

JAERI - M  
85-065

JRR-3 改造炉の遮蔽設計の概要

1985年6月

伊勢 武治・丸尾 毅・宮坂 靖彦  
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 山出軽印刷所

JRR-3 改造炉の遮蔽設計の概要

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

伊勢 武治<sup>+</sup>・丸尾 毅・宮坂 靖彦

宮本 啓二<sup>\*</sup>・成田 秀雄<sup>\*\*</sup>

(1985年5月2日受理)

本報告書は、JRR-3改造炉の詳細設計のうち遮蔽設計、すなわち、原子炉本体、カナル、使用済燃料プール及びビーム実験孔の遮蔽設備、遮蔽設計の設計方針、遮蔽計算の方法、及び遮蔽計算結果の概要について述べている。

---

日本原子力学会の昭和60年年会（1985年3月28～30日、武蔵工業大学）において発表した内容についてまとめたものである。

+ 原子炉工学部

\* 日本鋼管（株）

\*\* センチュリー・リサーチ・センター（株）

Shielding Design of the Upgraded JRR-3 Research Reactor

Takeharu ISE<sup>+</sup>, Takeshi MARUO, Yasuaki MIYASAKA,  
Keiji MIYAMOTO\* and Hideo NARITA\*\*

Department of Research Reactor Operation  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received May 2, 1985)

This document describes the contents on shielding facilities of the upgraded JRR-3 research reactor, canal, spent fuel storage pond and neutron beam hole ; shielding design criteria, shielding-calculational procedures ; and the results.

Keywords : Shielding Design, JRR-3, Research Reactor, Canal, Spent Fuel Storage Pond, Neutron Beam Hole, Shielding-Calculational Procedure

---

Orally presented to the 1985 Annual Meeting of the Atomic Energy Society of Japan (March 28~30, Musashi Institute of Technology, Tokyo)

+ Present address, Department of Reactor Engineering

\* Present address, Nippon Kokan K.K.

\*\* Century Research Center Corp.

## 目 次

1. はじめに	1
2. 遮蔽設備	1
3. 遮蔽設計基準	2
4. 遮蔽計算の方法	2
5. 計算結果	3
6. あとがき	4
謝 辞	4
文 献	4

## Contents

1. Introduction	1
2. Shielding Facilities	1
3. Shielding Design Criteria	2
4. Calculational Procedures	2
5. Results	3
6. Conclusions	4
Acknowledgments	4
References	4

## 1. はじめに

昭和60年の原子力学会年会（3月28日（木）～3月30日（土）, 武蔵工業大学）において<sup>1)</sup>, JRR-3改造炉の詳細設計について一連の発表がなされたが<sup>\*</sup>, その中の“ A47 JRR-3改造炉の詳細設計（8）遮蔽設計 ”について記述する。

この炉に係わる遮蔽は<sup>2)</sup>, 炉心構造物を囲む原子炉本体の遮蔽, 一次冷却系及び重水系のポンプ, 配管, 機器等からの放射線を遮蔽する原子炉建家地階の遮蔽, 原子炉建家による外部遮蔽, 使用済燃料プールの遮蔽, ビーム実験孔及び照射利用設備の遮蔽等多岐に亘るが, こゝでは, 代表的なものとして, 原子炉本体, カナル, 使用済燃料プール及びビーム実験孔の遮蔽設備, 設計基準, 遮蔽計算の方法, 並びに計算結果についてのみ述べている。

## 2. 遮蔽設備

Fig.1に, 原子炉プール, カナル及び使用済燃料プールの遮蔽設備について示す。炉心からの放射線（中性子及びガンマ線）は, 原子炉側部に対しては, 厚さ約1.3 mの炉プール水及び約1.9 mの重コンクリート（密度約3.5 g/cm<sup>3</sup>）で遮蔽される。原子炉上部に対しては, 厚さ約5.8 mの炉プール水及び約0.25 mの鉄板である上部遮蔽体で遮蔽される。

カナルにおいては, Fig.2に示すように, 一次冷却水配管がカナル中を通過する（炉心を出てから8秒後から10秒後, すなわち約2秒で水平区間を通過）ので, 一次冷却水中の<sup>16</sup>Oの放射化により生成された<sup>16</sup>N（半減期約7秒, ガンマ線エネルギーは6.1 MeV及び7.1 MeV）からの比較的高いエネルギーのガンマ線が線源となり, ガイドトンネル側の遮蔽が必要となる。又, 使用済燃料（1体）が燃料交換の際通過するので, そのときの遮蔽も考慮されていなければならない。いずれの場合も, カナルの中の水と壁（厚さ約1.4 mの普通コンクリート）で遮蔽される。

使用済燃料プールについてはFig.3に示す。プールの中央に対称的に128体分の使用済燃料が約1年間貯蔵される。厚さ約0.6 mの炉プール水と約1.8 mのプール壁（普通コンクリート）で遮蔽される。

ビーム実験孔についてはFig.4に示す。ビーム実験孔周りのプール壁については, ダクトストリーミングからの放射線のしみ出しを考慮して, 特に密度の高い（密度約5 g/cm<sup>3</sup>）鉄パンチボール入り重コンクリートで遮蔽される。実験孔内には, ガンマ線遮蔽の鉛及び中性子遮蔽体から構成されるプラグを設ける。ビーム実験孔設備は, 6本（1 G～6 G）の一般用, 中性子ラジオグラフィ用（7 R）, 熱中性子導管用（8 T）及び冷中性子導管用（9 C）からなるが, こゝでは, 利用度の高い一般用の1本を代表させて, その遮蔽について述べる。尚, いずれの実験孔も,

\* ) 表1に, JRR-3改造炉の設計に係わる発表リストを載せておいたので参考にされたい。

## 1. はじめに

昭和60年の原子力学会年会（3月28日（木）～3月30日（土）、武蔵工業大学）において<sup>1)</sup>、JRR-3改造炉の詳細設計について一連の発表がなされたが<sup>\*</sup>、その中の“A47 JRR-3改造炉の詳細設計（8）遮蔽設計”について記述する。

