証結果：実験値との比較³²⁾

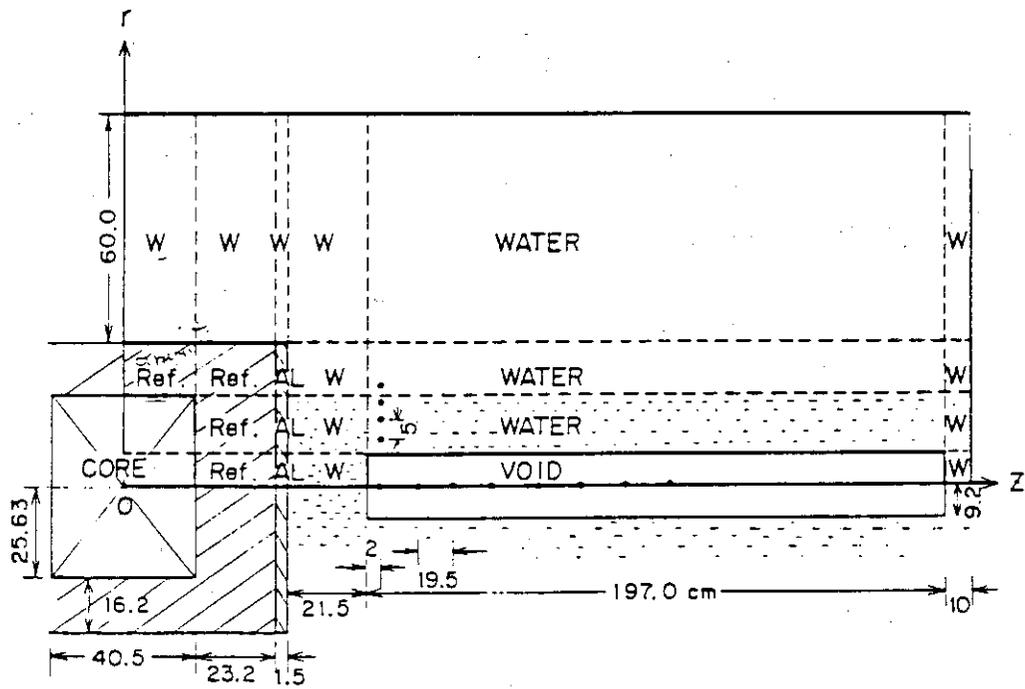


Comparison of DOT-III reaction rates with measured values along duct axis of N-II-1

