

JAERI - M  
85-105

JRR-3改造炉の設計のための遮蔽解析・2  
— ビーム実験孔設備の遮蔽 —

1985年7月

伊勢 武治・丸尾 毅・宮坂 靖彦  
一色 正彦・熊井 敏夫・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開している研究報告書です。  
入手の間合わせは、日本原子力研究所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 山田軽印刷所

JRR-3 改造炉の設計のための遮蔽解析・2  
— ビーム実験孔設備の遮蔽 —

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

伊勢武治・丸尾 毅<sup>+</sup>・宮坂靖彦<sup>+</sup>

一色正彦<sup>+</sup>・熊井敏夫<sup>+</sup>・成田秀雄<sup>\*</sup>

(1985年6月26日受理)

JRR-3 改造炉の設計のために行われた、ビーム実験孔設備の遮蔽解析についてまとめた。すなわち、一般用及び中性子ラジオグラフィ用実験孔設備、並びにガイドトンネル設備に対する遮蔽解析の方法と解析結果について述べている。実験孔のストリーミング解析には、MORSE-CGコードとDOT3.5コードを用いている。

---

<sup>+</sup> 研究炉管理部

<sup>\*</sup> 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·2

— Shielding of Neutron Beam Holes —

Takeharu ISE, Takeshi MARUO<sup>+</sup>, Yasuhiko MIYASAKA<sup>+</sup>,  
Masahiko ISSHIKI<sup>+</sup>, Toshio KUMAI<sup>+</sup> and Hideo NARITA<sup>\*</sup>

Department of Reactor Engineering,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received June 26, 1985)

Shielding analyses of neutron beam holes have been presented for the shield design of the upgraded JRR-3 research reactor. Description is given about the calculational procedures and results for the standard beam hole, the beam hole for neutron radiography and the guide tunnels. The streaming analyses are made by using the MORSE-CG and DOT 3.5 codes.

Keywords: Shielding Design, Analysis, Beam Hole, Research Reactor, Upgraded JRR-3, Monte Carlo Method, Discrete Ordinates Method, MORSE-CG, DOT 3.5

---

+ Department of Research Reactor Operation

\* Century Research Center Corp.

## 目 次

1	はじめに	1
2	JRR-3改造炉のビーム実験孔設備	2
2.1	ビーム実験孔設備の概要	2
2.2	遮蔽設計基準	17
3	遮蔽解析の方法	20
4	一般用ビーム実験孔の遮蔽解析	42
4.1	計算体系	42
4.2	計算結果	46
4.2.1	遮蔽プラグの検討	46
4.2.2	補助遮蔽体の検討	48
5	中性子ラジオグラフィ用ビーム実験孔の遮蔽解析	71
5.1	計算体系	71
5.2	計算結果	75
6	ガイドトンネルの遮蔽解析	81
6.1	原子炉建家内ガイドトンネルの遮蔽解析	81
6.1.1	遮蔽解析の方法	81
6.1.2	計算体系	81
6.1.3	計算結果	82
6.2	実験利用棟内ガイドトンネルの遮蔽解析	101
6.2.1	遮蔽解析の方法	101
6.2.2	計算体系	101
6.2.3	計算結果	101
7	あとがき	109
	謝 辞	112
	参 考 文 献	112

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Neutron Beam Hole Facilities Installed in the Upgraded JRR-3 Research Reactor .....	2
2.1 Description of Neutron Beam Facilities .....	2
2.2 Shielding Design Criteria .....	17
3. Procedures of Shielding Analyses .....	20
4. Shielding Analyses of Standard Beam Hole .....	42
4.1 Calculational Geometry .....	42
4.2 Calculated Results .....	46
4.2.1 Discussion about Shield Plugs .....	46
4.2.2 Discussion about Auxiliary Shields .....	48
5. Shielding Analyses of the Beam Hole for Neutron Radiography ..	71
5.1 Calculational Geometry .....	71
5.2 Calculated Results .....	75
6. Shielding Analyses of Guide Tunnel .....	81
6.1 Guide Tunnel in Reactor Hall .....	81
6.1.1 Calculational Procedure .....	81
6.1.2 Calculational Geometry .....	81
6.1.3 Calculated Results .....	82
6.2 Guide Tunnel in Experimenter Building .....	101
6.2.1 Calculational Procedure .....	101
6.2.2 Calculational Geometry .....	101
6.2.3 Calculated Results .....	101
7. Conclusions .....	109
Acknowledgments .....	112
References .....	112

## 1. はじめに

ビーム実験孔は2つの矛盾した要求を満たすよう設計しなければならない。ひとつは、利用面からは多くの中性子束を炉心から取り出さなければならない一方、遮蔽上は放射線をできるだけ低く抑えなければならない。もうひとつは、利用面では熱中性子束をより多く取り出したいのに、利用にとっては邪魔な高エネルギーの中性子束及びガンマ線は低く抑えたい。

これらの設計要求に対し、JRR-3改造炉では、<sup>1,2)</sup>最近のビーム実験指向の研究炉<sup>3,4)</sup>に多く見られるタンジェンシャル型（炉心に対してビーム実験孔が接線方向に配置されている）配置のビーム実験孔を採用した。この方式は原研では初めての経験である<sup>\*</sup>。本来は利用面で要求される熱中性子スペクトルを求める炉物理解析と、高中性子スペクトル及びガンマ線を求める遮蔽解析と同時に行うのが望しいが、設計上の必要性から、本報告書に示すように遮蔽解析を優先した。しかしながら、1群スペクトルではあるが熱中性子束が求められているので、熱中性子スペクトル評価上の一応の目安にはなろう。

第2章では、遮蔽解析を述べる前の予備知識として、ビーム実験孔設備全般、すなわち一般用ビーム実験孔、中性子ラジオグラフィ用ビーム実験孔、冷中性子導管用及び熱中性子導管用実験孔、並びにこれらの中性子導管を実験利用棟に導くためのガイドトンネルについて説明している。また、今回の遮蔽設計の目安となっている遮蔽設計基準線量率についても述べている。

第3章では、次章以降の解析に共通な解析手法について述べている。すなわち遮蔽解析用群定数、一般用ビーム実験孔及び中性子ラジオグラフィ用ビーム実験孔の遮蔽解析のフローを記述している。尚ガイドトンネルの遮蔽解析の手法は、若干異なるので、第6章で述べる。

第4章では、ビーム実験孔設備に中性子散乱実験装置のような利用設備がセットされていない状態、すなわち、遮蔽プラグ体がセットされている状態でのビーム実験孔設備に対する遮蔽解析について述べている。解析の対象としているのは一般用ビーム実験孔である。第5章は、第4章と同じ手法で、中性子ラジオグラフィ用ビーム実験孔に対して行った遮蔽解析について述べている。

第6章では、ガイドトンネルの遮蔽解析について述べている。原子炉建家内と実験利用棟内とは解析手法が異なるので、別々の節に分けて述べている。

---

\*) 原研のJRR-2及び旧JRR-3はいづれも炉心を直視するラディアル型である。

## 2. JRR-3改造炉のビーム実験孔設備

### 2.1 ビーム実験孔設備の概要

この章では、次章以下の理解のために、ビーム（水平）実験孔設備を説明する。図 2.1 に示すように、重水反射体中で作られた熱中性子は、ビームチューブを用いて炉プール壁を経て炉外にとり出され、原子炉ホールで利用されるか、又は実験利用棟のビームホールまで中性子導管によって導かれる。

ビーム実験孔は図 2.2 に示すようにいづれもタンジェンシャルに配置してある。一般用（standard beam hole : 1 G ~ 6 G）が 6 孔及び中性子ラジオグラフィ用（neutron radiography beam hole : 7 R）が 1 孔ある。また熱中性子導管（thermal neutron guide tube : 8 T）が 2 本、冷中性子導管（Cold neutron guide tube : 9 C）が 3 本配置される（配置については図 2.3 参照）。これら実験孔の取付位置の高さが、重水タンクの構造強度の関係で、それぞれ異なる。すなわち、1 G、3 G、5 G 及び 7 G は、炉心中心高より 10 cm 低く位置する。2 G、4 G 及び 6 G は炉心中心高より 10 cm 高く位置する（図 2.4 参照）。

一般用ビーム実験孔設備は図 2.5（水平断面）及び図 2.6（垂直断面）に示すように、ビームチューブ（beam tube）、前部水封用止板（Aluminum window）、固定プラグ（Collimator）、回転プラグ（rotating shutter）及び後部水封用止板から構成される。固定プラグの後にある回転プラグは、3 孔のコリメータと、1 本の盲プラグ（ビームシャッター）からなり、ピストルのリボルバーのように回転させて用いる。実験に供さないときは、盲プラグの方がセットされ、更に、補助遮蔽体が炉壁にセットされる。このビーム実験孔の内口径を図 2.7 に示す。

中性子ラジオグラフィ用ビーム実験孔の水平断面及び垂直断面の図を図 2.8 に、実験孔の内口径を図 2.9 に示す。構造は一般用ビーム実験孔と略同じであるが、ビームチューブ先端が炉心よりより遠く離れた位置にあることと、固定プラグ中のコリメータにテーパー（取り出し孔に向かって広がっている）が付いていること及びビームシャッターが上下駆動になっていることが異なる。

熱中性子導管用ビーム実験孔を図 2.10（断面図）及び図 2.11（内口径）に示す。構造はビームシャッターが上下駆動になっていることを除いては、略一般用ビーム実験孔と同様である。冷中性子導管用ビーム実験孔を図 2.12（断面図）及び図 2.13（内口径）に示す。重水タンク中のビームチューブ先端に冷中性子源が置かれているのを除いては、構造は熱中性子導管用ビーム実験孔設備と略同じである。

各々のビーム実験孔の共通点を以下に示す：ビームチューブの腐食を誘う空気の混入を防ぐ為 He を封入すること；固定プラグの放射化を軽減する為、固定プラグ前面にボラル板を取り付けたこと；実験孔設備内とその周りの重コンクリートは、遮蔽効果を上げるため炉プール壁で用いているもの（密度約  $3.45 \text{ g/cm}^3$ ）より密度の高い、通称鉄パンチ重コン（鉄パンチボール入り重コンクリート：steel shot heavy concrete, 密度約  $5.0 \text{ g/cm}^3$ ）を用いたことである。

これらの設備の主要材料は、以下の通りである：ビームチューブ及び固定プラグの内外筒、及



び水封用止板 (aluminum window) は、アルミ合金 (A 5052) 製；回転プラグ (rotating shutter) 及び駆動プラグ (vertical lift shutter) は、SUS 304 製；テーパ付実験孔スリーブ (tapered collimator sleeve) は、SUS 304 及びボロンナイトライド (boron-nitride) 製；中性子遮蔽体 (neutron shield) は、 $B_4C$  とエポキシ樹脂との混合物。

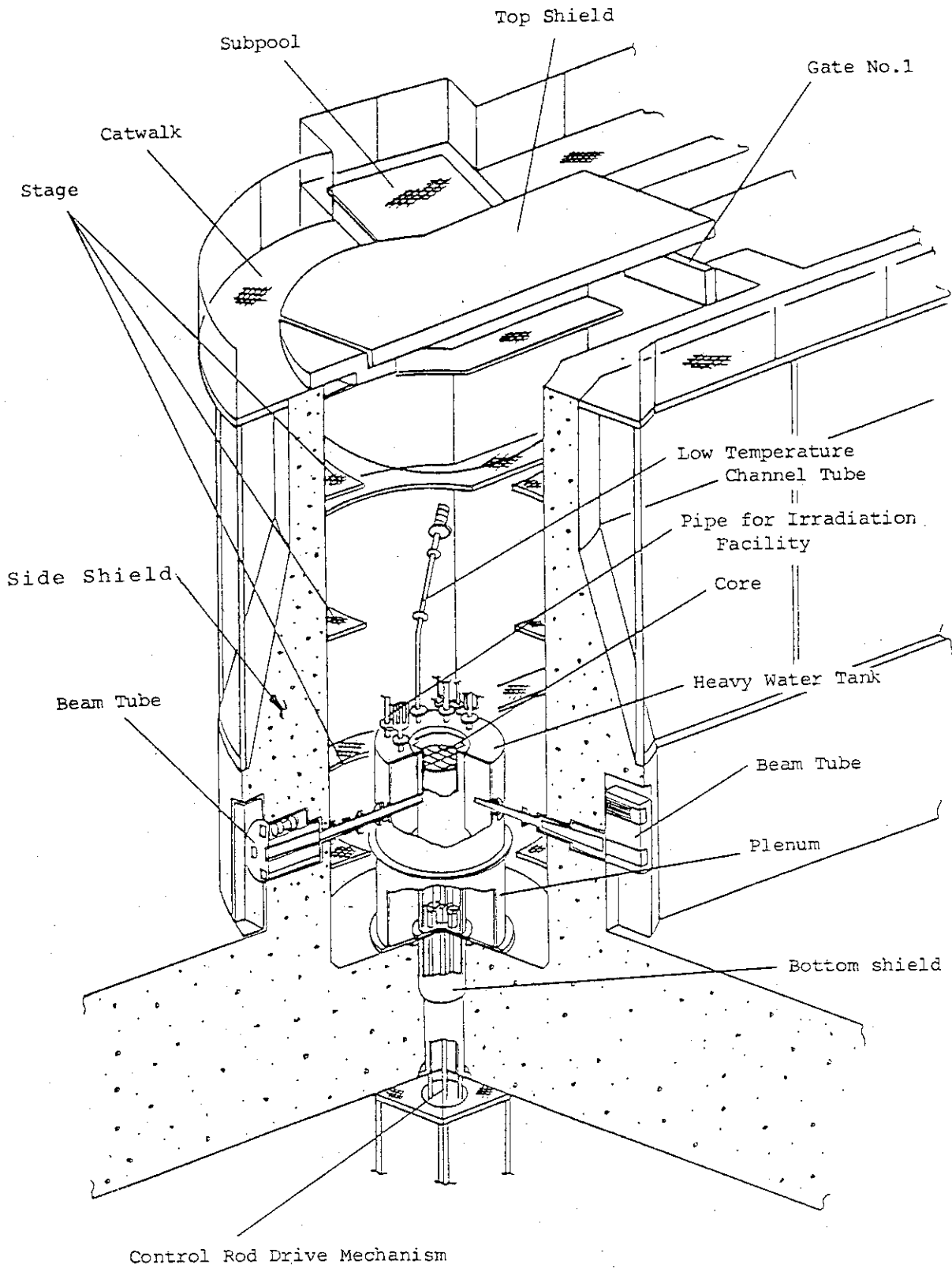


Fig. 2.1 Isometric view of the reactor pool

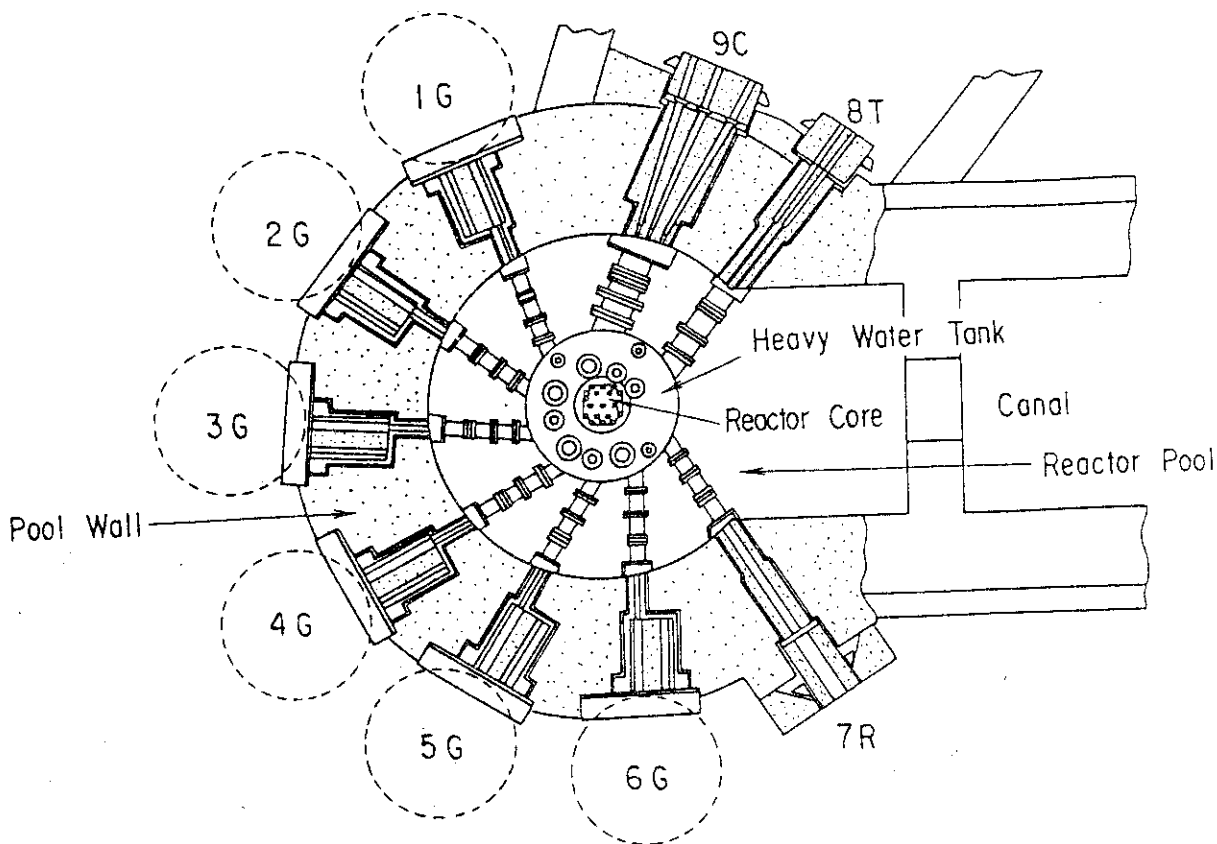
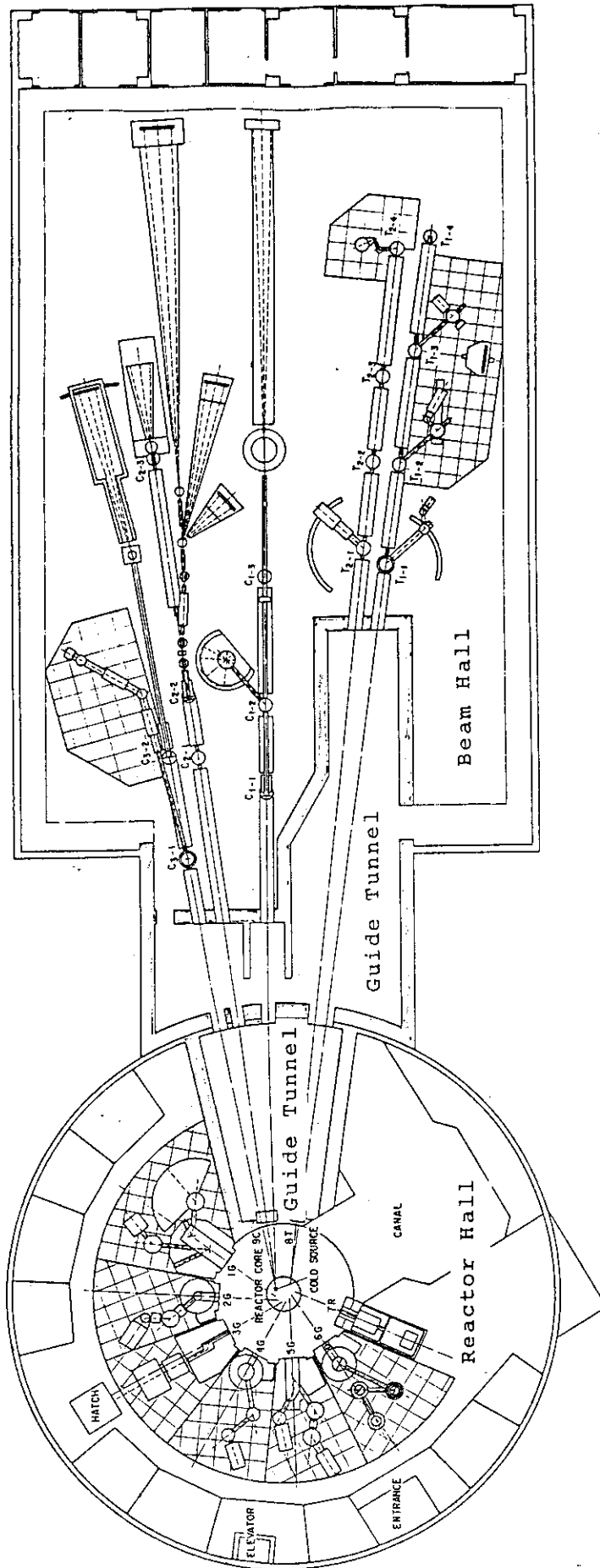


Fig. 2.2 Arrangements of neutron beam holes in the reactor hall (plan)

1G : TND(JAERI), 2G : TAS(JAERI), 3G : TOP(JAERI),  
 4G : PNS(University), 5G : HNS(University),  
 6G : PNS(University), 7R : NRG(JAERI)

Designation

TND : Twin Neutron Diffractometer  
 HNS : Hybrid Neutron Spectrometer  
 TAS : Triple Axis Spectroscopy  
 TOP : Neutron Topography  
 NRG : Neutron Radiography  
 PNS : Polarized Neutron Spectrometer



Experimentier Building

Reactor Building

Fig. 2.3 Arrangements of neutron guide tubes in the beam hall

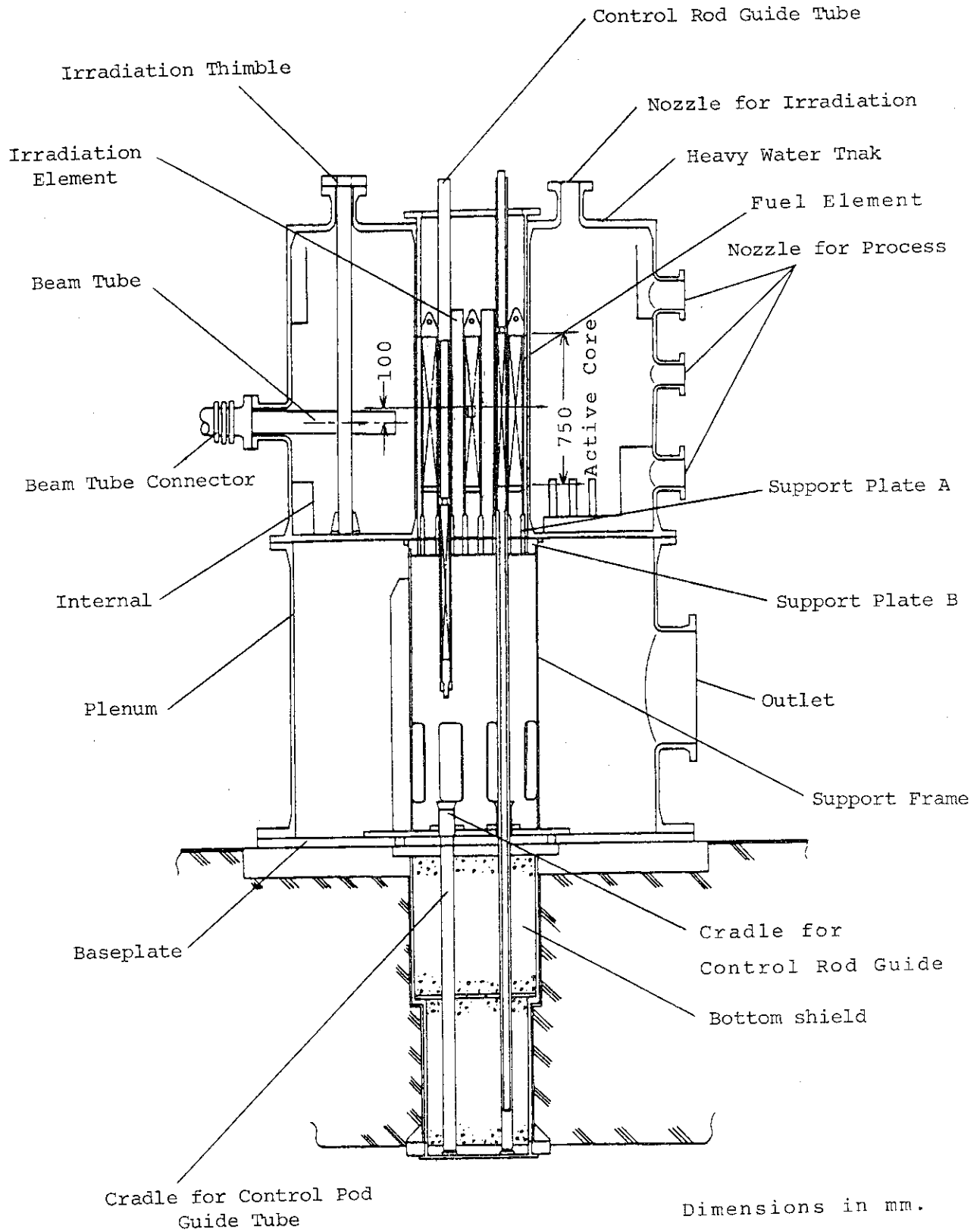


Fig. 2.4 Vertical section of the reactor

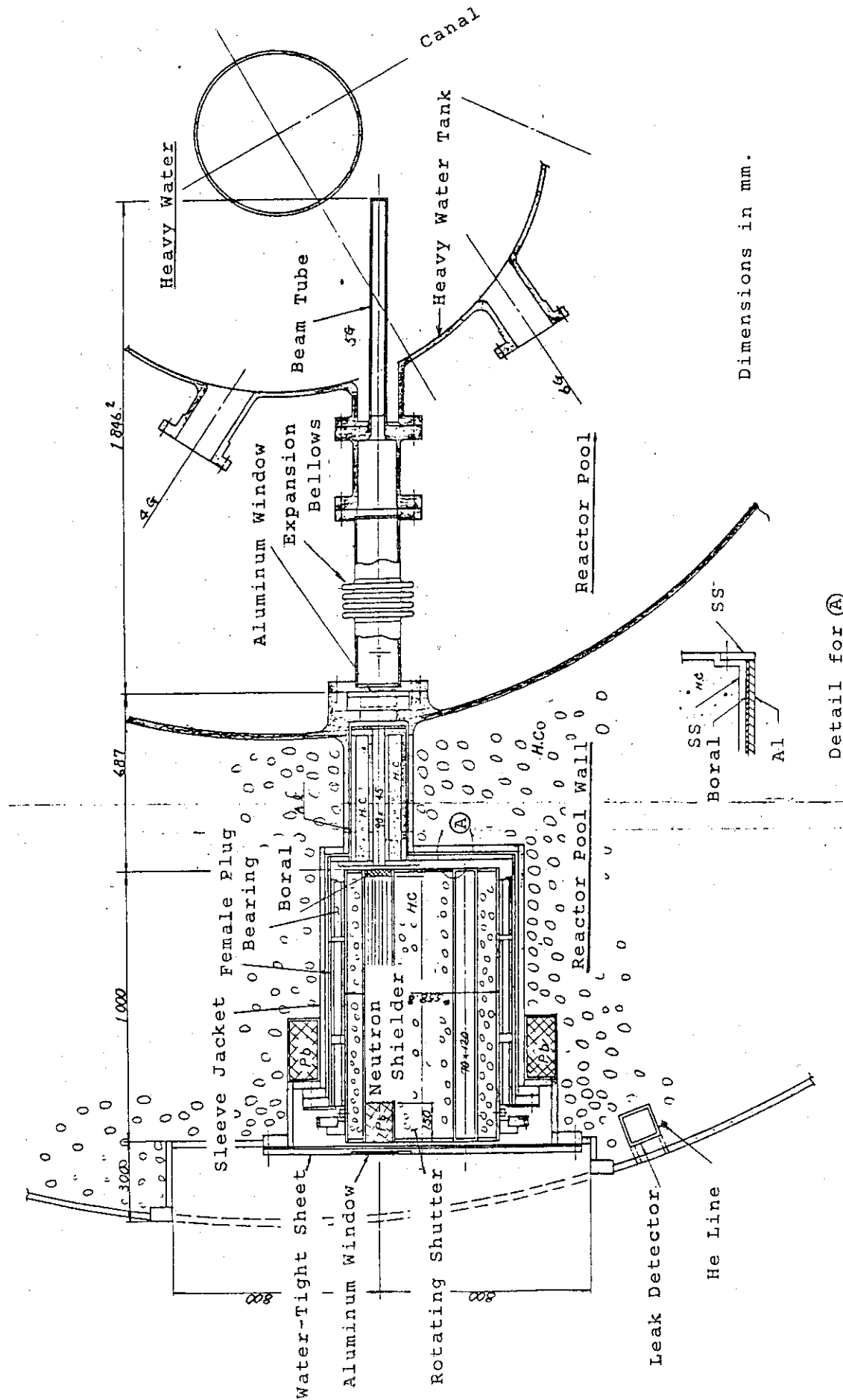
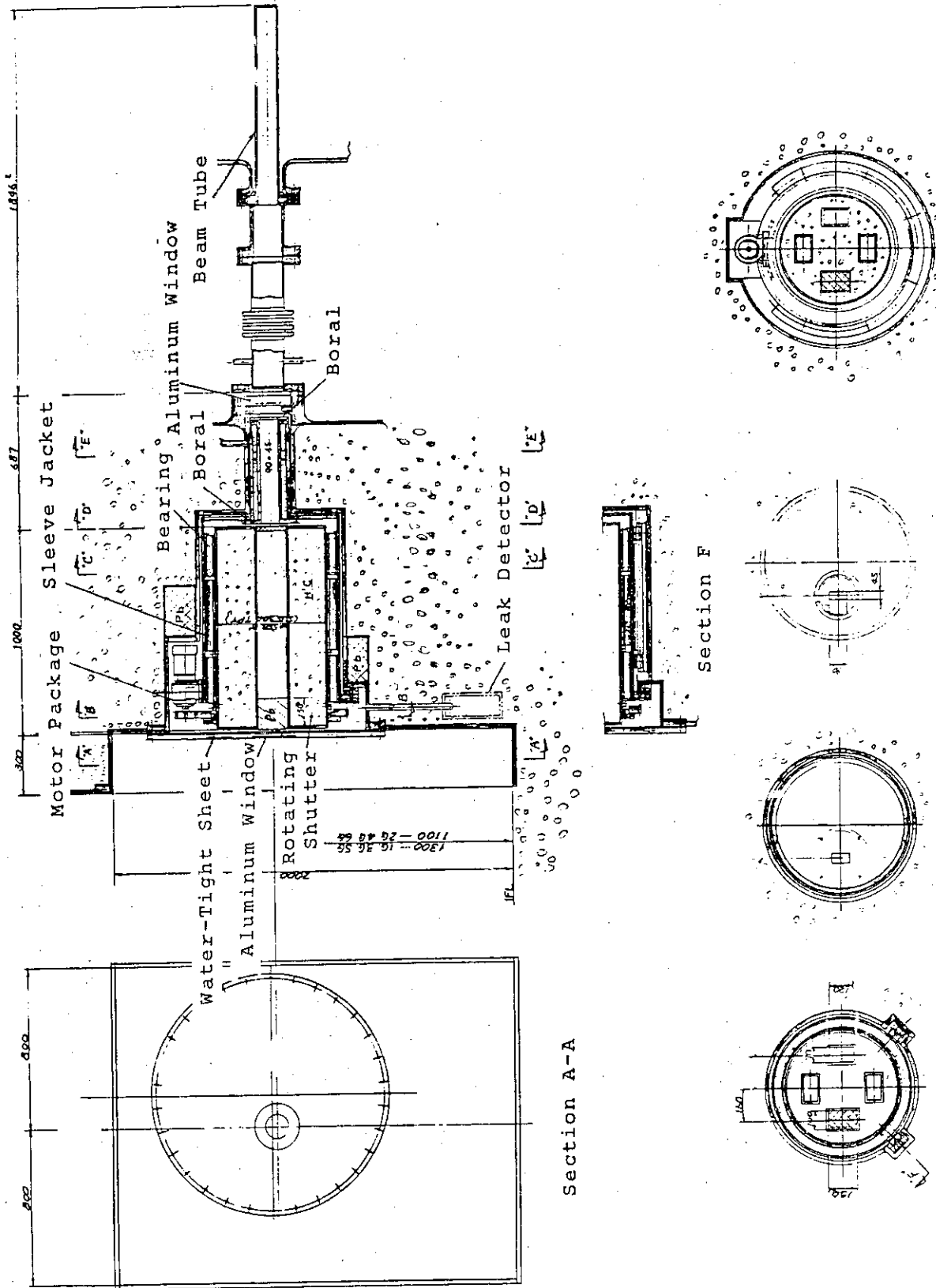
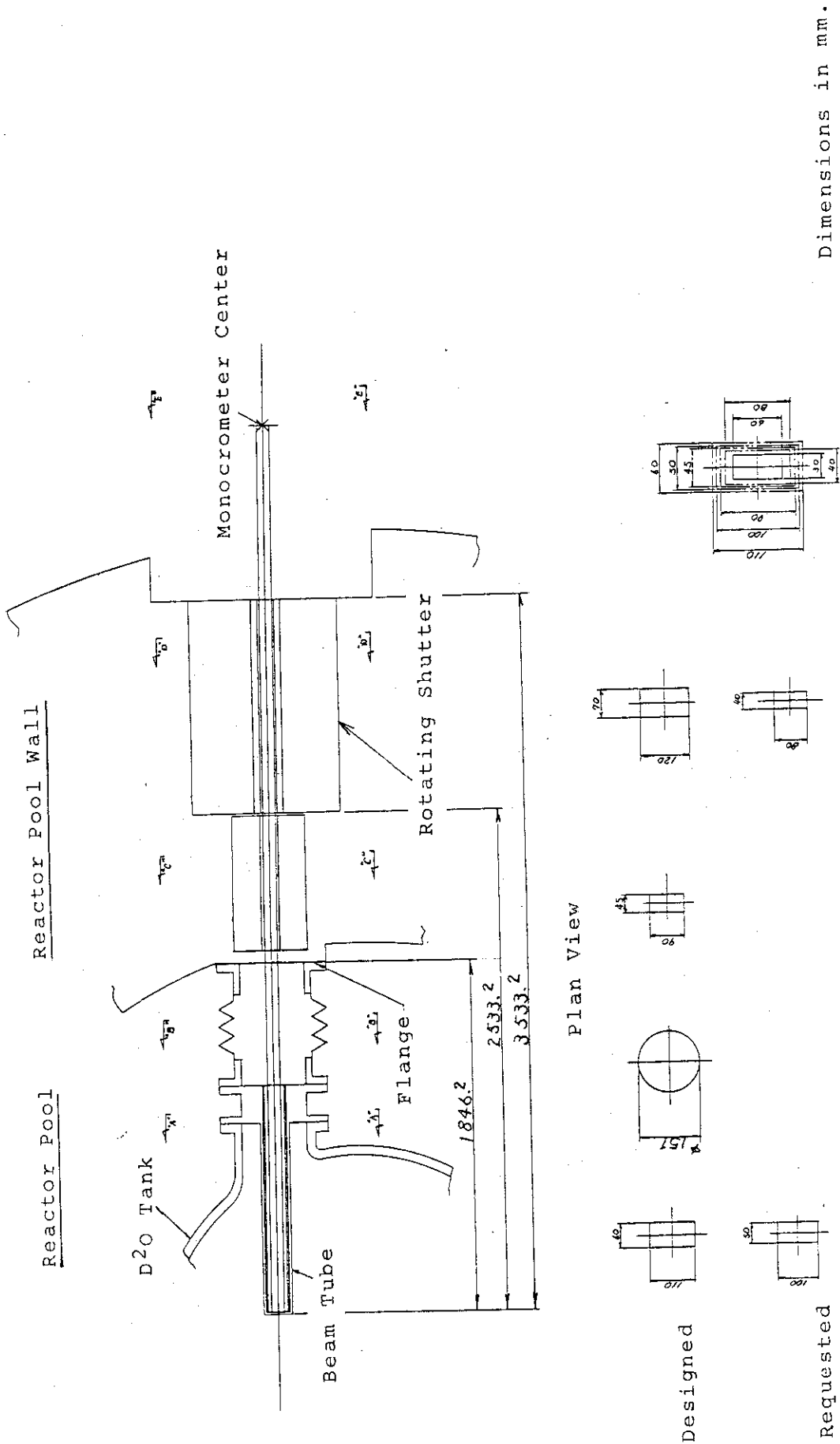


Fig. 2.5 Horizontal section through the standard beam hole



Section C-C      Section D-D      Section E-E      Section F      Section B-B      Dimensions in mm.  
 Fig. 2.6 Vertical section through the standard beam hole



Section A-A Section B-B Section C-C Section D-D Section E-E  
(Collimator)

Fig. 2.7 Cross sections in the standard beam hole



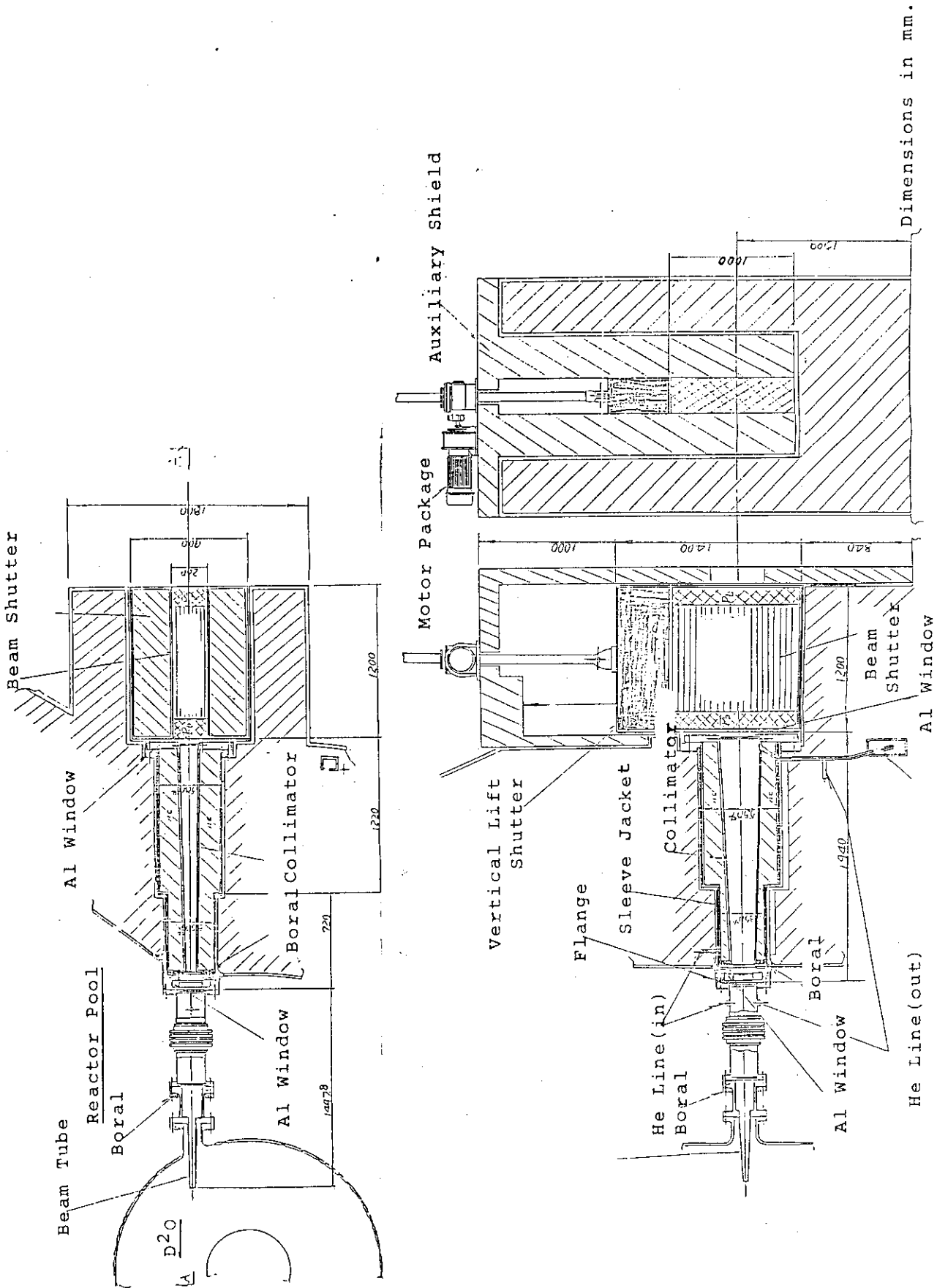


Fig. 2.8 Horizontal and vertical sections through the beam hole for neutron radiography

Dimensions in mm.