この炉に係わる遮蔽は<sup>2)</sup>、炉心構造物を囲む原子炉本体の遮蔽、一次冷却系及び重水系のポンプ、配管、機器等からの放射線を遮蔽する原子炉建家地階の遮蔽、原子炉建家による外部遮蔽、使用済燃料プールの遮蔽、ビーム実験孔及び照射利用設備の遮蔽等多岐に亘るが、こゝでは、代表的なものとして、原子炉本体、カナル、使用済燃料プール及びビーム実験孔の遮蔽設備、設計基準、遮蔽計算の方法、並びに計算結果についてのみ述べている。

## 2. 遮蔽設備

Fig.1に、原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールの遮蔽設備について示す。炉心からの放射線（中性子及びガンマ線）は、原子炉側部に対しては、厚さ約1.3mの炉プール水及び約1.9mの重コンクリート（密度約3.5 g/cm<sup>3</sup>）で遮蔽される。原子炉上部に対しては、厚さ約5.8mの炉プール水及び約0.25mの鉄板である上部遮蔽体で遮蔽される。

カナルにおいては、Fig.2に示すように、一次冷却水配管がカナル中を通過する（炉心を出てから8秒後から10秒後、すなわち約2秒で水平区間を通過）ので、一次冷却水中の<sup>16</sup>Oの放射化により生成された<sup>16</sup>N（半減期約7秒、ガンマ線エネルギーは6.1 MeV及び7.1 MeV）からの比較的高いエネルギーのガンマ線が線源となり、ガイドトンネル側の遮蔽が必要となる。又、使用済燃料（1体）が燃料交換の際通過するので、そのときの遮蔽も考慮されていなければならない。いずれの場合も、カナルの中の水と壁（厚さ約1.4mの普通コンクリート）で遮蔽される。

使用済燃料プールについてはFig.3に示す。プールの中央に対称的に128体分の使用済燃料が約1年間貯蔵される。厚さ約0.6mの炉プール水と約1.8mのプール壁（普通コンクリート）で遮蔽される。

ビーム実験孔についてはFig.4に示す。ビーム実験孔囲りのプール壁については、ダクトストリーミングからの放射線のしみ出しを考慮して、特に密度の高い（密度約5 g/cm<sup>3</sup>）鉄パンチボール入り重コンクリートで遮蔽される。実験孔内には、ガンマ線遮蔽の鉛及び中性子遮蔽体から構成されるプラグを設ける。ビーム実験孔設備は、6本（1G～6G）の一般用、中性子ラジオグラフィ用（7R）、熱中性子導管用（8T）及び冷中性子導管用（9C）からなるが、こゝでは、利用度の高い一般用の1本を代表させて、その遮蔽について述べる。尚、いずれの実験孔も、

\*） 表1に、JRR-3改造炉の設計に係わる発表リストを載せておいたので参考にされたい。

実験者にとって邪魔な高速中性子及びガンマ線のバックグラウンドを低くするため<sup>4)</sup>、従来の JRR-2及び JRR-3の実験孔と異なり、タンジェンシャル（炉心を直視していない）配置となっているのが、この炉の特徴である。

### 3. 遮蔽設計基準

遮蔽設計においては、実験者等が立ち入る場所で、不必要な放射線被曝を受けないように、立ち入り頻度及び滞在時間を考慮して、Fig.5に示す遮蔽設計基準線量率で設計する。図には、通常運転時において遮蔽設計基準が適用される区分図も合わせて示してある。

実験者等が頻繁に立ち入る原子炉室内の床面高さにおいては、被曝が少なくなるよう0.6mrem/h以下の設計基準線量率とした。原子炉プール上面は、普通は実験者等が立ち入る場所ではないので、6mrem/h以下の設計基準線量率とした。また、原子炉室内の上部（床面高さ3m以上）は頻繁に立ち入る場所ではないので、上述した2つの中間の値、すなわち3mrem/h以下の設計基準線量率とした。

### 4. 遮蔽計算の方法

遮蔽設計計算全体のフローをFig.6に示す。遮蔽計算用の核断面積ライブラリーとしては、世界的に使用されているORNLのDLC-41C/VITAMIN-C（中性子171群、ガンマ線36群の詳細エネルギー群ライブラリー）を採用した。この核断面積を処理コードシステムAMPX-IIで使いやすい形にして、中性子・ガンマ線の結合断面積（171群+36群=207群）を作る。

次に、この207群の結合断面積を入力とし、一次元 $S_N$ 輸送計算コードANISNを用いて、中性子及びガンマ線のスペクトルを計算する。各々の物質領域の縮約断面積（中性子8群・ガンマ線7群の結合断面積）は、このスペクトルを重み関数として用いて計算する。このようにして求めた縮約断面積は、以下に示すDOT3.5及びMORSE-CGコードの入力として用いられる。

原子炉を囲む原子炉プールにおける遮蔽計算は、Fig.7に示すように、4分割にして行われる。いずれも円筒形に近似して、2次元 $S_N$ 輸送計算コードDOT3.5を用いて計算する（以下で述べるが一部ANISNコードを用いる）。炉心の周囲は、炉心を含む上部と下部とに分けて計算する。この原子炉上部の放射線束の角度束を境界線源とし、bootstrap法の繋ぎ計算により、上部遮蔽体を含む原子炉プール上部の線量率分布を求める。原子炉プール壁を含む側部方向に対しては、炉心周りの計算結果からの角度束を境界線源とし、ANISNコードで計算する。

カナルの遮蔽計算においては、Fig.2に示したように、一次冷却水配管中の $^{16}\text{N}$ を線源とする場合は、ORIGEN-79でまずガンマ線線源強度を求め、これを入力として、点減衰核積分コードQAD-CGを用いて、予め選んでおいた評価点の線量率を計算する。使用済燃料（1体）が通



実験者にとって邪魔な高速中性子及びガンマ線のバックグラウンドを低くするため<sup>4)</sup>、従来の JRR-2及びJRR-3の実験孔と異なり、タンジェンシャル（炉心を直視していない）配置となっているのが、この炉の特徴である。