図A.4 DOT3.5コードの検証結果：実験値との比較⁴¹⁾

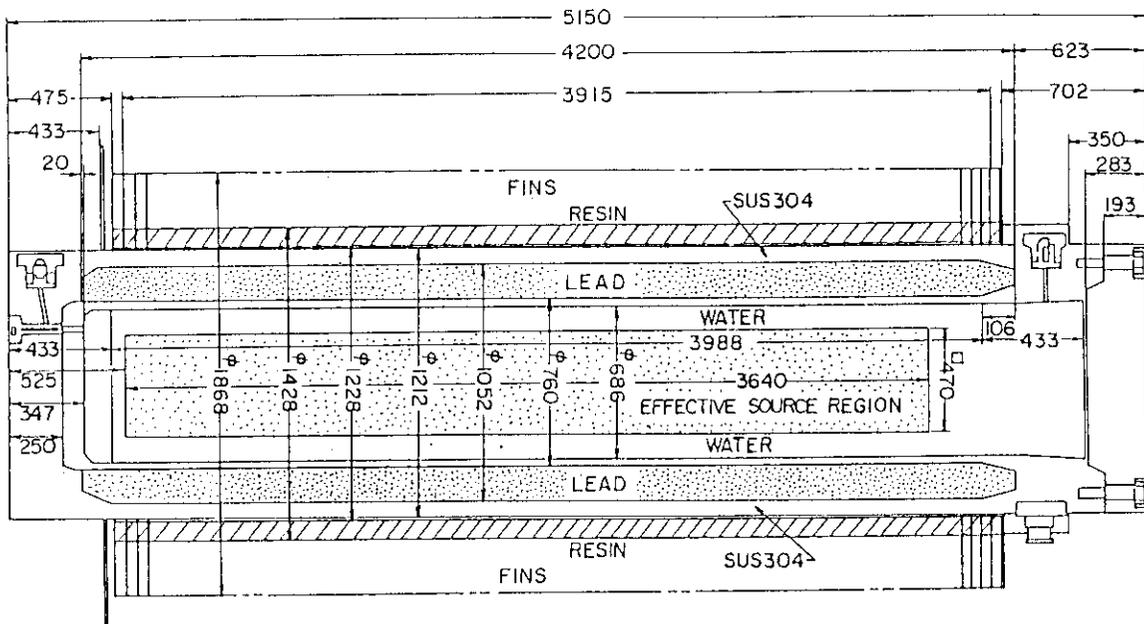


(a) DOT 3.5 検証実験体系



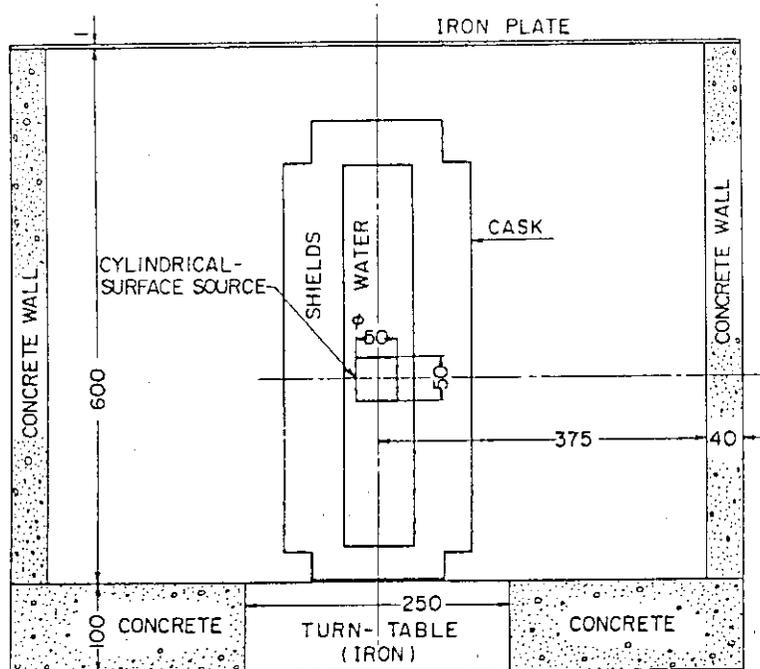
(b) DOT 3.5 計算体系

図A.3 DOT 3.5 コードの検証のための実験体系と計算体系⁴¹⁾



Geometry for the spent-fuel shipping cask. Dimensions are in millimetres.