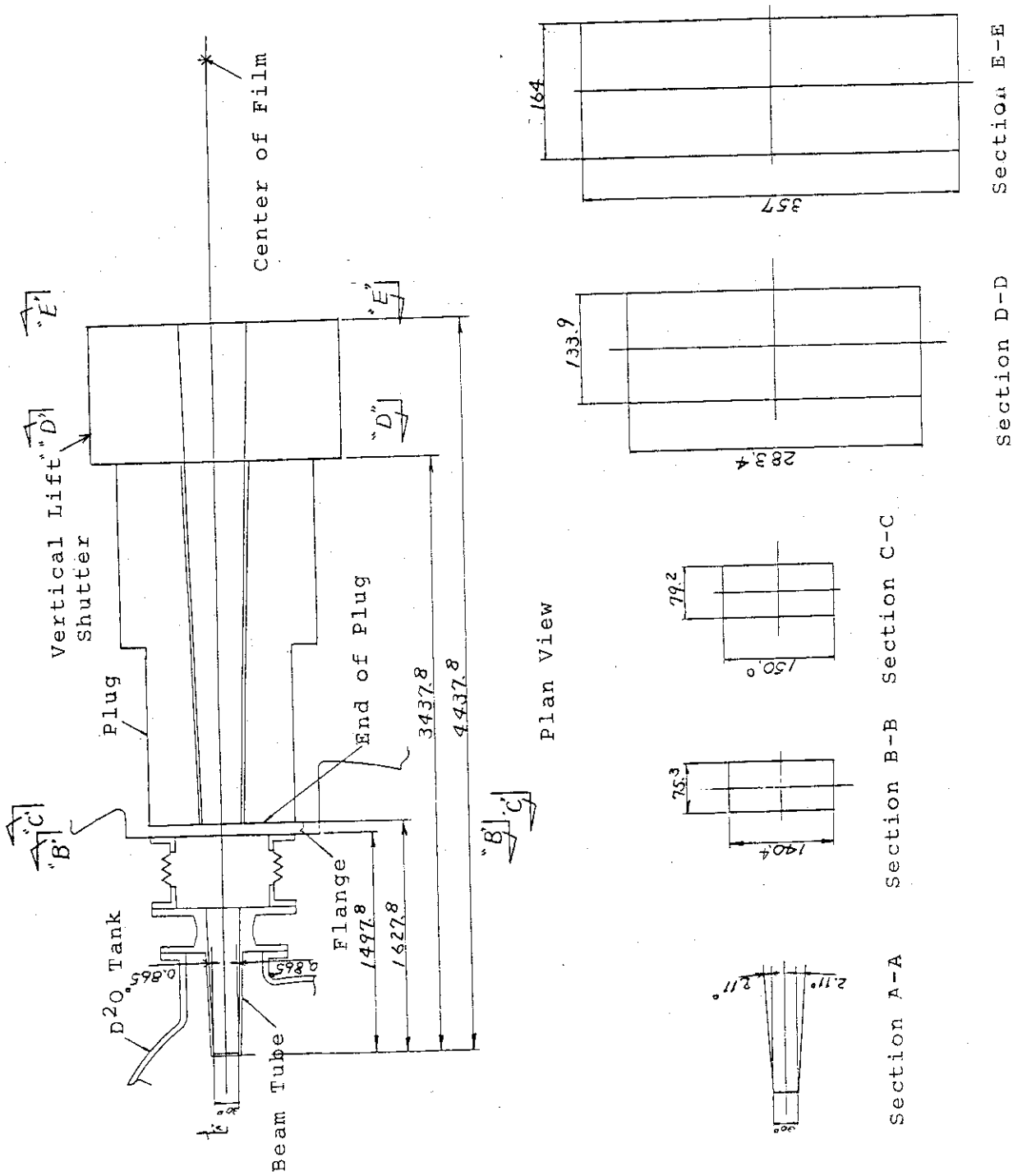


Fig. 2.9 Cross sections in the beam hole for neutron radiography

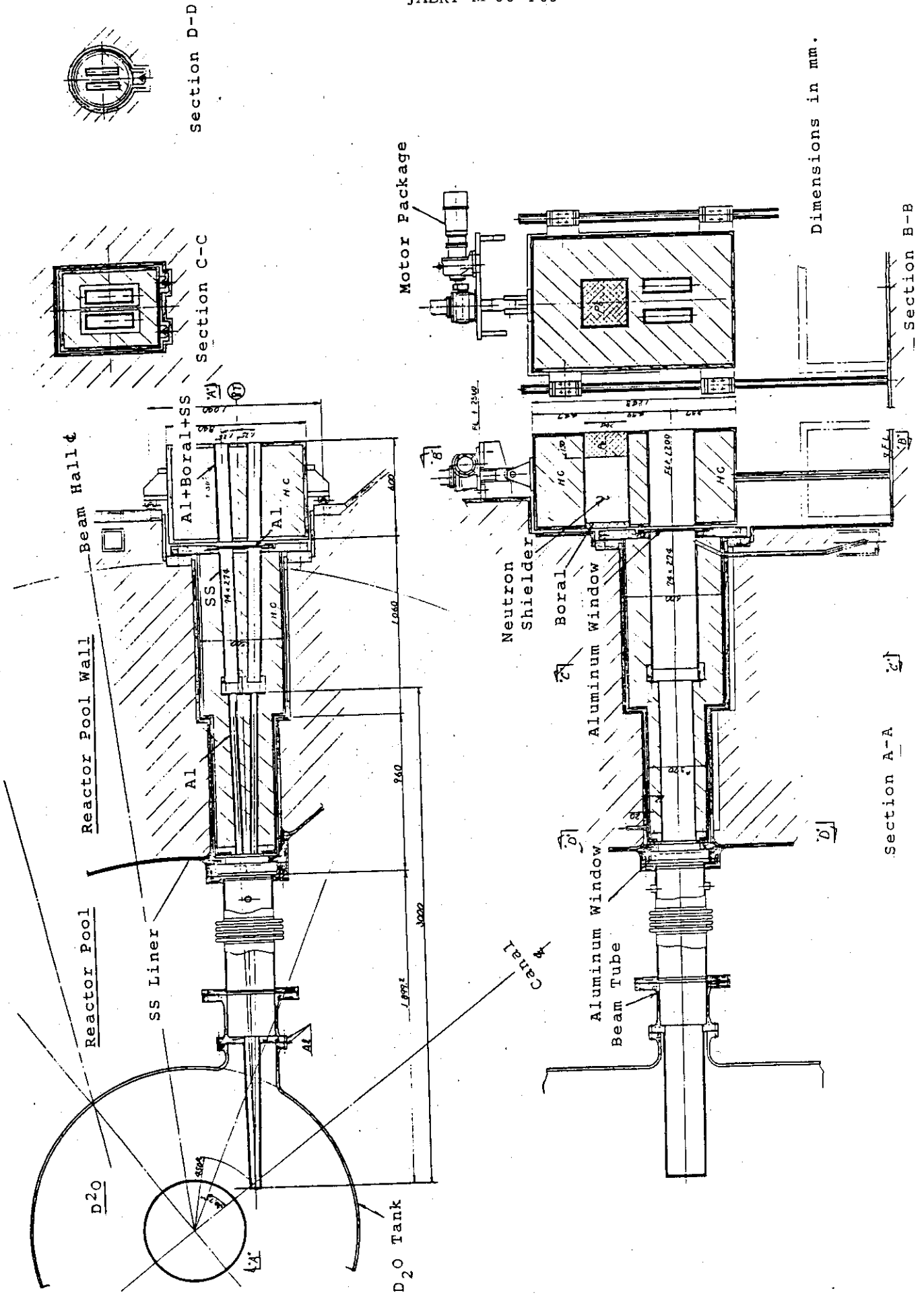
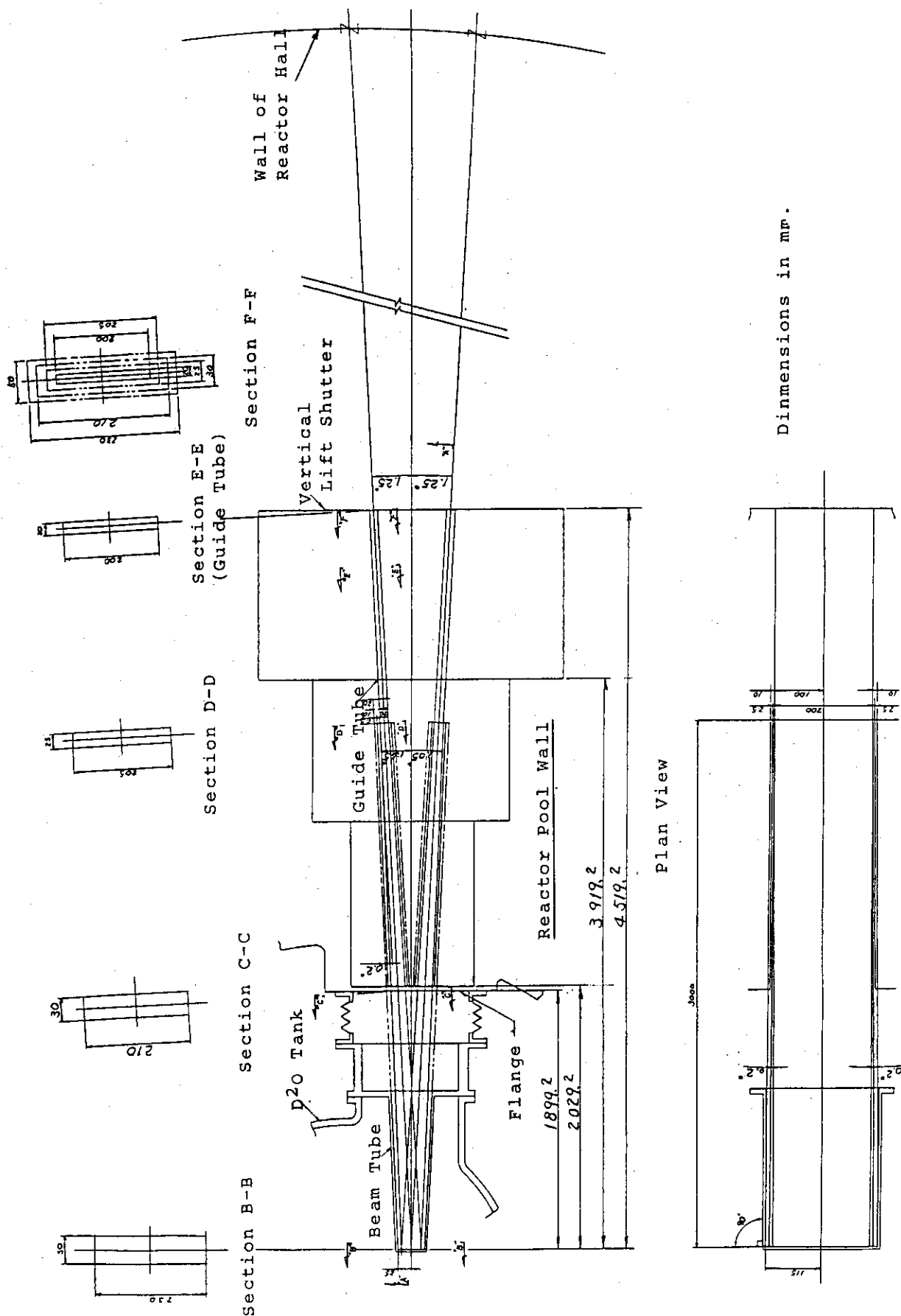


Fig. 2.10 Horizontal and vertical sections through the beam hole for thermal neutron guide tubes



Section A-A  
 Fig. 2.11 Cross sections in the beam hole for thermal neutron guide tubes

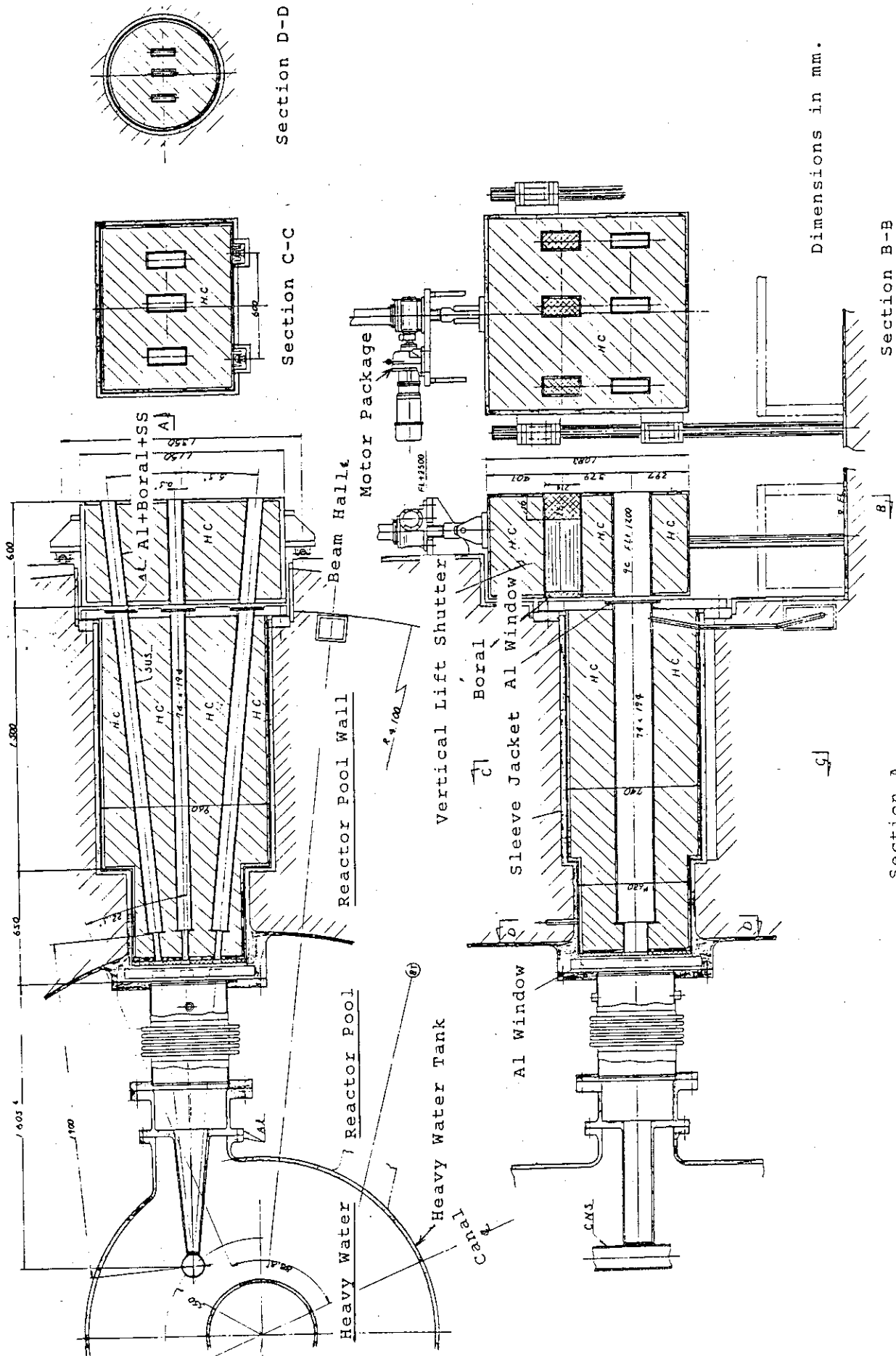
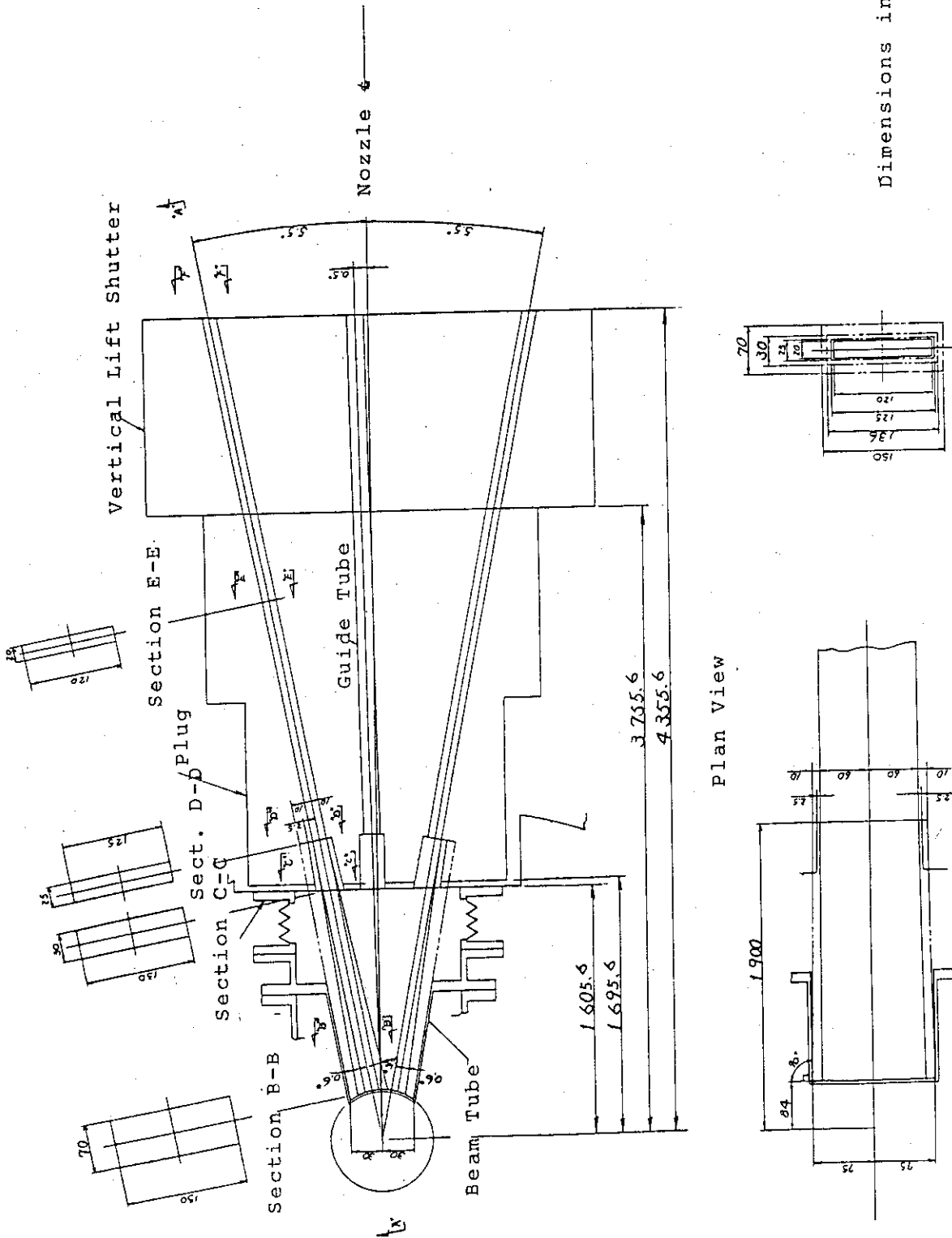


Fig. 2.12 Horizontal and vertical sections through the beam hole for cold neutron guide tubes



Dimensions in mm.

Section A-A  
Section F-F  
Fig. 2.13 Cross sections in the beam hole for cold neutron guide tubes

## 2.2 遮蔽設計基準

遮蔽設計では、実験者等が立ち入る場所（原子炉室等）において、不必要な被曝を受けないように、各関係場所に立入る頻度及び滞在時間などを考慮して区画分けし、表 2.1 に示した線量率基準で設計する。この表で示した値は設計の目安に用いるものであり、立ち入り制限等の放射線管理は、実際の測定された線量に基づいて行うことになっている。区画分けした図は図 2.14（原子炉ホール及びビームホール）に示す。

実験利用者が設置するビーム実験設備（例えば図 2.2 参照）においても、各々の利用者の責任において、上記基準値に基づいて適切なる遮蔽設計を行うこととしている。本報告書では、一般用及び中性子ラジオグラフィ用のビーム実験孔設備には、未だ実験用の装置が設置されていないとして、放射線ビームに対して遮蔽プラグを設置し、更に補助遮蔽体（auxiliary shield）を設置した場合である。一方ガイドトンネルにおいては、中性子導管が利用されている状態を仮定した（すなわち、ビーム実験孔は遮蔽プラグしてない状態である）。

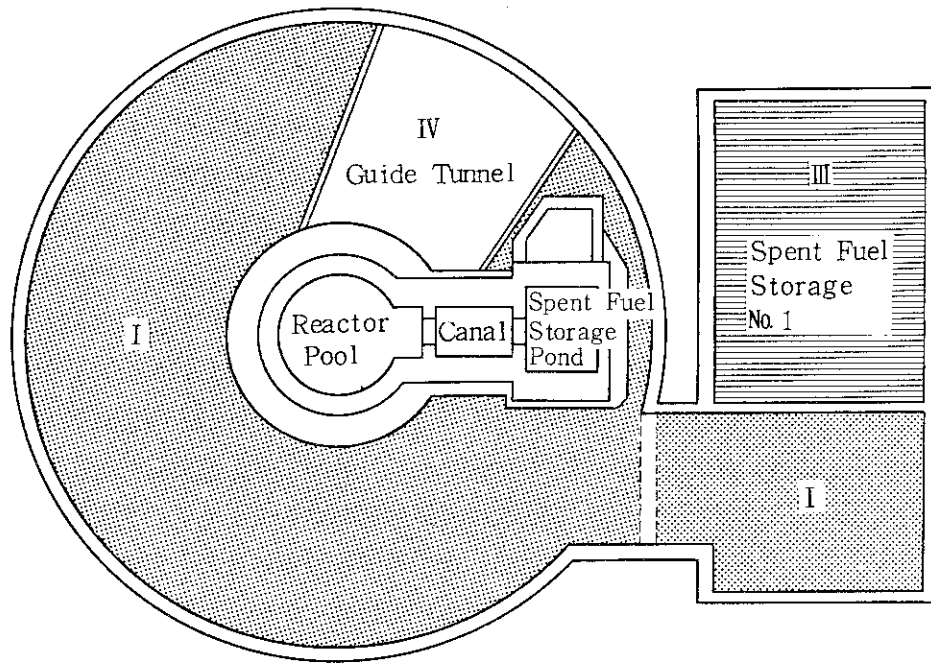
線量率評価に当たっての、放射線束から線量率への変換係数は、ICRPの推奨値より安全側の評価<sup>16)</sup>を得ているANSI/ANS-6.1.1（1977）を用いる（因みに、我が国の指針<sup>17)</sup>では、ICRPのPublication 21を用いている）。

Table 2.1 Design criteria on dose rates for shielding designs in normal operation

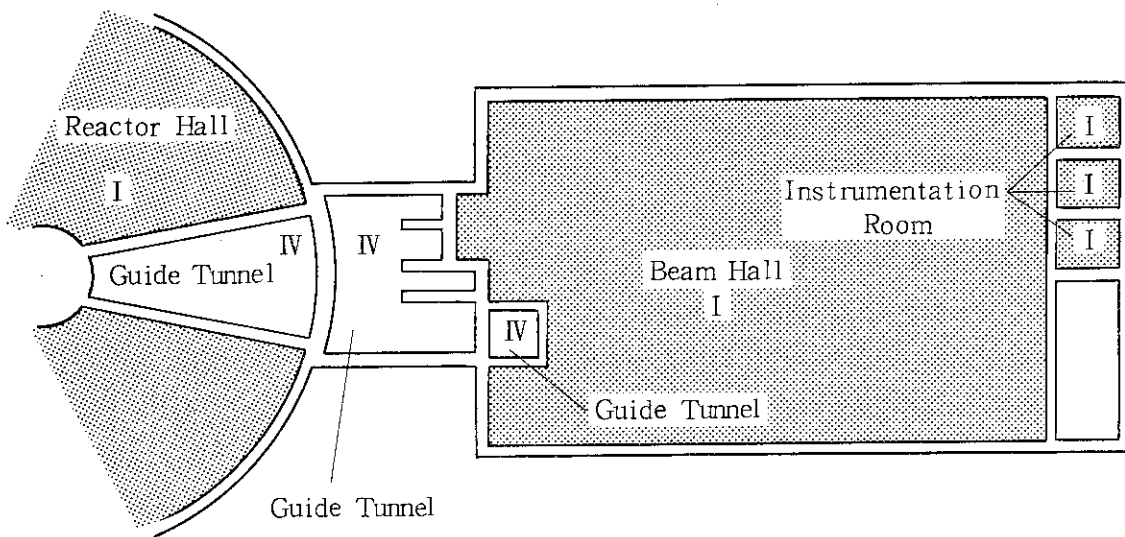
Area	Types of access	Design criteria on dose rates
I	Accessible within 48 hrs. per week	Below 0.6 mrem/h
II	Accessible within 10 hrs. per week	Below 3 mrem/h
III	Accessible within 5 hrs. per week	Below 6 mrem/h
IV	Not allowed (due to high dose rate)	Exceed 6 mrem/h

See Fig. 2.14 for the areas where the design criteria on dose rates are specified.





Reactor Hall (Ground Floor in Reactor Building)



Beam Hall (1st Floor in Experimenter Building)





-  I :  $\leq 0.6$  mrem/h
-  II :  $\leq 3$  mrem/h
-  III :  $\leq 6$  mrem/h
-  IV :  $> 6$  mrem/h

Fig. 2.14 Dose rate criteria for shielding design

### 3. 遮蔽解析の方法

JRR-3改造炉のビーム実験孔設備の遮蔽解析の特徴は、改造炉が、JRR-2及びJRR-3のようなラディアル型実験孔と異なりタンジェンシャル型実験孔である。このため特にこの点に注目して、遮蔽解析においては3次元モンテカルロ法と2次元 $S_N$ コードの組合わせを用いたことである。世界に研究炉が多く稼動しているにも拘らず、実験孔に関する解析計算の資料は見当らない<sup>7)</sup>。従来は大型計算機の未発達により我々が採用したような精度の放射線輸送計算が行えなかったので、直視法 (Line of Sight 法)<sup>5)</sup> のような解析的方法と経験に頼っていた。米国BNL研究所のHFBR (High Flux Beam Reactor ; 60MWt)<sup>3)</sup> の建設の際には、ビーム実験孔はタンジェンシャル型を採用したので、臨界実験装置によるモックアップ実験を行って設計資料を得ている。<sup>8)</sup> これが我々が関心を示した唯一の資料であった。一方我々はこのような予備実験を行う時間的余裕が無かったため、以下に示す高精度な解析手法で対応することとした。

ビーム実験孔の遮蔽解析のフローの概要を図3.1に示す。計算手順としては、① 輸送計算の準備として、すべての物質に対する縮的群定数 (collapsed cross sections) を作成する。； ② 実験孔の輸送計算の際の外部線源項を求めるために、炉心を含む炉心周りの輸送計算 (transport calculations around the reactor) を行い、実験孔内に入射する放射線束を求める。； ③ ②で求めた放射線束を線源として、実験孔の輸送計算を行い、線量率分布を求める。

縮的群定数を求める手順について示す。詳細エネルギー群 (中性子171群, ガンマ線36群) の核断面積はDLC-41C/VITAMIN-C<sup>9)</sup>ライブラリーから収集する。そして、核断面積処理コードAMPX-II<sup>10)</sup>を用いて、収集した核断面積から一次元 $S_N$ コードANISN<sup>11)</sup>の入力形式に変換し、ワーキング・ライブラリーを作る。この段階では未だ詳細エネルギー群構造の核断面積である。次に、この核断面積をライブラリーとして、ANISNコードを用いて、詳細エネルギー群に対する中性子束及びガンマ線のスペクトルを求め、そして、このスペクトルを重み因子として、体系を構成している組成材料物質に対する縮的群定数を求める。こゝで実験孔の材料に対しては、重水反射体のスペクトルを重み因子とした。

図3.2に、この縮的群定数を求めるANISN計算に適用した方向を示す。体系の全方向をカバーできるよう3方向選んだ。方向(a)の計算体系を図3.3に示す。この計算は、原子炉側面方向なので円柱体系を適用した。方向(b)の計算体系を図3.4に、方向(c)の計算体系を図3.5に示す。いづれに対しても球体系を適用した。

上記のANISN計算においては、遮蔽解析の特徴の非等方性の強い輸送計算であることを考慮して、 $S_{12}$ の角度分点数、及び $P_3$ の散乱断面積Legendre展開次数を採用した。また空間メッシュ分割については、各々の体系計算モデルの図中に示してある。ANISN計算の結果、縮約された群定数に対するエネルギー構造を表3.1に示す。又一緒に求めた線束線量率変換係数の縮約された値を表3.2に示す。この縮約に際しての重み因子としては、計算体系全体の平均線束を採用した。

次に、実験孔解析の放射線源となる炉心周り (around the core) の放射線束を DOT3.5 コード<sup>12)</sup>を用いて求める。計算に用いた R Z 体系モデルを図 3.6 に示す。図中に示されている材料物質の組成については、表 3.3 に示す。この体系での線源強度は、炉心燃料の核分裂による中性子及びガンマ線である。核分裂は  $^{235}\text{U}$  によるものと考え、炉心から発生する中性子及びガンマ線、線源強度は、以下のようにして求める。

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。

$$S_g^n = F \cdot \nu \cdot I \cdot N_g, \quad (3.1)$$

こゝに

$F$  : 核分裂数 =  $3.1 \times 10^{10}$  fissions/W · sec,

$\nu$  : 核分裂による中性子発生数 = 2.43,

$I$  : 炉心出力 = 20MW,

$N_g$  : 核分裂の即発中性子スペクトルで、エネルギー群に対するものであり、次式で与えられる。

$$N_g = \int_{\Delta E_g} 0.453 \cdot e^{-E/0.965} \sinh \sqrt{2.29E} \, dE \text{ (MeV in E)}. \quad (3.2) \quad 18)$$

ガンマ線線源は、核分裂と同時に (50 nsec 以内) 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 · MeV) は、次式で与えられる。

$$\Gamma_p(E) = \begin{cases} 7.2 e^{-1.09E}, & E \geq 1.5 \text{ MeV}, \\ 20.2 e^{-1.78E}, & 1.5 \text{ MeV} > E \geq 0.6 \text{ MeV}, \\ 6.6, & 0.6 \text{ MeV} > E \geq 0.1 \text{ MeV}. \end{cases} \quad (3.3) \quad 19)$$

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/fission · MeV) は、次式で与えられる。

$$\Gamma_s(E) = 6.0 e^{-1.10E} \text{ (MeV in E)}. \quad (3.4) \quad 5)$$

したがって、ガンマ線の線源強度  $S_g^r$  (photons/sec/炉心) は、次式で与えられる。

$$S_g^r = F \cdot I \cdot \int_{\Delta E_g} \{ \Gamma_p(E) + \Gamma_s(E) \} dE. \quad (3.5)$$

これに線源の空間分布を考慮する。この線源分布は炉心燃料領域の出力分布に比例する。JRR-3 改造炉の炉心領域は良い円柱近似が成立つが、燃料配置が正方配置であることを考慮して、径方向の出力分布は、核計算<sup>6)</sup>による XY 拡散計算 (CITATION コードによる)の結果から、炉心中心を横切る分布  $S(r_i)$  を採用した。軸方向の出力分布  $S(z_j)$  は cos 分布を仮定した。すなわち

$$S(z_j) = \cos \left( \pi \cdot \frac{z_j}{H} \right), \quad (3.6)$$

ここに、 $H$ は外挿距離を含む炉心の軸方向高さである。

したがって、単位体積当りに規格された空間分布  $S_{ij}(r_i, z_j)$  は次式で与えられる。

$$S_{ij} = S_{ij}(r_i, z_j) = \frac{S(r_i) \cdot S(z_j)}{\sum_{i,j} S(r_i) \cdot S(z_j) V_{ij}}, \quad (3.7)$$

ここに、 $V_{ij}$  は、径方向メッシュ  $i$ 、軸方向メッシュ  $j$  における体積要素である。

これらの結果を用いて、原子炉運転時の炉心囲り解析計算に用いる線源強度  $\hat{S}_g$  (neutrons 又は photons/cm<sup>3</sup>·sec) は次式で与えられる。

$$\hat{S}_g = S_{ij} \cdot \begin{cases} S_g^n & : \text{中性子源強度} \cdots \text{式 (3.1)}, \\ S_g^r & : \text{ガンマ線線源強度} \cdots \text{式 (3.5)}. \end{cases} \quad (3.8)$$

このように求めた炉心の核分裂による中性子及びガンマ線を線源とし、表 3.1 で示した中性子 8 群ガンマ線 7 群のエネルギー構造で、図 3.6 に示した計算体系に対して解析計算を行った結果が、図 3.7 (高速中性子束等高線図)、図 3.8 (熱外中性子束等高線図) 及び図 3.9 (熱中性子束等高線図) である。図 3.10 は炉心中心高の径方向の中性子束分布である。ビーム実験孔の先端が存在する重水タンク中は、熱中性子束分布が比較的平坦になっていて、この炉がビーム実験に適していることがわかる。図 3.11 と図 3.12 は、それぞれ中性子線量率及びガンマ線線量率の等高線図である。これらの図は、炉心から充分離れた場所では、バルク遮蔽の観点からはみれば、ガンマ線の線量率の方が中性子のそれより遥かに寄与が大きいことを示している (例えば、炉プール壁内表面の最も線量率の高い処で比較すると、中性子線量率が  $10^4$  のオーダーであるのに対し、ガンマ線線量率は  $10^7$  のオーダーである)。

これらの DOT 計算では、解析体系に空隙部 (図 3.6 で重水タンク上部にあるヘリウムガス領域があることを考慮して、角度分点数は多くとって  $S70^{13}$ ) (TWOTRAN コードの  $S_{10}$  相当) とした。散乱断面積の Legendre 展開次数は、中性子輸送計算で  $P_3$ 、ガンマ線輸送計算で  $P_5$  を採用した。

このようにして求めた炉心囲りの中性子及びガンマ線の角度束を、実験孔解析の境界線源とする。すなわち、DOMINO コード<sup>15)</sup>を用いて、炉心囲り DOT 計算で得られた角度束からモンテカルロ法コード MORSE<sup>14)</sup> 計算用の角度束に変換する。求める角度束の位置は、重水反射体中で、炉心中心より 42.1 cm 離れた処である (図 3.13 参照) この線源角度束は、実験孔を含む水平方向に  $90^\circ$  の拡がりを取り、上下方向は実験孔先端口径寸法を考慮して、炉心中心高さより上下方向に各々 16 cm 採った (すなわち、合計 32 cm なので、実験孔口径 11 cm に対し充分であろう。実際に 2 倍の 75 cm の高さも計算してみたが、結果に変わりなかった)。

このようにして、炉プール内側の実験孔部分は、MORSE-CG コードを用いて解いた。検出点 (detector point) は、重水反射体出口の中心軸上 (検出点 A) 及び炉プール出口で中心軸上 (検出点 B) と中心軸から上方向に 15.5 cm 離れた位置 (検出点 C) に置いた。散乱断面積の Legendre 展開次数は  $P_5$  であり、バイアス法としては Russian roulette を適用した。

このようにして MORSE-CG コードで求められた角度束は、DOT 3.5 コードを用いて行われる炉プール壁内実験孔解析の境界線源として用いられる。DOT 3.5 の計算は、図 3.13 に示すよう

に実験孔を中心軸としたRZ体系で行われ、ストリーミング解析であることを考慮して角度分点をS 100 (S 70の角度分点のうち、前方方向の3点を33点に置き換えたもの)<sup>13)</sup>と多く採り、散乱断面積のLegendre展開次数は、中性子に対しては $P_3$ をガンマ線に対しては $P_5$ を採用した。MORSE-CGコード及びDOT3.5コードを用いたときの詳細な計算体系は、各々の実験孔の解析の処で述べる。

実験孔の遮蔽解析で用いた材料の組成を表3.4 (ビーム実験孔解析において)及び表3.5 (ガイドトンネルの解析において)に示す。

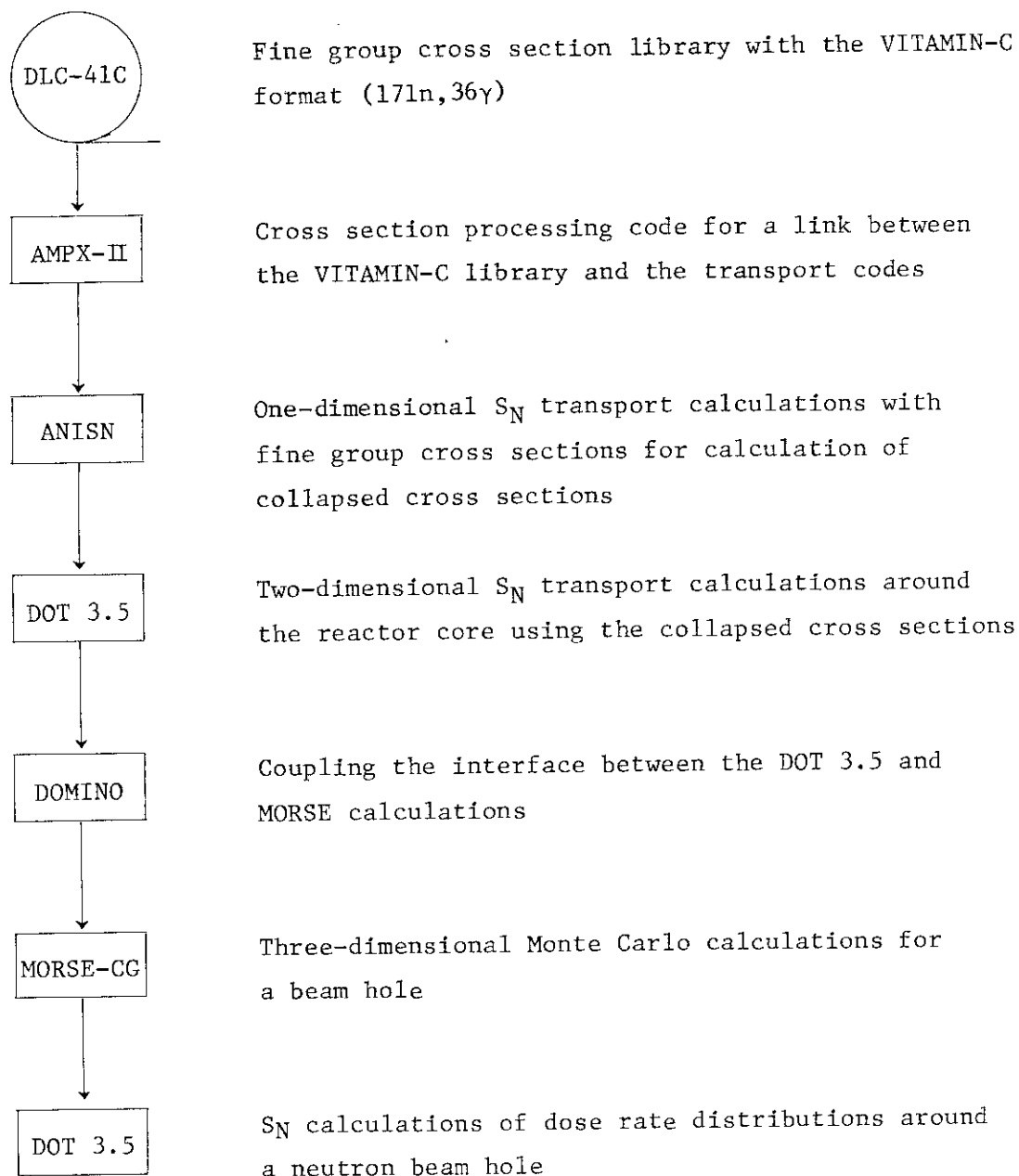


Fig. 3.1 Schematic diagram for shielding analyses of a neutron beam hole

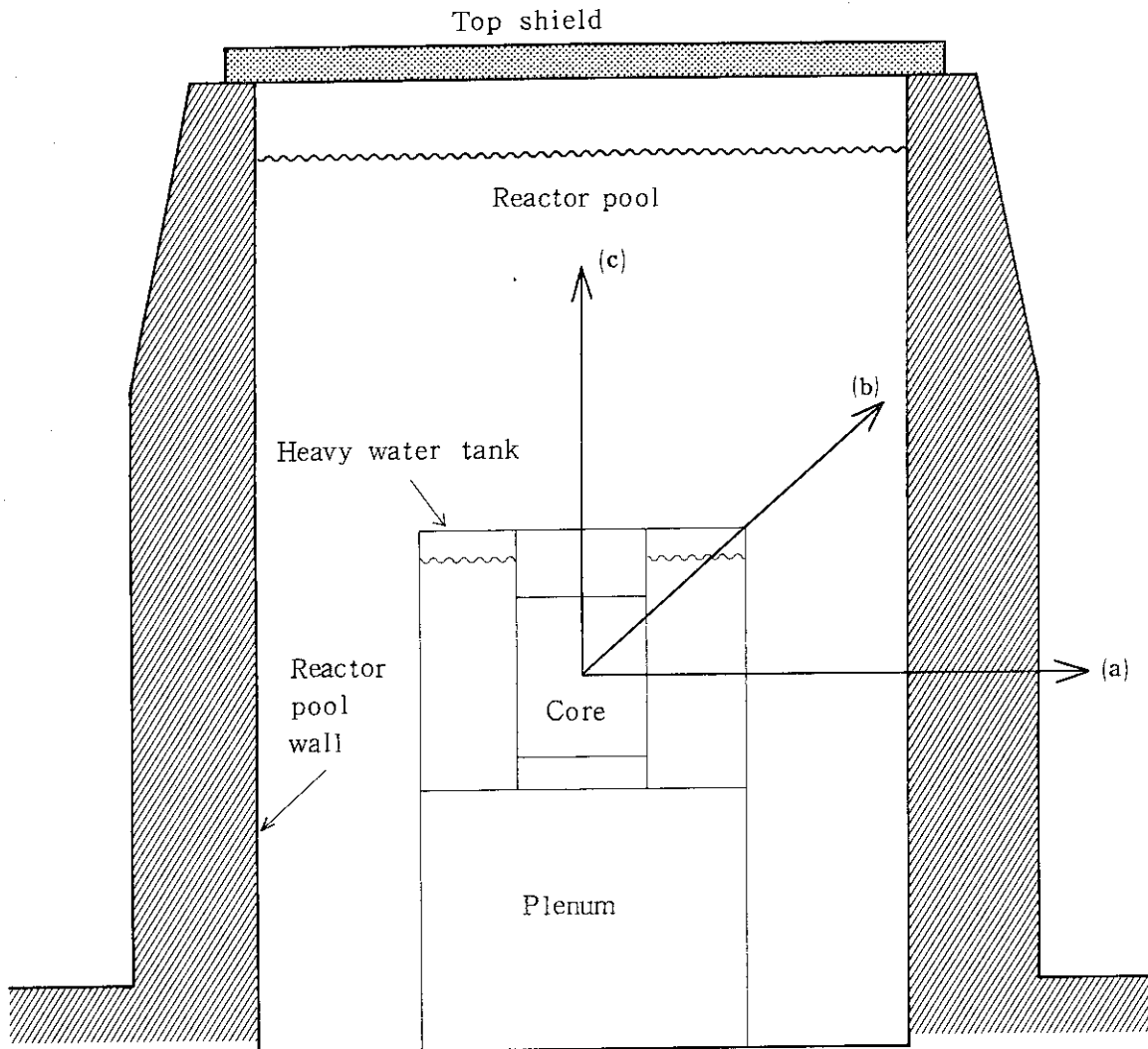


Fig. 3.2 Directions in ANISN calculations of collapsed cross sections  
(a) : Radial direction  
(b) : Slant direction  
(c) : Top direction

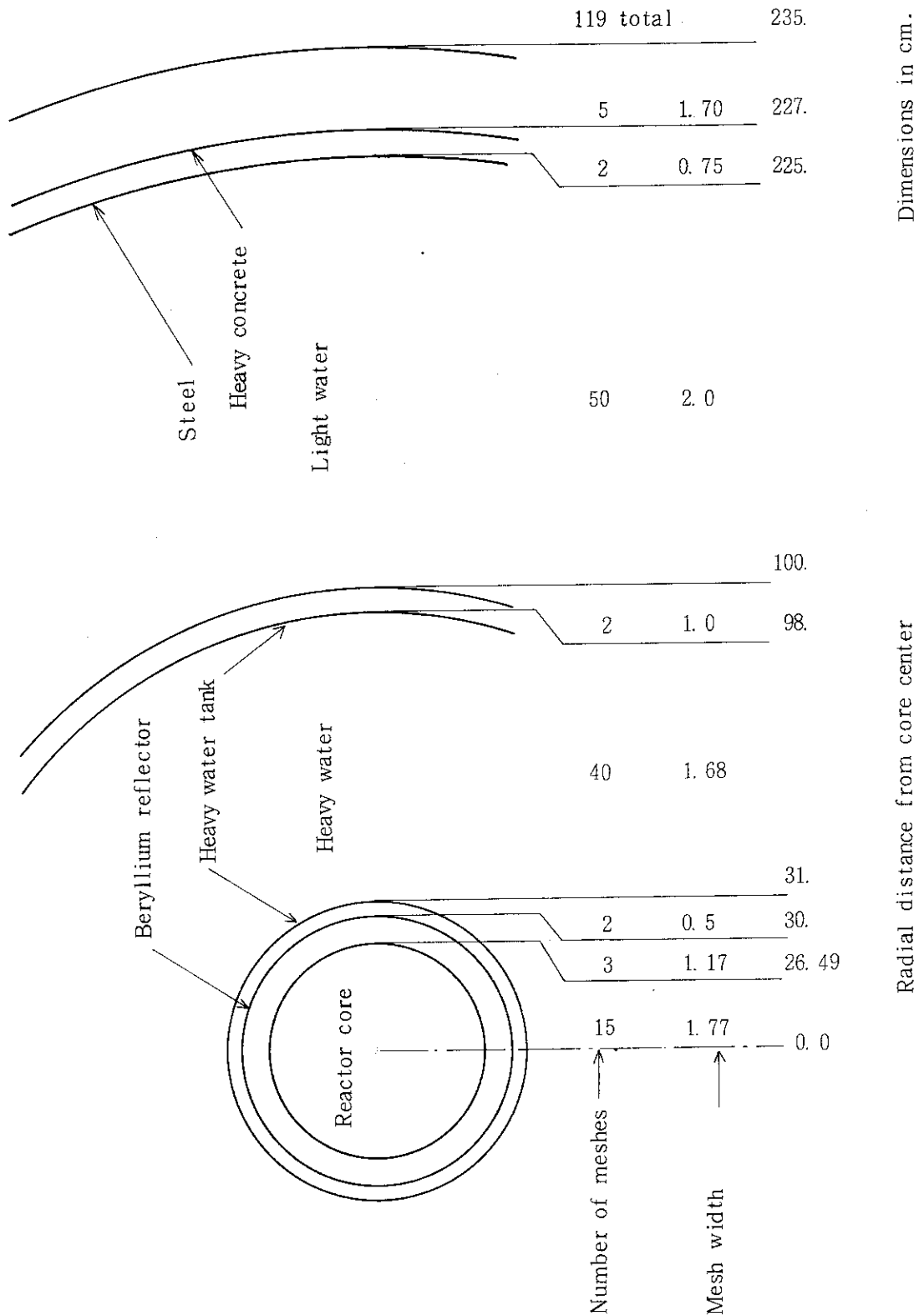


Fig. 3.3 Cylindrical geometry for ANISN calculations of collapsed cross sections in the radial direction