### 3. 遮蔽設計基準

遮蔽設計においては、実験者等が立ち入る場所で、不必要な放射線被曝を受けないように、立ち入り頻度及び滞在時間を考慮して、Fig.5に示す遮蔽設計基準線量率で設計する。図には、通常運転時において遮蔽設計基準が適用される区分図も合わせて示してある。

実験者等が頻繁に立ち入る原子炉室内の床面高さにおいては、被曝が少なくなるよう0.6mrem/h以下の設計基準線量率とした。原子炉プール上面は、普通は実験者等が立ち入る場所ではないので、6mrem/h以下の設計基準線量率とした。また、原子炉室内の上部（床面高さ3m以上）は頻繁に立ち入る場所ではないので、上述した2つの中間の値、すなわち3mrem/h以下の設計基準線量率とした。

### 4. 遮蔽計算の方法

遮蔽設計計算全体のフローをFig.6に示す。遮蔽計算用の核断面積ライブラリーとしては、世界的に使用されているORNLのDLC-41C/VITAMIN-C（中性子171群、ガンマ線36群の詳細エネルギー群ライブラリー）を採用した。この核断面積を処理コードシステムAMPX-IIで使いやすい形にして、中性子・ガンマ線の結合断面積（171群+36群=207群）を作る。

次に、この207群の結合断面積を入力とし、一次元 $S_N$ 輸送計算コードANISNを用いて、中性子及びガンマ線のスペクトルを計算する。各々の物質領域の縮約断面積（中性子8群・ガンマ線7群の結合断面積）は、このスペクトルを重み関数として用いて計算する。このようにして求めた縮約断面積は、以下に示すDOT3.5及びMORSE-CGコードの入力として用いられる。

原子炉を囲む原子炉プールにおける遮蔽計算は、Fig.7に示すように、4分割にして行われる。いずれも円筒形に近似して、2次元 $S_N$ 輸送計算コードDOT3.5を用いて計算する（以下で述べるが一部ANISNコードを用いる）。炉心の周囲は、炉心を含む上部と下部とに分けて計算する。この原子炉上部の放射線束の角度束を境界線源とし、bootstrap法の繋ぎ計算により、上部遮蔽体を含む原子炉プール上部の線量率分布を求める。原子炉プール壁を含む側部方向に対しては、炉心周りの計算結果からの角度束を境界線源とし、ANISNコードで計算する。

カナルの遮蔽計算においては、Fig.2に示したように、一次冷却水配管中の $^{16}\text{N}$ を線源とする場合は、ORIGEN-79でまずガンマ線線源強度を求め、これを入力として、点減衰核積分コードQAD-CGを用いて、予め選んでおいた評価点の線量率を計算する。使用済燃料（1体）が通

実験者にとって邪魔な高速中性子及びガンマ線のバックグラウンドを低くするため<sup>4)</sup>、従来の JRR-2及び JRR-3の実験孔と異なり、タンジェンシャル（炉心を直視していない）配置となっているのが、この炉の特徴である。

### 3. 遮蔽設計基準

遮蔽設計においては、実験者等が立ち入る場所で、不必要な放射線被曝を受けないように、立ち入り頻度及び滞在時間を考慮して、Fig.5に示す遮蔽設計基準線量率で設計する。図には、通常運転時において遮蔽設計基準が適用される区分図も合わせて示してある。

実験者等が頻繁に立ち入る原子炉室内の床面高さにおいては、被曝が少なくなるよう0.6mrem/h以下の設計基準線量率とした。原子炉プール上面は、普通は実験者等が立ち入る場所ではないので、6mrem/h以下の設計基準線量率とした。また、原子炉室内の上部（床面高さ3m以上）は頻繁に立ち入る場所ではないので、上述した2つの中間の値、すなわち3mrem/h以下の設計基準線量率とした。

### 4. 遮蔽計算の方法

遮蔽設計計算全体のフローをFig.6に示す。遮蔽計算用の核断面積ライブラリーとしては、世界的に使用されているORNLのDLC-41C/VITAMIN-C（中性子171群、ガンマ線36群の詳細エネルギー群ライブラリー）を採用した。この核断面積を処理コードシステムAMPX-IIで使いやすい形にして、中性子・ガンマ線の結合断面積（171群+36群=207群）を作る。

次に、この207群の結合断面積を入力とし、一次元 $S_N$ 輸送計算コードANISNを用いて、中性子及びガンマ線のスペクトルを計算する。各々の物質領域の縮約断面積（中性子8群・ガンマ線7群の結合断面積）は、このスペクトルを重み関数として用いて計算する。このようにして求めた縮約断面積は、以下に示すDOT3.5及びMORSE-CGコードの入力として用いられる。

原子炉を囲む原子炉プールにおける遮蔽計算は、Fig.7に示すように、4分割にして行われる。いずれも円筒形に近似して、2次元 $S_N$ 輸送計算コードDOT3.5を用いて計算する（以下で述べるが一部ANISNコードを用いる）。炉心の周囲は、炉心を含む上部と下部とに分けて計算する。この原子炉上部の放射線束の角度束を境界線源とし、bootstrap法の繋ぎ計算により、上部遮蔽体を含む原子炉プール上部の線量率分布を求める。原子炉プール壁を含む側部方向に対しては、炉心周りの計算結果からの角度束を境界線源とし、ANISNコードで計算する。

カナルの遮蔽計算においては、Fig.2に示したように、一次冷却水配管中の $^{16}\text{N}$ を線源とする場合は、ORIGEN-79でまずガンマ線線源強度を求め、これを入力として、点減衰核積分コードQAD-CGを用いて、予め選んでおいた評価点の線量率を計算する。使用済燃料（1体）が通

過する場合は、上と同様に、線源強度はORIGEN-79コードで、線量率はQAD-CGで求める。

使用済燃料プールの遮蔽計算においては、燃料交換毎に最大の燃焼をした燃料が逐次プールに貯蔵されるとする。すなわち、放射能の高い方を、Fig. 3に示したように、プール壁側に置く。また、炉心から燃料が取り出される前に約28時間放射能の低減を待つものとする。計算は、まづORIGEN-79コードで線源強度を求め、これを入力としてQAD-CGコードで線量率を求める。