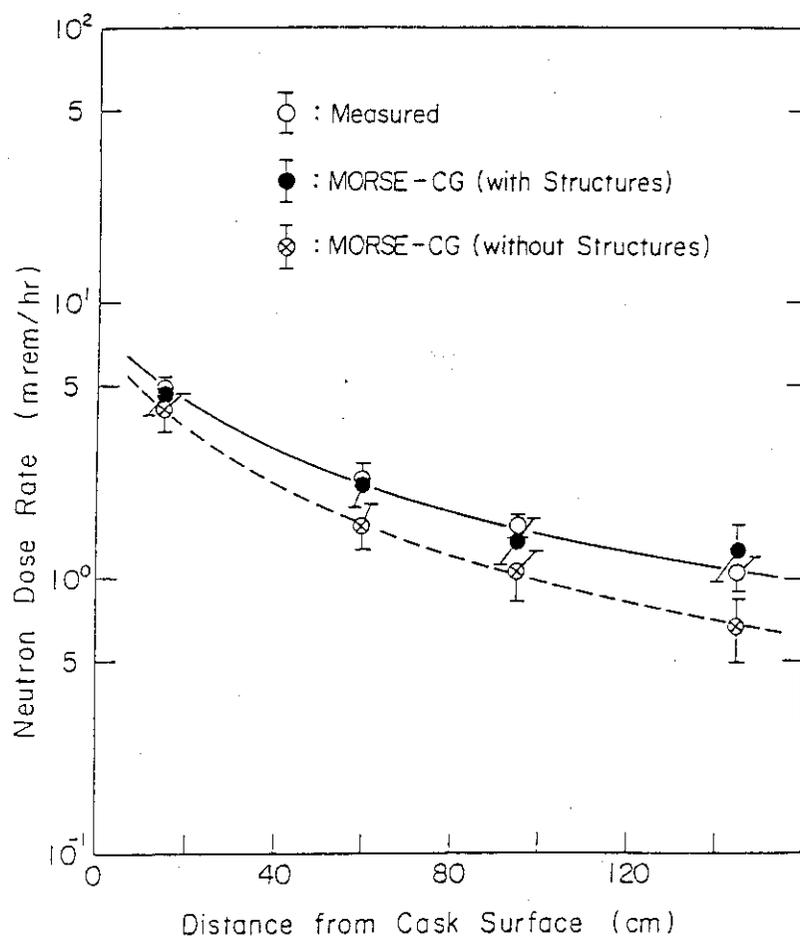
(a) MORSE-CG 検証実験体系



Calculational model for the cask-shielding experiment. Dimensions are in centimetres.

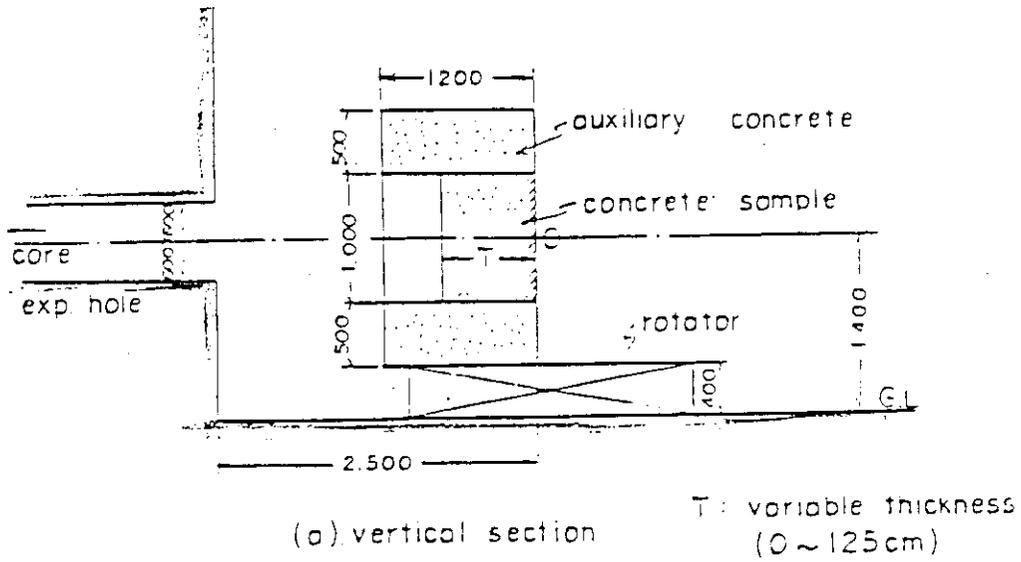
(b) MORSE-CG 計算体系

図A.5 MORSE-CGコード検証のための実験体系と計算体系⁵⁷⁾

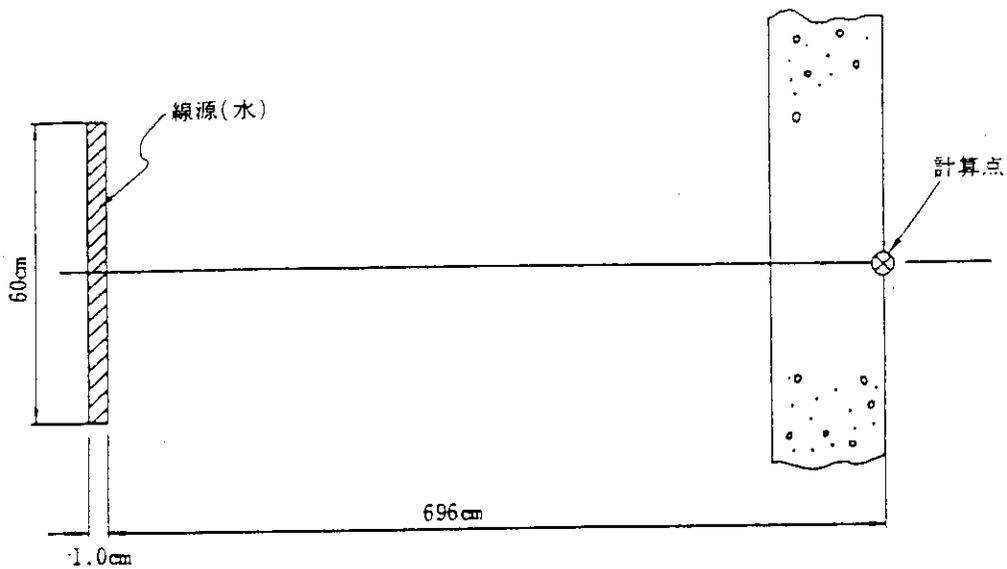


Comparison of neutron dose rates between measured, MORSE with the facility structures, and MORSE without the structures.