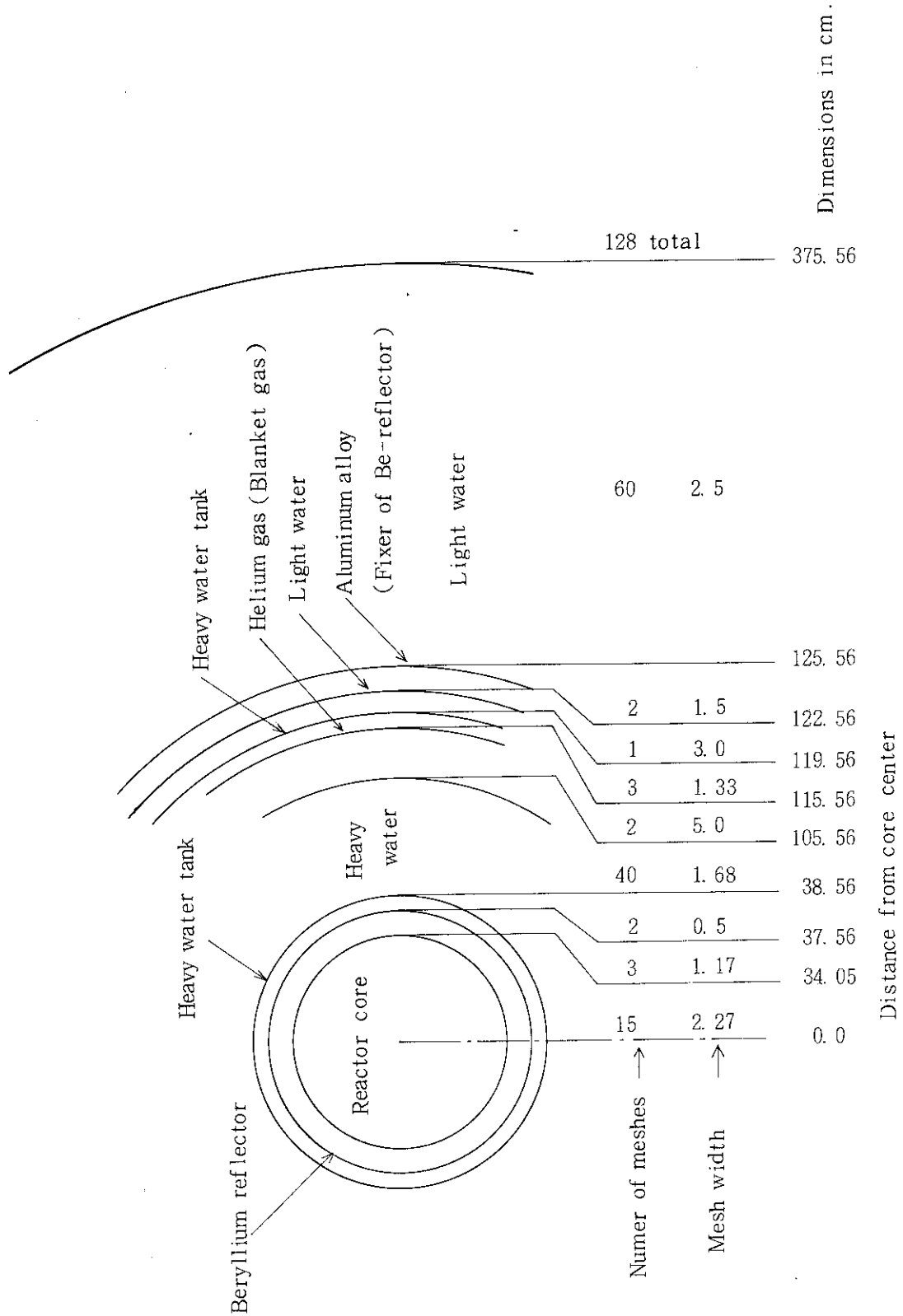


Fig. 3.4 Spherical geometry for ANISN calculations of collapsed cross sections in the slant direction

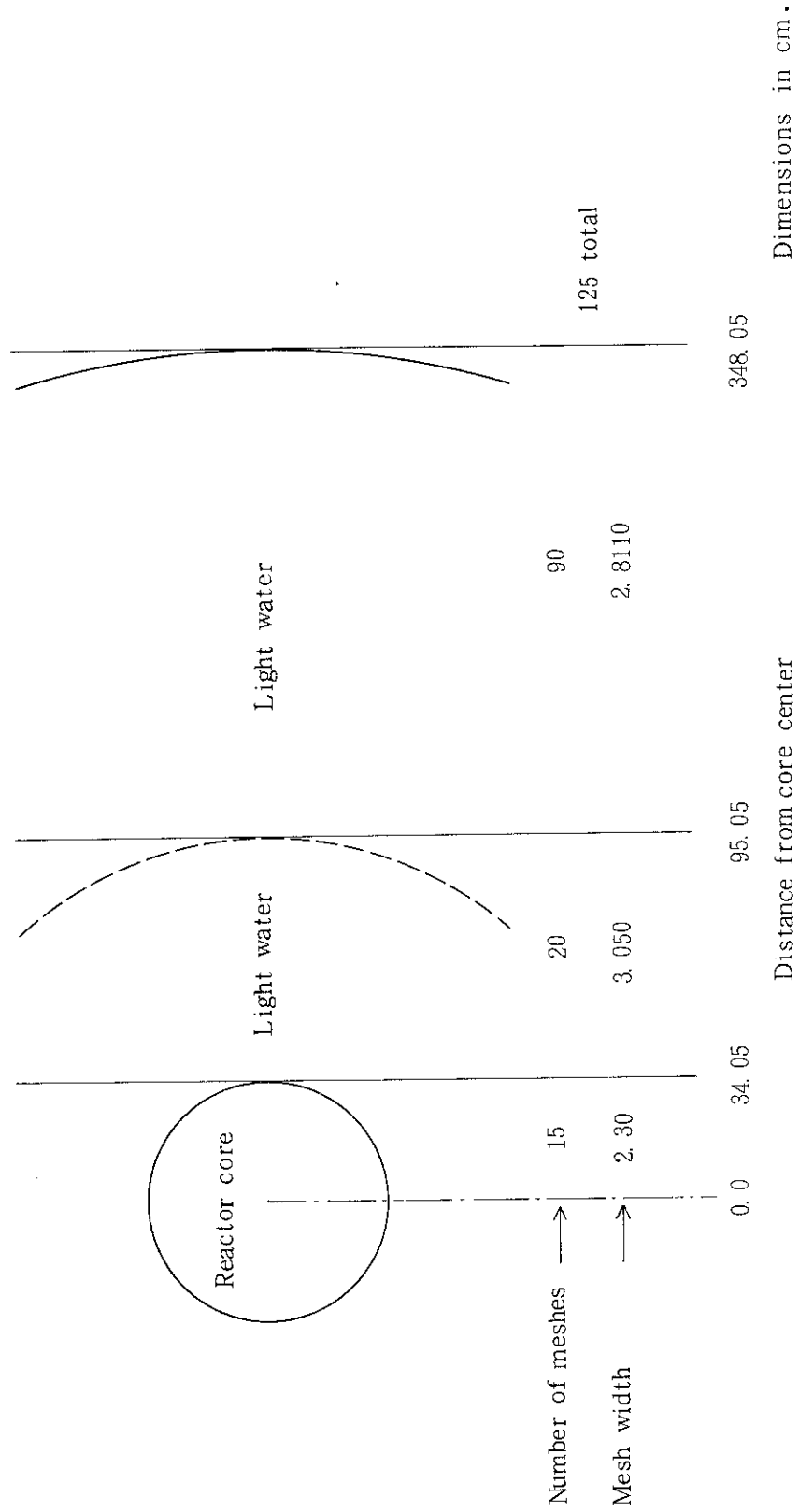


Fig. 3.5 Spherical geometry for ANISN calculations of collapsed cross sections in the top direction

Table 3.1 Energy group structure of collapsed cross sections

	Energy group number	Energy group number of DLC-41C structure	Upper energy group boundary eV
Neutron	1	1- 21	$1.7333 \times 10^7$
	$\phi_f$ 2	22- 46	$7.0469 \times 10^6$
	3	47- 71	$2.1225 \times 10^6$
	4	72- 107	$5.7844 \times 10^5$
	5	108- 129	$7.2000 \times 10^4$
	$\phi_{epi}$ 6	130- 151	$3.7074 \times 10^3$
	7	152- 169	$4.7851 \times 10$
	$\phi_{th}$ 8 <sup>*)</sup>	170- 171	$4.1399 \times 10^{-1}$
Gamma-ray	1	1- 4	$1.40 \times 10^6$
	2	5- 13	$7.5 \times 10^6$
	3	14- 18	$3.0 \times 10^6$
	4	19- 22	$1.33 \times 10^6$
	5	23- 24	$0.6 \times 10^6$
	6	25- 30	$0.51 \times 10^6$
	7 <sup>**)</sup>	31- 36	$0.1 \times 10^6$

\*) Lower energy group boundary :  $1.0 \times 10^{-5}$  eV

\*\*\*) Lower energy group boundary :  $0.010 \times 10^6$  eV

Table 3.2 Flux - to - dose rate conversion factors

	Energy group number	Conversion factor rem / h / neutrons or photons / cm <sup>2</sup> · s
Neutron	1	$1.4891 \times 10^{-4}$
	2	$1.3623 \times 10^{-4}$
	3	$1.2334 \times 10^{-4}$
	4	$5.2428 \times 10^{-5}$
	5	$7.1416 \times 10^{-6}$
	6	$3.9205 \times 10^{-6}$
	7	$4.4780 \times 10^{-6}$
	8	$3.6837 \times 10^{-6}$
Gamma - ray	1	$7.8765 \times 10^{-6}$
	2	$5.1399 \times 10^{-6}$
	3	$3.1735 \times 10^{-6}$
	4	$1.8341 \times 10^{-6}$
	5	$1.2708 \times 10^{-6}$
	6	$6.4674 \times 10^{-7}$
	7	$2.9473 \times 10^{-7}$

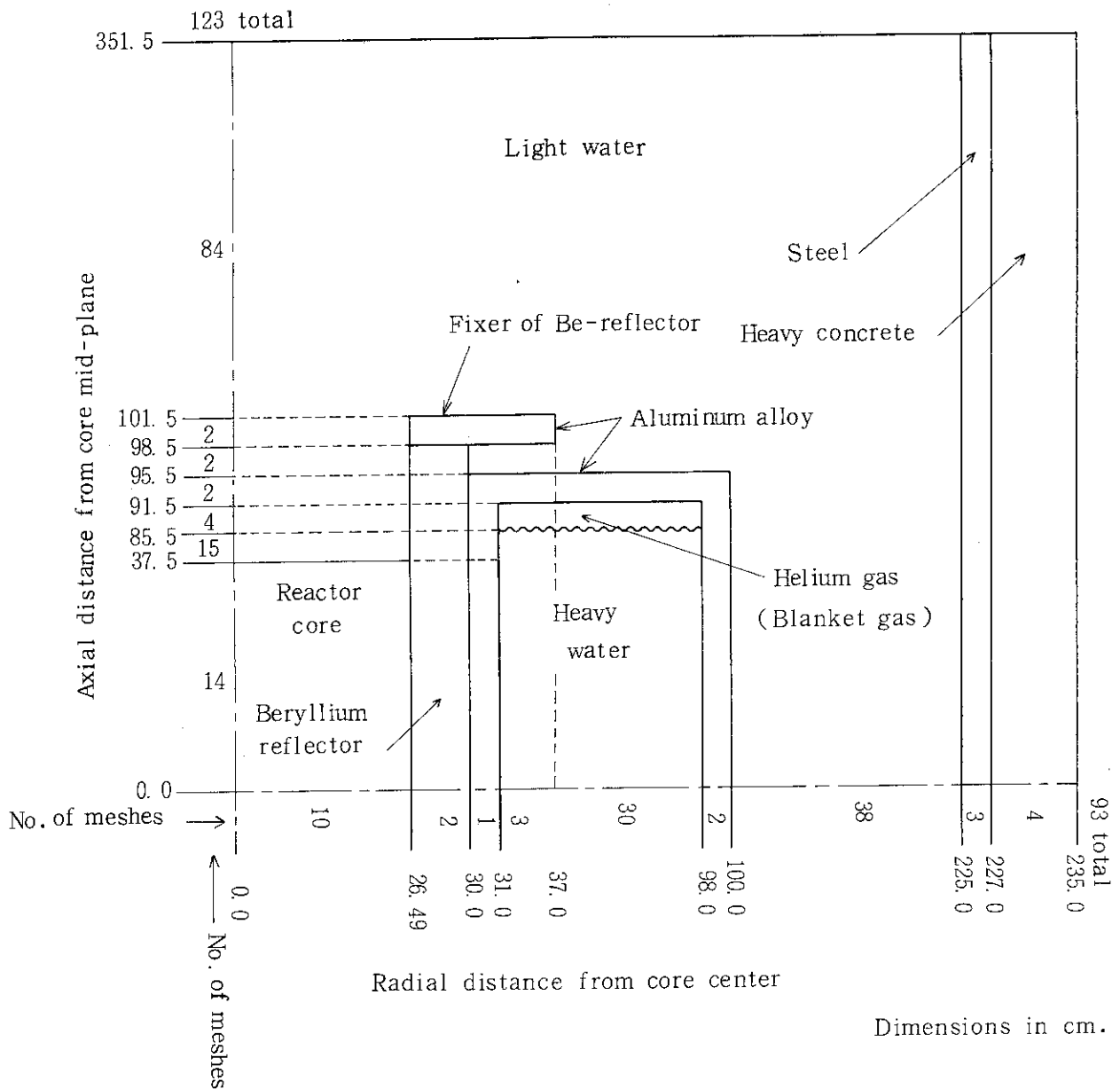


Fig. 3.6 Finite cylinder geometry for DOT calculations of radiation sources in shielding analyses of a neutron beam hole

Table 3.3. Material compositions for shielding calculations around the reactor

Material	Atomic element	Atomic density (atoms/barn · cm) <sup>*</sup>
Core (fuel)	H	$3.1188 \times 10^{-2}$
	O	$1.5594 \times 10^{-2}$
	Al	$3.0039 \times 10^{-2}$
	<sup>235</sup> U	$1.4243 \times 10^{-4}$
	<sup>238</sup> U	$5.7142 \times 10^{-4}$
Beryllium reflector	H	$2.3958 \times 10^{-2}$
	Be	$7.8319 \times 10^{-2}$
	O	$1.1979 \times 10^{-2}$
Aluminum alloy (A 5052)	Mg	$1.4828 \times 10^{-3}$
	Cr	$4.7285 \times 10^{-5}$
	Al	$5.8254 \times 10^{-2}$
Heavy water	D	$6.6493 \times 10^{-2}$
	O	$3.3247 \times 10^{-2}$
Light water	H	$6.6759 \times 10^{-2}$
	O	$3.3380 \times 10^{-2}$
Steel (SM41B)	Mn	$5.1633 \times 10^{-4}$
	Fe	$8.3105 \times 10^{-2}$
Heavy concrete (density = 3.54 g/cm <sup>3</sup> )	H	$5.9991 \times 10^{-3}$
	O	$2.3474 \times 10^{-2}$
	Fe	$2.4481 \times 10^{-2}$
	Si	$3.6662 \times 10^{-3}$
	Al	$1.4675 \times 10^{-3}$
	Cd	$4.0389 \times 10^{-3}$
	Mg	$2.0624 \times 10^{-4}$
	Ti	$2.6009 \times 10^{-5}$
	S	$2.0749 \times 10^{-4}$
	C	$4.5633 \times 10^{-4}$
Mn	$3.7820 \times 10^{-5}$	
Helium gas	He	$2.6933 \times 10^{-5}$

\* ) Read atoms/barn · cm as  $10^{24}$  atoms/cm<sup>3</sup>.

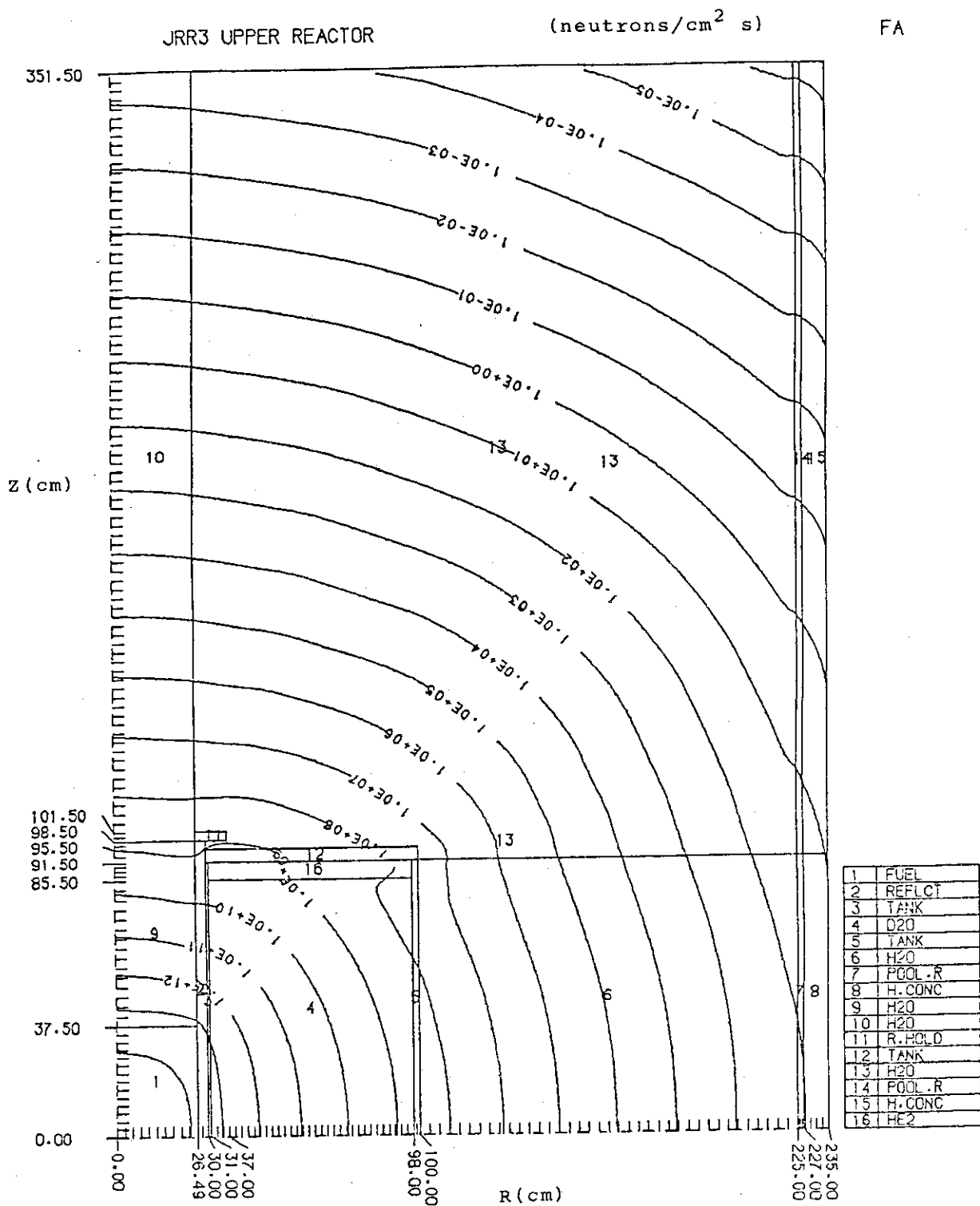


Fig. 3.7 Contour map of fast neutron flux around the reactor core

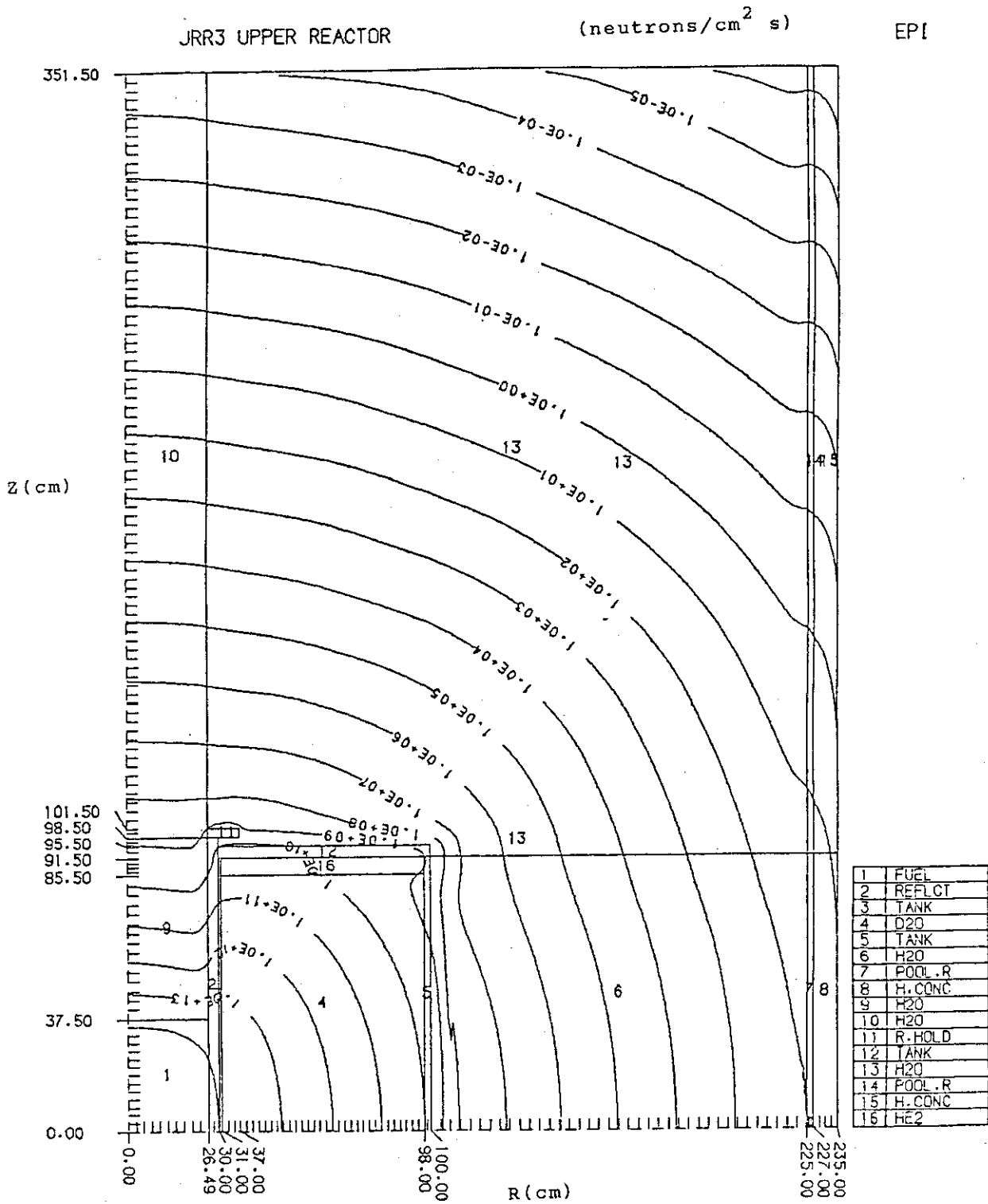


Fig. 3.8 Contour map of epithermal neutron flux around the reactor core



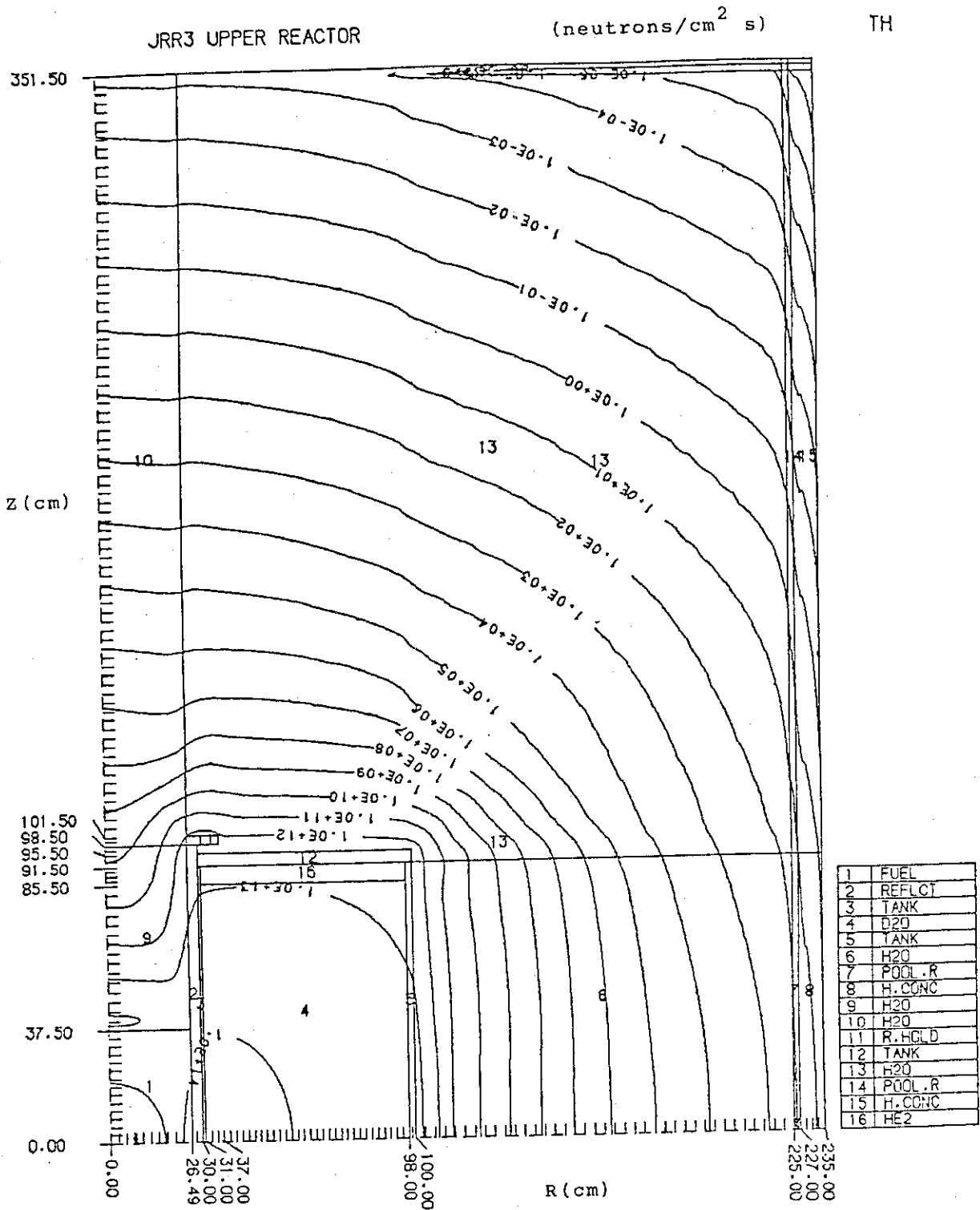


Fig. 3.9 Contour map of thermal neutron flux around the reactor core

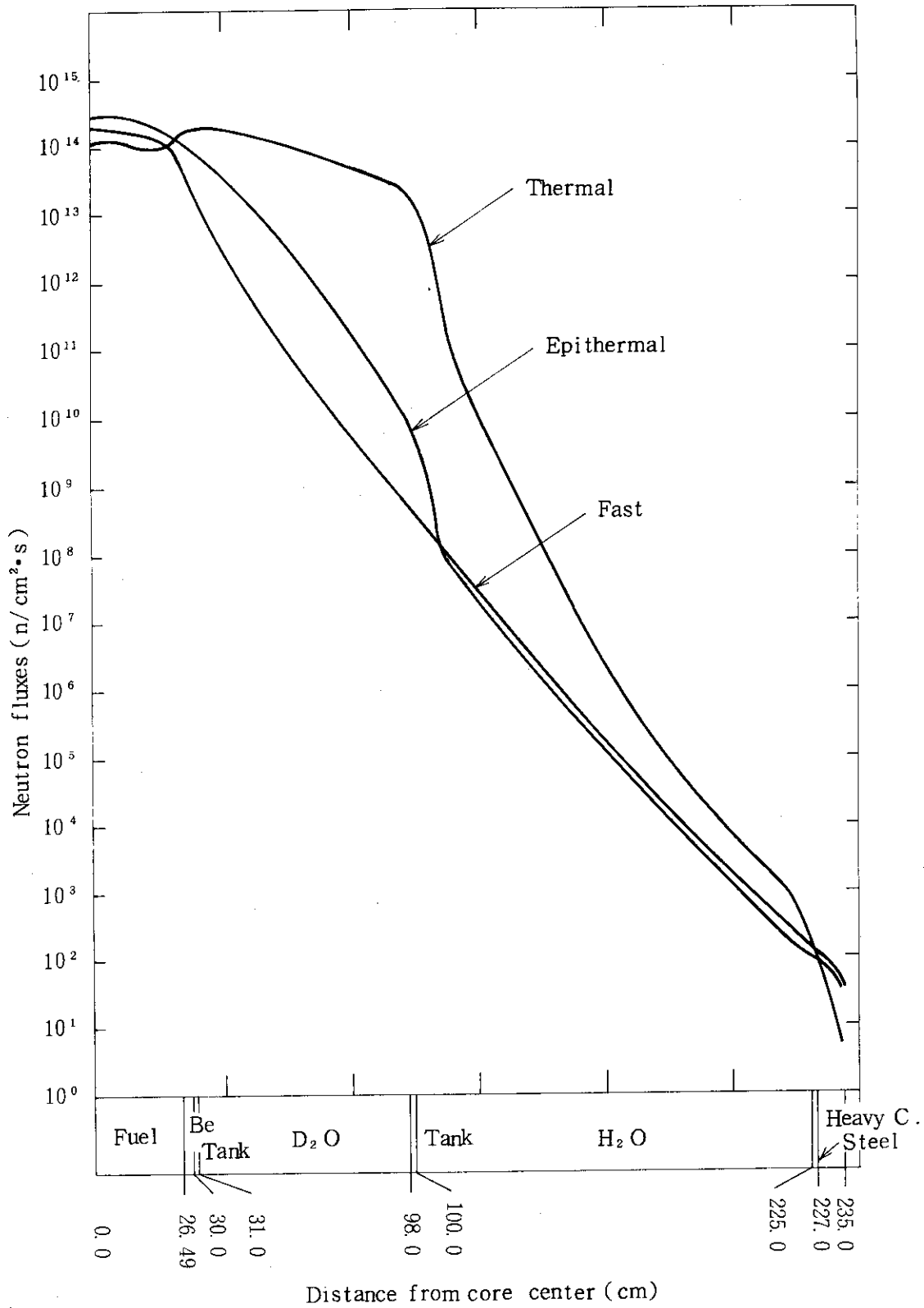


Fig. 3.10 Radial flux distributions at the midplane of the reactor core

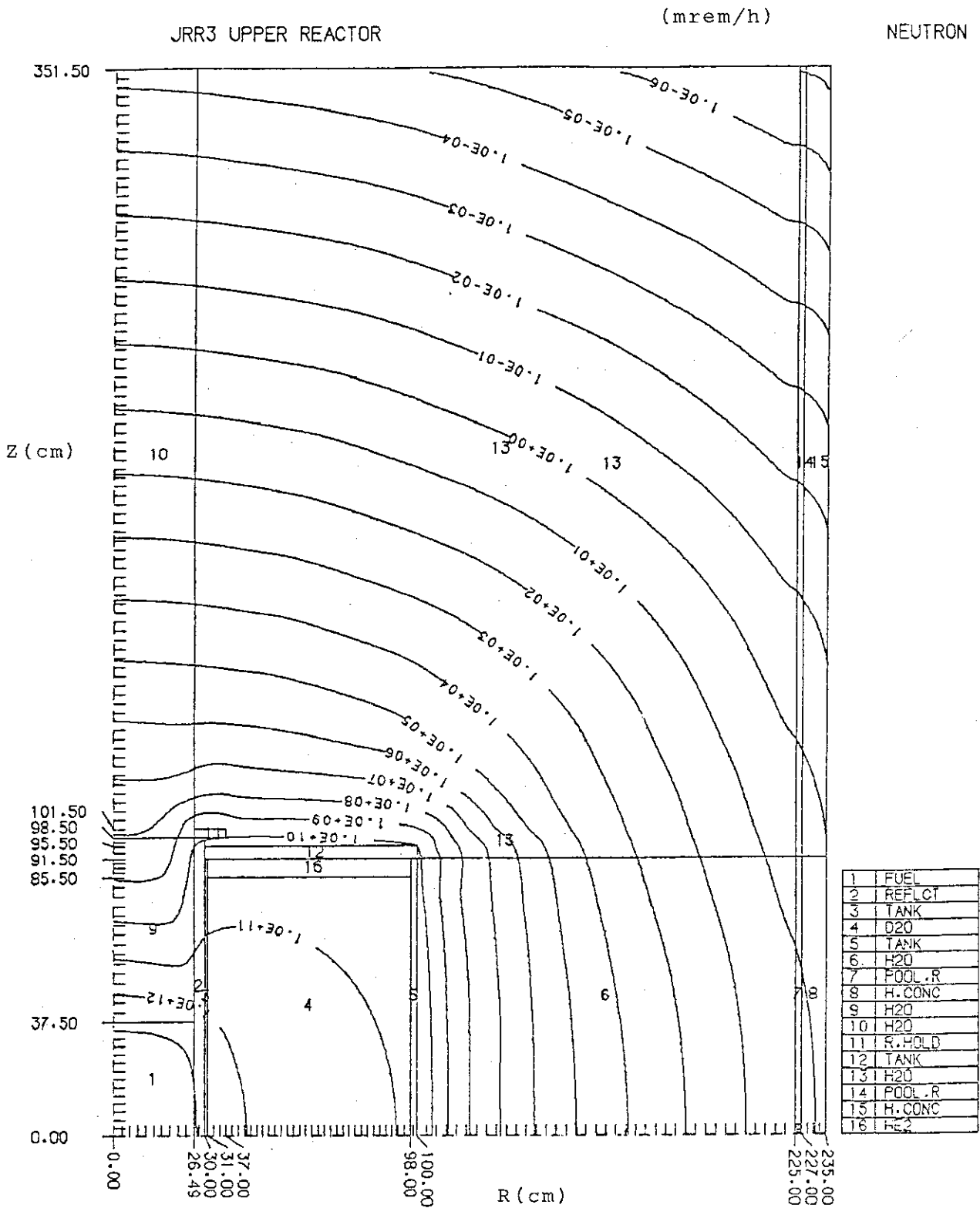


Fig. 3.11 Contour map of neutron dose rate around the reactor core

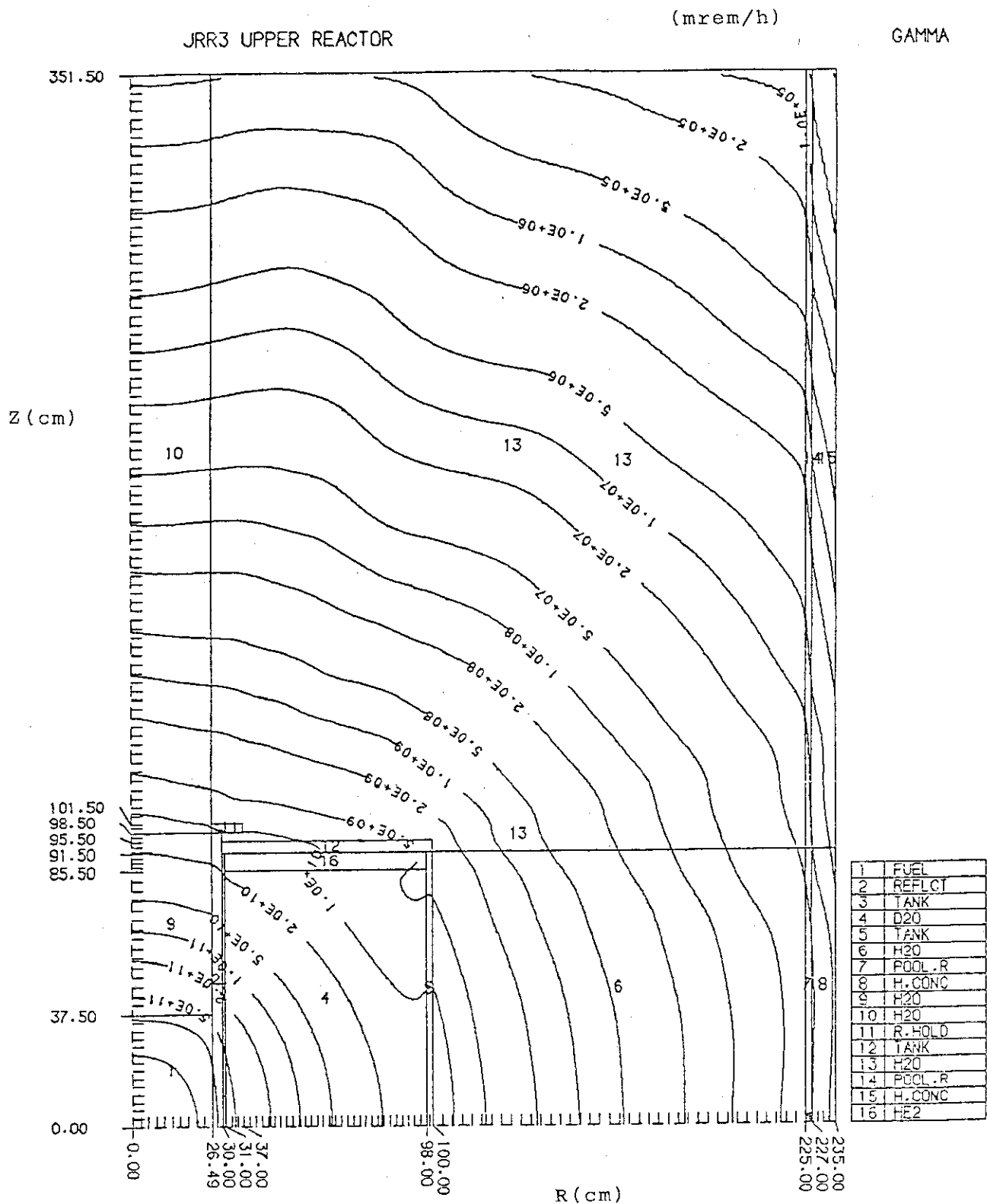


Fig. 3.12 Contour map of gamma-ray dose rate around the reactor core

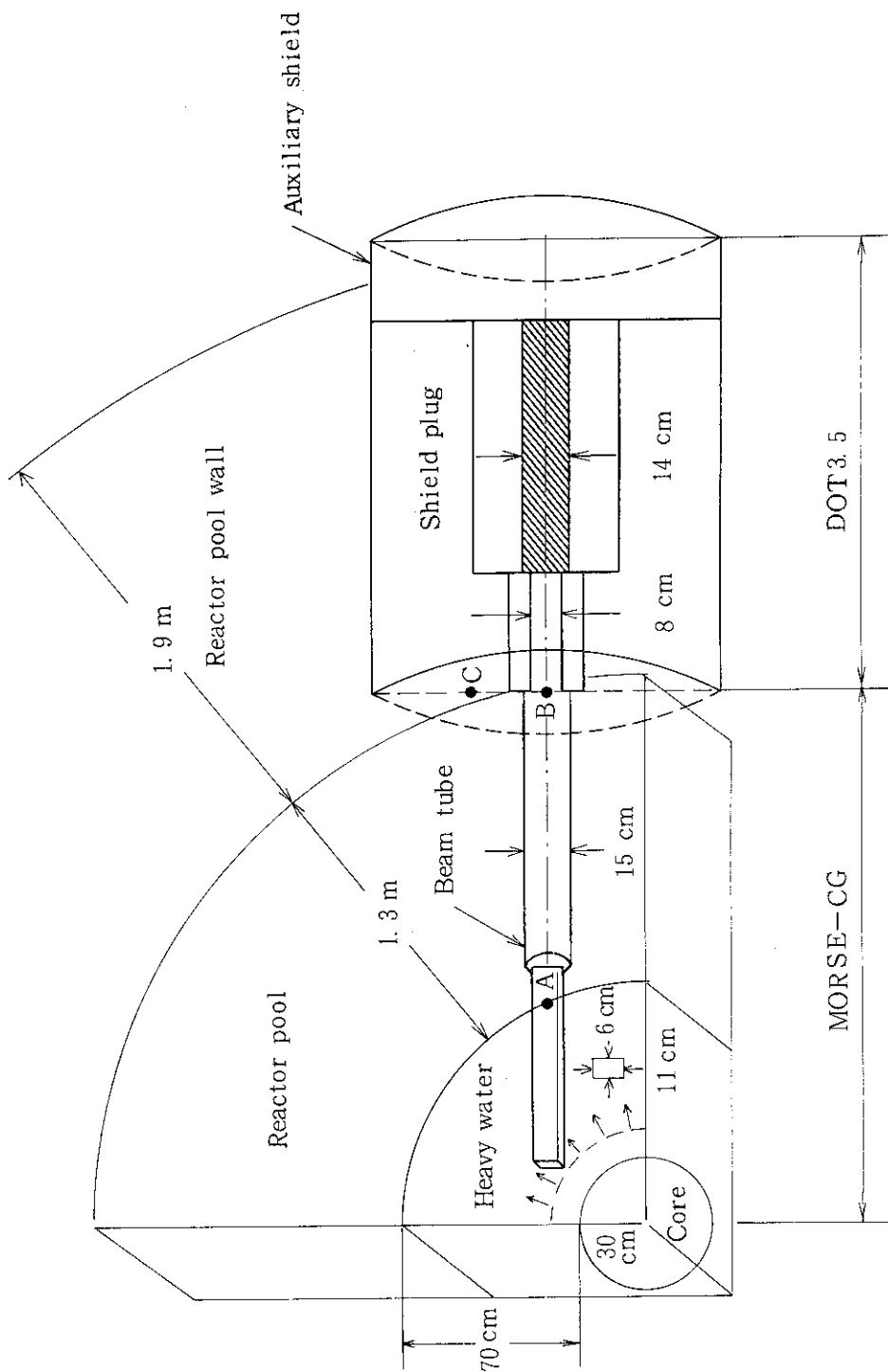


Fig. 3.13 Computational model for radiation streaming analyses of the standard beam hole

Table 3.4 Material composition for shielding calculation of the neutron beam holes

Material	atomic element	atomic density (atoms / barn · cm) <sup>*)</sup>
Steel shot heavy concrete (density = 5 g / cm <sup>3</sup> )	H	$1.2455 \times 10^{-2}$
	<sup>10</sup> B	$1.6867 \times 10^{-4}$
	<sup>11</sup> B	$6.6706 \times 10^{-4}$
	O	$2.1003 \times 10^{-2}$
	Mg	$5.2031 \times 10^{-4}$
	Al	$2.0087 \times 10^{-4}$
	Si	$1.7368 \times 10^{-3}$
	S	$1.5215 \times 10^{-3}$
	Ca	$2.7946 \times 10^{-3}$
	Fe	$3.9266 \times 10^{-2}$
Ba	$(1.5348 \times 10^{-3})^{**)}$	
F	$9.5092 \times 10^{-5}$	
Air	N	$4.3365 \times 10^{-5}$
	O	$1.0176 \times 10^{-5}$
Boral	C	$5.7081 \times 10^{-3}$
	<sup>10</sup> B	$4.4104 \times 10^{-3}$
	<sup>11</sup> B	$1.7439 \times 10^{-2}$
Neutron shield	Al	$4.5311 \times 10^{-2}$
	H	$3.5332 \times 10^{-2}$
	N	$1.6002 \times 10^{-5}$
	O	$6.2047 \times 10^{-3}$
	<sup>10</sup> B	$9.0828 \times 10^{-3}$
Lead	<sup>11</sup> B	$3.9488 \times 10^{-2}$
	C	$4.0455 \times 10^{-2}$
	Pb	$3.2796 \times 10^{-2}$

\*) Read atoms / barn · cm as  $10^{24}$  atoms / cm<sup>3</sup>.