ビーム実験孔の遮蔽計算においては、Fig. 8に示すように、炉心囲りに対して適用して得られたDOT 3.5コードの計算結果からの角度束を、実験孔先端位置附近に置いて境界線源とする。そして、原子炉プール全体に対して、3次元モンテカルロ法によるMORSE-CGコードを適用して、原子炉プール壁内側の実験孔入口における、すなわち予め選んでおいた検出器位置（評価点）における線量率を計算する。次に、この評価点を境界線源とし、原子炉プール内の実験孔を含む周囲に対して円筒体系に近似し、DOT 3.5を用いて線量率分布を求める。

尚、群定数作成に用いたANISNの計算は、 $P_5$ （散乱断面積のLegendre展開次数）・ $S_{12}$ （角度分点数）で行なった。原子炉プールにおけるDOT 3.5の計算は、中性子に対しては $P_5$ 、ガンマ線に対しては $P_5$ の $S_{70}$ で行った。実験孔におけるDOT 3.5の計算は、ストリーミングが重要なので、特に散乱の前方方向に角度分点数を多く採った $S_{100}$ バイヤス・セットで行った。原子炉プール内の実験孔の計算にモンテカルロ法を適用した理由は、炉心を直視するラディアル型実験孔の解析に適用できるDOT 3.5（或いは直視法：Line-Of-Sight法）は、JRR-3改造炉におけるタンジェンシャル配置の実験孔の解析に対しては計算モデルが立て難いことに因る。

## 5. 計算結果

原子炉囲り（原子炉上部）の中性子及びガンマ線の線量率分布をFig. 9に示す。領域番号の1は炉心で、4が重水反射体で、6, 9, 10, 13は炉プール水である。プール型であるので、プールの外側では、中性子線量率は充分減衰し、ガンマ線線量率と比較すると6桁以上低い（プール壁内側附近）。したがって、原子炉プールの遮蔽においては、ガンマ線が支配的である。

原子炉プール壁内の実験孔囲りの中性子及びガンマ線の線量率分布をFig. 10に示す。図の下側が炉プール側で、図の上側が炉プール壁の外である。領域番号の1は、実験孔内のボイドで、4が中性子遮蔽体（ $B_4C$ をエポキシ樹脂で固めたもの）、5が鉛で、7がボラル板である。3は鉄パンチボール入り重コンクリートである。こゝでは、中性子よりもガンマ線の方がよく遮蔽されていることが示されている。中性子の方は補助遮蔽或いは実験設備の方で容易に遮蔽できる。

遮蔽計算結果をまとめたのがTable 2である。評価点についてはFig. 1を参照されたい。原子炉プールの上部遮蔽体は線量率を500 mrem/hから0.8 mrem/hに減衰させている（評価点①）。原子炉プール壁は、 $2 \times 10^7$  mrem/hから0.04 mrem/hに減衰させている（評価点③）。ビーム実験孔に対しては、遮蔽プラグの外に、24 cmの中性子遮蔽体を補助遮蔽として付ければ、その表面では0.06 mrem/hであり、46 cmの鉄を補助遮蔽として付ければ、同じ程度の線量率となる（評価点⑥）。

過する場合は、上と同様に、線源強度はORIGEN-79コードで、線量率はQAD-CGで求める。

使用済燃料プールの遮蔽計算においては、燃料交換毎に最大の燃焼をした燃料が逐次プールに貯蔵されるとする。すなわち、放射能の高い方を、Fig. 3に示したように、プール壁側に置く。また、炉心から燃料が取り出される前に約28時間放射能の低減を待つものとする。計算は、まづORIGEN-79コードで線源強度を求め、これを入力としてQAD-CGコードで線量率を求める。

ビーム実験孔の遮蔽計算においては、Fig. 8に示すように、炉心囲りに対して適用して得られたDOT3.5コードの計算結果からの角度束を、実験孔先端位置附近に置いて境界線源とする。そして、原子炉プール全体に対して、3次元モンテカルロ法によるMORSE-CGコードを適用して、原子炉プール壁内側の実験孔入口における、すなわち予め選んでおいた検出器位置（評価点）における線量率を計算する。次に、この評価点を境界線源とし、原子炉プール内の実験孔を含む周囲に対して円筒体系に近似し、DOT3.5を用いて線量率分布を求める。

尚、群定数作成に用いたANISNの計算は、 $P_5$ （散乱断面積のLegendre展開次数）・ $S_{12}$ （角度分点数）で行なった。原子炉プールにおけるDOT3.5の計算は、中性子に対しては $P_3$ 、ガンマ線に対しては $P_5$ のS70で行った。実験孔におけるDOT3.5の計算は、ストリーミングが重要なので、特に散乱の前方方向に角度分点数を多く採ったS100バイヤス・セットで行った。原子炉プール内の実験孔の計算にモンテカルロ法を適用した理由は、炉心を直視するラディアル型実験孔の解析に適用できるDOT3.5（或いは直視法：Line-Of-Sight法）は、JRR-3改造炉におけるタンジェンシャル配置の実験孔の解析に対しては計算モデルが立て難いことに因る。

## 5. 計算結果

原子炉囲り（原子炉上部）の中性子及びガンマ線の線量率分布をFig. 9に示す。領域番号の1は炉心で、4が重水反射体で、6, 9, 10, 13は炉プール水である。プール型であるので、プールの外側では、中性子線量率は充分減衰し、ガンマ線線量率と比較すると6桁以上低い（プール壁内側附近）。したがって、原子炉プールの遮蔽においては、ガンマ線が支配的である。

原子炉プール壁内の実験孔囲りの中性子及びガンマ線の線量率分布をFig. 10に示す。図の下側が炉プール側で、図の上側が炉プール壁の外である。領域番号の1は、実験孔内のボイドで、4が中性子遮蔽体（ $B_4C$ をエポキシ樹脂で固めたもの）、5が鉛で、7がボラル板である。3は鉄パンチボール入り重コンクリートである。こゝでは、中性子よりもガンマ線の方がよく遮蔽されていることが示されている。中性子の方は補助遮蔽或いは実験設備の方で容易に遮蔽できる。