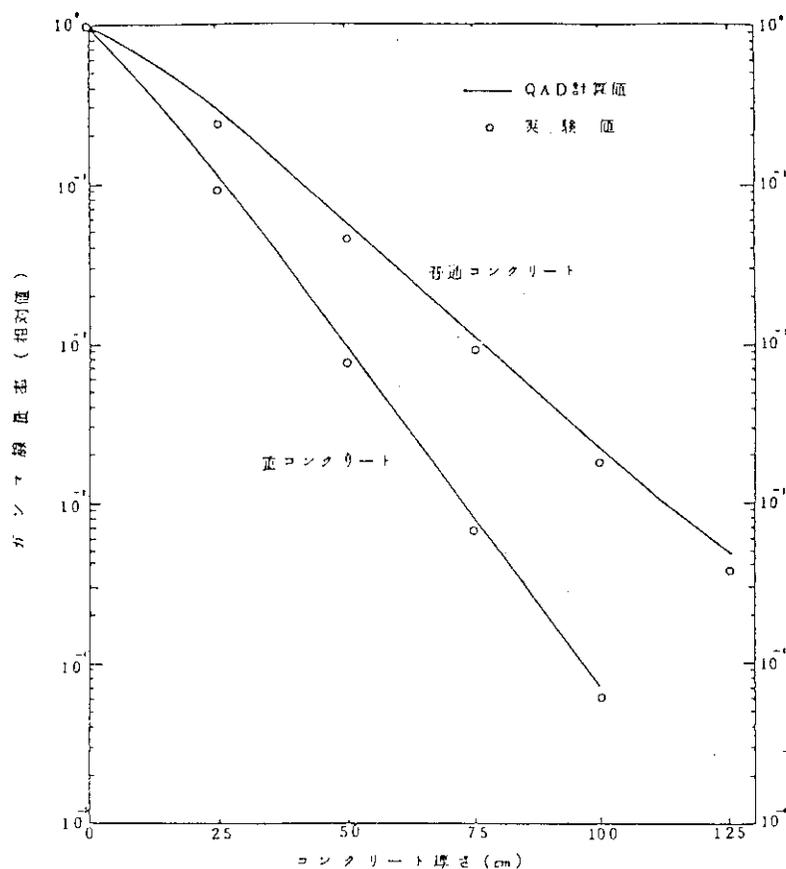
図A.6 MORSE-CGコードの検証結果：実験値との比較⁵⁷⁾



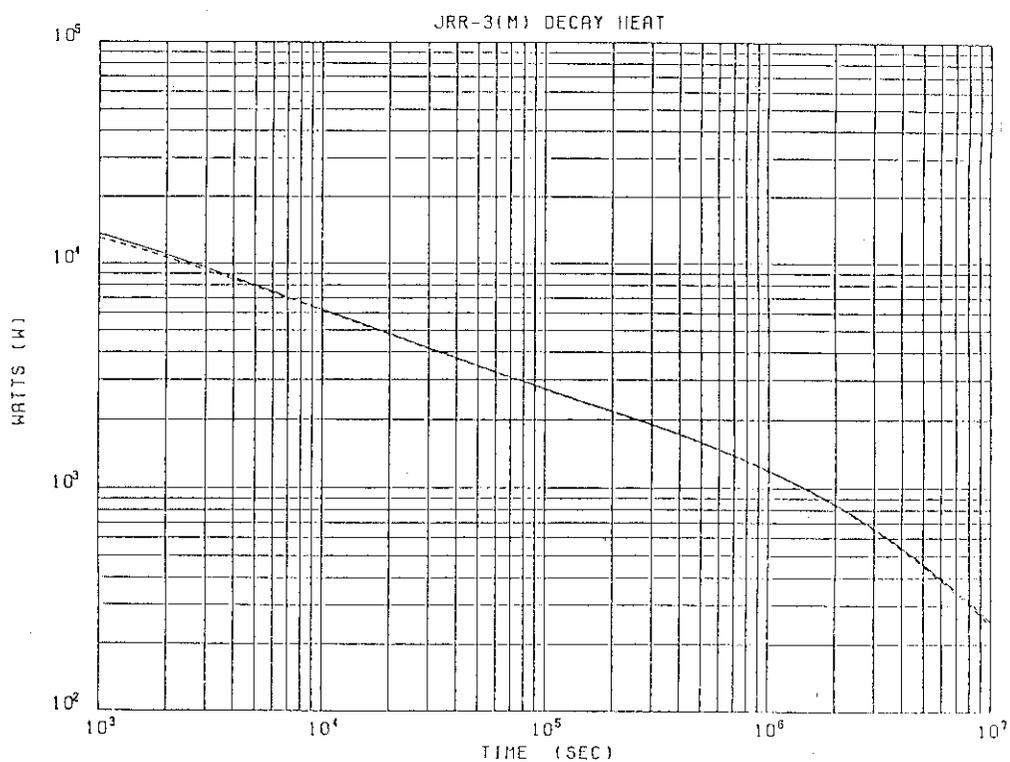
(a) QAD-CG 検証実験体系



図A.7 QAD-CG コード検証のための実験体系と計算体系³²⁾



図A.8 QAD-CGの検証結果：実験値との比較³²⁾



図A.9 JRR-3 改造炉燃料の崩壊熱曲線に対するORIGEN-79コードとORIGEN-2コードとの比較

JAERI-M 85-050 の正誤表

1985.5.24

頁	行	誤	正
14	3	, 図 3.1 (a) に ...	, 図 3.1 (c) に ...
	4	(c) に示すように	(c) に示すように
	5	, 図 3.1 (c) 及び ...	, 図 3.1 (a), 図 3.1 (c) 及び ...
	8	, ... 及び 図 3.1 (c) に	, ... 及び 図 3.1 (c) に ...
16	4	... 数値解決が 数値解析が ...
19	14	(bootstrap 法が ...	(bootstrap 法が ...
21	(4.7) 式	$D(r) = K(E) \int \dots \text{dir} dE$	$D(r) = \int \int K(E) \dots \text{dir} dE$
27	表 4.29 (a) 及び	(DLC-41) / ...	(DLC-41C) / ...
35	図 4.4	(d) 下部桁 (e) 下部桁	格子板支持胴座板 (12) 軽水 (18)
38	18	... ORIGEN コードで用いる。	... ORIGEN コードで求める。
42	表 5.1	16D 7.12s 17D	16N 7.13s 17N