\*\*\*) neglected in calculation.

Table 3.5 Material composition for shielding calculation of the guide tunnel

Material	Atomic element	Atomic density (atoms/barn · cm) <sup>*)</sup>
Pyrex glass	<sup>10</sup> B	$9.4101 \times 10^{-4}$
	<sup>11</sup> B	$4.0644 \times 10^{-3}$
	O	$4.5382 \times 10^{-2}$
	Na	$(1.7337 \times 10^{-3})^{**)}$
	Al	$5.2696 \times 10^{-4}$
	Si	$1.8109 \times 10^{-2}$
Ordinary concrete (2.3g/cm <sup>3</sup> )	H	$5.7166 \times 10^{-3}$
	O	$4.3944 \times 10^{-2}$
	Mg	$6.5540 \times 10^{-5}$
	Al	$2.2897 \times 10^{-4}$
	Si	$1.9040 \times 10^{-2}$
	S	$3.0244 \times 10^{-5}$
	Ca	$1.2742 \times 10^{-2}$
Fe	$6.7911 \times 10^{-4}$	

\*) Read atoms/barn · cm as  $10^{24}$  atoms/cm<sup>3</sup>.

\*\*\*) Used  $1.0 \times 10^{-2}$  for calculations.

## 4. 一般用ビーム実験孔の遮蔽解析

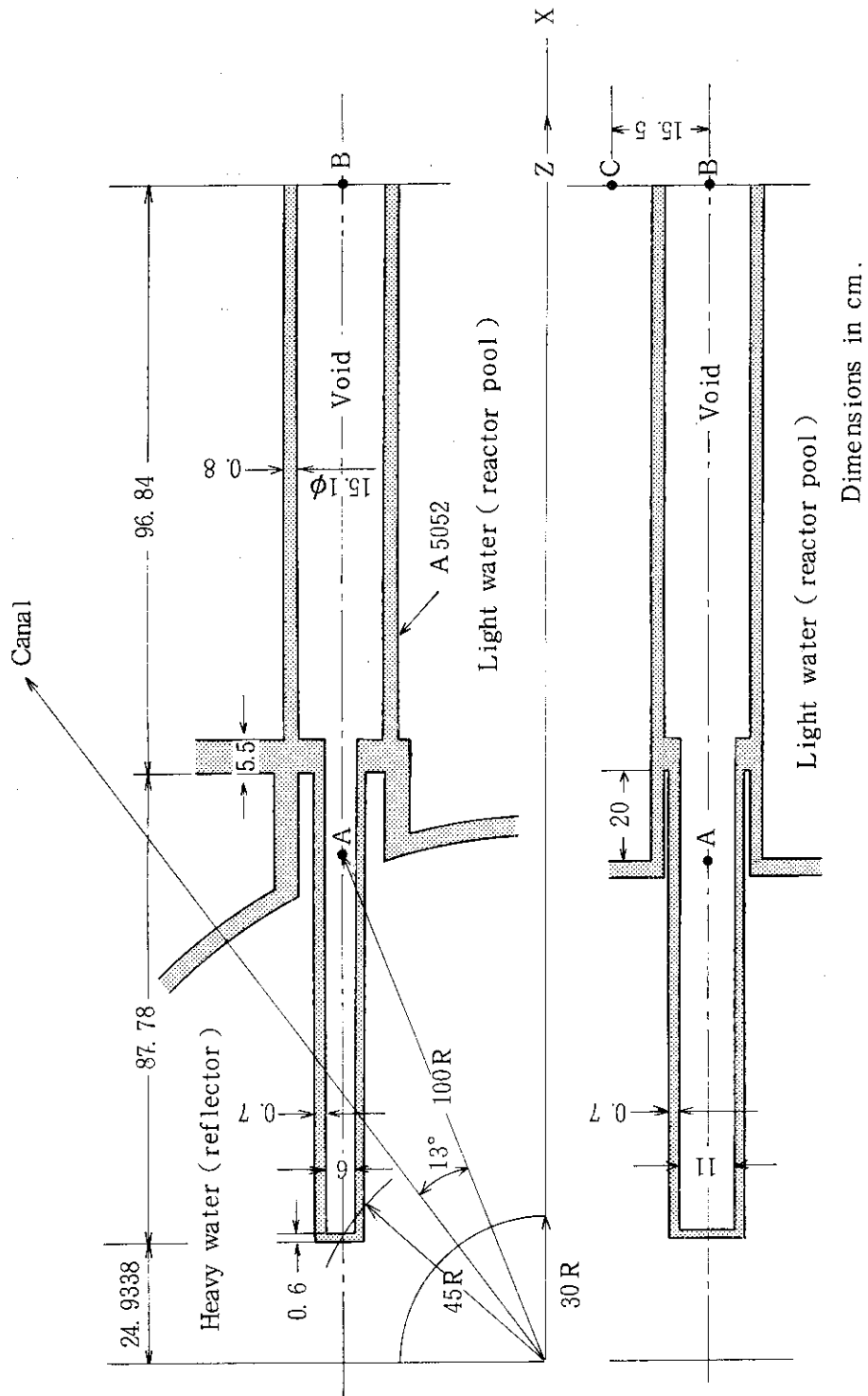
ここでは、一般用ビーム実験孔設備（1G～6G；図2.2，図2.5及び図2.6参照）に対して、原子炉が通常運転中で、且つ実験孔がプラグされているときにおける、遮蔽設計計算を行う。実験孔がプラグされていない場合、すなわち、中性子ビームを利用している場合は、ビーム実験者が自分達の実験設備の遮蔽を設計基準を満たすよう行うことになっているので、ここでの検討の対象とはしない。

### 4.1 計算体系

原子炉プール内のビーム実験孔にMORSE-CGコードを適用した炉プール内での計算体系を図4.1（垂直照射孔が無いとした場合）及び図4.2（垂直照射孔が有るとした場合）に示す。垂直照射孔の中は、照射対象物が未だ無い、すなわち軽水が入っているものとした。点A及び点Bは、モンテカルロ法における検出点なので、この両点における中性子及びガンマ線の線束が計算される。点Cは、次のDOT 3.5計算への繋ぎのために点Bと共に用いられる検出点である。この双方の検出点での角度線束が、各々の検出点で構成する同心円環で均一分布すると仮定し、DOT 3.5計算の境界線源とした。

原子炉プール壁内のビーム実験孔は、炉心より遠く離れているので、MORSE-CG計算結果からの境界線源を受けて、RZ体系にモデル化したDOT 3.5計算を行う。このRZ体系をFig. 4.3に示す。垂直照射孔の有無に限らず同じ体系である。放射線ビームに対する遮蔽プラグは、図に示すように、ボラル板（厚さ 1/4 in.）、中性子遮蔽体（長さ 85 cm）及び鉛（長さ 15 cm）である。ここでは補助遮蔽体としては鉄を置いた。遮蔽プラグの囲りは、特に密度の高い鉄パンチボール入り重コンクリート（steel shot heavy concrete, 密度  $5.0 \text{ g/cm}^3$ ）とした。この遮蔽プラグ材を“ Aタイプ”と呼んでおく。その他に、遮蔽プラグ材B及び遮蔽プラグ材Cも検討対象とするが、基本的な寸法及び材質が遮蔽プラグ材Aとほぼ同様なので、計算結果を示す際に述べることにする。





Dimensions in cm.

Fig. 4.1 MORSE computational geometry for radiation streaming analyses of a standard beam hole without an irradiating hole



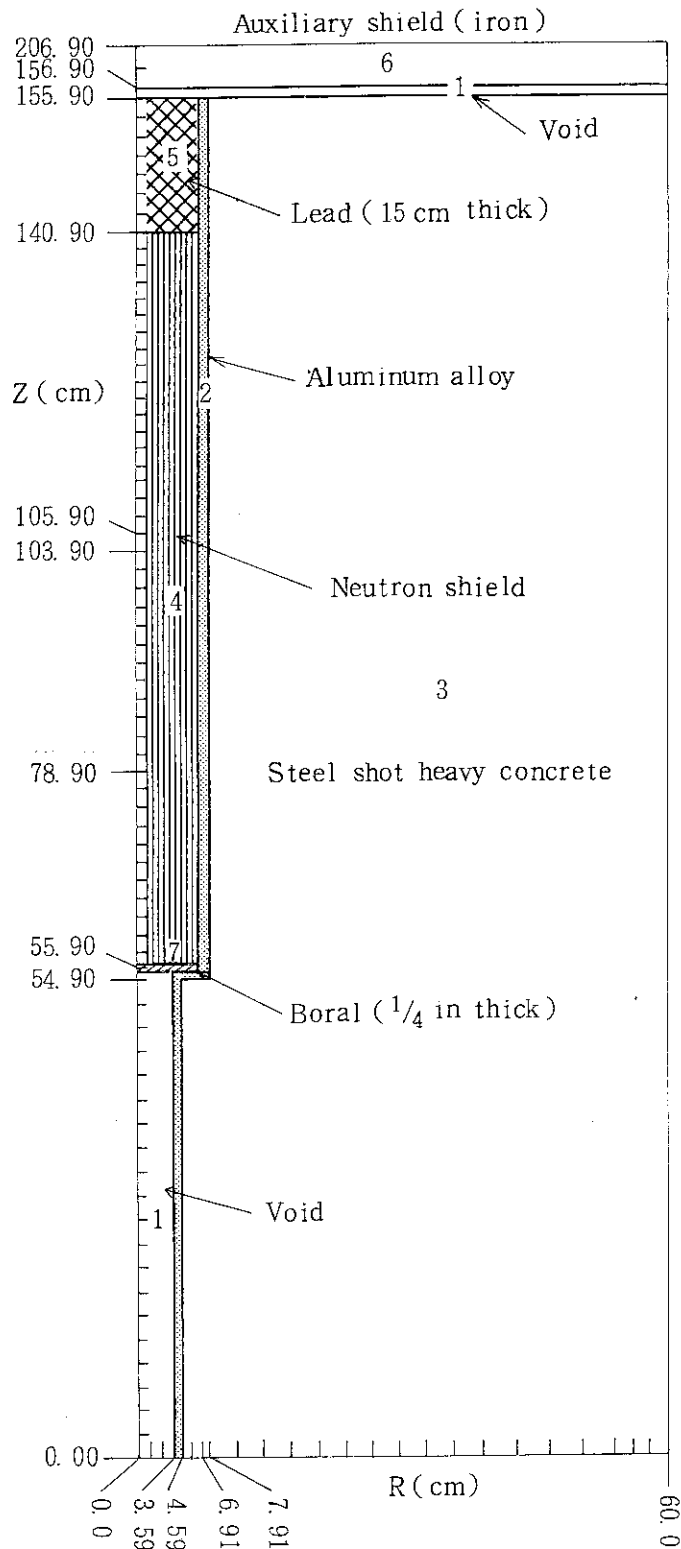


Fig. 4.3 DOT computational geometry for radiation streaming analyses of a standard beam hole with the shield plug A

## 4.2 計算結果

### 4.2.1 遮蔽プラグの検討

#### (i) 遮蔽プラグ材Aの場合

一般用ビーム実験孔に隣接する垂直照射孔の影響を考慮しなかった場合の中性子及びガンマ線のスペクトルを表 4.1 (重水タンク出口：図 4.1 の検出点A) 及び表 4.2 (原子炉プール出口) に示す。これらの表中で示されている F. S. D. とは、モンテカルロ法の統計的誤差 (Fractional Standard Deviation) で、標準偏差を平均値で割ったものとして定義され、少ない値の方が粒子数が多いので精度が高い。

重水タンク出口及び原子炉プール出口での中性子及びガンマ線のスペクトルを比較する。中性子では、Fig. 4.4 に示すように、第1群を除いてはスペクトルの形を変えず減衰している。一方ガンマ線では、Fig. 4.5 に示すように、全群のスペクトルの形を変えず減衰している。すなわち、いずれの図も実験孔のストリーミングでは、放射線スペクトルの形はあまり変わらないことを示している。

垂直照射孔 (中に軽水が満たされているとした) があるとした場合の、放射線ビーム束の重水タンク出口における値を Table 4.3 に、原子炉プール出口における値を Table 4.4 に示す。垂直照射孔の影響を調べるために、垂直照射孔の有無のときのスペクトルの比較をしたのが、Fig. 4.6 (中性子) 及び Fig. 4.7 (ガンマ線) で、原子炉プール出口における値である。照射孔内の軽水の減速能効果及び反射体効果のため熱中性子が多少増加し、それに伴い発生するガンマ線のため、ガンマ線も多少増加している。

原子炉プール壁内の実験孔囲り、すなわち遮蔽プラグの線量率等高線図を Fig. 4.8 (中性子及びガンマ線の線量率) に示す。図から中性子遮蔽体が良く効いていることがわかる。垂直照射孔 (ここでは軽水が入っているとした) の影響について検討したのが Fig. 4.9 (中性子線量率)、Fig. 4.10 (ガンマ線線量率) 及び Fig. 4.11 (全線量率) である。垂直照射孔内の軽水 (ビーム束に対する反射体効果) のため中性子線量率の方が影響を受けているが、ガンマ線線量率は差程影響を受けていない。

補助遮蔽が無いとして、ビーム実験孔の遮蔽についてまとめたのが Table 4.5 である。これには実験孔中心軸上の線量率及び最大線量率 (実験孔中心軸より若干はずれている処) が示されている。

#### (ii) 遮蔽プラグ材Bの場合

遮蔽プラグ材Bの場合は、遮蔽し難いガンマ線のことを考えて、鉛とそれにサンドイッチされた中性子遮蔽体との構成を考えた。この計算体系を Fig. 4.12 に示す。計算結果の線量率等高線図を Fig. 4.13 (中性子線量率とガンマ線線量率) 及び Fig. 4.14 (全線量率) に示す。

Fig. 4.15 は、遮蔽プラグ内中心軸に沿ってプロットした減衰曲線である。中性子に対しては中性子遮蔽体が、ガンマ線に対しては、鉛が遮蔽体として良く働いていることがこの図に示されている。これらの結果から、遮蔽プラグ出口で中心軸上の線量率は、以下の通りである。

中性子線量率	4.11 mrem/h
ガンマ線線量率	0.084 mrem/h

全線量率 4.2 mrem/h

(イ) 遮蔽プラグ材Cの場合

この遮蔽プラグ材は、中性子及びガンマ線のバランスの良い減衰を考慮して構成した。Fig. 4. 16に示す如く、鉛と鉄パンチボール入り重コンクリートでビーム束の遮蔽を考える。線量率等高線図をFig. 4. 17 (中性子線量率とガンマ線線量率) 及びFig. 4. 18 (全線量率) に示す。

減衰曲線をFig. 4. 19に示す。これらの図から、鉄パンチ入り重コンクリートは中性子及びガンマ線に対して優れた遮蔽であることがわかる。減衰曲線は中性子及びガンマ線とも同じ傾向を示す。そして、遮蔽プラグ出口で中心軸上の線量率は、以下の通りである。

中性子線量率	9.56 mrem/h
ガンマ線線量率	0.101 mrem/h
全線量率	9.7 mrem/h

(ロ) 遮蔽プラグ材の検討

上述した遮蔽プラグ材3種の遮蔽性能については、Table 4.6にまとめた。中性子線量率の減衰に対しては、中性子遮蔽体 (B,Cをエポキシ樹脂で固めたもの) が良く効いていて、その厚みが多い遮蔽プラグ材A (中性子遮蔽体85 cm, 鉛15 cm) の組合せが最も良く、次に遮蔽プラグBの組合せが良い。

一方ガンマ線線量率に対しては、鉛の多い遮蔽プラグ材B (鉛15 cm, 中性子遮蔽体70 cm, 鉛15 cm) の組合せが最も良く、次に高密度の重コンクリートを用いた遮蔽プラグ材C (鉄パンチボール入り重コンクリート85 cm, 鉛15 cm) の組合せが良い。

全線量率の減衰の点からは、遮蔽プラグ材Bが最も良く、次に遮蔽プラグ材Cが良い。これらのことから、補助遮蔽体の検討では、遮蔽プラグ材のBタイプとCタイプを対象とすることにした。

Fig. 2.5で示したように、一般用ビーム実験孔の遮蔽プラグは回転型であるので、実験孔が遮蔽プラグ材でプラグされていても、隣接する使用していないビーム実験孔 (隣接実験孔) を回って、放射線ストリーミングが生じる可能性がある。また、遮蔽プラグの回転駆動用モーターの存在する空隙 (モーター部空隙) も、同様に放射線ストリーミングが生じる可能性がある。Table 4.6には、これらのストリーミング量の評価も載せてある。<sup>\*</sup>ビーム実験孔利用時を考慮すると、モーター部空隙部のストリーミング量が多いことは利用上不便なので、空隙部の形状など設計上の工夫が必要であろう。

これら空隙部の矩形 (Fig. 2.5参照) ダクト・ストリーミング量の評価は、遮蔽プラグ体のDOT 3.5のRZ計算と一緒に載せることは計算体系上できないので、以下に示す直視法 (Line-of-sight method) の式によって行った。すなわち $\phi$ 及び $\phi_0$ を、各々矩形ダクトの出口及び入口の線量率とすると、 $\phi$ と $\phi_0$ の関係式は、等方線源を仮定して、

$$\frac{\phi}{\phi_0} = \frac{1}{\pi} \frac{T}{Z} \tan^{-1} \left( \frac{1}{2} \frac{W}{Z} \right) \quad (4.1)$$

\* この他に、この回転式遮蔽体の回転部隙間からのストリーミングがあるが、これは0.25 mrem/hと少ない。

である。ここに、T及びWは、各々矩形の短辺及び長辺の長さであり、Zはダクトの長さである。T、W、Zは隣接実験孔で、それぞれ、7 cm、12 cm、100 cmであり、モーター部空隙で、それぞれ、20 cm、28 cm、45 cmである。

Table 4.6 が示すように、遮蔽プラグ以外の処からの漏れによる線量率の方が多い。モーター部空隙は設計上の工夫により減らせる見込みなので、隣接実験孔からの漏れを遮蔽プラグ並みに減らしておくことが望ましい。この場合のモーター部空隙に対するプラグは「中性子遮蔽体25cm + 鉛10cm」で、取りはずせるように出口近くに置かれる。これらの値は、Fig. 4.15の減衰曲線から求めた。

尚、遮蔽プラグB及び遮蔽プラグCの出口における各々の中性子及びガンマ線のスペクトルは、Table 4.7に示す。高いエネルギーの方で、 $O(10^1) \sim O(10^2)$  の中性子束 ( $n/cm^2 \cdot sec$ )、熱エネルギーで、 $O(10^0)$  の中性子束であることが示されている。

#### 4.2.2 補助遮蔽体の検討

第4.2.1節で検討したように、現在の計算結果では遮蔽プラグBが最も良い遮蔽性能を示している。したがって、この遮蔽プラグBが用いられているとして、その外側の補助遮蔽体の材質及び厚さについて検討する。

Table 4.6 が示すように、ガンマ線より中性子の方の線量率が高いことを考慮して、補助遮蔽体としては、まず中性子遮蔽体を、次にガンマ線遮蔽体である鉄を採り上げ検討を行った。これらの検討結果をまとめてTable 4.8に示す。表中で薄い方の遮蔽体は、原子炉室内の設計基準 $0.6 \text{ mrem/h}$ を意識したものであり、厚い方のそれは、設計基準の10分の1を意識したものである。なお表中の値は、Fig. 4.15の減衰曲線から推定したものである。

現在の設計におけるモーター部空隙出口における補助遮蔽を参考のためにTable 4.9に示す。

Table 4.1 Neutron and gamma-ray spectra at the exit of the heavy water tank in the standard beam hole

	Energy group number	Neutrons or photons /cm <sup>2</sup> • sec	F. S. D. *
Neutron	1	$4.07 \times 10^8$	0.899
	2	$2.49 \times 10^9$	0.401
	3	$2.63 \times 10^9$	0.325
	4	$3.02 \times 10^9$	0.356
	5	$2.51 \times 10^{10}$	0.326
	6	$5.70 \times 10^{10}$	0.274
	7	$4.80 \times 10^{10}$	0.163
	8	$5.38 \times 10^{12}$	0.302
Gamma-ray	1	$2.57 \times 10^{10}$	0.196
	2	$3.61 \times 10^{11}$	0.165
	3	$7.15 \times 10^{11}$	0.208
	4	$6.47 \times 10^{11}$	0.103
	5	$1.86 \times 10^{11}$	0.186
	6	$2.55 \times 10^{12}$	0.097
	7	$1.03 \times 10^{12}$	0.153

\* Fractional Standard Deviation

Table 4.2 Neutron and gamma-ray spectra at the exit of the reactor pool in the standard beam hole

	Energy group number	Neutrons or photons /cm <sup>2</sup> · sec	F. S. D. *
Neutron	1	$7.33 \times 10^5$	0.992
	2	$1.13 \times 10^8$	0.331
	3	$2.62 \times 10^8$	0.373
	4	$2.46 \times 10^8$	0.351
	5	$1.37 \times 10^9$	0.170
	6	$2.22 \times 10^9$	0.133
	7	$2.16 \times 10^9$	0.145
	8	$8.70 \times 10^{10}$	0.231
Gamma-ray	1	$8.35 \times 10^8$	0.312
	2	$6.00 \times 10^9$	0.249
	3	$8.28 \times 10^9$	0.144
	4	$6.65 \times 10^9$	0.085
	5	$2.36 \times 10^9$	0.231
	6	$3.19 \times 10^{10}$	0.054
	7	$1.93 \times 10^{10}$	0.059

\* Fractional Standard Deviation



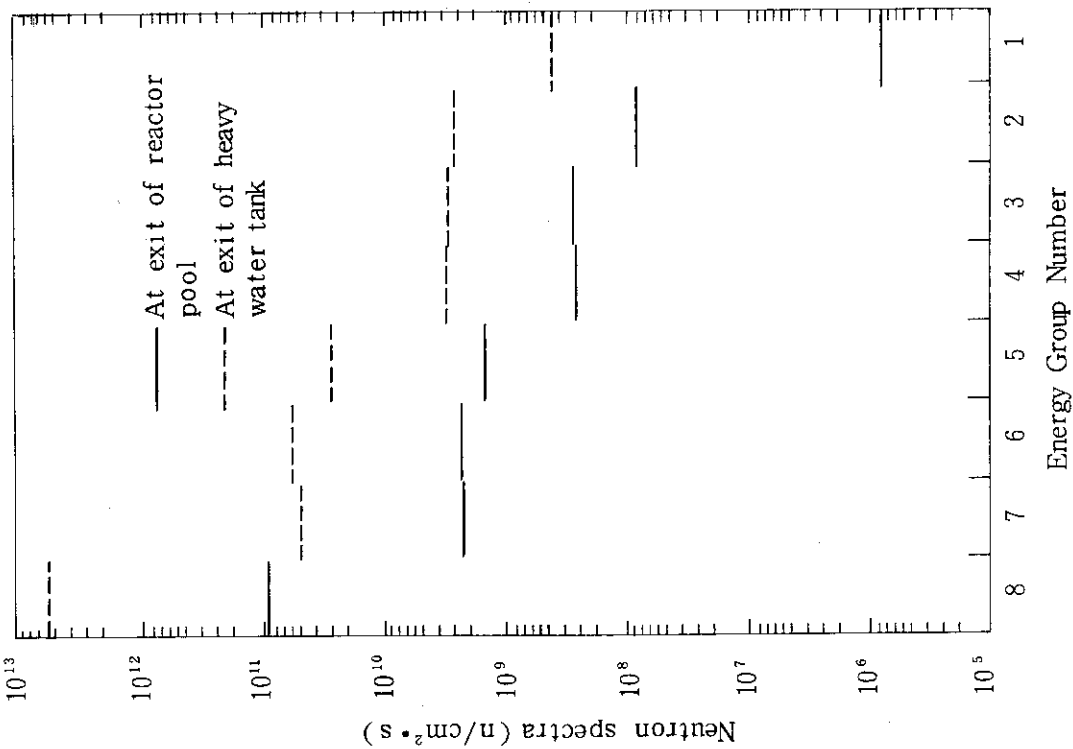


Fig. 4.4 Comparison of neutron spectra for a standard beam hole at the exits of reactor pool and heavy water tank

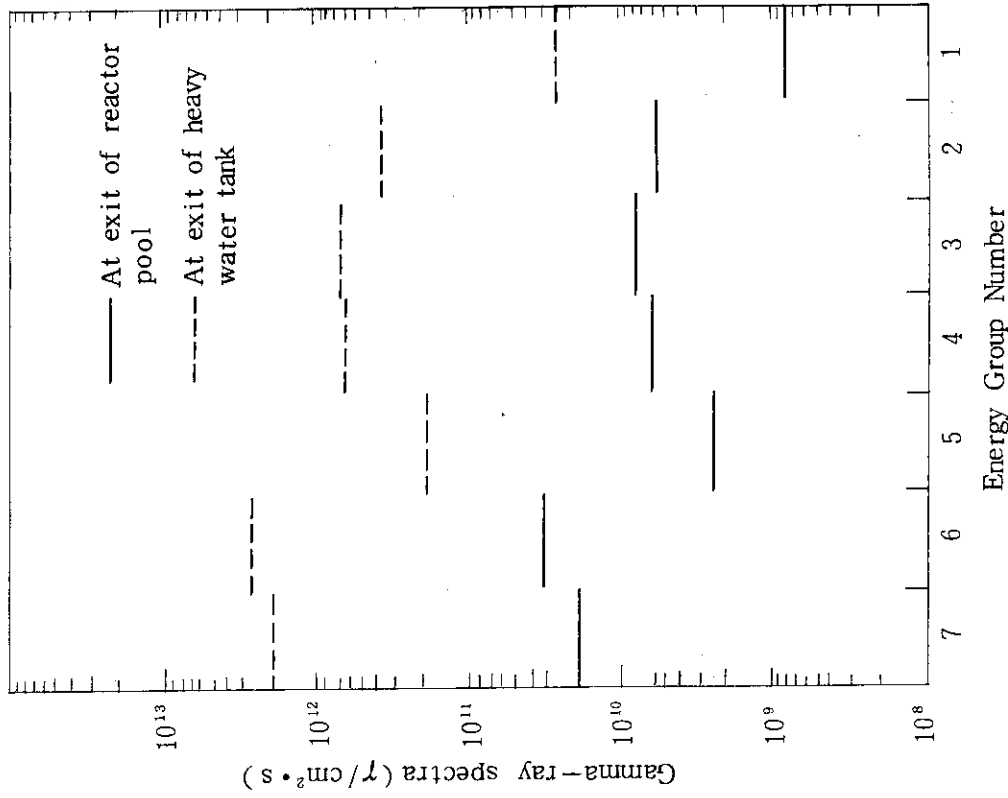


Fig. 4.5 Comparison of gamma-ray spectra for a standard beam hole at the exits of reactor pool and heavy water tank

Table 4.3 Neutron and gamma-ray spectra at the exit of the heavy water tank in the standard beam hole with an irradiating hole

	Energy group number	Neutrons or photons /cm <sup>2</sup> · sec	F. S. D. <sup>*</sup>
Neutron	1	$2.97 \times 10^8$	0.351
	2	$7.30 \times 10^9$	0.382
	3	$4.20 \times 10^9$	0.222
	4	$1.26 \times 10^{10}$	0.512
	5	$2.34 \times 10^{10}$	0.137
	6	$6.47 \times 10^{10}$	0.147
	7	$1.25 \times 10^{11}$	0.268
	8	$2.41 \times 10^{13}$	0.502
Gamma-ray	1	$8.94 \times 10^{10}$	0.420
	2	$5.34 \times 10^{11}$	0.219
	3	$1.66 \times 10^{12}$	0.485
	4	$1.11 \times 10^{12}$	0.195
	5	$2.72 \times 10^{11}$	0.119
	6	$4.47 \times 10^{12}$	0.154
	7	$2.50 \times 10^{12}$	0.276

\* Fractional Standard Deviation

Table 4.4 Neutron and gamma-ray spectra at the exit of the reactor pool in the standard beam hole with an irradiating hole

	Energy group number	Neutrons or photons /cm <sup>2</sup> · sec	F. S. D.*
Neutron	1	$1.97 \times 10^6$	0.730
	2	$2.12 \times 10^8$	0.250
	3	$2.17 \times 10^8$	0.226
	4	$3.59 \times 10^8$	0.169
	5	$1.24 \times 10^9$	0.112
	6	$4.92 \times 10^9$	0.128
	7	$3.49 \times 10^9$	0.074
	8	$9.74 \times 10^{10}$	0.190
Gamma-ray	1	$2.32 \times 10^9$	0.580
	2	$7.76 \times 10^9$	0.152
	3	$1.46 \times 10^{10}$	0.127
	4	$1.03 \times 10^{10}$	0.090
	5	$2.87 \times 10^9$	0.123
	6	$4.36 \times 10^{10}$	0.168
	7	$1.71 \times 10^{10}$	0.120

\* Fractional Standard Deviation

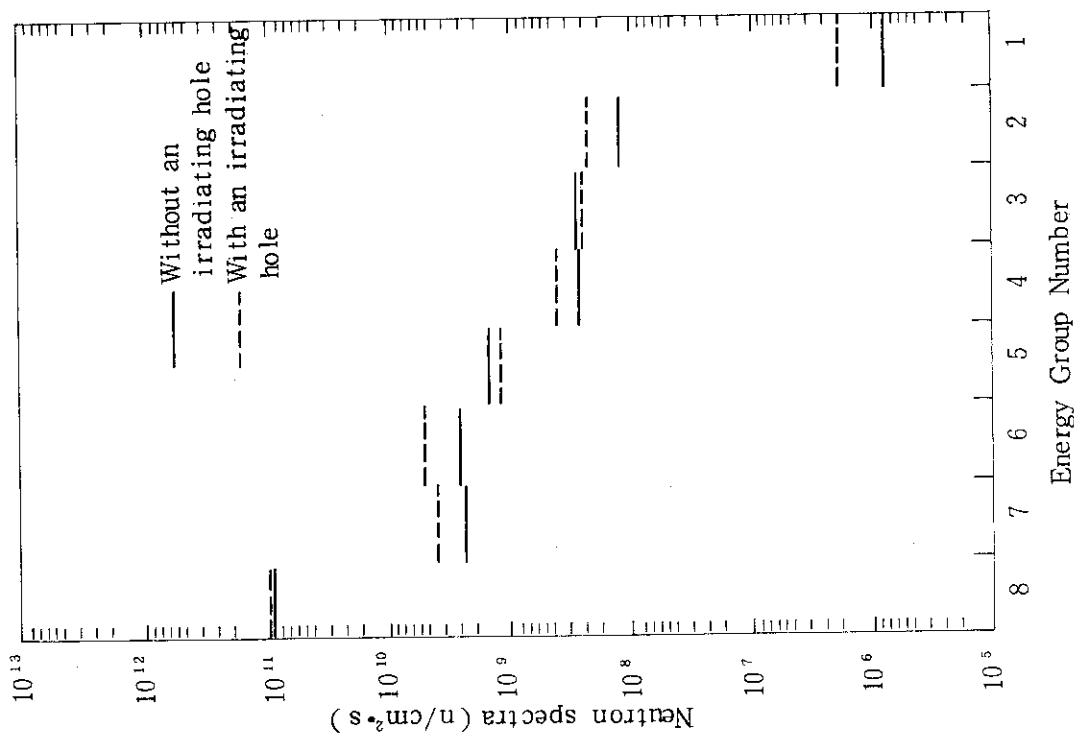


Fig. 4.6 Comparison of neutron spectra at the exit of reactor pool in a standard beam hole with and without an irradiating hole

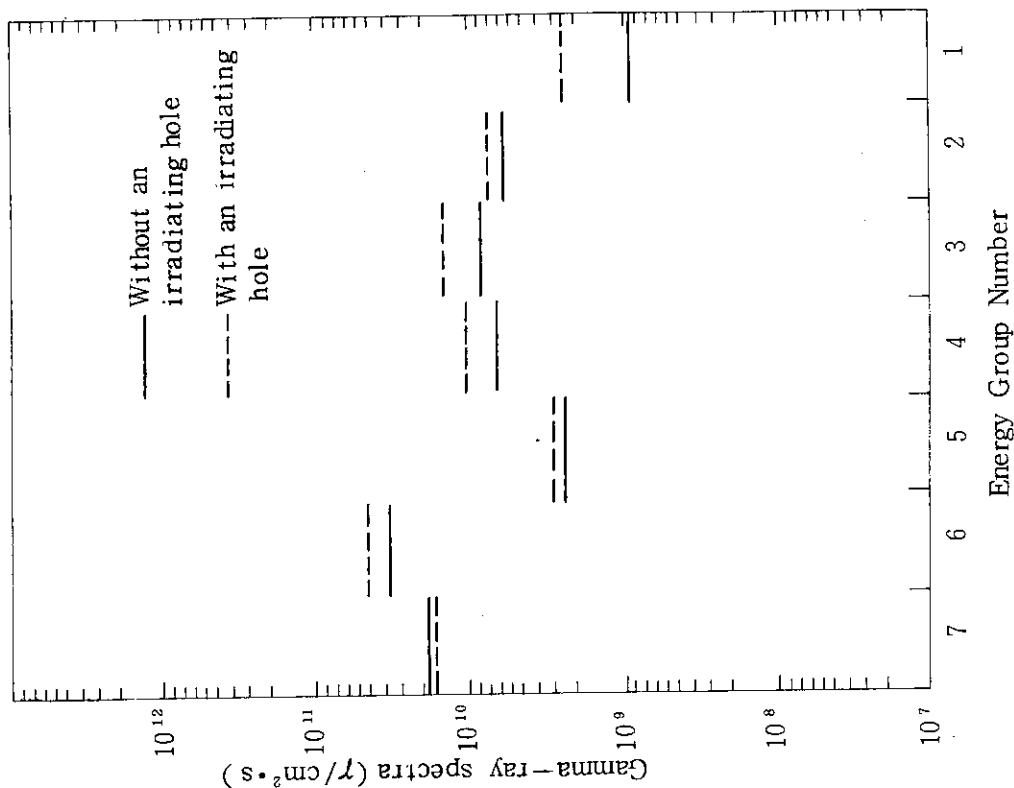
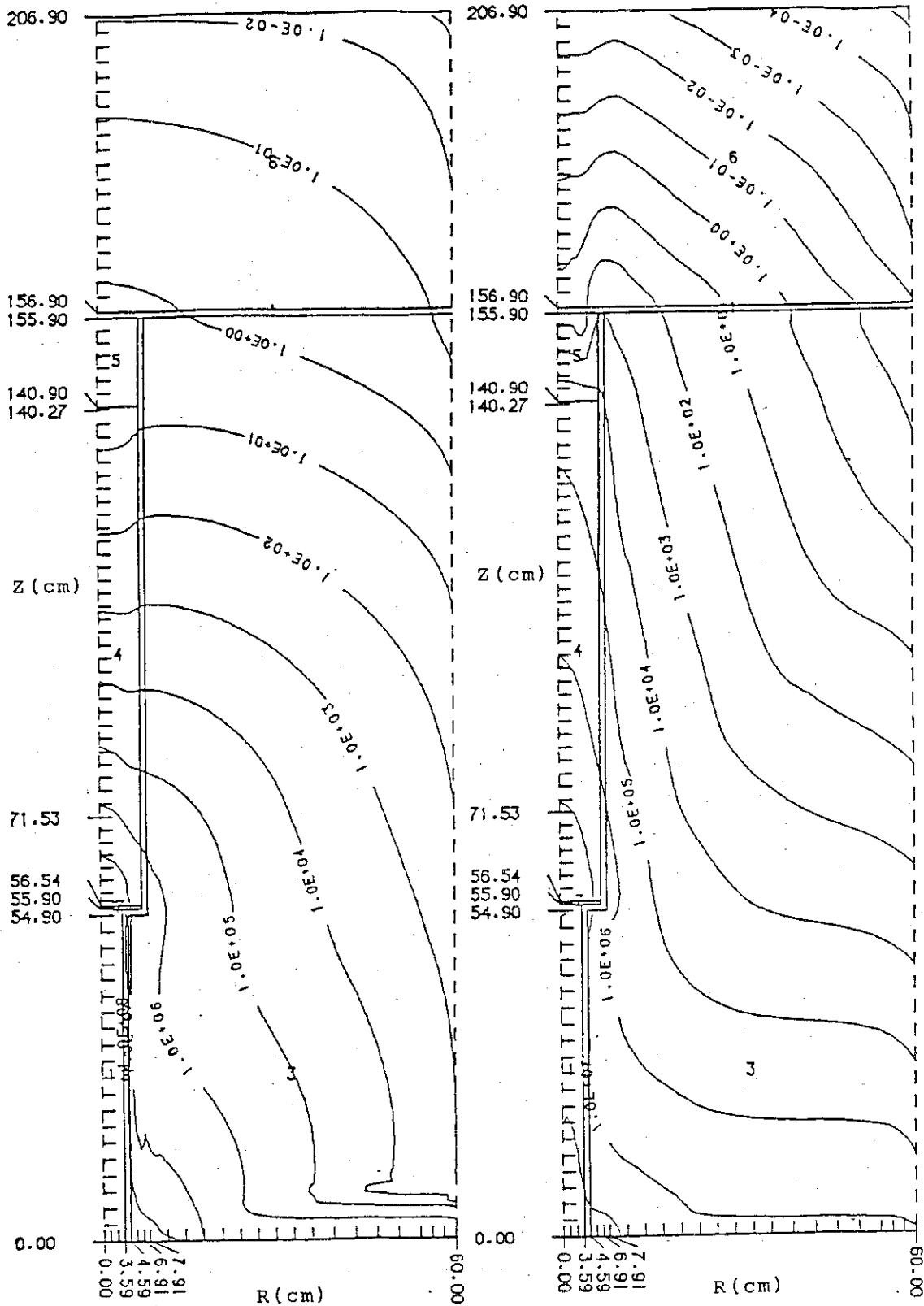


Fig. 4.7 Comparison of gamma-ray spectra at the exit of reactor pool in a standard beam hole with and without an irradiating hole

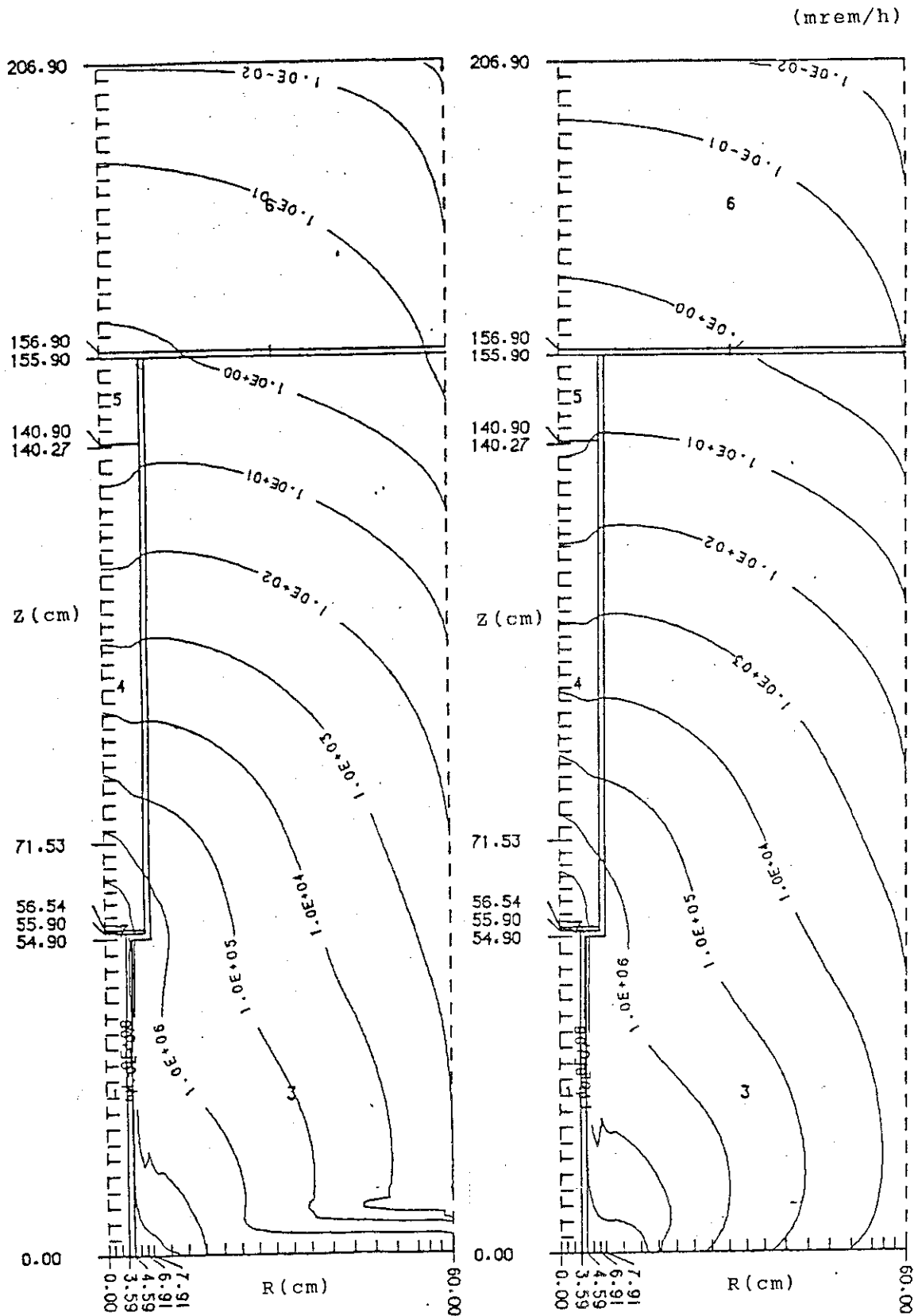
(mrem/h)