遮蔽計算結果をまとめたのがTable 2である。評価点についてはFig. 1を参照されたい。原子炉プールの上部遮蔽体は線量率を500 mrem/hから0.8 mrem/hに減衰させている（評価点①）。原子炉プール壁は、 $2 \times 10^7$  mrem/hから0.04 mrem/hに減衰させている（評価点③）。ビーム実験孔に対しては、遮蔽プラグの外に、24 cmの中性子遮蔽体を補助遮蔽として付ければ、その表面では0.06 mrem/hであり、46 cmの鉄を補助遮蔽として付ければ、同じ程度の線量率となる（評価点⑥）。

カナル水中では、使用済燃料（1体）が水深3.2 m以下を通過するのであれば、水面線量率は0.6 mrem/h以下である（評価点④）。側壁方向の線量率は、線源が一次系配管である方が支配的である（評価点の⑦と⑧の比較）。

使用済燃料プールにおいては、使用済燃料ラックが水深4.1 m以下にあれば、水面線量率は0.6 mrem/h以下である（評価点⑤）。図3のように配置されていれば、側壁表面の線量率は、0.06 mrem/h以下である。Table 2によれば、殆んどの遮蔽計算結果が、設計基準に対し一桁程度の設計余裕を示していることがわかる。カナル壁のガイドトンネル側の壁表面の線量率は0.9 mrem/hであるが（評価点⑦）、鉄板5 cm張り付ければ線量率は、0.3 mrem/hと減る。

今後の詳細なる実施設計に伴い、小さな遮蔽欠損を伴う隙間ができるのを考慮して、上記程度の設計余裕は必要であろう。その隙間を設けるにしても、その形状、大きさに応じて、詰め物或いはオフセット構造にして、遮蔽欠損をできるだけ少なくしなければならない。

## 6. あ と が き

JRR-3改造炉の遮蔽設計は、今後実施設計の進捗と共に本格的になるとと思われる。現在実施設計を迎える直前であり、遮蔽設計全体をレビューする時期であろうと思うので、こゝにまとめた。

現在までの遮蔽設計の詳細について、逐次まとめていくつもりであるが、“原子炉本体の遮蔽”については近いうちに公刊される<sup>3)</sup>。その後は“ビーム実験孔の遮蔽”、“中性子導管の炉物理と遮蔽”、“冷却系機器の遮蔽”等を予定している。

## 謝 辞

遮蔽設計に関するハード側の設計を担当された、一色正彦、谷政則、石仙繁（以上、研究炉管理部）、加藤安久（当時外来研究員、現在日本鋼管（株））及び草稿をレビューし有益なコメントを下された二村嘉明研究炉管理部次長、の諸氏に深遠なる謝意を表わします。

## 文 献

- 1) 日本原子力学会：“昭和60年日本原子力学会年会要旨集”，1985年3月
- 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

カナル水中では、使用済燃料（1体）が水深 3.2 m以下を通過するのであれば、水面線量率は 0.6 mrem/h以下である（評価点④）。側壁方向の線量率は、線源が一次系配管である方が支配的である（評価点の⑦と⑧の比較）。

使用済燃料プールにおいては、使用済燃料ラックが水深 4.1 m以下にあれば、水面線量率は 0.6 mrem/h以下である（評価点⑤）。図 3 のように配置されていれば、側壁表面の線量率は、0.06 mrem/h以下である。Table 2によれば、殆んどの遮蔽計算結果が、設計基準に対し一桁程度の設計余裕を示していることがわかる。カナル壁のガイドトンネル側の壁表面の線量率は 0.9 mrem/hであるが（評価点⑦）、鉄板 5 cm張り付ければ線量率は、0.3 mrem/hと減る。

今後の詳細なる実施設計に伴い、小さな遮蔽欠損を伴う隙間ができるのを考慮して、上記程度の設計余裕は必要であろう。その隙間を設けるにしても、その形状、大きさに応じて、詰め物或いはオフセット構造にして、遮蔽欠損をできるだけ少なくしなければならない。

## 6. あ と が き

JRR-3改造炉の遮蔽設計は、今後実施設計の進捗と共に本格的になるとと思われる。現在実施設計を迎える直前であり、遮蔽設計全体をレビューする時期であろうと思うので、こゝにまとめた。

現在までの遮蔽設計の詳細について、逐次まとめていくつもりであるが、“原子炉本体の遮蔽”については近いうちに公刊される<sup>3)</sup>。その後は“ビーム実験孔の遮蔽”、“中性子導管の炉物理と遮蔽”、“冷却系機器の遮蔽”等を予定している。

## 謝 辞

遮蔽設計に関するハード側の設計を担当された、一色正彦、谷政則、石仙繁（以上、研究炉管理部）、加藤安久（当時外来研究員、現在日本鋼管（株））及び草稿をレビューし有益なコメントを下された二村嘉明研究炉管理部次長、の諸氏に深遠なる謝意を表わします。

## 文 献

- 1) 日本原子力学会：“昭和60年日本原子力学会年会要旨集,” 1985年3月
- 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

カナル水中では、使用済燃料（1体）が水深3.2 m以下を通過するのであれば、水面線量率は0.6 mrem/h以下である（評価点④）。側壁方向の線量率は、線源が一次系配管である方が支配的である（評価点の⑦と⑧の比較）。

使用済燃料プールにおいては、使用済燃料ラックが水深4.1 m以下にあれば、水面線量率は0.6 mrem/h以下である（評価点⑤）。図3のように配置されていれば、側壁表面の線量率は、0.06 mrem/h以下である。Table 2によれば、殆どどの遮蔽計算結果が、設計基準に対し一桁程度の設計余裕を示していることがわかる。カナル壁のガイドトンネル側の壁表面の線量率は0.9 mrem/hであるが（評価点⑦）、鉄板5 cm張り付ければ線量率は、0.3 mrem/hと減る。

今後の詳細なる実施設計に伴い、小さな遮蔽欠損を伴う隙間ができるのを考慮して、上記程度の設計余裕は必要であろう。その隙間を設けるにしても、その形状、大きさに応じて、詰め物或いはオフセット構造にして、遮蔽欠損をできるだけ少なくしなければならない。