43	表 5.2	③ SUS フランジ リング	③ SUS 316L フランジ リング
50	図 5.7	横軸の R が振れている	R
72	図 5.33	bootstrap 法 ...	bootstrap 法 ...
		Be 胴 体 (2)	Be 胴 体 (3) (4) 重水 (2)
84	15	第 5.1.4 章の ...	第 5.1.3 章の ...
86	11	... 図 6.7 に似て 図 6.11 に似て ...
89	表 6.3	線量率 (mrem)	線量率 (mrem/h)
91	表 6.5	カステの #17/16: 2.1×10^6	2.1×10^6
93	表 6.9	5.0 週 5. 6 .	5.0 週 6 . 6 .

頁	行	誤	正
93	表6.9	55週 6 5	55週 5 5
95	図6.29		
	タイトル	線源が...	線源が...
105	下から10	: "Discrete ...	: "Discrete ...
109	17	...が簡略化された,	...が簡略化されている,
以下追補			
13	26~27	... 0.3 W/O	... 0.3 W/O
19	23	MORSE-CGコード ⁽²¹⁾	MORSE-CGコード ⁽²¹⁾
21	23	位置「1」 ²	位置「2」
25	図4.4	燃料	燃料
	(c) 燃料箱	34.05	(1) 34.05
68	図5.9		
	タイトル	炉心高	炉心中心高
70	図5.31	又領域のある場合の	原子炉フル径の遮蔽
	タイトル	解析対象図	設計
81	図5.43,		
	縦軸	DOSE(MERM/HOUR)	DOSE(MREM/HOUR)
22	(4.8)式	$I = \sum_{j=1} l_{ij} \lambda_i N_j + \dots$	$I = \sum_{j=1} l_{ij} \lambda_j N_j + \dots$