Neutron

Gamma-ray

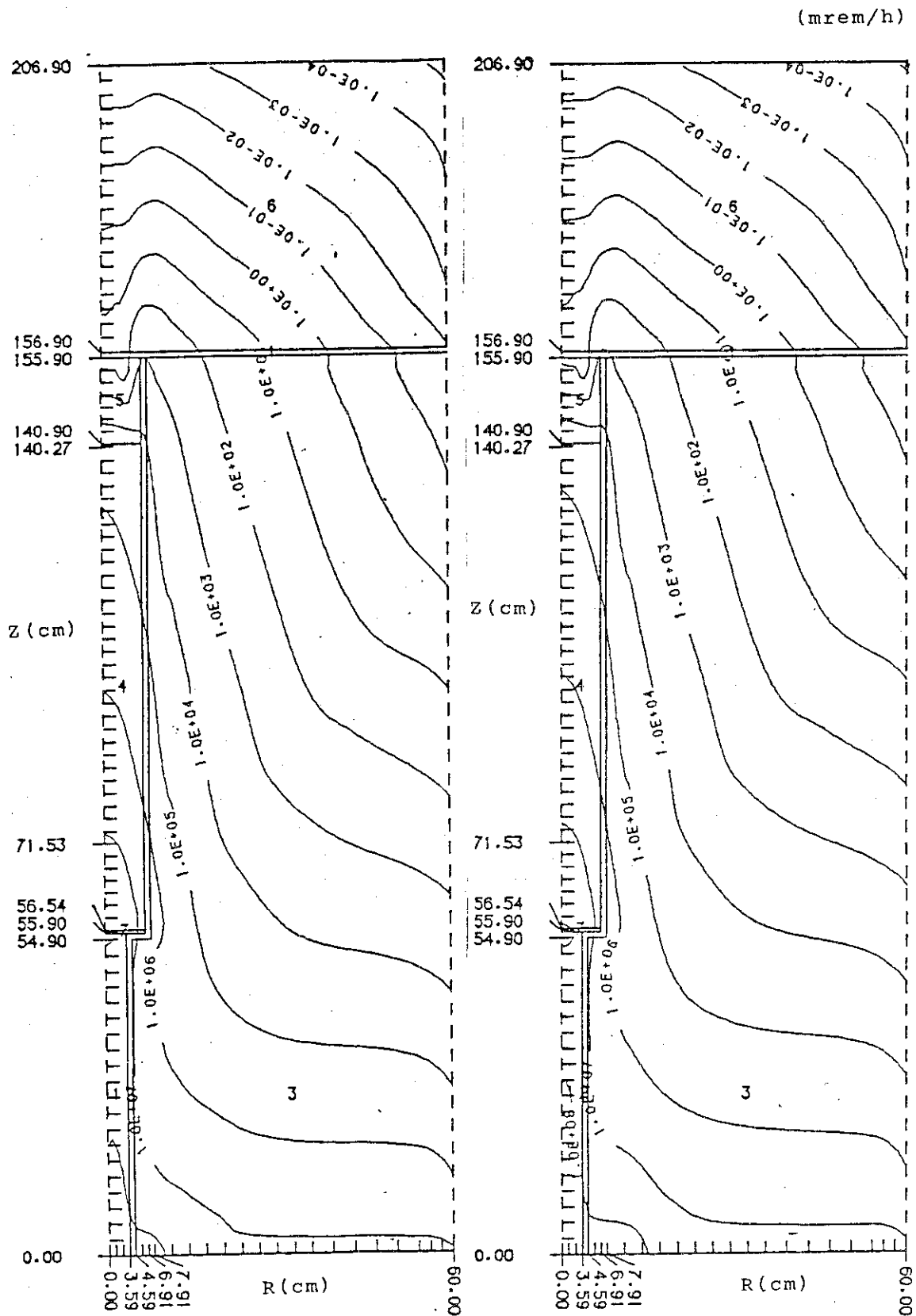
Fig. 4.8 Comparison of contour maps of neutron and gamma-ray dose rates in the shield plug A of a standard beam hole



Without an Irradiating Hole

With an Irradiating Hole

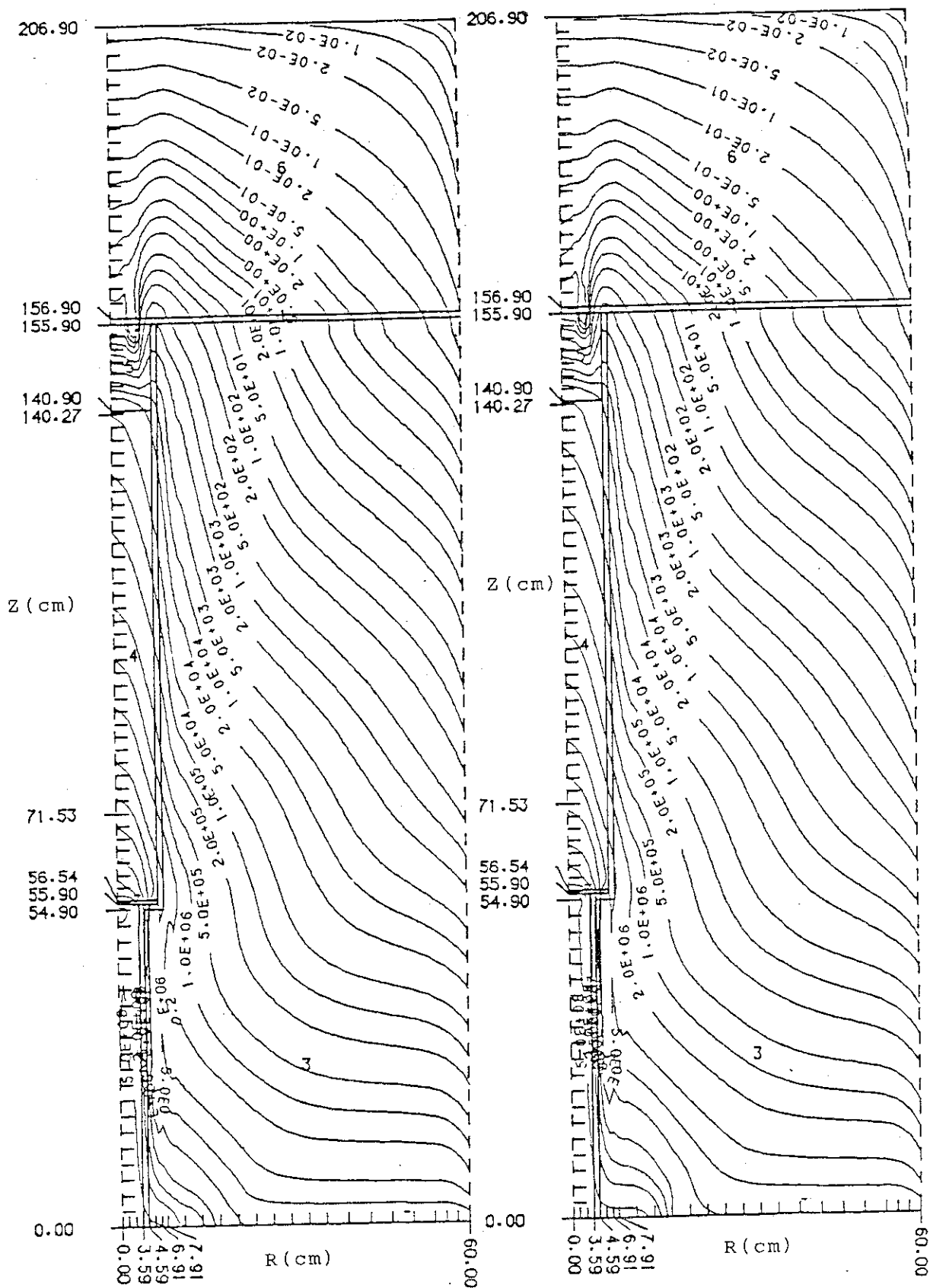
Fig. 4.9 Comparison of contour maps of neutron dose rate in the shield plug A of a standard beam hole with and without an irradiating hole



Without an Irradiating Hole

With an Irradiating Hole

Fig. 4.10 Comparison of contour maps of gamma-ray dose rate in the shield plug A of a standard beam hole with and without an irradiating hole



Without an Irradiating Hole      With an Irradiating Hole  
Fig. 4.11 Comparison of contour maps of total dose rate in  
the shield plug A of a standard beam hole with  
and without an irradiating hole



Table 4.5 Dose rates outside the shield plug A in the standard beam hole

(mrem/h)

	Position	Neutron	Gamma-ray	Total
Without an irradiating hole near the beam tube	On the axis	1.57	$4.25 \times 10$	$4.5 \times 10$
	7.4 cm from the axis	1.34	$1.15 \times 10^3$	$1.2 \times 10^3$
With the irradiation hole near the beam tube	On the axis	2.97	$5.58 \times 10$	$5.9 \times 10$
	7.4 cm from the axis	2.53	$1.47 \times 10^3$	$1.5 \times 10^3$

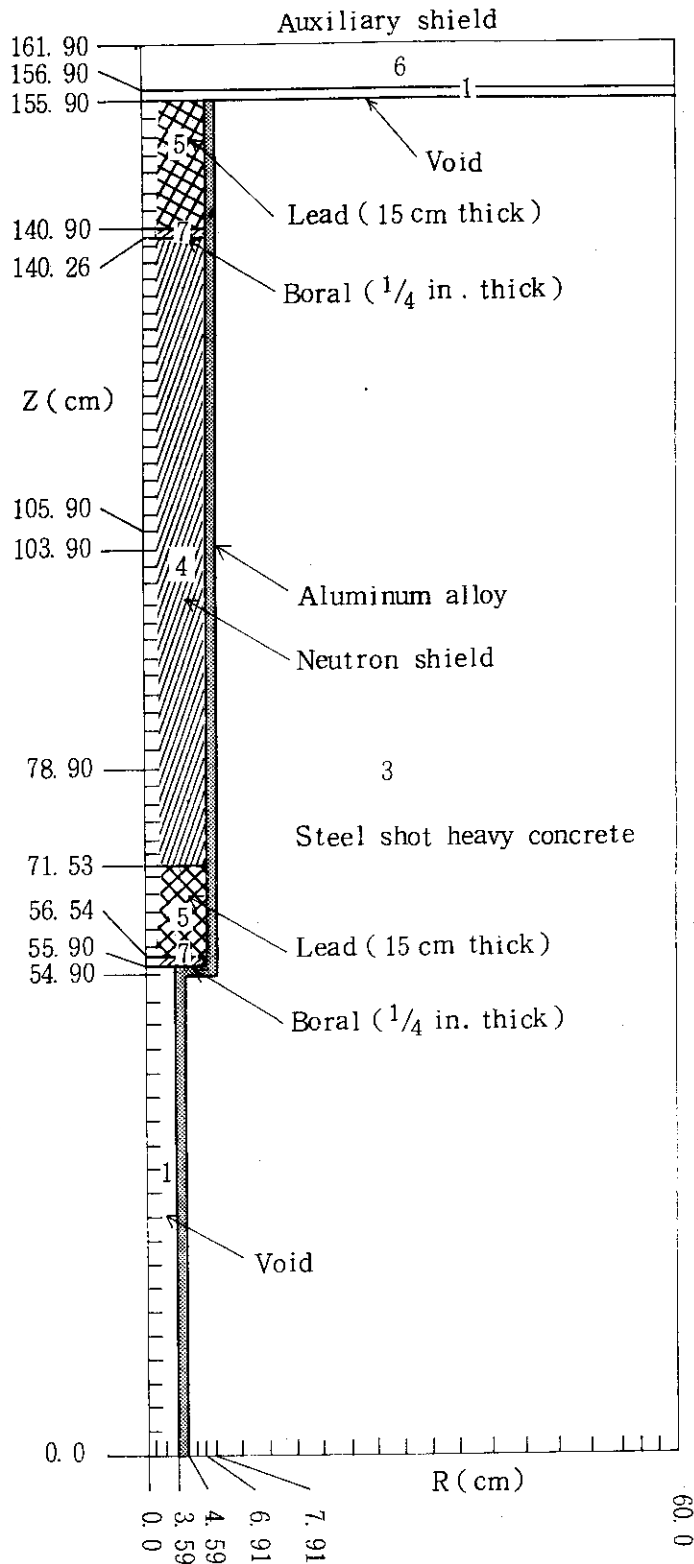


Fig. 4.12 DOT computational geometry for the shield plug B

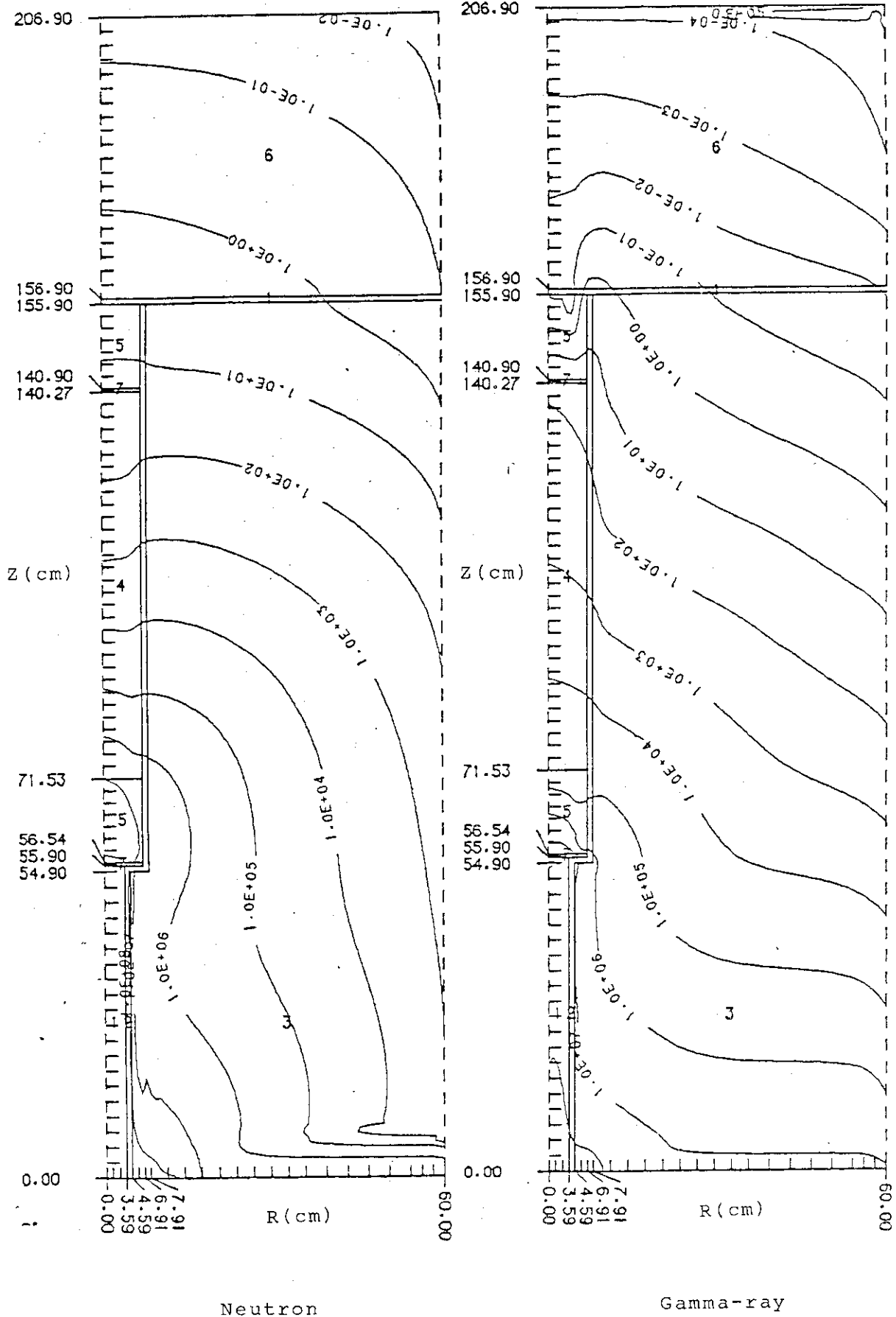


Fig. 4.13 Comparison of contour maps of neutron and gamma-ray dose rate in the shield plug B

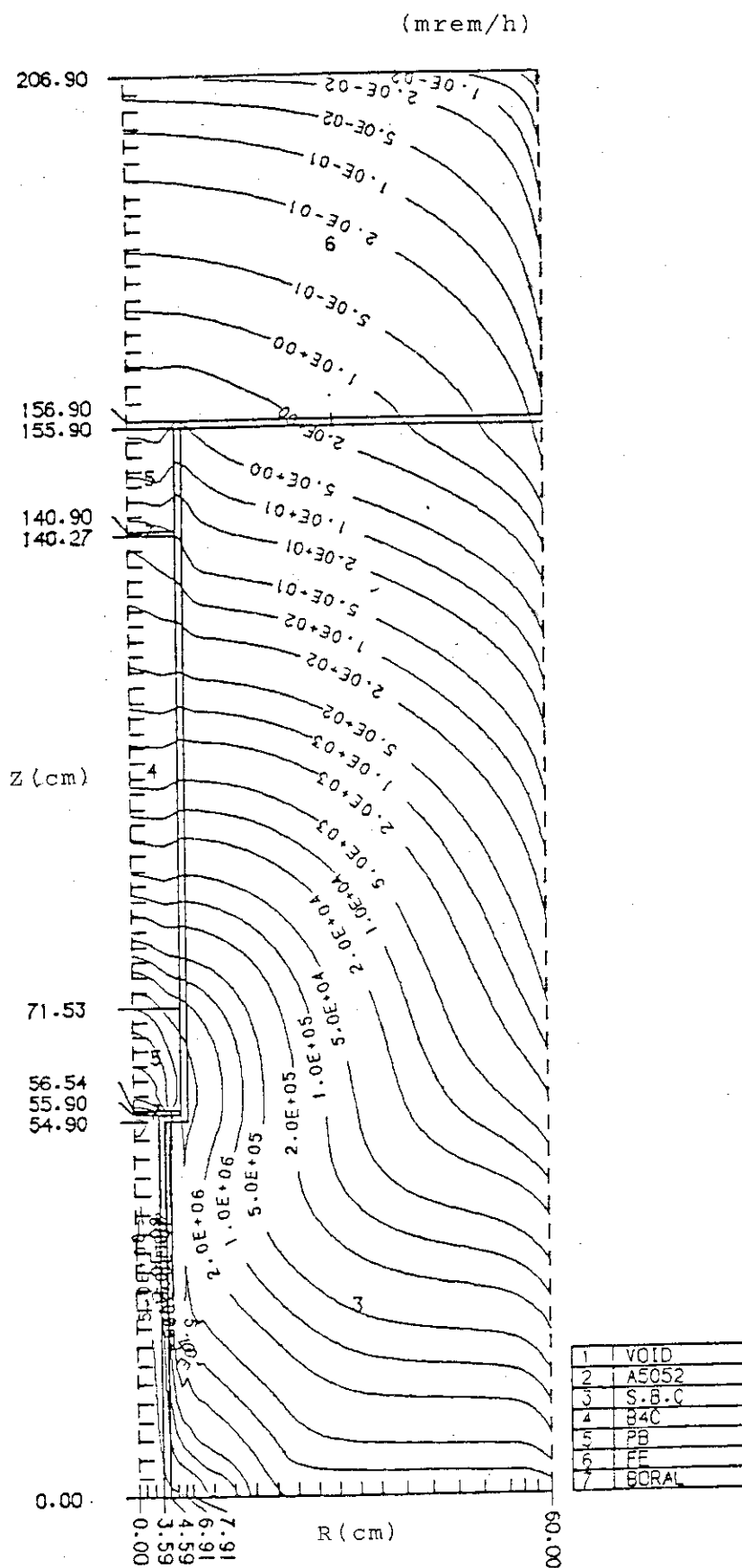


Fig. 4.14 Contour maps of total dose rate in the shield plug B

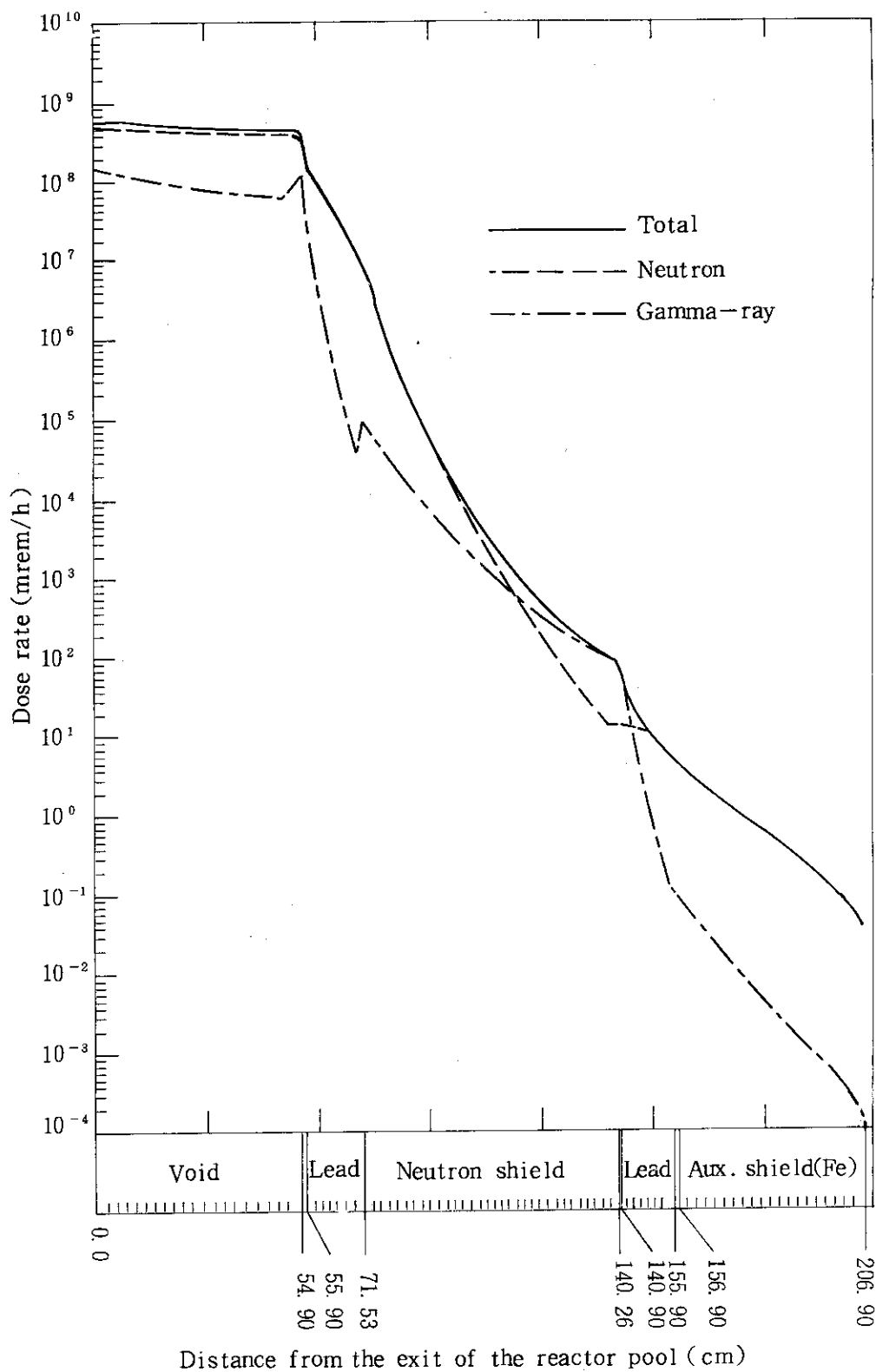


Fig. 4.15 Dose rates along the Z axis in the shield plug B

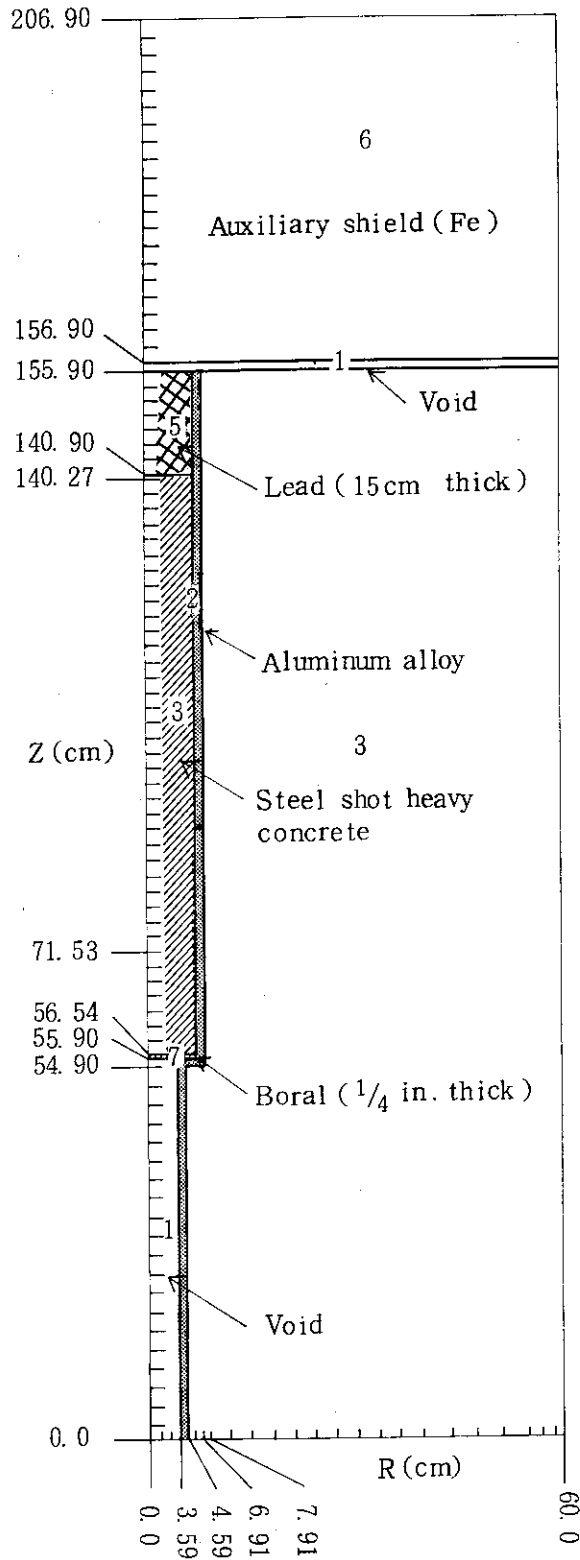


Fig. 4.16 DOT computational geometry for the shield plug C

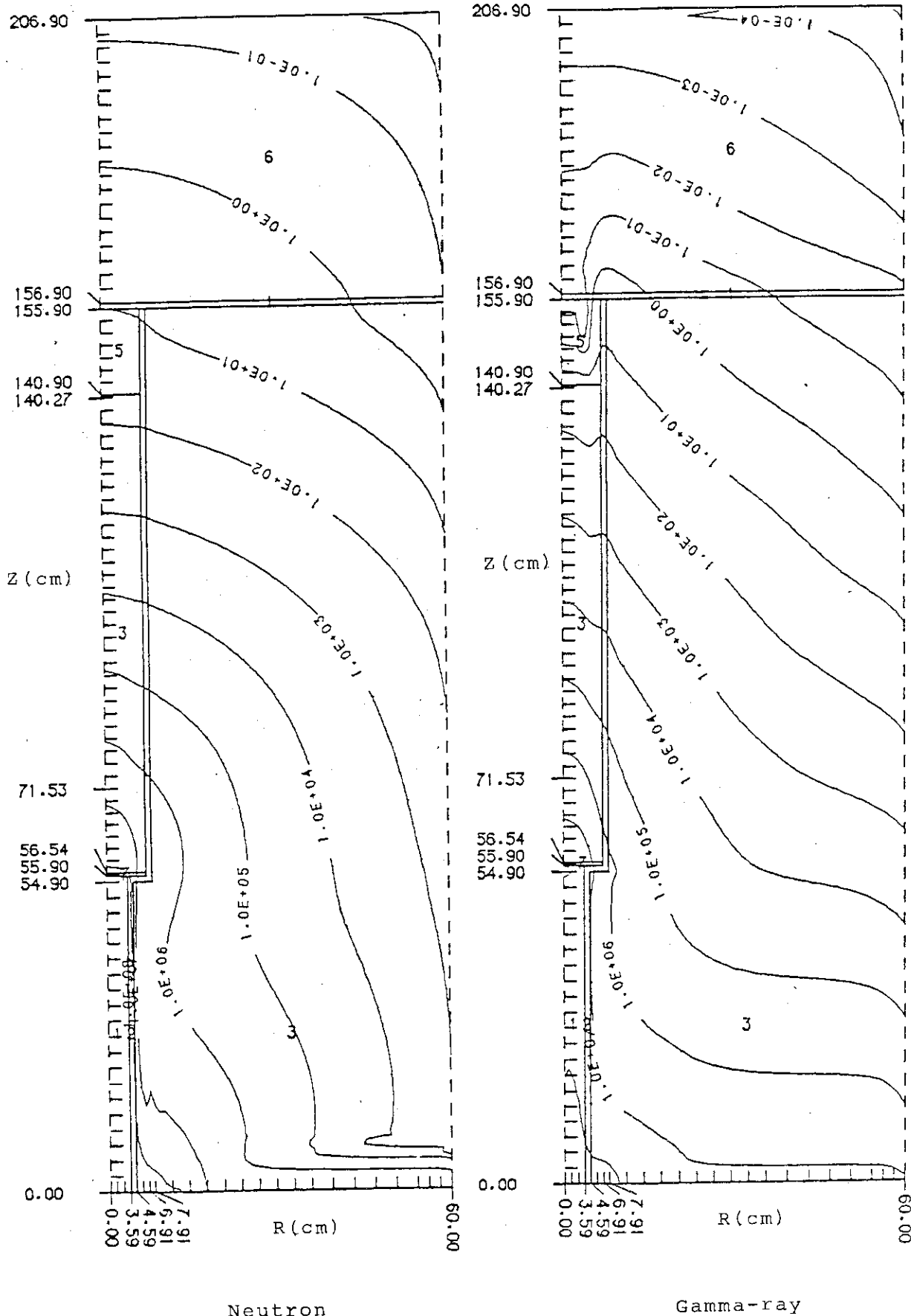


Fig. 4.17 Comparison of contour maps of neutron and gamma-ray dose rate in the shield plug C

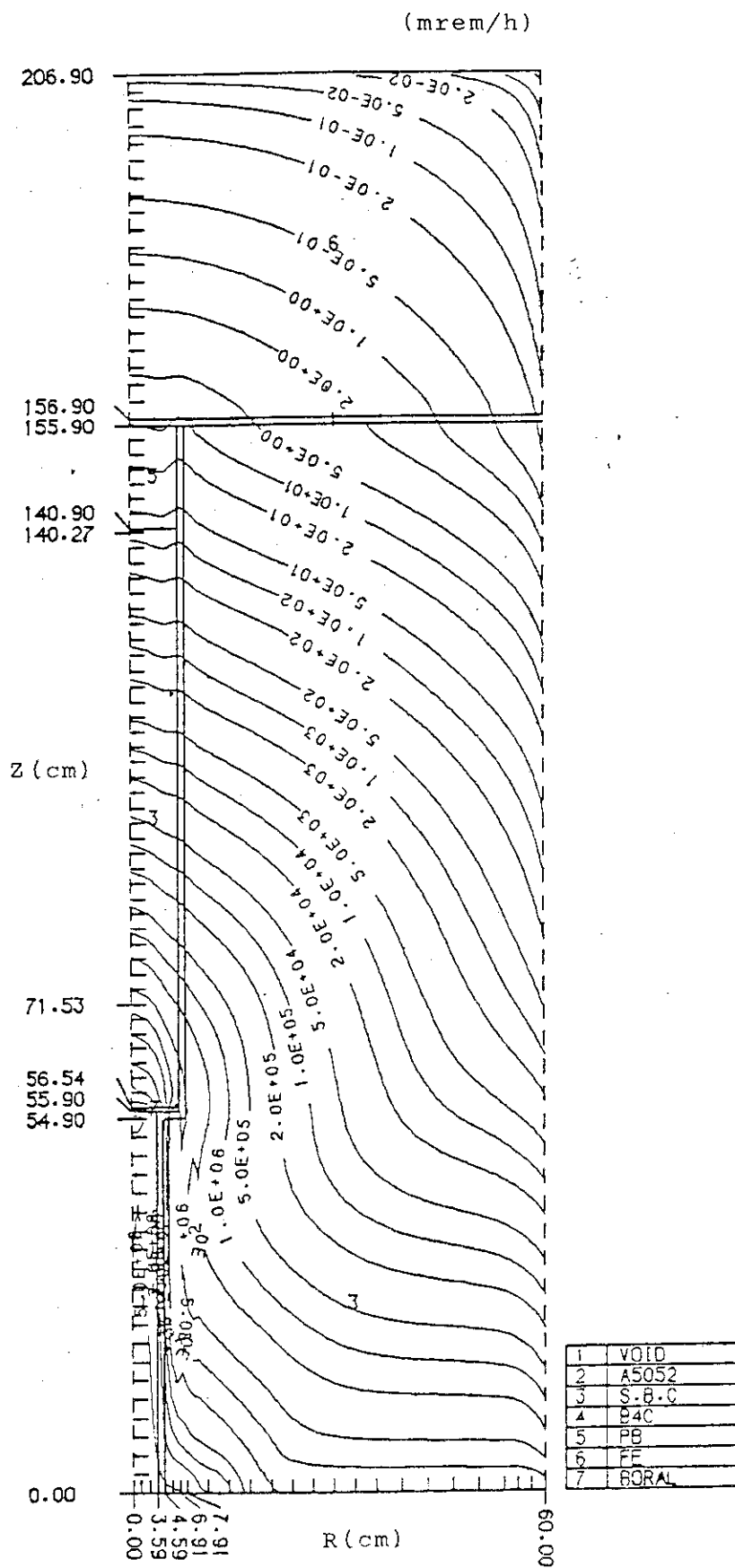


Fig. 4.18 Contour maps of total dose rate in the shield plug C



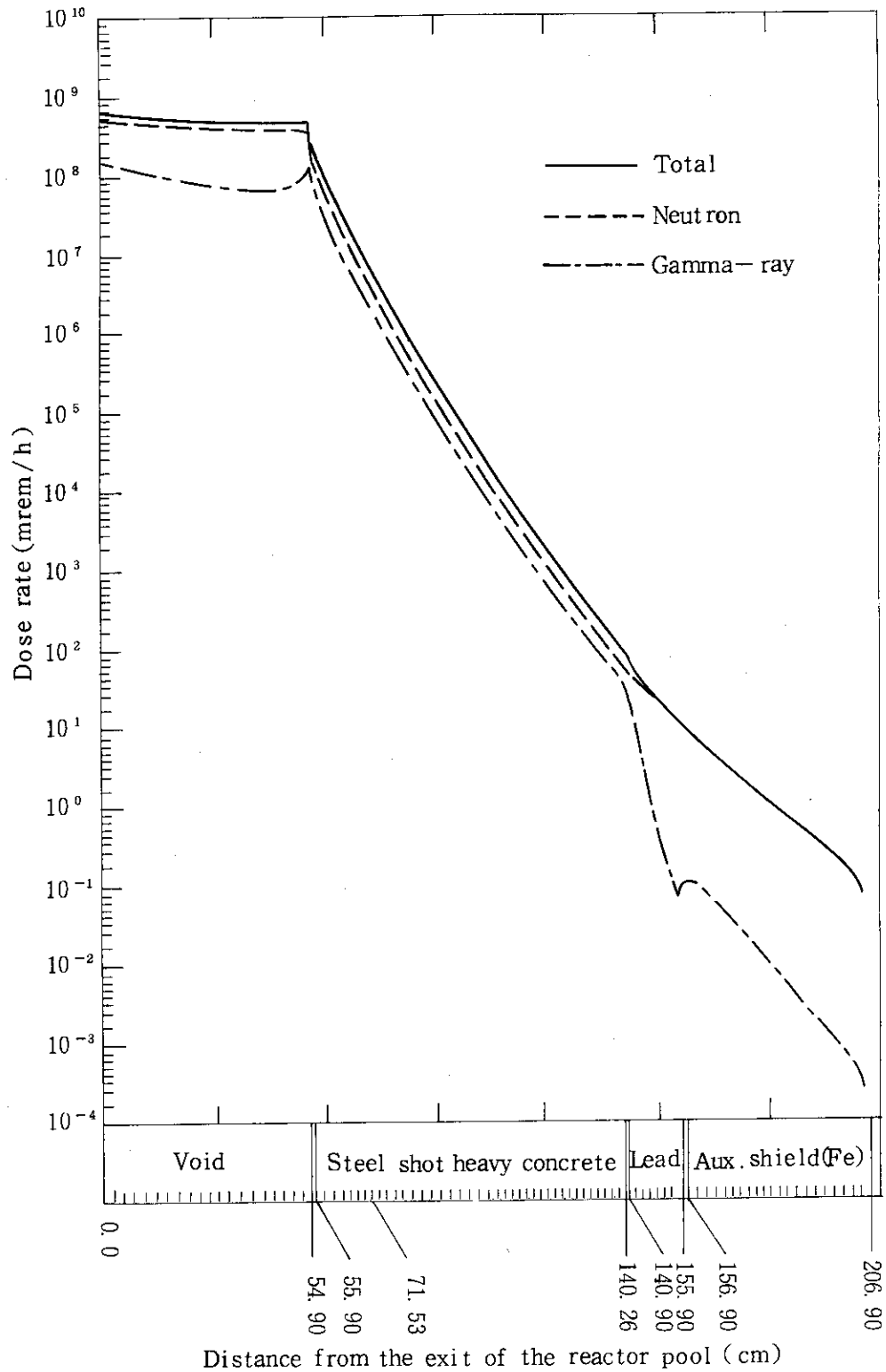


Fig. 4.19 Dose rates along the Z axis in the shield plug C

Table 4.6 Dose rates outside the shield plugs of three kinds

(mrem / h)

Name of shield plug	Kind of dose rates	At the center exit of the shield plug	At the mouth of the unused beam hole nearby <sup>*)</sup>	At the mouth of the crevice due to elec. motor <sup>*)</sup>
Shield plug A	Neutron	1.57	—	—
	Gamma-ray	$4.25 \times 10$	—	—
	Total	$4.5 \times 10$		
Shield plug B	Neutron	4.11	$1.17 \times 10^3$	$1.40 \times 10$
	Gamma-ray	$8.84 \times 10^{-2}$	$1.42 \times 10^2$	$5.13 \times 10^{-1}$
	Total	4.2	$1.4 \times 10^3$	$1.5 \times 10$
Shield plug C	Neutron	9.56	$7.51 \times 10^2$	$1.39 \times 10$
	Gamma-ray	$1.01 \times 10^{-1}$	$1.38 \times 10^2$	$9.52 \times 10^{-1}$
	Total	9.7	$8.9 \times 10^2$	$1.5 \times 10$

Values of these dose rates should be multiplied 0.38-fold when changing the size of the beam hole from  $12\text{cm} \times 7\text{cm}$  into  $8\text{cm} \times 4\text{cm}$ . See also Fig. 2.7.

\*) See Fig. 2.5.