## 6. あ と が き

JRR-3改造炉の遮蔽設計は、今後実施設計の進捗と共に本格的になると思われる。現在実施設計を迎える直前であり、遮蔽設計全体をレビューする時期であろうと思うので、こゝにまとめた。

現在までの遮蔽設計の詳細について、逐次まとめていくつもりであるが、“原子炉本体の遮蔽”については近いうちに公刊される<sup>3)</sup>。その後は“ビーム実験孔の遮蔽”、“中性子導管の炉物理と遮蔽”、“冷却系機器の遮蔽”等を予定している。

## 謝 辞

遮蔽設計に関するハード側の設計を担当された、一色正彦、谷政則、石仙繁（以上、研究炉管理部）、加藤安久（当時外来研究員、現在日本鋼管（株））及び草稿をレビューし有益なコメントを下された二村嘉明研究炉管理部次長、の諸氏に深遠なる謝意を表わします。

## 文 献

- 1) 日本原子力学会：“昭和60年日本原子力学会年会要旨集,” 1985年3月
- 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

カナル水中では、使用済燃料（1体）が水深3.2 m以下を通過するのであれば、水面線量率は0.6 mrem/h以下である（評価点④）。側壁方向の線量率は、線源が一次系配管である方が支配的である（評価点の⑦と⑧の比較）。

使用済燃料プールにおいては、使用済燃料ラックが水深4.1 m以下にあれば、水面線量率は0.6 mrem/h以下である（評価点⑤）。図3のように配置されていれば、側壁表面の線量率は、0.06 mrem/h以下である。Table 2によれば、殆どどの遮蔽計算結果が、設計基準に対し一桁程度の設計余裕を示していることがわかる。カナル壁のガイドトンネル側の壁表面の線量率は0.9 mrem/hであるが（評価点⑦）、鉄板5 cm張り付ければ線量率は、0.3 mrem/hと減る。

今後の詳細なる実施設計に伴い、小さな遮蔽欠損を伴う隙間ができるのを考慮して、上記程度の設計余裕は必要であろう。その隙間を設けるにしても、その形状、大きさに応じて、詰め物或いはオフセット構造にして、遮蔽欠損をできるだけ少なくしなければならない。

## 6. あ と が き

JRR-3改造炉の遮蔽設計は、今後実施設計の進捗と共に本格的になるとと思われる。現在実施設計を迎える直前であり、遮蔽設計全体をレビューする時期であろうと思うので、こゝにまとめた。

現在までの遮蔽設計の詳細について、逐次まとめていくつもりであるが、“原子炉本体の遮蔽”については近いうちに公刊される<sup>3)</sup>。その後は“ビーム実験孔の遮蔽”、“中性子導管の炉物理と遮蔽”、“冷却系機器の遮蔽”等を予定している。

## 謝 辞

遮蔽設計に関するハード側の設計を担当された、一色正彦、谷政則、石仙繁（以上、研究炉管理部）、加藤安久（当時外来研究員、現在日本鋼管（株））及び草稿をレビューし有益なコメントを下された二村嘉明研究炉管理部次長、の諸氏に深遠なる謝意を表わします。

## 文 献

- 1) 日本原子力学会：“昭和60年日本原子力学会年会要旨集,” 1985年3月
- 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) 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: “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)
- 4) 伊勢武治, 丸尾毅, 宮坂靖彦, 成田秀雄: “昭和59年日本原子力学会秋の分科会要旨集,” D 49, 1984年10月

Table 1 Publication list presented to the 1985 Annual Meeting of the Atomic Energy Society of Japan on design of the upgraded JRR-3 research reactor <sup>1)</sup>

A 1	Mockup and welding tests of the heavy water tank of the upgraded JRR-3 research reactor
A 2	Mockup tests on the dismantling of the old JRR-3 research reactor
A40	Detailed design of the upgraded JRR-3 reactor (1) Summary of the upgraded JRR-3 research reactor
A41	idem, (2) Design of the reactor
A42	idem, (3) Design of the experimental facilities
A43	idem, (4) Dismantling of the old JRR-3 reactor
A44	idem, (5) Safety design of the reactor
A45	idem, (6) Nuclear design of the reactor
A46	idem, (7) Thermal-hydraulic design of the reactor
A47	idem, (8) Shielding design of the reactor
B12	Analyses of neutron gain for design of neutron guide tubes on the upgraded JRR-3 reactor
D29	Accidental analyses of the upgraded JRR-3 reactor by the THYDE-W code
D30	Evaluation of the activities released out of the upgraded JRR-3 reactor at the hypothetical accident
E58	Kinetic analyses for design of the reactivity control system of the upgraded JRR-3 reactor
E59	Endurance tests of the control rod drive mechanism of the upgraded JRR-3 reactor
F15	Coolant flow tests in the core for design of the upgraded JRR-3 reactor
F16	Forced conveyance flow test for thermal-hydraulic design of the upgraded JRR-3 reactor — transmission from the one-phase thermal conveyance under forced flow to the boiling thermal conveyance under subcooling —
F17	Tests of DNB thermal flux for design of thermal-hydraulic design of the upgraded JRR-3 reactor
K33	Design of the fuel assembly of the upgraded JRR-3 reactor (20% E.U., UAlx-Al dispersion-alloyed, plate-typed fuel)

Table 2 Comparison of the calculational results and the shielding design criteria

(mrem/h)

Evaluation point *)	Calculational results	Design criteria	Additional description
1	0.78	$\leq 6$	at the center; 500 on the surface of the pool water
2	0.2	$\leq 3$	
3	0.04	$\leq 0.6$	$2 \times 10^7$ on the inner surface of the pool wall
4	0.6	$\leq 6$	a spent fuel sites below 3.2m deep
5	0.6	$\leq 6$	128 spent fuels site below 4.1m deep
6	0.06	$\leq 0.6$	auxiliary shield : neutron absorber 24cm thick or iron 46cm thick
7	0.9	$\leq 3$	due to the primary coolant water
8	0.009	$\leq 0.6$	due to a spent fuel
9	0.06	$\leq 0.6$	

\*) See Fig. 1

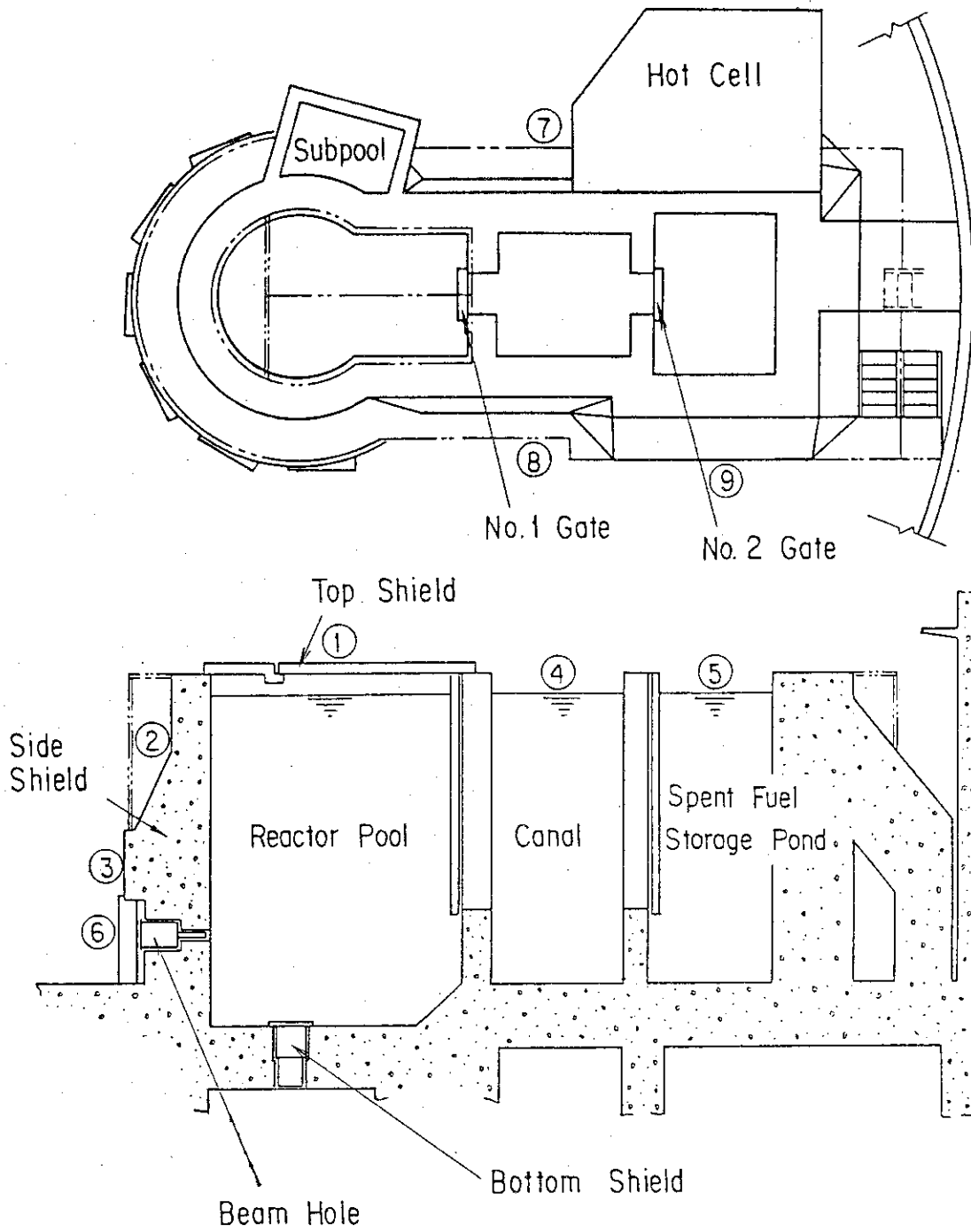
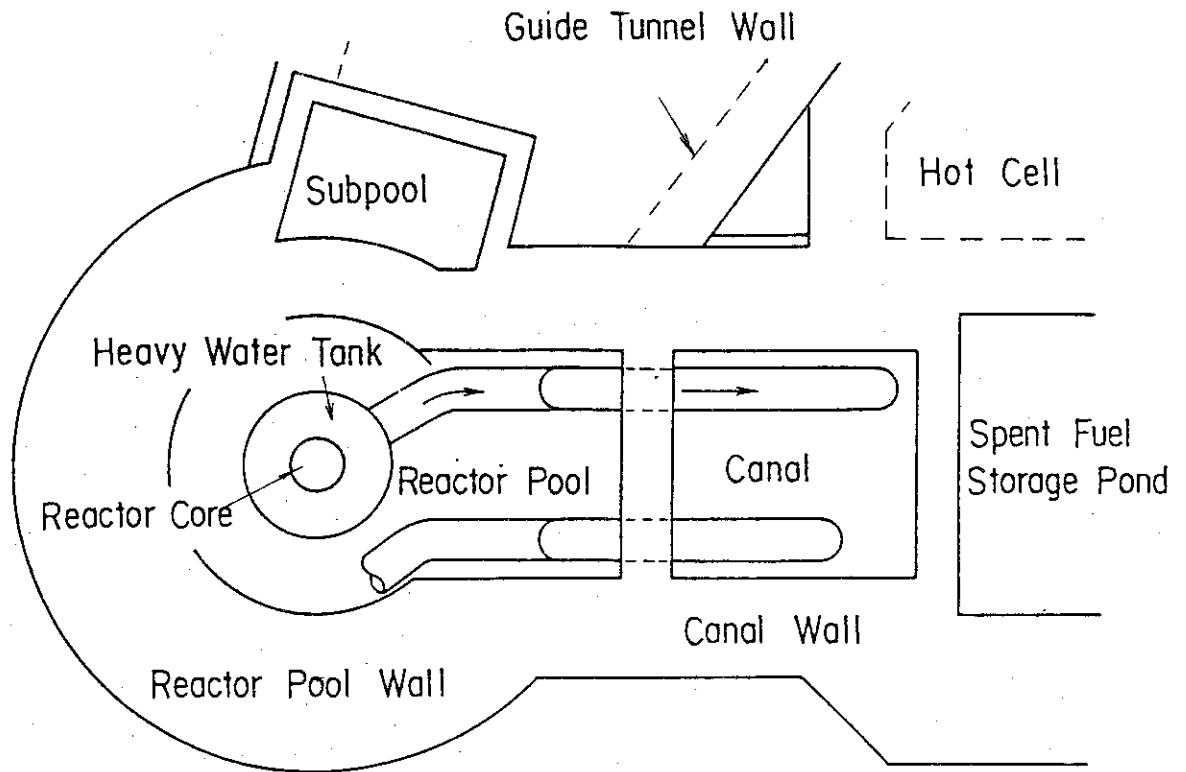
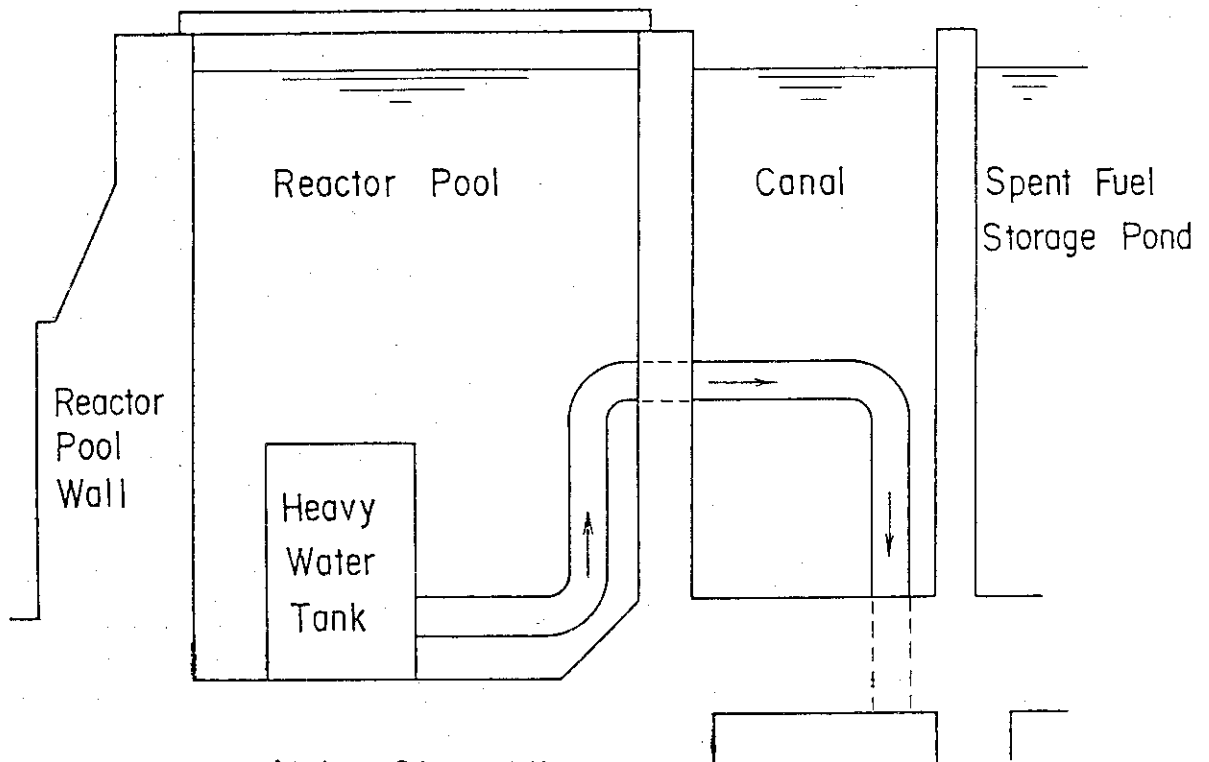