Table 4.7 Neutron and gamma-ray spectra at the exit  
(on the center axis) of the shield plugs  
"B" and "C"

(Neutrons or photons/cm<sup>2</sup>•sec)

	Energy group number	Shield plug B	Shield plug C
Neutron	1	$7.89 \times 10^{-2}$	$4.34 \times 10^{-2}$
	2	2.04	3.94
	3	$1.93 \times 10$	$4.56 \times 10$
	4	$2.12 \times 10$	$5.00 \times 10$
	5	$1.87 \times 10$	$4.67 \times 10$
	6	$3.20 \times 10$	$6.98 \times 10$
	7	$1.39 \times 10$	$3.51 \times 10$
	8	1.00	2.76
Gamma-ray	1	$8.87 \times 10^{-1}$	1.57
	2	4.37	3.45
	3	8.47	6.93
	4	7.34	$1.03 \times 10$
	5	6.87	$1.06 \times 10$
	6	$1.52 \times 10$	$2.47 \times 10$
	7	$1.43 \times 10^{-1}$	$2.42 \times 10^{-1}$

Table 4.8 Comparison of shielding effects between neutron shield and iron as an auxiliary shield against the shield plug B

(mrem/h)

	Kinds of auxiliary shield			
	Neutron shield		Iron	
	12 cm thick	24 cm thick	22 cm thick	46 cm thick
Neutron	$5.6 \times 10^{-1}$	$5.1 \times 10^{-2}$	$5.9 \times 10^{-1}$	$5.5 \times 10^{-2}$
Gamma-ray	$2.9 \times 10^{-2}$	$8.0 \times 10^{-3}$	$4.8 \times 10^{-3}$	$2.3 \times 10^{-4}$
Total	$5.9 \times 10^{-1}$	$5.9 \times 10^{-2}$	$6.0 \times 10^{-1}$	$5.6 \times 10^{-2}$

Table 4.9 Auxiliary shields against the mouth of gap due to the electric motor

(mrem/h)

	Neutron shield		Iron	
	16 cm thick	30 cm thick	36 cm thick	60 cm thick
Shield plug B, C	0.6	0.06	0.6	0.06

## 5. 中性子ラジオグラフィ用ビーム実験孔の遮蔽解析

解析方法は、一般用ビーム実験孔の遮蔽解析の場合と同じで、炉プール内はMORSEコードによる3次元解析で、炉プール壁内は、DOTコードによる2次元RZ解析である（Fig. 3.1及びFig. 3.13参照）。エネルギー群数等も全く同じである（Table 3.1参照）。

Fig. 2.8及びFig. 2.9は、こゝでの遮蔽解析の結果、遮蔽シャッター部（上下駆動式）の処を改良した図であり、この章で解析の対象としたのは改良以前のもので、それをFig. 5.1に示す。

### 5.1 計算体系

原子炉プール内での計算体系をFig. 5.2に示す。中性子ラジオグラフィ用ビーム実験孔も、一般用ビーム実験孔と同じようにタンジェンシャル配置であるので、モンテカルロ法（MORSE-CGコード）を適用した。図中の点A及び点Bは、モンテカルロ法における検出点で、この位置における中性子及びガンマ線が計算される。点Cは、点Bとともに、次のDOT 3.5計算のときの境界線源を求めるための検出点である。

Fig. 5.3は、原子炉プール壁内、すなわちコリメータ部及び遮蔽シャッターの処の計算体系である。コリメータ部は角錐形であるが、DOT 3.5の計算に合わせるため、図のように階段状に近似した。系全体としては円筒近似された計算モデルである。Fig. 5.1に見るように、遮蔽シャッター部と炉プール壁との間に大きな空隙が存在するが、計算体系としては、それを円筒形の外側部分に円環状に近似しているので、線量率が高めに過大評価される予想である。

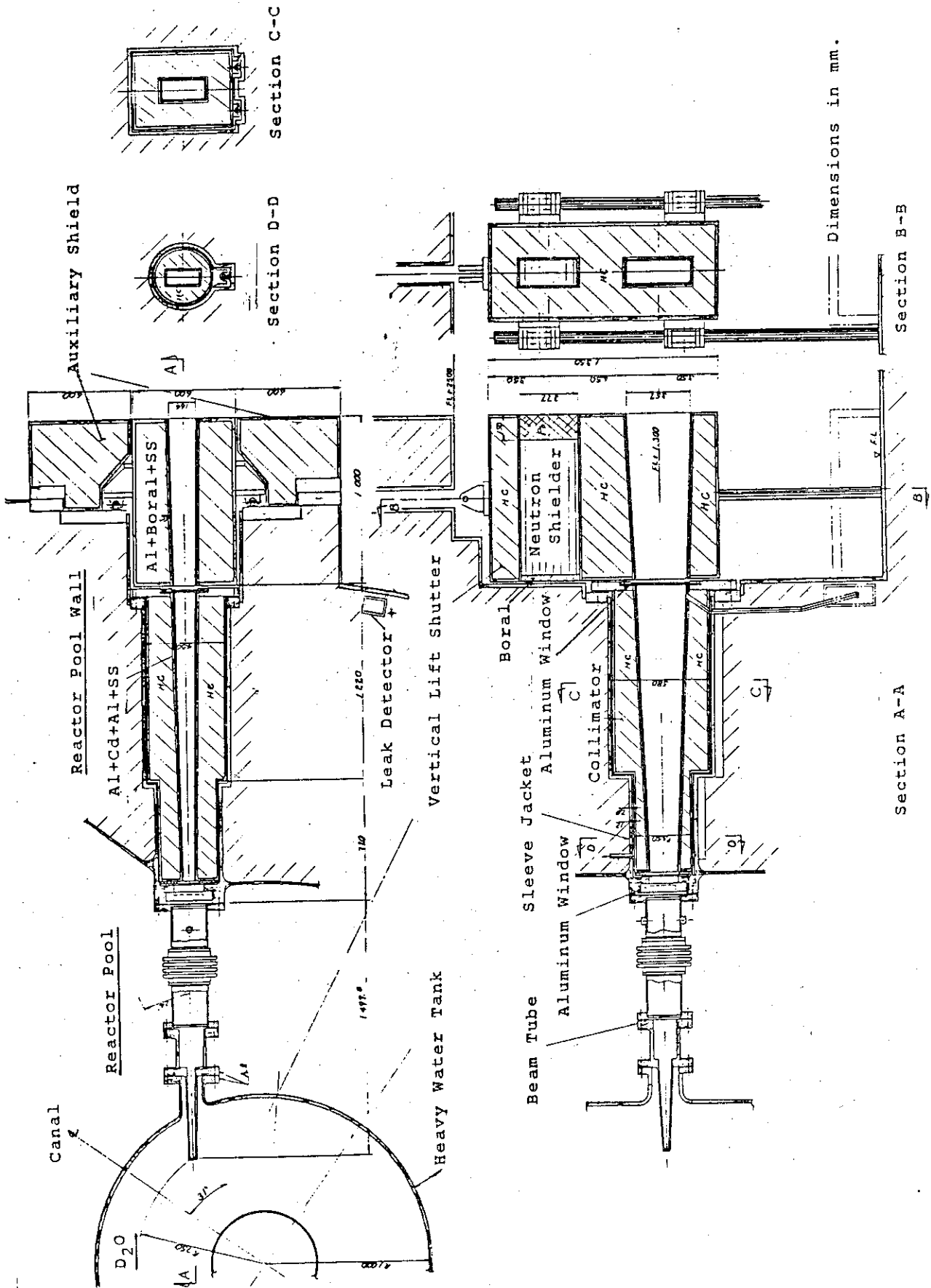


Fig. 5.1 Cross sections through the beam tube for neutron radiography for the present design calculation (cf. Figs. 2.8 and 2.9 for the revised design)

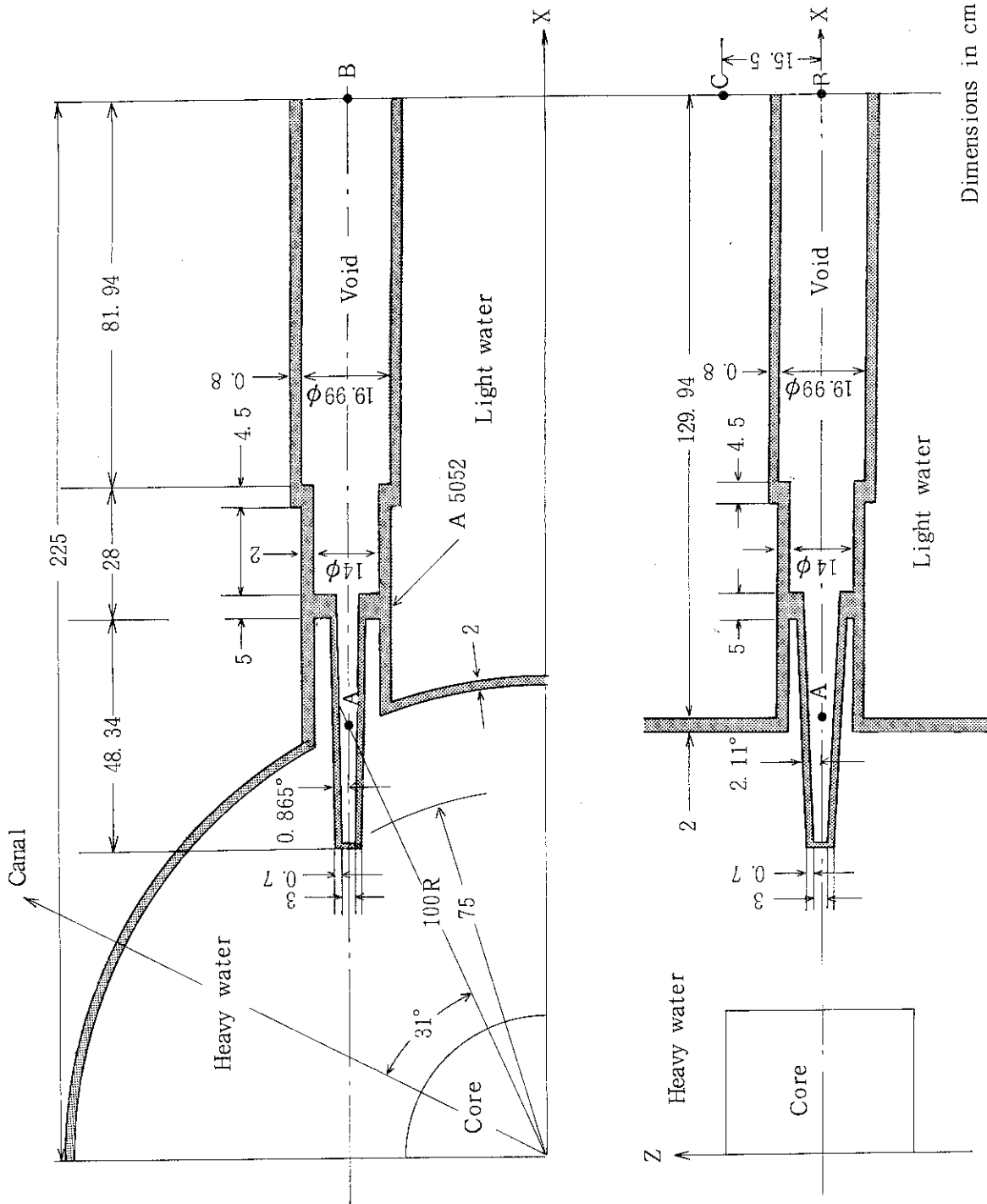


Fig. 5.2 MORSE computational geometry for radiation streaming analyses of the beam hole for neutron radiography in the reactor pool

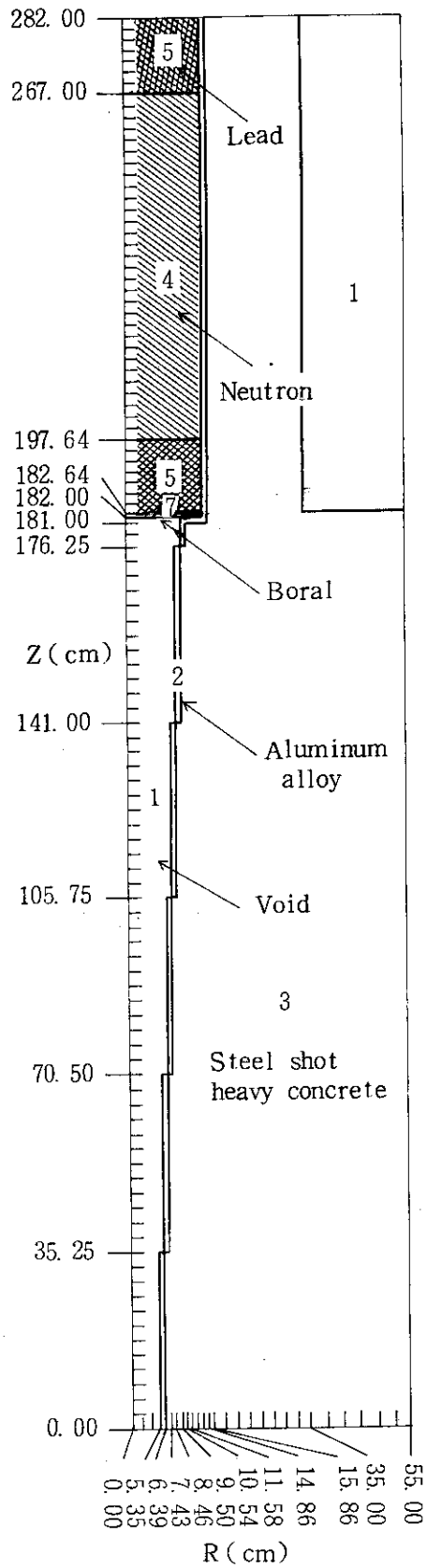


Fig. 5.3 DOT computational geometry for radiation streaming analyses of the beam hole for neutron radiography in the shield plug



## 5.2 計算結果

中性子ラジオグラフィ用実験孔（7R）の原子炉プール内実験孔囲りの中性子及びガンマ線の線量率等高線図を Fig. 5.4，全線量率のそれを Fig. 5.5 に示す。中性子及びガンマ線が、遮蔽シャッター部の空隙部分からかなり漏洩していることが示されている。これは計算モデルに起因するとは云え、多過ぎるので、現在は先に示すように、この空隙部を無くすように設計し直している。この空隙部が無ければ、遮蔽としては、実験孔からのストリーミング対策を考えればよい。

遮蔽シャッターの出口（中心軸上）の線量率は、

中性子線量率	$8.0 \times 10^{-3}$ mrem/h
ガンマ線線量率	$1.56 \times 10^{-2}$ mrem/h
全線量率	$2.4 \times 10^{-2}$ mrem/h

ビームチューブの先端，遮蔽シャッターの前及び後における中性子及びガンマ線のスペクトルを示したのが，Table 5.1 である。遮蔽シャッターの前で熱中性子束が  $8 \times 10^6/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$  程度であることがわかる。ビーム実験孔の中心軸上の重水タンク出口並びに原子炉プール出口における中性子及びガンマ線のスペクトルを各々，Table 5.2 並びに Table 5.3 に示す。モンテカルロ計算結果であるので，F. S. D.（統計誤差）も一緒に示してある。

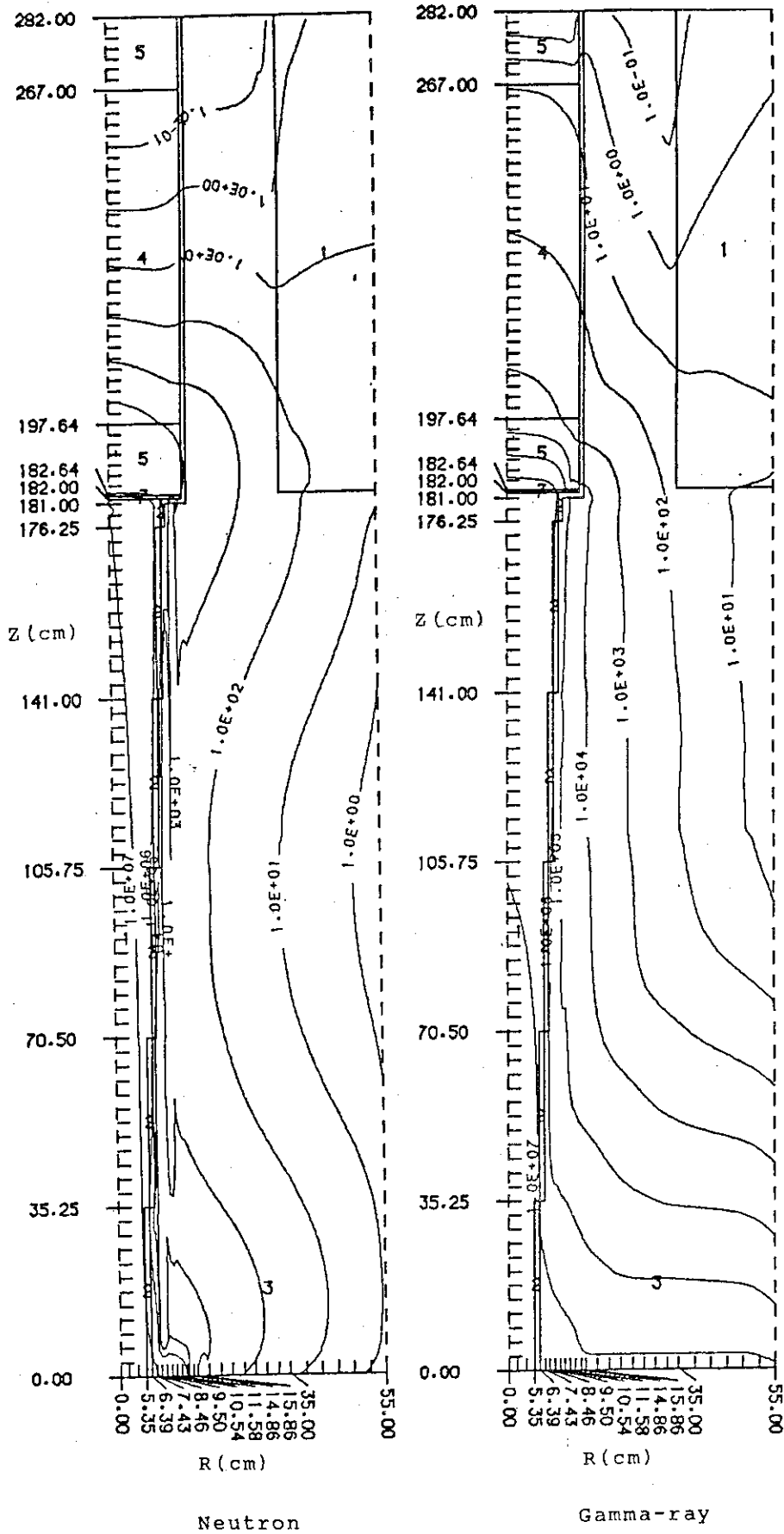


Fig. 5.4 Comparison of contour maps of neutron and gamma-ray dose rates in the shield plug

(mrem/h)

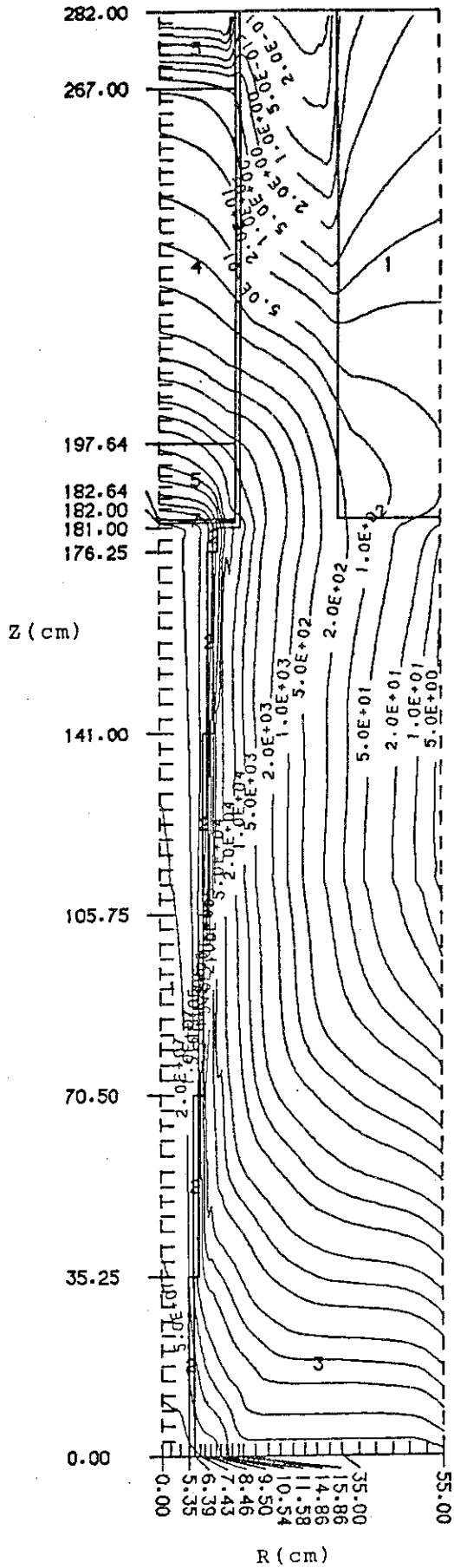


Fig. 5.5 Contour maps of total dose rate in the shield plug

Table 5.1 Neutron and gamma-ray spectra at the three positions in the neutron radiography beam hole

(Neutrons or photons/cm<sup>2</sup>·sec)

	Energy group number	Positions in the beam hole		
		at the end of the beam tube	before the shield shutter	after the shield shutter
Neutron	1	$1.60 \times 10^9$	$1.28 \times 10^3$	$5.19 \times 10^{-4}$
	2	$1.60 \times 10^{10}$	$3.29 \times 10^5$	$7.62 \times 10^{-3}$
	3	$1.15 \times 10^{10}$	$8.53 \times 10^5$	$4.28 \times 10^{-2}$
	4	$2.37 \times 10^{10}$	$7.78 \times 10^4$	$2.59 \times 10^{-2}$
	5	$7.82 \times 10^{10}$	$2.07 \times 10^6$	$1.80 \times 10^{-2}$
	6	$2.43 \times 10^{11}$	$4.01 \times 10^6$	$1.94 \times 10^{-2}$
	7	$4.00 \times 10^{11}$	$1.45 \times 10^5$	$7.51 \times 10^{-3}$
	8	$5.72 \times 10^{13}$	$2.51 \times 10^9$	$7.17 \times 10^{-4}$
Gamma - ray	1	$1.11 \times 10^{11}$	$8.20 \times 10^6$	$1.17 \times 10^{-2}$
	2	$9.14 \times 10^{11}$	$1.23 \times 10^8$	$1.10 \times 10^0$
	3	$2.46 \times 10^{12}$	$4.88 \times 10^8$	$2.23 \times 10^0$
	4	$3.24 \times 10^{12}$	$5.76 \times 10^8$	$1.03 \times 10^0$
	5	$8.62 \times 10^{11}$	$1.52 \times 10^8$	$6.05 \times 10^{-1}$
	6	$1.55 \times 10^{13}$	$3.02 \times 10^9$	$6.67 \times 10^{-2}$
	7	$1.77 \times 10^{13}$	$1.83 \times 10^8$	$1.67 \times 10^{-4}$

Table 5.2 Neutron and gamma-ray spectra at the exit of the heavy water tank in the neutron radiography beam hole

	Energy group number	Neutrons or photons / cm <sup>2</sup> · sec	F. S. D.*
Neutron	1	$5.47 \times 10^7$	0.413
	2	$1.53 \times 10^8$	0.414
	3	$5.43 \times 10^7$	0.590
	4	$6.42 \times 10^7$	0.858
	5	$6.90 \times 10^9$	0.965
	6	$8.77 \times 10^8$	0.323
	7	$6.85 \times 10^9$	0.586
	8	$5.45 \times 10^{12}$	0.651
Gamma - ray	1	$1.50 \times 10^{10}$	0.111
	2	$2.02 \times 10^{11}$	0.062
	3	$6.06 \times 10^{11}$	0.201
	4	$4.64 \times 10^{11}$	0.088
	5	$3.51 \times 10^{11}$	0.351
	6	$1.27 \times 10^{12}$	0.174
	7	$1.50 \times 10^{11}$	0.280

\* Fractional Standard Deviation

Table 5.3 Neutron and gamma-ray spectra at the exit of the reactor pool in the neutron radiography beam hole

	Energy group number	Neutrons or photons / cm <sup>2</sup> · sec	F. S. D.*
Neutron	1	$1.75 \times 10^4$	0.562
	2	$4.14 \times 10^5$	0.888
	3	$9.21 \times 10^5$	0.992
	4	$2.09 \times 10^4$	0.667
	5	$2.00 \times 10^6$	0.662
	6	$3.88 \times 10^6$	0.588
	7	$6.97 \times 10^6$	0.411
	8	$4.72 \times 10^9$	0.538
Gamma - ray	1	$2.65 \times 10^8$	0.113
	2	$1.03 \times 10^{10}$	0.676
	3	$9.43 \times 10^9$	0.415
	4	$4.85 \times 10^9$	0.341
	5	$5.65 \times 10^8$	0.237
	6	$4.54 \times 10^9$	0.306
	7	$2.46 \times 10^8$	0.555

\* Fractional Standard Deviation

## 6. ガイドトンネルの遮蔽解析

Fig. 2.3 に示したように、中性子導管が通っている建物は、原子炉建家内（原子炉ホール）と実験利用棟 2 階のビームホールにある。解析対象としては大き過ぎて解けないので、原子炉建家内とビームホール内とに分けて、計算を行い、ガイドホールの遮蔽解析、すなわちガイドトンネルの外壁の壁厚の遮蔽性能評価を行う。

ガイドトンネルを通る中性子導管は、冷中性子用導管 3 本 ( $C_1, C_2, C_3$ ) 及び熱中性子用導管 2 本 ( $T_1, T_2$ ) の合計 5 本あるが、導管の曲率の方向、位置等を考えて (Fig. 6.1 参照) 遮蔽対策上  $C_3$  導管が最も重要と考えられる。また解析モデルを組立てる上からも全導管を一度に対象とすることはできない。したがって、 $C_3$  導管 1 本を解析対象として、得られた結果を 3 倍して 3 本分の導管によるものとし、ガイドトンネルの壁厚を評価する。また Fig. 6.1 で示したように導管は原子炉プール壁を出ると曲管となるが、遮蔽計算上は、厳し目になることと、計算モデルの都合上直管とする。

### 6.1 原子炉建家内ガイドトンネルの遮蔽解析

#### 6.1.1 遮蔽解析の方法

原子炉建家内のガイドトンネルの遮蔽解析に際しては、対象が余りにも大きいので、幾つかに分割して計算を行う。その計算フローが Fig. 6.2 である。一般ビーム実験孔の解析 (第 4 章) のときと同様に、原子炉プール内は、冷中性子源容器を含む実験孔の体系が複雑なので、3 次元輸送 (モンテカルロ法) 計算を行い、この結果の中性子及びガンマ線の線束を、次の 2 次元 (RZ 体系近似)  $S_N$  計算における境界線源とする。

$S_N$  計算は原子炉プール壁内及びガイドトンネル内に対して適用されるが、 $S_N$  計算の都合上、3 回に分割して行い、それらを、炉心側から順に、DOT 3.5 (I)、DOT 3.5 (II) 及び DOT 3.5 (III) と呼んでおく。DOT 3.5 (III) はガイドトンネル内の計算である。これらの関係を Fig. 6.3 に示す。

こゝでの MORSE - CG 計算における境界線源、続く DOT 3.5 計算における  $S_N$  の次数、散乱断面積の Legendre 展開次数、エネルギー群構造、等は、一般用ビーム実験の解析 (第 4 章) のときと全く同じである。

#### 6.1.2 計算体系

原子炉プール内での、冷中性子源容器附近及びビーム実験孔を含む MORSE - CG 用の計算体系を Fig. 6.4 に示す。この計算結果 (検出点 B) を境界線源として、まづ原子炉プール側のプール壁内におけるビーム実験孔 ( $C_3$  冷中性子導管) 囲りを、DOT 3.5 用に RZ 体系に近似した計算体系 (DOT 3.5 (I)) を Fig. 6.5 (a) に示す。

こゝで求めた角度束を境界線源とし、bootstrap 法で繋いで、ガイドトンネル側のプール

壁内におけるビーム実験孔周りのDOT 3.5計算を行うときの計算体系も、Fig. 6.5 (b)のようにRZ体系に近似する(DOT 3.5 (II))。Fig. 6.5において、中性子導管の内部は元来 $2 \times 12 \text{ cm}^2$ の長方形なので、この断面積と等価となるように、導管の内径2.764 cmを決めた。同様に、硼けい酸ガラス(Pyrex glass)も厚さ1.5 cmであるが、断面積が等価となるように厚さ2.122 cmを決めた。

中性子導管は原子炉プール壁を通過した後、ガイドトンネルに続く。ガイドトンネルの側壁に対する遮蔽設計のため、5ケースの計算モデルを設定して検討した。Fig. 6.6は、側壁の材料について検討するため、重コンクリート(Case A, 密度 $3.54 \text{ g/cm}^3$ )と普通コンクリート(Case B)の側壁の例である。以下は側壁が普通コンクリートの例である。

Fig. 6.7 (Case C)は、ガンマ線遮蔽のため、導管に局部的に鉛を付けた例である。

Fig. 6.8 (Case D)は、局部的に3mに亘って、約20 cm厚さの普通コンクリート及び5 cm厚さの鉛の遮蔽体を付けた例である。Fig. 6.9 (Case E)は、更に遮蔽能力を高めるため、Case Dにおける普通コンクリートの部分を、ガイドトンネル全長に亘って延長した例である。

### 6.1.3 計算結果

MORSE - CGコードによる計算結果で、CNSビーム実験孔内の重水タンク出口(Fig.6.4のA点)での中性子及びガンマ線の線束をTable 6.1に、原子炉プール出口(Fig.6.4のB点)でのそれをTable 6.2に示す。以下には、原子炉ホールでのガイドトンネルの線量率計算結果について示す。

Case A及びB: Fig. 6.10 (Fig. 6.6参照)は、ガイドトンネル壁が重コンクリート(Case A)の場合に対する線量率等高線図である。密度の高い重コンクリート壁を用いても、ガンマ線の減衰が未だ不十分である(原子炉ホールでの設計基準は $0.6 \text{ mrem/h}$ 以下だから)。特に原子炉プール壁に近い処が線量率が高い。そこで、ガイドトンネル壁の外表面に沿っての線量率分布を、壁が重コンクリートの場合と普通コンクリートの場合とについて示したのがFig. 6.11である。重コンクリート壁は、普通コンクリート壁に比べて、最大線量率で、 $0.63 \text{ (mrem/h)} / 1.5 \text{ (mrem/h)} = 1/2.4$ に減衰することが示されている。そして、原子炉プール壁に近い3 m程度のガイドトンネル壁外表面が特に線量率が高いので、この3 mに対して局所的な遮蔽を考えればよいことになる。更に放射線線源に近い処の導管に遮蔽する方が効果的である。一方、現在ガイドトンネル壁は普通コンクリートで設計を進めているので、以下では、ガイドトンネル壁は普通コンクリートとし、導管周囲の遮蔽材をパラメータにして、検討をしていくことにする。

Case C: 導管に10 cmの鉛を巻いた場合(Fig. 6.7参照)の線量率等高線図がFig. 6.12である。確かに局部的に高かった線量率に対して、10 cmの鉛でもかなり効果的な遮蔽であるが、ガイドトンネル壁外表面全般に亘って未だ設計基準( $0.6 \text{ mrem/h}$ )には達してないことが示されている。

Case D: そこで、中性子及びガンマ線双方の遮蔽のために、3 mに亘って、普通コンクリート約20 cmと鉛5 cmとを導管に巻いた場合(Fig. 6.8参照)の線量率等高線図をFig.

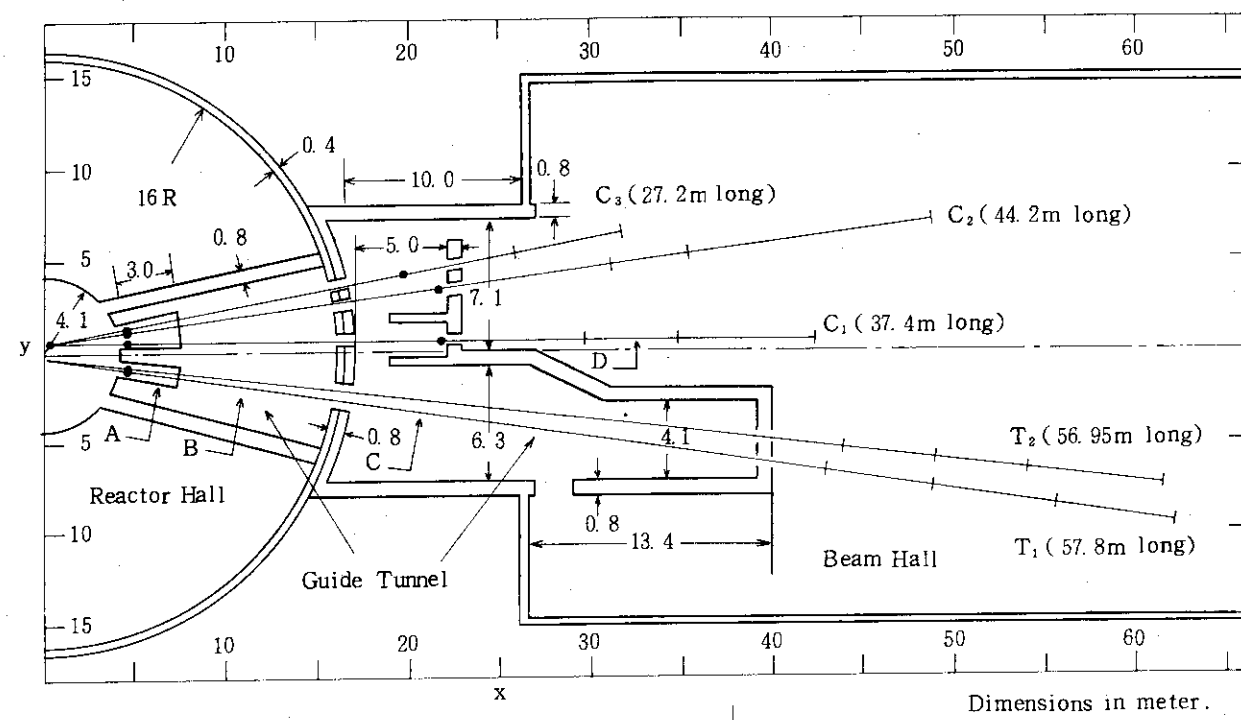


6.13に、ガイドトンネル壁外表面に沿っての線量率分布をFig. 6.14に示す。最大の線量率でも $7.6 \times 10^{-3}$  mrem/h (中性子に対しては $3.3 \times 10^{-3}$  mrem/h, ガンマ線に対しては $4.3 \times 10^{-3}$  mrem/h)であり, 設計基準は満たす。

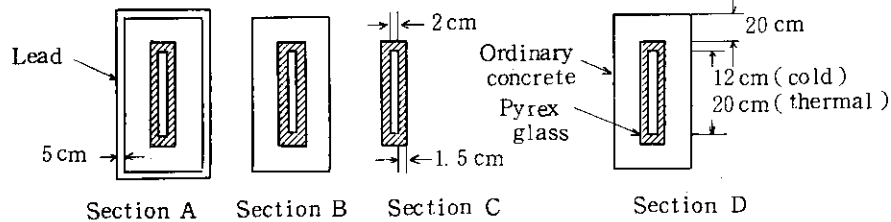
Case E: 更に, この普通コンクリートの3mの部分, を, ガイドトンネル全長に亘って巻いた場合 (Fig. 6.9参照) の線量率等高線図をFig. 6.15に, ガイドトンネル壁外表面に沿っての線量率分布をFig. 6.16に示す。最大の線量率は $4.6 \times 10^{-3}$  mrem/h (中性子に対して $1.1 \times 10^{-3}$  mrem/h, ガンマ線に対して $3.5 \times 10^{-3}$  mrem/h)となり, 更に低い値を示している。

以上述べた結果をまとめて, Table 6.3に示す。原子炉建家内でのガイドトンネルに対しては, Case D及びCase Eを参考にしながら, 遮蔽設計を進めていくことになる。

尚, 等高線図の中で, 不自然な線を示しているの (特にガイドトンネル内の線量率) は,  $S_N$  法特有の ray effect によるものであろう。また Fig. 6.16にも不自然な曲線の部分があるが (Fig. 6.14と対比されたい), これは negative flux によるものと考えられる。いずれの場合も negative flux は全体の線量率分布及び最大線量率に影響を与えてないので, 実用上は差し支えないと思われる。



Dimensions in meter.



Shield of guide tubes

Fig. 6.1 Arrangements of cold neutron and thermal neutron guide tubes passing through the guide tunnels

(unit: meter)

Neutron guide tube	Neutron source		Xsec. inside guide tube		Curvature of curved part	Center of curvature		Length of curved part	Start of curvature		Crossing the reactor hall wall		End of curvature		Length of straight part	Total length of guide tube
	x	y	Vertical	Transverse		x	y		x	y	x	y	x	y		
C <sub>3</sub>					370.8	81.7	-361.354	15.3	4.645	1.351	15.635	3.513	19.672	4.221	11.9	27.2
C <sub>2</sub>	0.43	0.447	12 cm		834.3	-96.942	829.057	17.0	4.682	0.970	15.787	2.408	21.533	3.212	27.2	44.2
C <sub>1</sub>				2 cm		19.259	-833.659		4.706	0.514	15.905	0.636	21.705	0.638	20.4	37.4
T <sub>2</sub>	0.20	0.403	20 cm		3337.4	-344.005	-3220.008	35.7	4.671	-0.873	15.803	-2.061	40.155	-4.792	21.25	56.95
T <sub>1</sub>						497.746	3299.703		4.696	-1.075	15.782	-2.712	40.031	-6.160	22.1	57.8

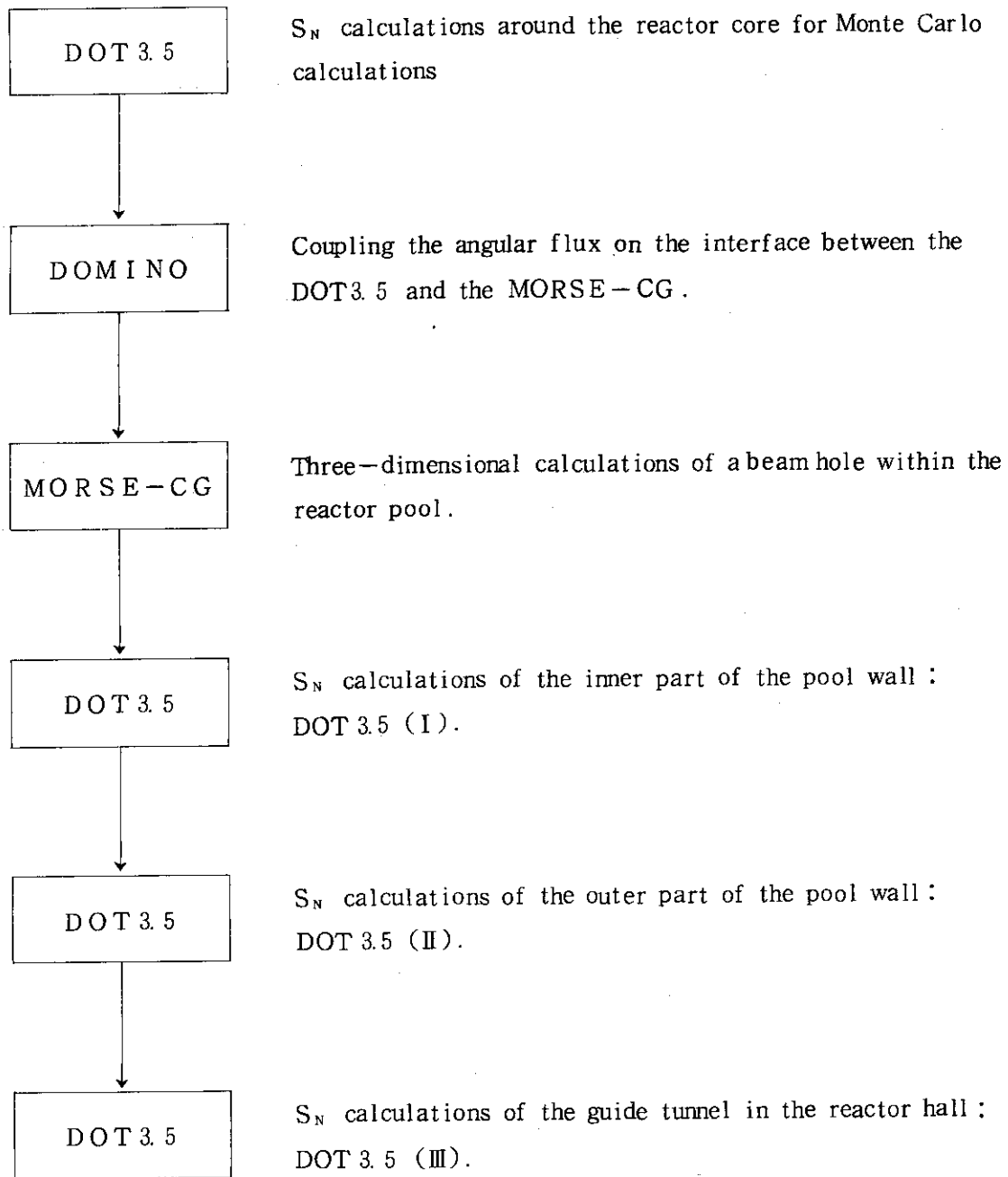
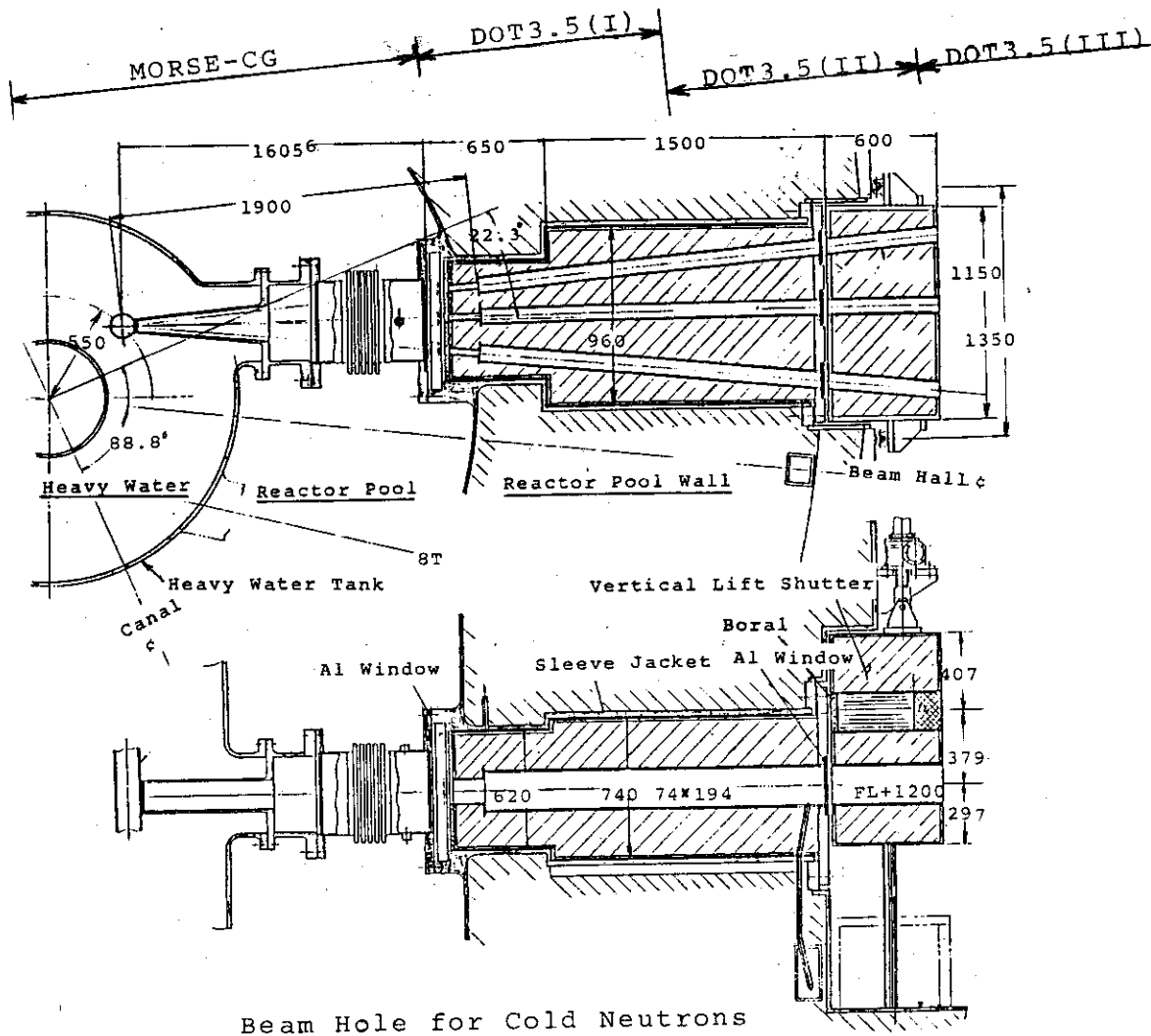
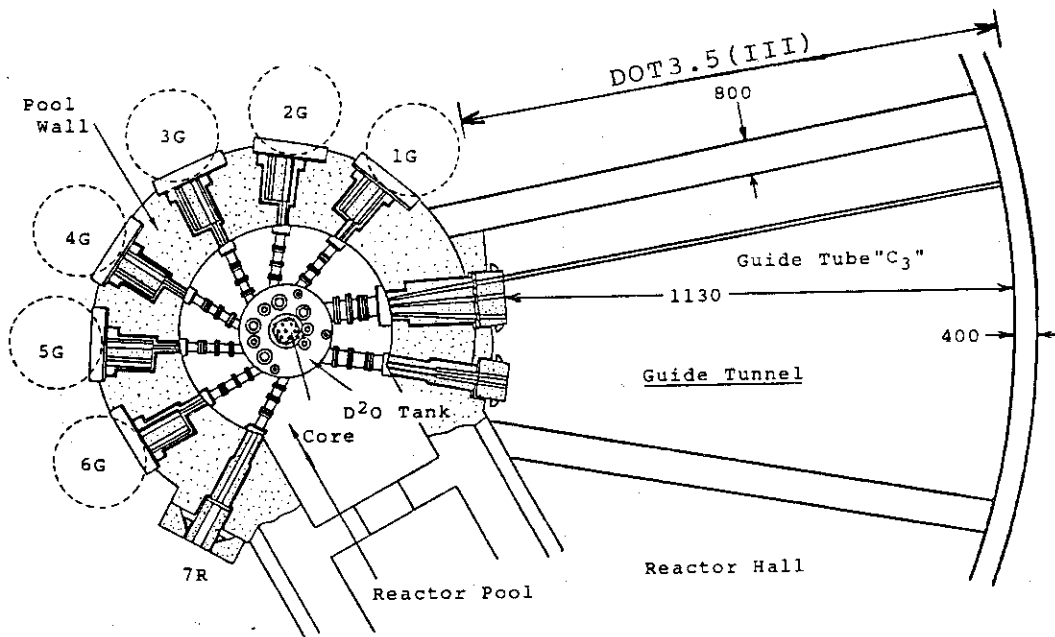


Fig. 6.2 Schematic diagram of shielding analyses of the guide tunnel in the reactor hall (see Fig 6.3)

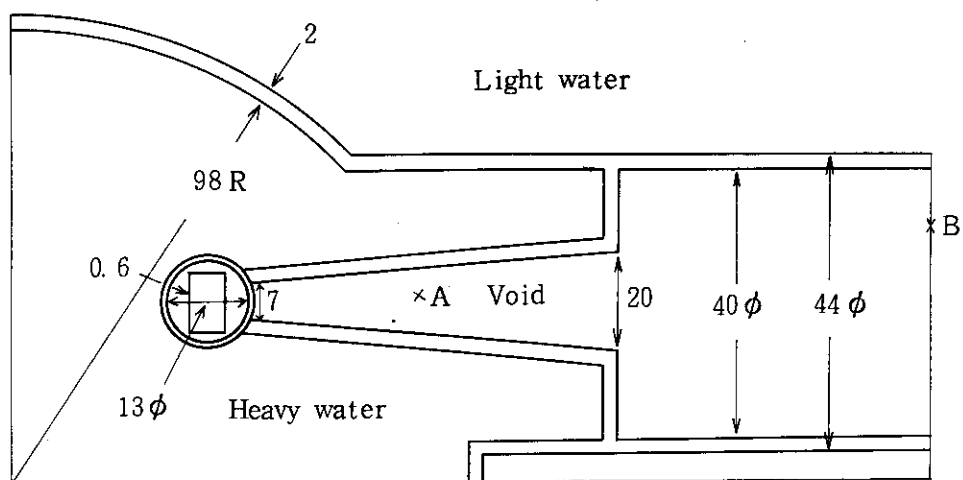


Beam Hole for Cold Neutrons

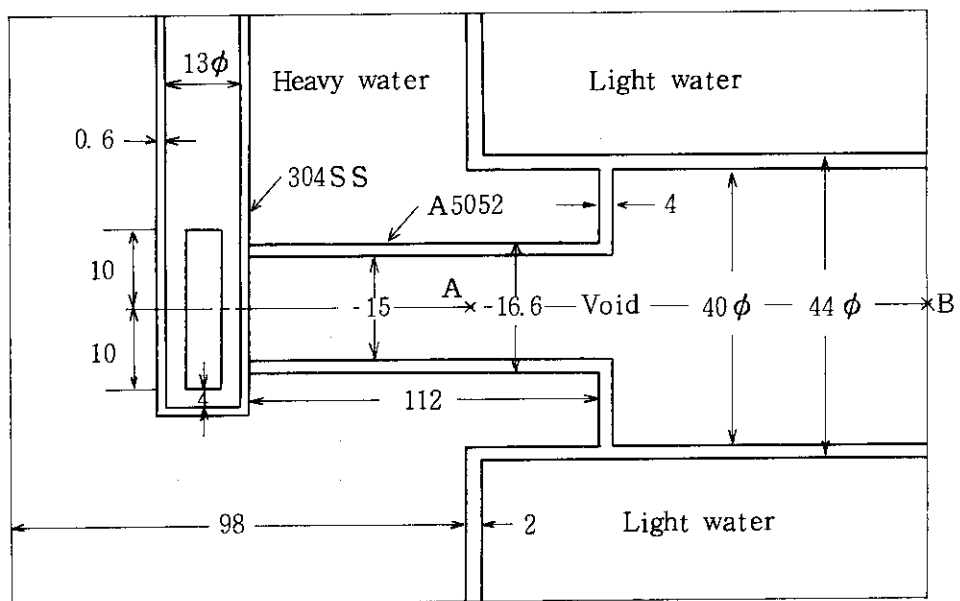


Guide Tunnel in Reactor Hall

Dimensions in mm.  
 Fig. 6.3 Computational model for shielding analyses of  
 the guide tunnel in the reactor hall



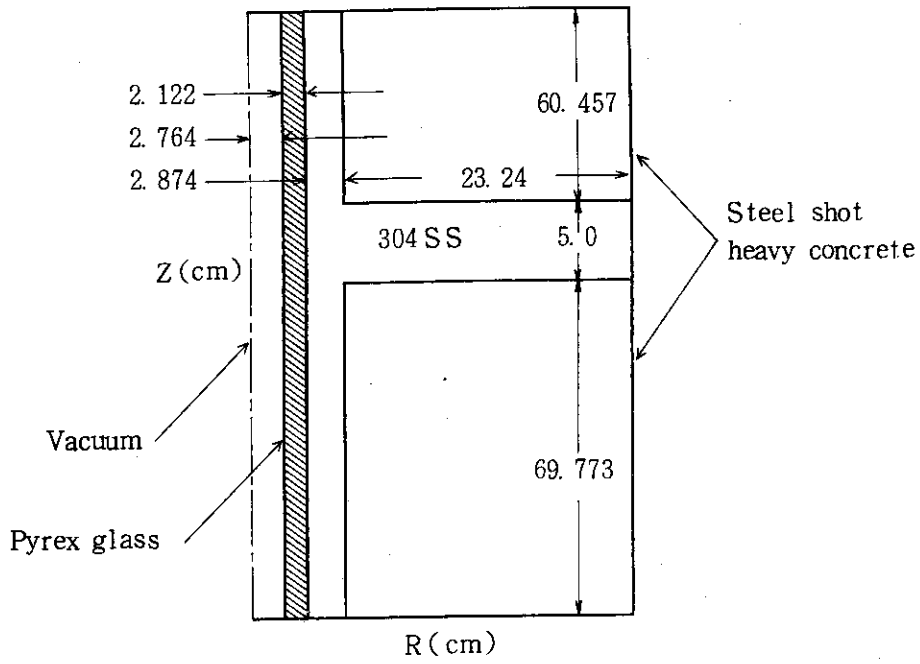
(b) Plan view



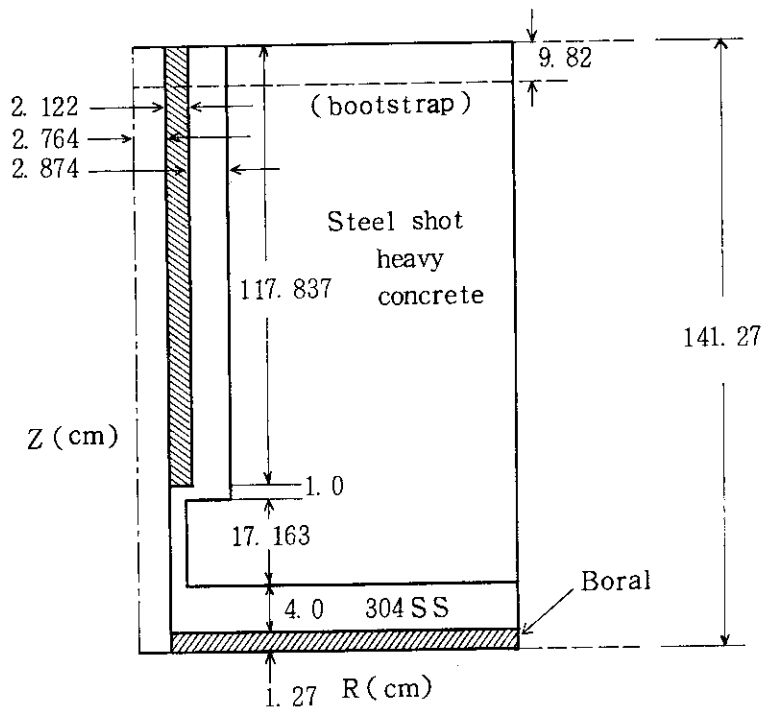
(a) Side view

Dimensions in cm.  
 × : Detector point

Fig. 6.4 MORSE computational geometry



(b) DOT 3.5 (II) model



(a) DOT 3.5 (I) model

Fig. 6.5 DOT 3.5 (I) and DOT 3.5 (II) computational geometry

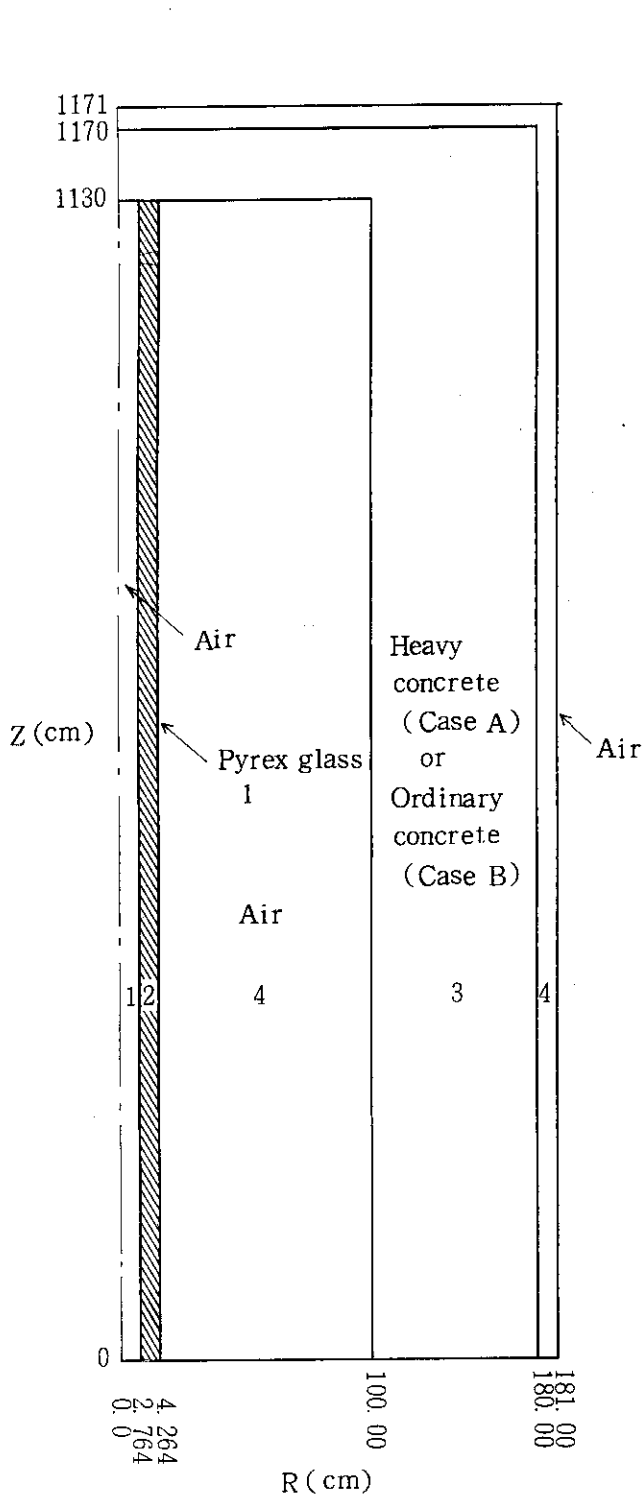


Fig. 6.6 DOT 3.5 (III) computational geometries in the guide tunnel for Case A (heavy concrete wall) and Case B (ordinary concrete wall)

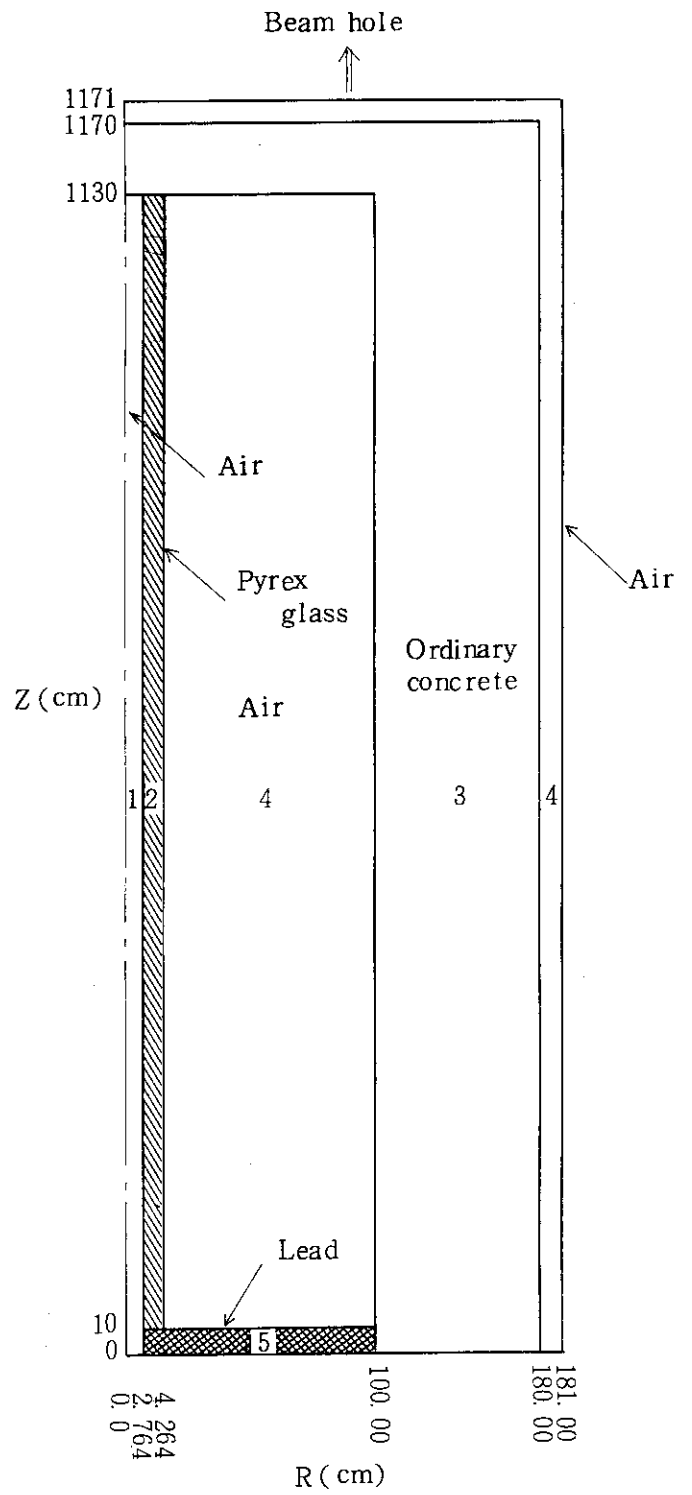


Fig. 6.7 DOT 3.5 (III) computational geometry in the guide tunnel for Case C (local lead shield surrounding the guide tube)

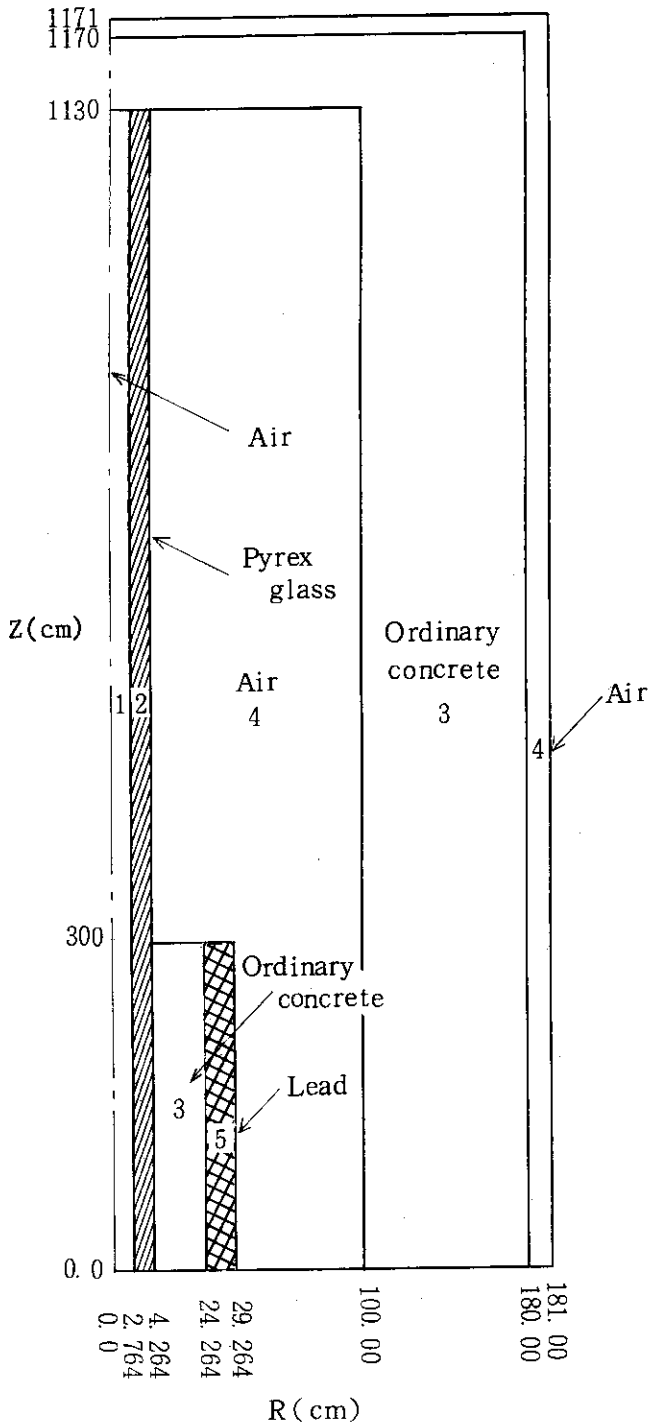


Fig. 6.8 DOT 3.5 (III) computational geometry in the guide tunnel for Case D (local lead shield and local shield of ordinary concrete surrounding the guide tube)

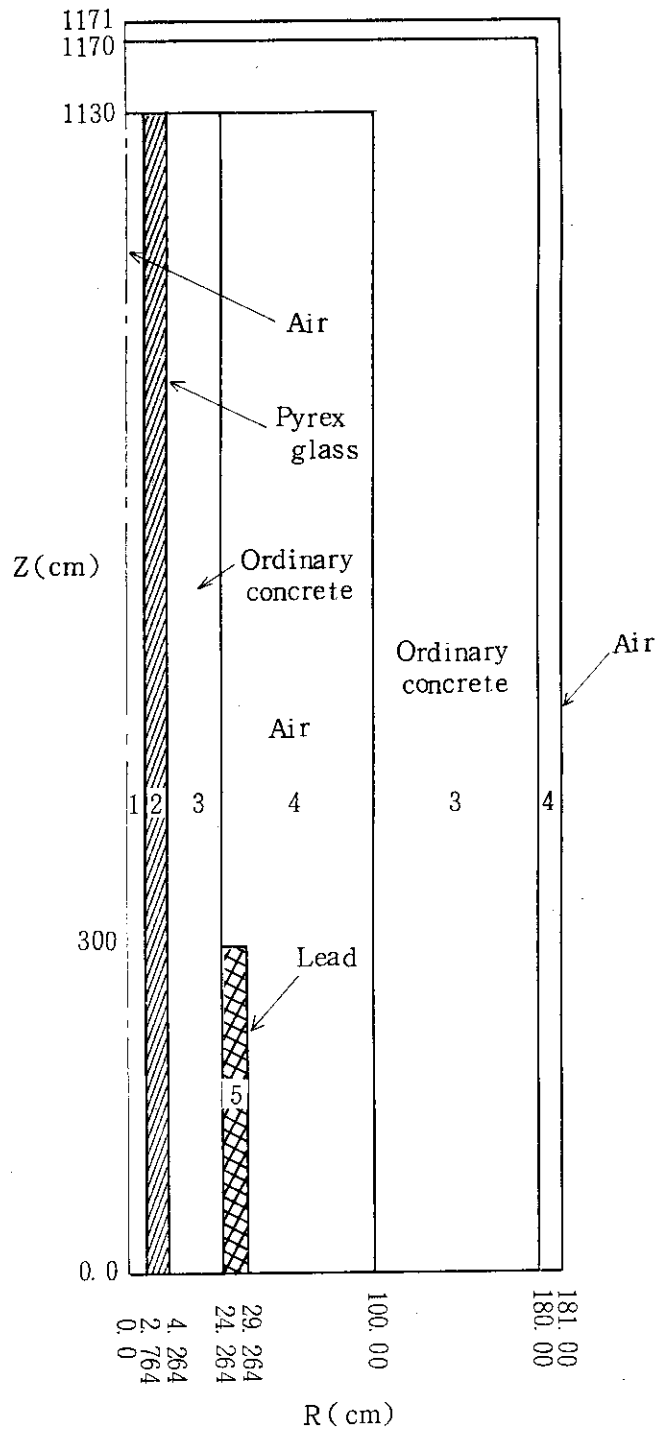


Fig. 6.9 DOT 3.5 (III) computational geometry in the guide tunnel for Case E (local lead shield and full length shield of ordinary concrete surrounding the guide tube)



Table 6.1 Neutron and gamma-ray spectra at the exit of the heavy water tank in the cold neutron beam hole

	Energy group number	Neutrons or photons /cm <sup>2</sup> ·sec	F. S. D.*
Neutron	1	$5.95 \times 10^7$	0.743
	2	$1.84 \times 10^9$	0.343
	3	$7.49 \times 10^8$	0.371
	4	$2.00 \times 10^9$	0.863
	5	$1.52 \times 10^{10}$	0.450
	6	$3.03 \times 10^{10}$	0.289
	7	$1.74 \times 10^{11}$	0.637
	8	$1.47 \times 10^{13}$	0.150
Gamma - ray	1	$1.91 \times 10^{11}$	0.707
	2	$7.53 \times 10^{11}$	0.312
	3	$1.04 \times 10^{12}$	0.244
	4	$1.56 \times 10^{12}$	0.403
	5	$2.80 \times 10^{11}$	0.145
	6	$3.15 \times 10^{12}$	0.068
	7	$1.32 \times 10^{12}$	0.065

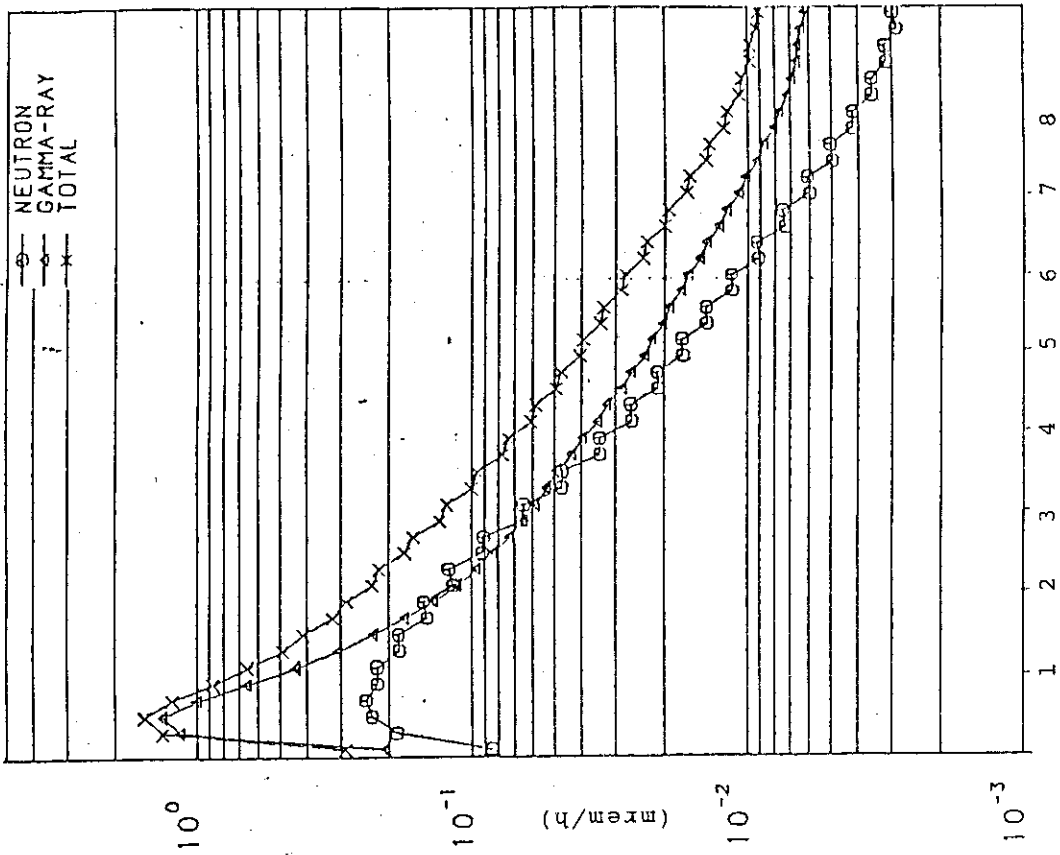
\* Fractional Standard Deviation

Table 6.2 Neutron and gamma-ray spectra at the exit of the reactor pool in the cold neutron beam hole

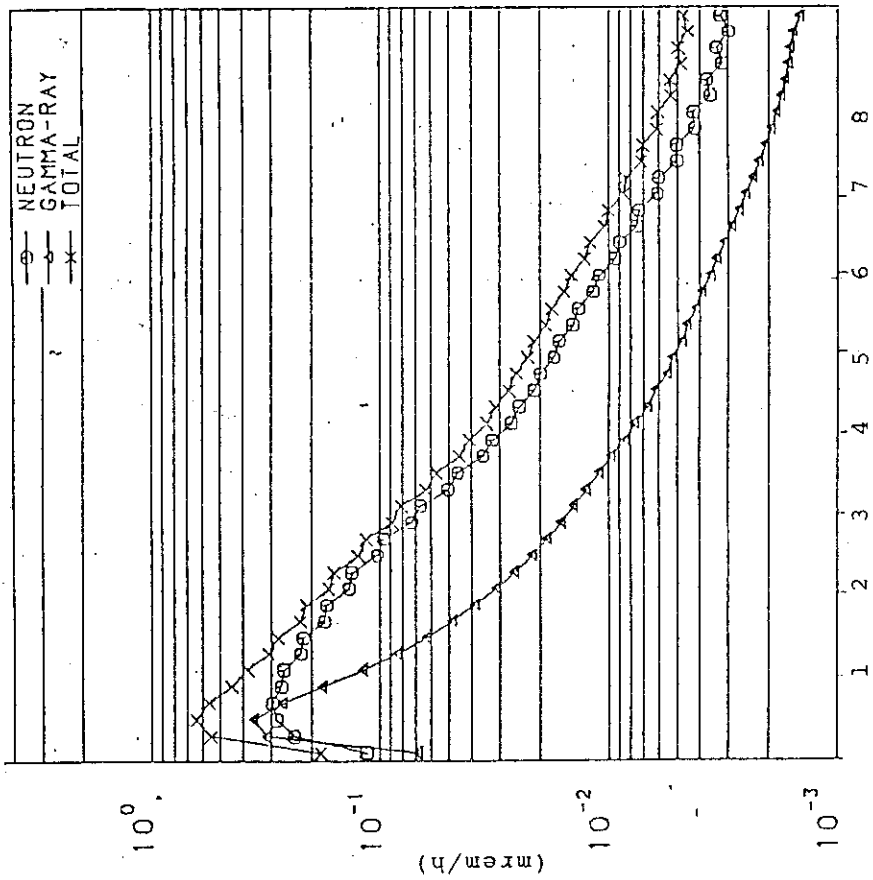
	Energy group number	Neutrons or photons /cm <sup>2</sup> · sec	F. S. D.*
Neutron	1	$2.47 \times 10^6$	0.980
	2	$1.03 \times 10^8$	0.472
	3	$8.31 \times 10^7$	0.496
	4	$2.27 \times 10^8$	0.567
	5	$3.15 \times 10^8$	0.248
	6	$1.06 \times 10^9$	0.352
	7	$2.60 \times 10^9$	0.325
	8	$2.15 \times 10^{11}$	0.145
Gamma - ray	1	$7.58 \times 10^9$	0.540
	2	$2.95 \times 10^{10}$	0.175
	3	$1.58 \times 10^{11}$	0.462
	4	$5.69 \times 10^{10}$	0.209
	5	$1.39 \times 10^{10}$	0.420
	6	$7.07 \times 10^{11}$	0.860
	7	$3.15 \times 10^{10}$	0.308

\* Fractional Standard Deviation





Case B



Case A

Case B

Case A

Fig. 6.11 Comparison of dose rates for Case A and Case B

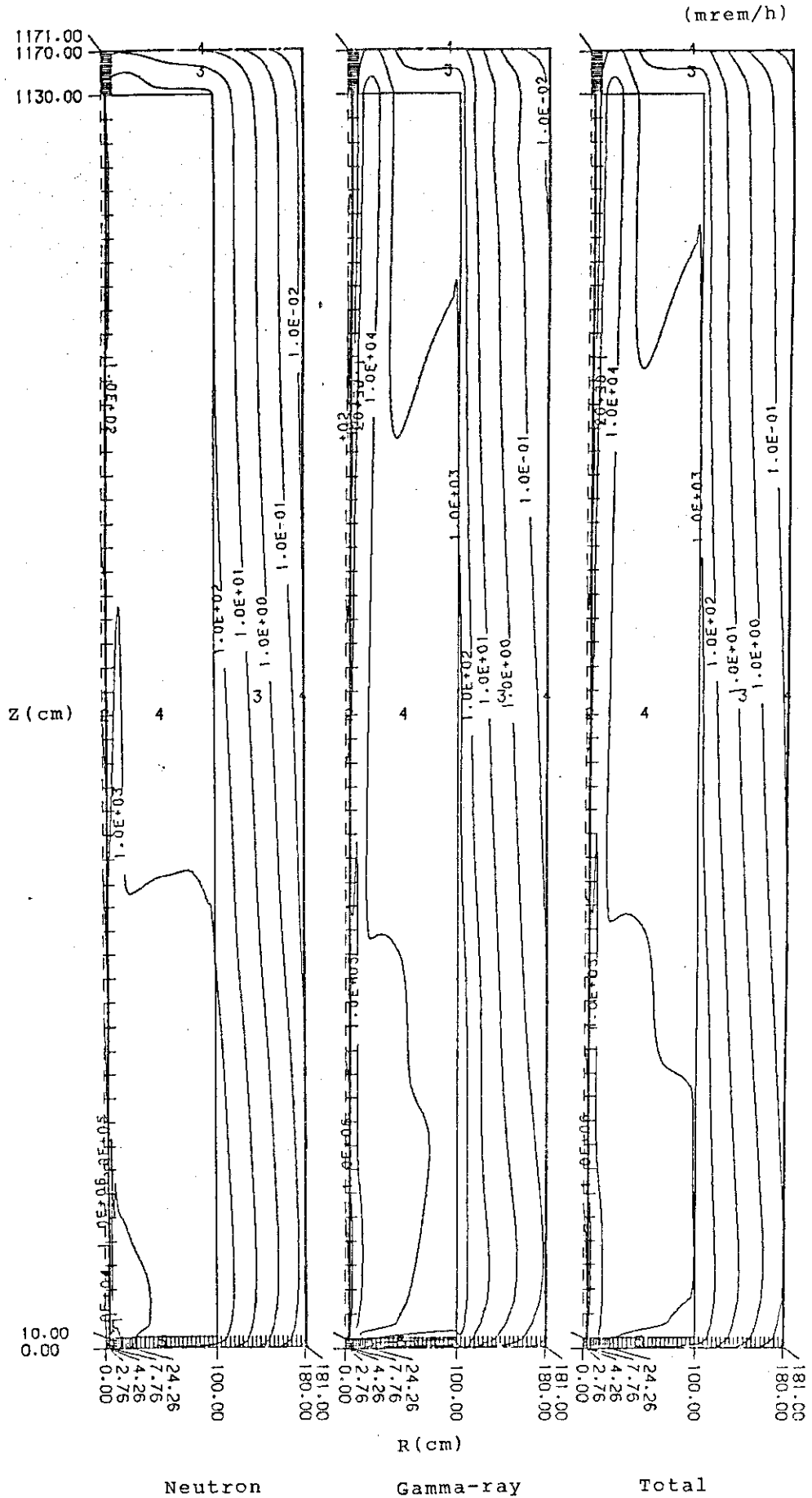


Fig. 6.12 Dose rate contour maps in the guide tunnel for Case C

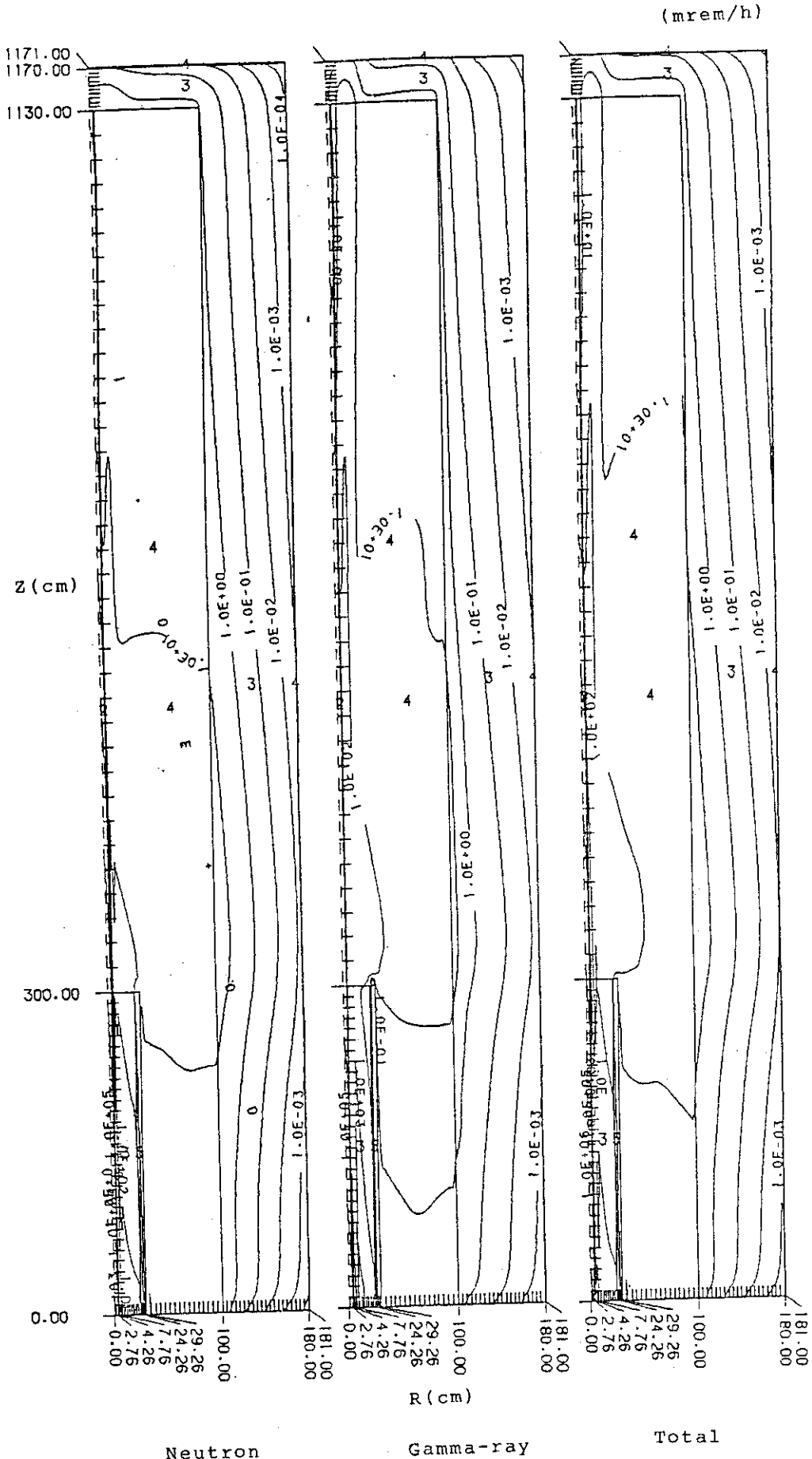


Fig. 6.13 Dose rate contour maps in the guide tunnel for Case D

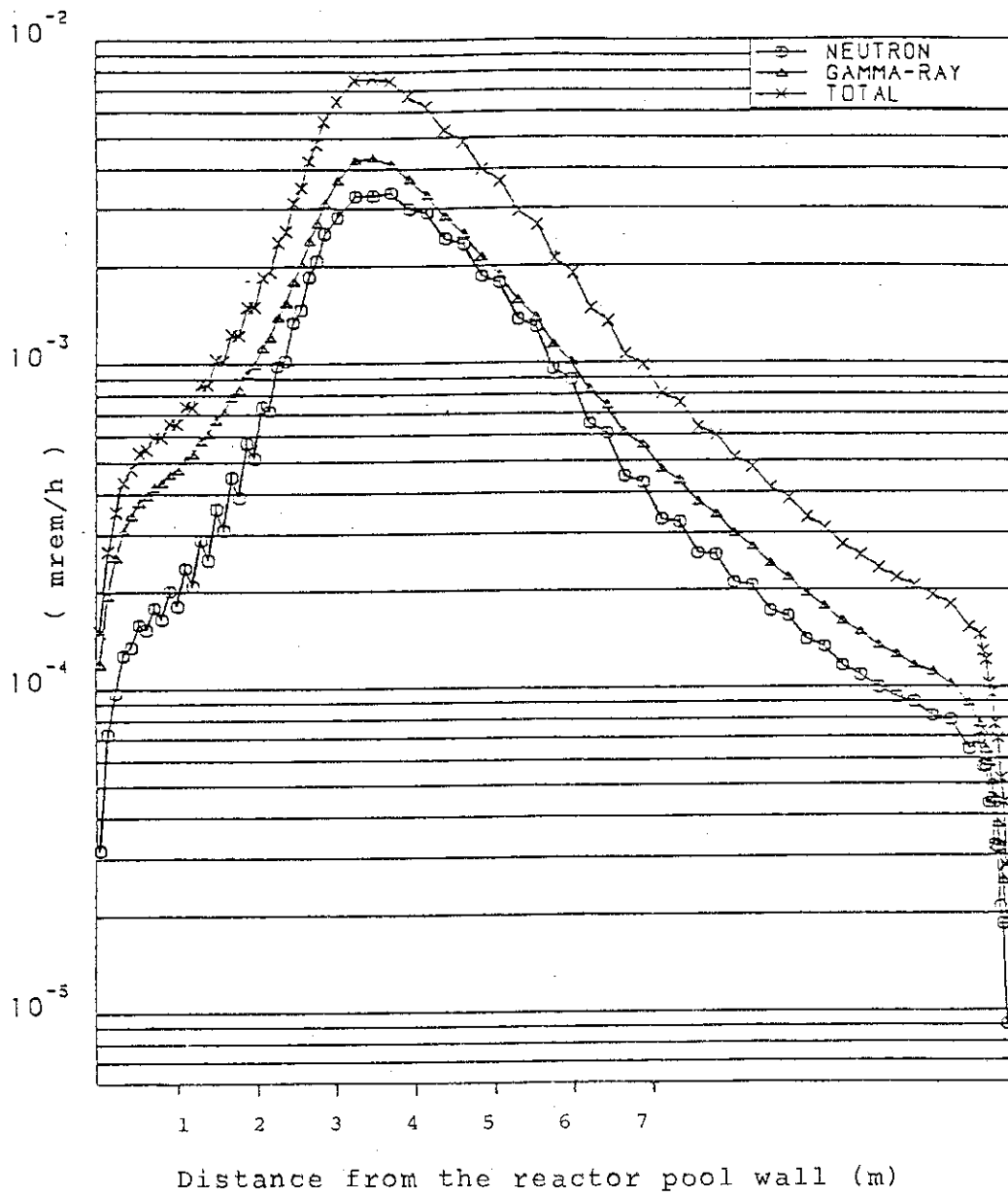


Fig. 6.14 Dose rates along the outer surface of the guide tunnel for Case D

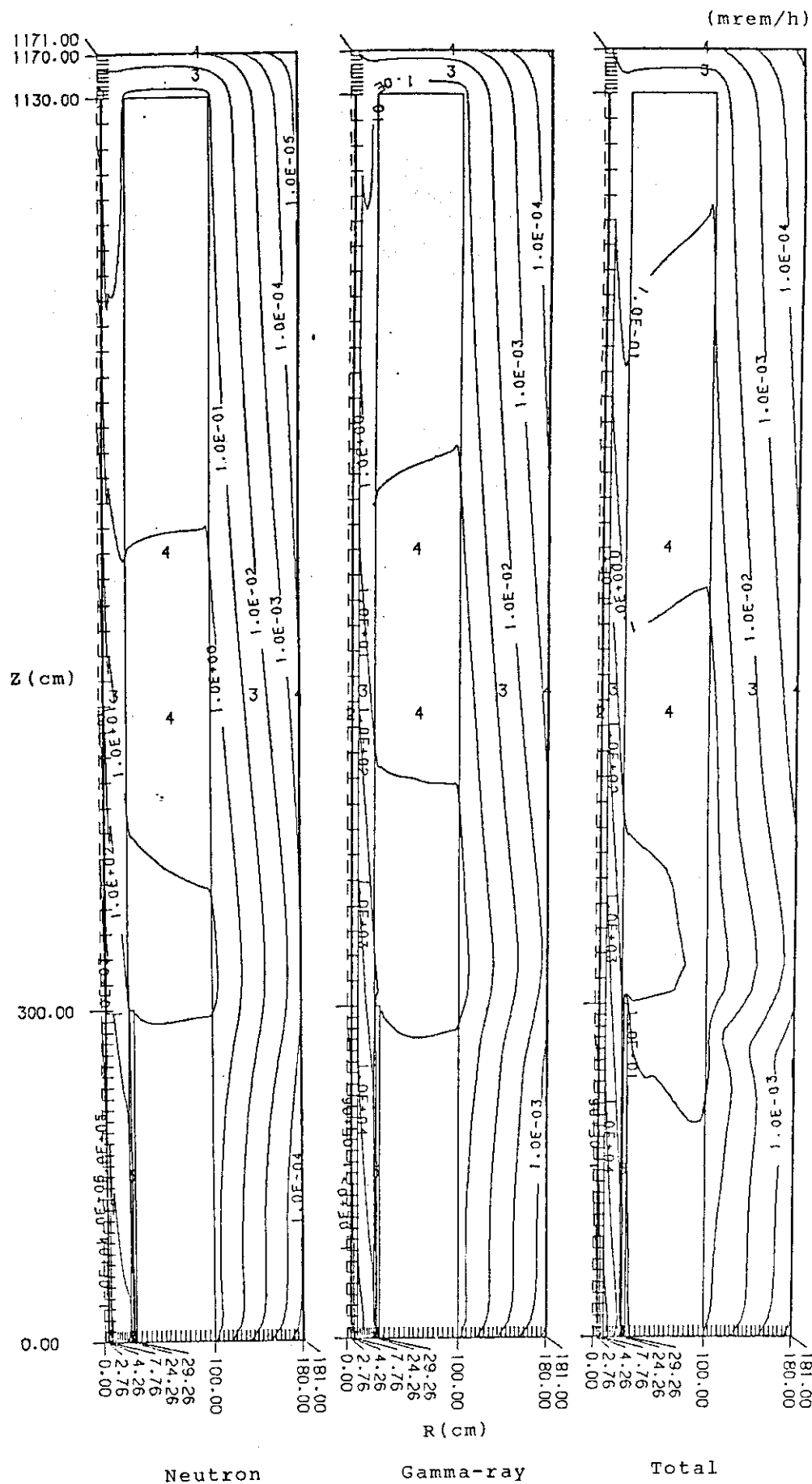


Fig. 6.15 Dose rate contour maps in the guide tunnel for Case E



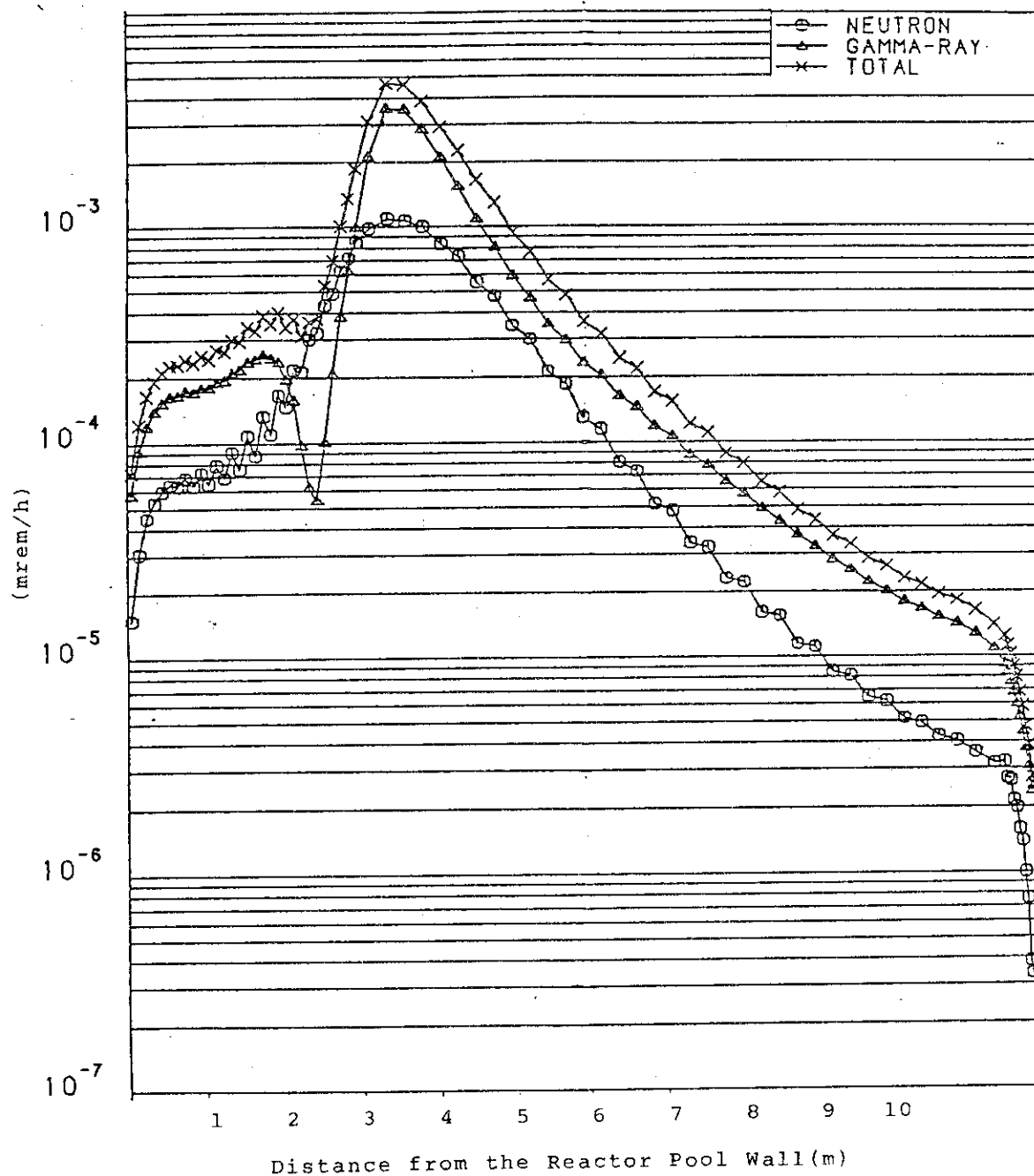


Fig. 6.16 Dose rates along the outer surface of the guide tunnel for Case E

Table 6.3 Dose rates of the outer surface of the guide tunnel  
within the reactor hall (due to the guide tube C<sub>3</sub> only)

	Max. dose rate (mrem/h)	Design criteria (mrem/h)	Remarks
Case A	0.63	≤ 0.6	See Figs. 6.6, 6.10 and 6.11
Case B	1.5		See Figs. 6.6 and 6.11
Case C	1.0		See Figs. 6.7 and 6.12
Case D	$7.6 \times 10^{-3}$		See Figs. 6.8, 6.13 and 6.14
Case E	$4.6 \times 10^{-3}$		See Figs. 6.9, 6.15 and 6.16

## 6.2 実験利用棟内ガイドトンネルの遮蔽解析

### 6.2.1 遮蔽解析の方法

Fig. 2.3 に示したように、中性子導管は、原子炉プール壁から出発して、原子炉建家内ガイドトンネルを経て、実験利用棟内ガイドトンネルに導かれる。この節では、この実験利用棟内ガイドトンネルの側壁等の厚さの検討を行う（遮蔽設計基準は、Fig. 2.14 に示したように、ガイドトンネルの外で  $0.6 \text{ mrem/h}$  以下である）。

このような広い体系（Fig. 6.1 参照）は、このまゝでは解き難いので、ビーム実験孔の原子炉プール内壁に、前節で求めた MORSE-CG 計算で求めた放射線束を線源とし、ガイドトンネル全体（Fig. 6.17 を参照）を円筒体系に近似して、DOT 3.5 コードを用いて解く。この DOT 3.5 計算でも、 $S_N$  法の次数、散乱断面積の Legendre 展開次数、エネルギー構造等は、一般用ビーム実験孔の解析（第4章）のときと全く同じものを用いた。また、かなりの ray effect が予想されるので、これを防ぐため、線源位置において初期衝突線源（first collision source, DOT 3.5 コードに附随している GRTUNCLE コードで計算する）をおいて解き、実験利用棟内のガイドトンネルの線量率分布を求めた。

### 6.2.2 計算体系

実験利用棟内ガイドトンネルの計算体系を Fig. 6.18 に示す。DOT 3.5 コードの計算能力の都合から、ガイドトンネル内の中性子導管の遮蔽能力（パイレックス・ガラス等）は無視するが、計算結果としては厳しめになる。左側対称軸境界が  $C_3$  導管の中心軸で、この導管は直管であると仮定しているが、直進ビームの当るガイドトンネル壁（正面壁）及び側壁の線量率評価にとっても厳しめになる。側壁は、導管中心軸から最も近い処で代表させている（Fig. 6.17 参照）。

線源は、Fig. 6.18 に図示されているように、原子炉プール内壁位置に境界線源として（半径  $20 \text{ cm}$ ）中性子及びガンマ線の角度束を置いた。これらの値を Table 6.4 に示す。

### 6.2.3 計算結果

冷中性子用導管  $C_3$  による実験利用棟内ガイドトンネルの線量率等高線図を Fig. 6.19 に示す。ray effect（トンネル内）及び negative flux（原子炉建家と実験利用棟に挟まれた建家壁）のため多少不自然な分布の処もあるが、ガイドトンネル壁外表面では自然な分布を示しているため、評価上は差し支えないと思われる。

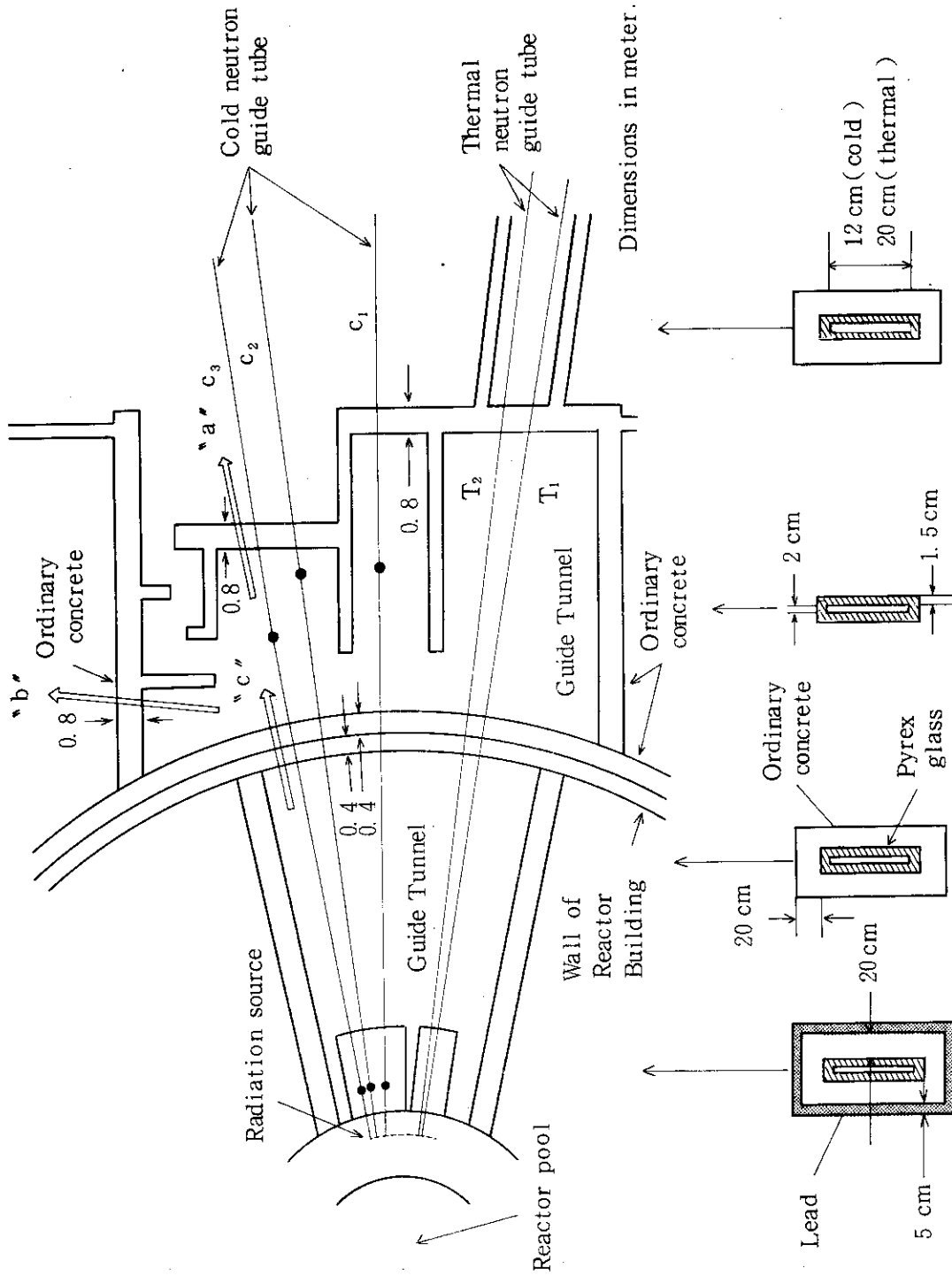
ガイドトンネル壁外表面に沿っての線量率を Fig. 6.20 に示すが、ガンマ線の方が支配的である。実験利用棟の原子炉建家側の処で（Fig. 6.17 の“b”点；設計基準は  $0.6 \text{ mrem/h}$  以下）最も線量率が高く、それより離れるにしたがって指数関数的に急速に減衰し、最も高い線量率は  $3.2 \times 10^{-3} \text{ mrem/h}$  である。

また、ビームが直進して壁に当る処は当然線量率が高くなるので、この場処の線量率も評価する。すなわち、実験利用棟ガイドトンネル内表面で、原子炉建家壁の裏面に相当している処（Fig. 6.17 の“c”点；但し、設計基準はガイドトンネル外表面で、ビームホール側（Fig.

6.17の“a”点：こゝはビームホール側なので設計基準は0.6 mrem/h以下)である。

以上の結果をまとめたのがTable 6.5である。C<sub>3</sub>導管1本の存在を仮定してのガイドトンネル側壁表面の最大線量率は $3.2 \times 10^{-3}$  mrem/hである。Fig. 6.17の導管の配置から判断して、側壁の線量率に寄与するのはC<sub>3</sub>及びC<sub>2</sub>導管と考えられるので、C<sub>2</sub>導管の寄与もC<sub>3</sub>導管と同じ寄与と考えて、 $3.2 \times 10^{-3} \times 2 = 6.4 \times 10^{-3}$  mrem/hである。C<sub>1</sub>の寄与を加算しても $3.2 \times 10^{-3} \times 3 = 9.6 \times 10^{-3}$  mrem/hである。いずれの値も設計基準の0.6 mrem/hを充分下回る値を示している。

ガイドトンネル壁内側表面の原子炉建家側における線量率は、 $2.5 \times 10^{-2}$  mrem/h (設計基準は $> 6$  mrem/h)であり、このときの壁厚は、原子炉建家壁が40 cm、実験利用棟壁で40 cmで、合計80 cmの普通コンクリートである。この壁厚のときで、ビームホール内のガイドトンネル壁表面(壁厚が40 cmの普通コンクリート)で、 $6.5 \times 10^{-2}$  mrem/hであり、設計基準( $\leq 0.6$  mrem/h)の1/10程度である。更に余裕をとることを考慮して、ガイドトンネル内の原子炉建家側の壁厚を80 cm(合計は40 cm(原子炉建家壁) + 80 cm(実験利用棟壁) = 120 cm)とすれば、ビームホール内のガイドトンネル壁表面の線量率が $1.1 \times 10^{-3}$  mrem/hと下がる。現在この方法で設計を行っている処で、Fig. 2.3はその図である。



Shield of guide tubes

Fig. 6.17 Configurations of the guide tunnel in the experimenter building for shielding analyses

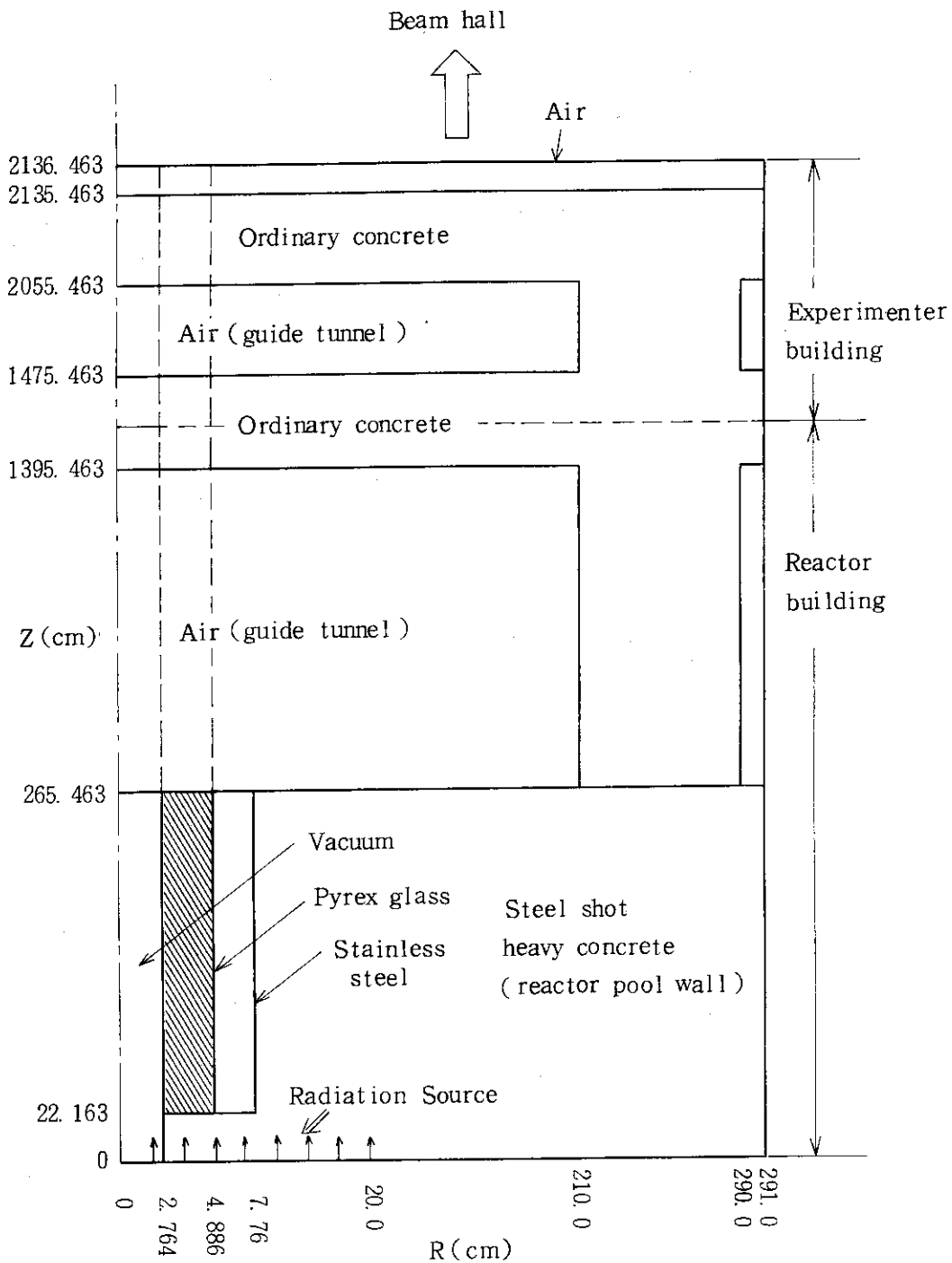


Fig. 6.18 DOT computational geometry in the guide tunnel of the experimenter building

Table 6.4 Radiation source for shielding calculation of the guide tunnel  
in the beam hall  
(Neutrons or photons/cm<sup>2</sup>.s weight)

Directional cosine	Energy group of neutrons						
	1	2	3	4	5	6	7
1.48869E-01	0	0	0	0	0	0	1.64700E+07
4.33388E-01	0	0	0	0	0	0	1.89800E+07
6.79396E-01	0	0	0	0	0	0	1.07599E-09
8.65055E-01	0	0	0	0	4.98100E+06	9.68500E+06	2.97798E-09
9.39365E-01	0	0	0	0	1.67899E-03	2.67599E-03	7.37898E-04
9.50025E-01	0	0	2.99400E+05	1.85000E+01	1.44800E+00	1.57000E+02	4.29300E+04
9.59678E-01	0	0	1.77300E+04	5.08300E+01	3.80100E+07	8.27200E+06	4.84900E+07
9.68314E-01	0	4.13900E+07	6.23300E+04	1.26700E+04	3.99400E+08	1.61800E+08	1.19400E+09
9.75925E-01	0	2.37500E+07	4.71400E+04	1.54000E+02	3.99400E+08	1.61800E+08	1.19400E+09
9.82504E-01	1.59800E+07	5.01300E+06	1.40700E+04	1.86400E+02	9.20300E+05	2.67900E+08	2.50200E+08
9.88044E-01	1.59800E+07	2.31200E+07	2.64700E+04	3.58600E+03	1.50800E+07	6.32600E+07	4.97000E+09
9.92534E-01	1.59800E+07	1.10800E+08	2.66700E+05	1.90200E+06	1.84300E+09	8.32400E+07	5.32600E+10
9.95974E-01	1.59800E+07	7.98500E+08	6.36300E+08	1.00800E+09	5.85300E+09	2.33800E+10	2.81100E+11
9.98354E-01	2.61200E+09	4.36300E+10	4.60100E+09	1.86100E+11	1.13900E+11	2.44500E+11	8.57900E+11
9.99674E-01	2.61200E+09	1.53900E+11	1.97100E+11	1.34600E+11	4.92700E+11	2.01700E+12	3.22100E+12
	Energy group of gamma-rays						
8	1	2	3	4	5	6	7
6.10700E+10	2.17300E+10	2.71700E+10	1.70100E+10	1.25900E+09	1.44500E+09	2.89000E+12	4.32700E+10
7.34200E+10	1.03200E+10	1.31700E+10	1.03600E+10	1.94000E+09	1.01900E+09	1.39300E+12	2.83100E+10
2.11800E+11	0	3.62800E+08	6.59800E+09	2.92500E+10	2.82000E+10	1.30900E+11	1.42300E+10
5.08800E+11	0	1.85800E+09	7.09400E+10	2.10600E+11	4.72900E+10	2.35500E+11	1.47700E+10
6.94100E+11	0	4.88400E+09	1.78700E+11	4.59800E+11	7.15400E+09	1.73900E+11	1.73500E+10
4.43800E+11	0	8.14500E+10	1.27100E+11	1.15300E+11	3.07500E+10	1.32200E+11	2.54700E+10
5.34500E+11	6.17700E+07	4.37900E+10	2.04800E+11	1.46500E+11	3.85800E+10	1.00700E+11	4.37000E+10
6.68700E+11	6.38800E+09	1.27500E+11	4.66400E+11	3.19600E+11	5.64400E+09	4.30200E+11	7.74400E+10
1.29000E+12	5.61200E+10	5.09300E+11	7.12700E+11	3.36000E+11	2.49000E+10	3.94900E+11	5.35000E+10
1.34800E+12	4.89200E+10	9.98900E+11	1.21400E+12	6.01400E+11	7.53800E+10	4.19200E+11	1.61200E+11
3.19000E+12	1.03600E+11	9.02000E+11	4.32600E+12	7.93500E+11	5.49900E+10	7.11700E+11	1.49300E+11
4.91900E+12	2.55600E+11	1.67500E+12	2.95600E+12	1.70800E+12	2.47300E+11	9.24900E+11	2.12300E+11
1.34100E+13	2.59500E+11	2.59000E+12	5.55400E+12	3.28600E+12	3.72800E+11	2.23000E+12	5.94200E+11
4.26600E+13	3.31600E+11	4.29700E+12	1.01700E+13	1.02700E+13	2.21100E+12	1.87300E+13	4.55000E+12
9.74700E+13	1.71900E+12	3.48800E+12	1.22100E+13	2.44500E+13	7.54500E+12	6.91000E+13	2.85600E+13

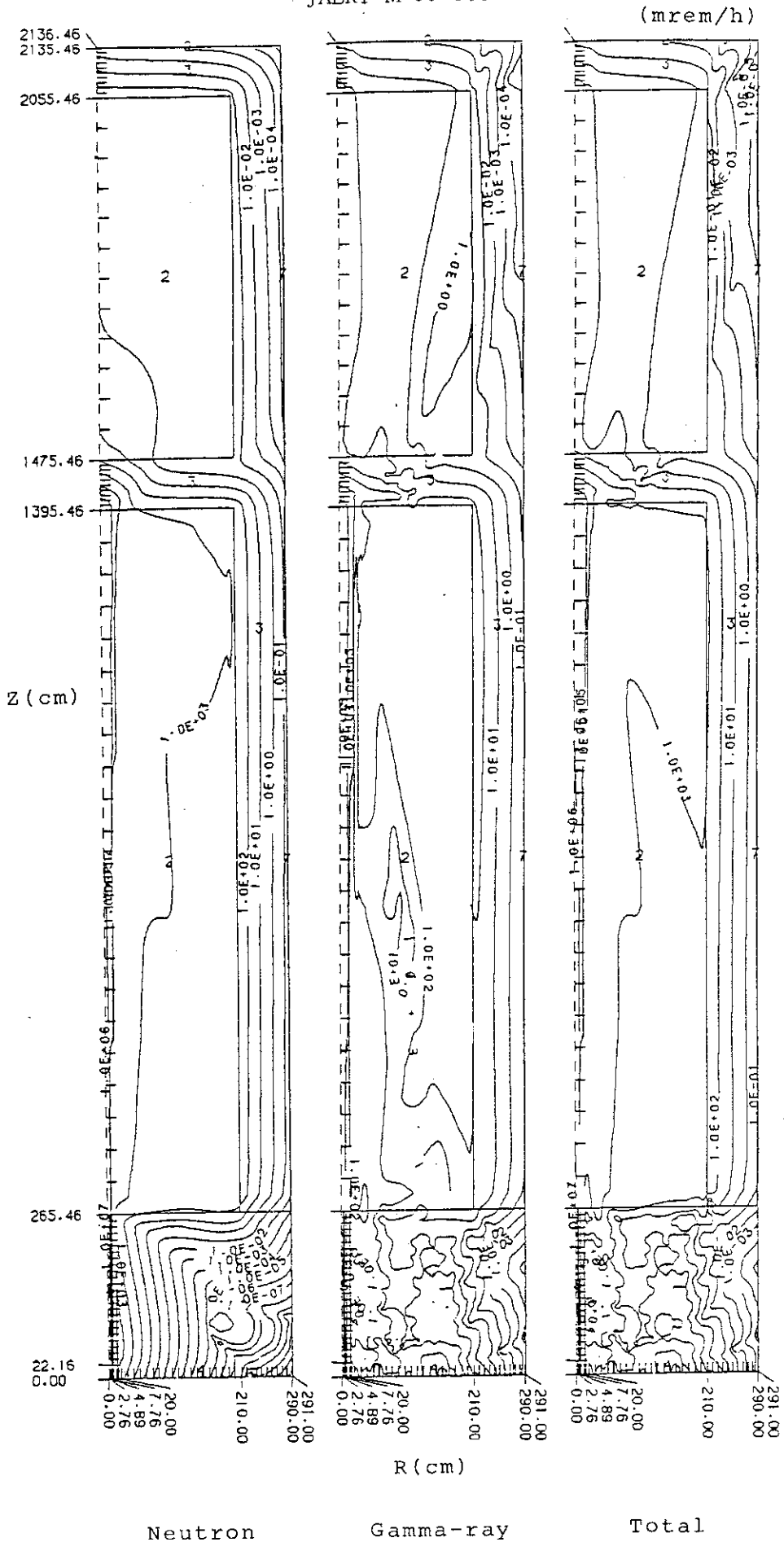


Fig. 6.19 Dose rate contour maps in the guide tunnel



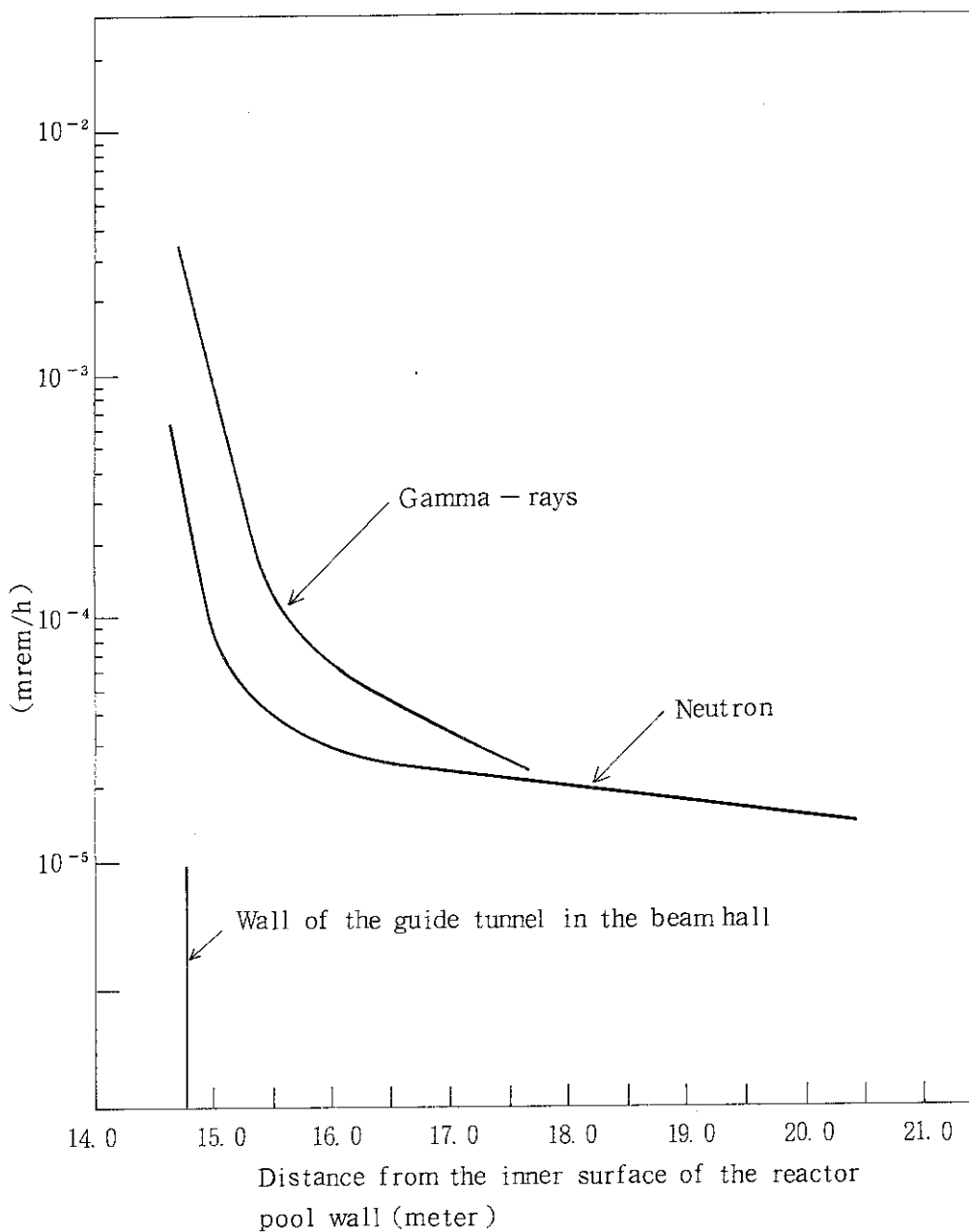


Fig. 6.20 Dose rates along the outer surface of the guide tunnel

Table 6.5 Dose rates of the outer surfaces of the guide tunnel within the experimenter building (due to the guide tube C<sub>3</sub> only)

Dose point <sup>*</sup>	Max. dose rate (mrem/h)	Design criteria (mrem/h)	Remarks
" b "	$3.2 \times 10^{-3}$	$\leq 0.6$	near the reactor building
" a "	$6.5 \times 10^{-3}$	$\leq 0.6$	due to the "line of sight" beam
" a "	$1.1 \times 10^{-3}$	$\leq 0.6$	estimated for 1.2m wall between reactor and beam halls

\* See Fig. 6.17

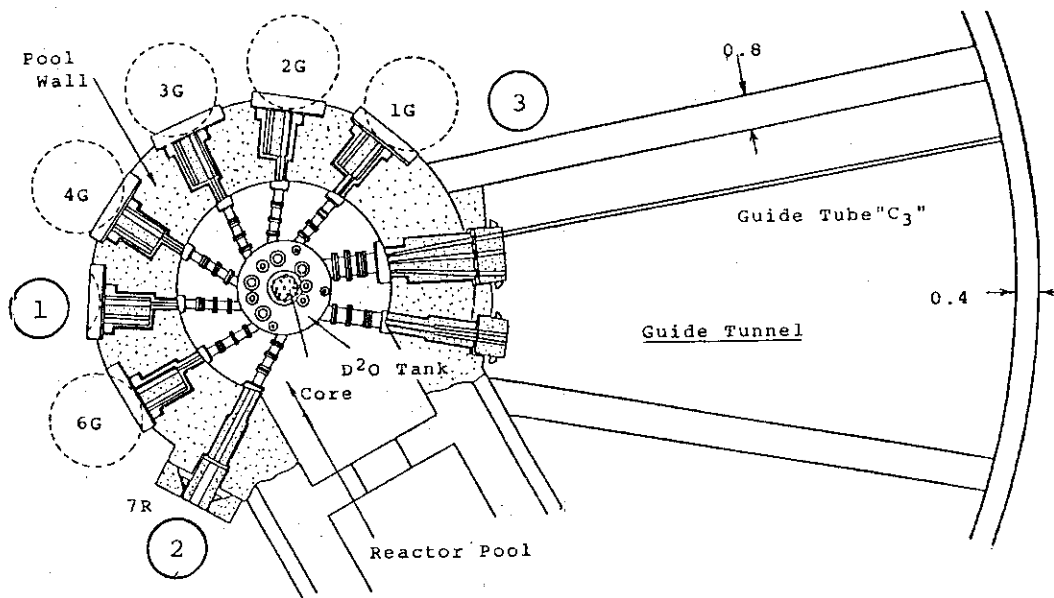
## 7. あ と が き

原子炉建家内におけるビーム実験孔設備の線量率を、Fig. 7.1に図示する。また、ガイドトンネルに関する線量率もFig. 7.1に図示する（この図では、 $C_3$ 、 $C_2$ 、 $C_1$  導管からの側壁の寄与= $C_3$  導管からの寄与 $\times 3$ とした）。線量率の数値はTable 7.1にまとめて示した。

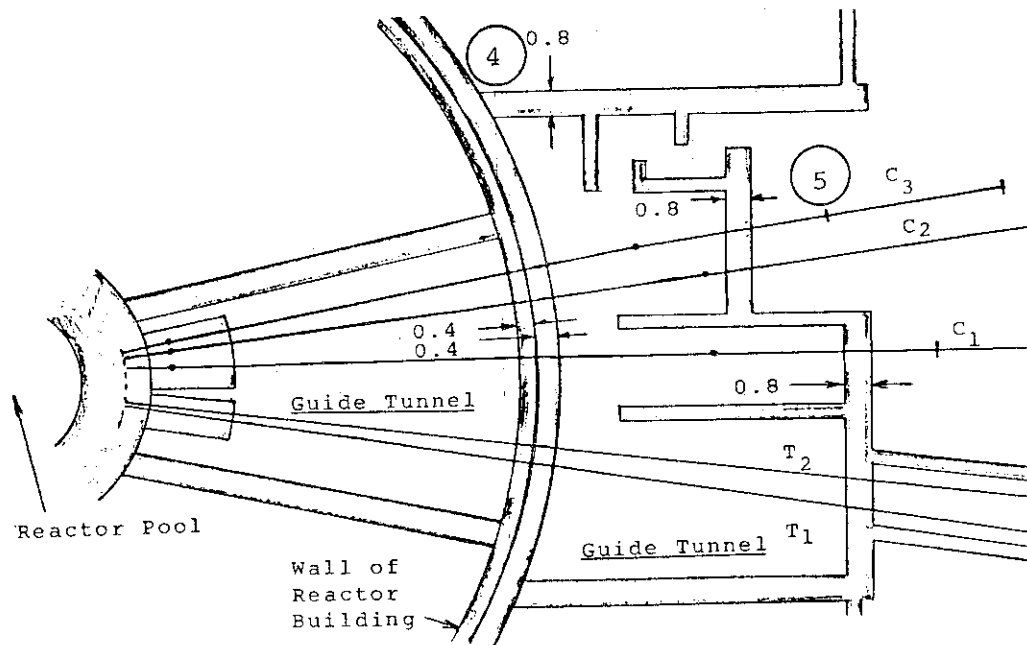
解析結果は、いずれも設計基準に充分余裕ある数値を示してはいるが、いずれの設計も今後設計を進めて行く為のものなので基本的なものである。細かい構造設計は今後であり、その段階で遮蔽欠損の生じる場合もでてくる筈である。また、この種のストリーミング計算は、図でも見られた如く、仲々正確に求めることは難しいとされている分野であり、これに対する余裕も必要である。

更に、実験者は、実験時のS/N比の低減を当然要求してくるであろう。これに対処するため線量率をできるだけ低く抑えておく必要がある（このバックグラウンドを instrument background と呼び普遍的な定義はないが、ガンマ線に対して  $10 \text{ photons/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、中性子に対しては  $1 \text{ neutron/cm}^2 \cdot \text{sec}$  のオーダーで定義している処もある<sup>20)</sup>）。

したがって、中性子線量率の方を配慮する場合には、コンクリート等に若干のボロンを混合することが望ましい。ガンマ線線量率の方を配慮する場合は、鉄或いは鉛等重い物質を局所的に用いる必要がある。



Reactor Hall



Beam Hall

Dimensions in meter.

Fig. 7.1 Dose rates on the beam holes in the reactor and beam halls (See also Table 7.1)

Table 7.1 Summary of shielding analyses of neutron beam holes

	Dose point*	Dose rate (mrem/h)	Design criteria (mrem/h)	Remarks
Standard beam hole	①	0.06	≤ 0.6	Shield plug B : 24 cm neutron shield of aux shield
		0.06	"	Shield plug B : 46 cm iron of aux shield
Beam hole for neutron radiography	②	0.03	"	After passing through the shielding shutter
Guide tunnel in the reactor hall	③	0.03	"	Case D shield : 3 cold neutron guide tubes
		0.02	"	Case E shield ; "
Guide tunnel in the beam hall	④	0.01	"	3 guide tubes ; 0.8m wall between reactor and beam halls
		0.2	"	" ; "
		0.004	"	" ; 1.2m wall between "

\* See Fig. 7.1

## 謝 辞

JRR-3 改造炉の遮蔽解析に際しては、山路昭雄主任研究官（運輸省船舶技術研究所）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戴いた。ビーム実験孔設備の調査に関しては、坂本正誠副主任研究員（固体物理第三研究室）、番場正男係長（JRR-2 管理課）、谷正則主査、鈴木正年氏、石仙繁氏（研究炉開発室）、鶴野晃主査（ホットラボ管理室）及び島敬二郎課長代理（研究炉管理部）に御協力戴いた。こゝに脱稿し得たのは、終始激励を賜った鶴田晴通研究炉開発室・安全特性解析グループリーダー及び佐藤一男研究炉開発室室長（当時、現原子炉安全工学部部長）に負うところが大きい。

以上の諸氏に対し、深遠なる謝意を表します。

## 参 考 文 献

- 1) 日本原子力研究所：“東海研究所原子炉設置許可申請書（JRR-3 原子炉施設の変更）”，昭和 59 年 4 月（昭和 59 年 5 月一部補正）（昭和 59 年 10 月一部補正）。
- 2) 伊勢武治，丸尾毅，宮坂靖彦，一色正彦，谷正則，石仙繁，宮本啓二，成田秀雄：“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——”，JAERI-M 85-050（1985）。
- 3) Hendrie J. M.：“Final Safety Analysis Report on the Brookhaven High Flux Beam Research Reactor,” BNL 7661（1964）。
- 4) Farnou B.：“Le Reacteur ORPHEE et les Equipments Experimentaux（ORPHEE 炉と実験設備）”，；Cribier D., Farnou B. and Breant P.：“Design and Operation of the ORPHEE Reactor,” CEA Saclay Nuclear Research Center（1983）。
- 5) Blizard E. P. (ed.)：“Reactor Handbook Vol. III Part B Shielding,” Interscience Pub.（1962）。
- 6) 鶴田晴通，市川博喜，岩崎淳一：“JRR-3 改造炉の核設計”，JAERI-M 84-099（1984）。
- 7) 例えば，伊勢武治，鈴木友雄，朝岡卓見，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，29，33（1983）。
- 8) Kouts H. J. C.：“Beam-Tube Design for the High-Flux Beam Reactor,” J. Nucl. Energy, Parts A/B, 17, 153（1963）。
- 9) Roussin R. W., et al.：“VITAMIN-C, 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Sections in AMPX and CCCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics,” DLC-41；“The CTR Processed Multigroup Cross

## 謝 辞

JRR-3 改造炉の遮蔽解析に際しては、山路昭雄主任研究官（運輸省船舶技術研究所）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戴いた。ビーム実験孔設備の調査に関しては、坂本正誠副主任研究員（固体物理第三研究室）、番場正男係長（JRR-2 管理課）、谷正則主査、鈴木正年氏、石仙繁氏（研究炉開発室）、鶴野晃主査（ホットラボ管理室）及び島敬二郎課長代理（研究炉管理部）に御協力戴いた。こゝに脱稿し得たのは、終始激励を賜った鶴田晴通研究炉開発室・安全特性解析グループリーダー及び佐藤一男研究炉開発室室長（当時、現原子炉安全工学部部長）に負うところが大きい。

以上の諸氏に対し、深遠なる謝意を表します。

## 参 考 文 献

- 1) 日本原子力研究所：“東海研究所原子炉設置許可申請書（JRR-3 原子炉施設の変更）”，昭和 59 年 4 月（昭和 59 年 5 月一部補正）（昭和 59 年 10 月一部補正）。
- 2) 伊勢武治，丸尾毅，宮坂靖彦，一色正彦，谷正則，石仙繁，宮本啓二，成田秀雄：“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——”，JAERI-M 85-050（1985）。
- 3) Hendrie J. M.：“Final Safety Analysis Report on the Brookhaven High Flux Beam Research Reactor”，BNL 7661（1964）。
- 4) Farnou B.：“Le Reacteur ORPHEE et les Equipments Experimentaux（ORPHEE 炉と実験設備）”，；Cribier D., Farnou B. and Breant P.：“Design and Operation of the ORPHEE Reactor”，CEA Saclay Nuclear Research Center（1983）。
- 5) Blizard E. P. (ed.)：“Reactor Handbook Vol. III Part B Shielding”，Interscience Pub.（1962）。
- 6) 鶴田晴通，市川博喜，岩崎淳一：“JRR-3 改造炉の核設計”，JAERI-M 84-099（1984）。
- 7) 例えば，伊勢武治，鈴木友雄，朝岡卓見，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，29，33（1983）。
- 8) Kouts H. J. C.：“Beam-Tube Design for the High-Flux Beam Reactor”，J. Nucl. Energy, Parts A/B, 17, 153（1963）。
- 9) Roussin R. W., et al.：“VITAMIN-C, 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Sections in AMPX and CCCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics”，DLC-41；“The CTR Processed Multigroup Cross

- Section Library for Neutronics Studies, " ORNL/RSIC-37 (ENDF-296)。
- 10) Greene N. M., et al. : " AMPX, Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma-Ray Cross Section Libraries from Data in ENDF Format, " PSR-63 ; ORNL-TM-3706 (1976)。
  - 11) Engle Jr. E. E. : " A User's Manual for ANISN, a One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering, " K-1693 (1967)。
  - 12) Rhodes W. A. : " DOT 3.5, Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code, " RSIC CCC-276 (1975)。
  - 13) Jenal J. P. et al., " The Generation of a Computer Library for Discrete Ordinates Quadrature Sets, " ORNL/TM-6023 (1977)。
  - 14) Emmett M. B. : " The MORSE Monte Carlo Radiation Transport System, " ORNL-4972 (1975)。
  - 15) 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)。
  - 16) Metaghalchi M. and Ashrafi R. : " Comparison of the Two Different Standard Flux-to-Dose Rate Conversion Factor, " p1236 in " Proceed. of 6 th ICRS, " May 16-20, 1983 Tokyo (JAERI)。
  - 17) 科学技術庁原子力安全局安全調査室 : " 原子力安全委員会安全審査指針集, " 大成出版 (1984)。
  - 18) Cranberg L. et al. : Phys. Rev., 103, 662 (1956)。
  - 19) Peele R. W. and Mainschein F. C. : Nucl. Sci. Eng., 30, 485 (1970)。
  - 20) Schoenbrunn A. : " Japan Research Reactor-2 Manual Volume 1 - Engineering Design, " AMF Atomics (1959) の Chapter IV Shielding。
  - 21) 伊勢武治・丸尾毅・宮坂靖彦・宮本啓二・成田秀雄 : " JRR-3 改造炉の遮蔽設計の概要, " JAERI-M 85-065 (1985)。