Fig. 1 Reactor pool (The numbers in circles show the evaluation points, listed in the Table 2)



(a) Plan View



(b) Side View

Fig. 2 Canal

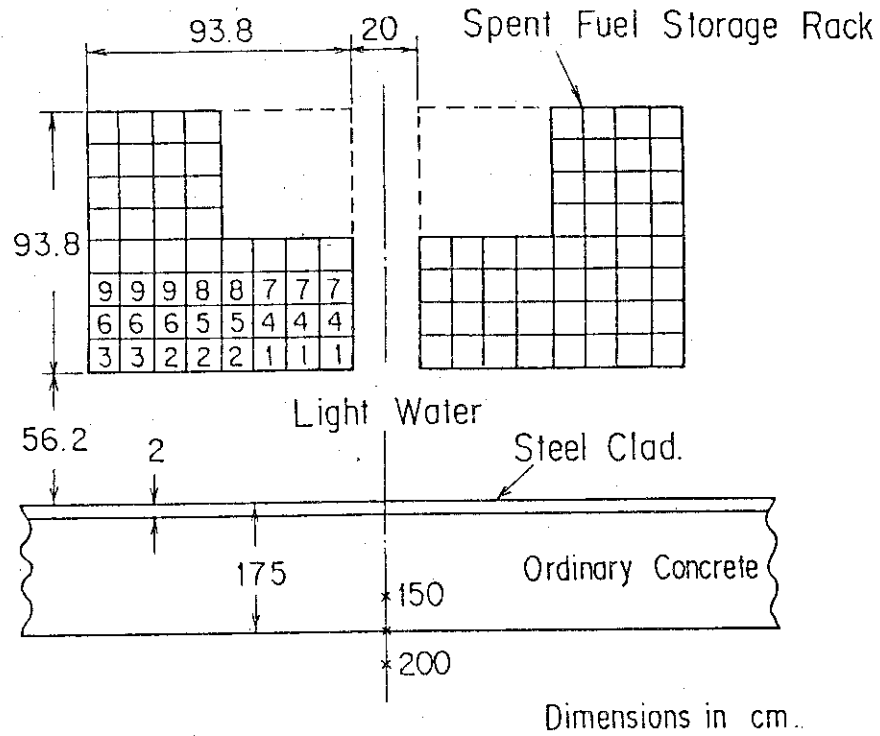


Fig. 3 Spent fuel storage pond

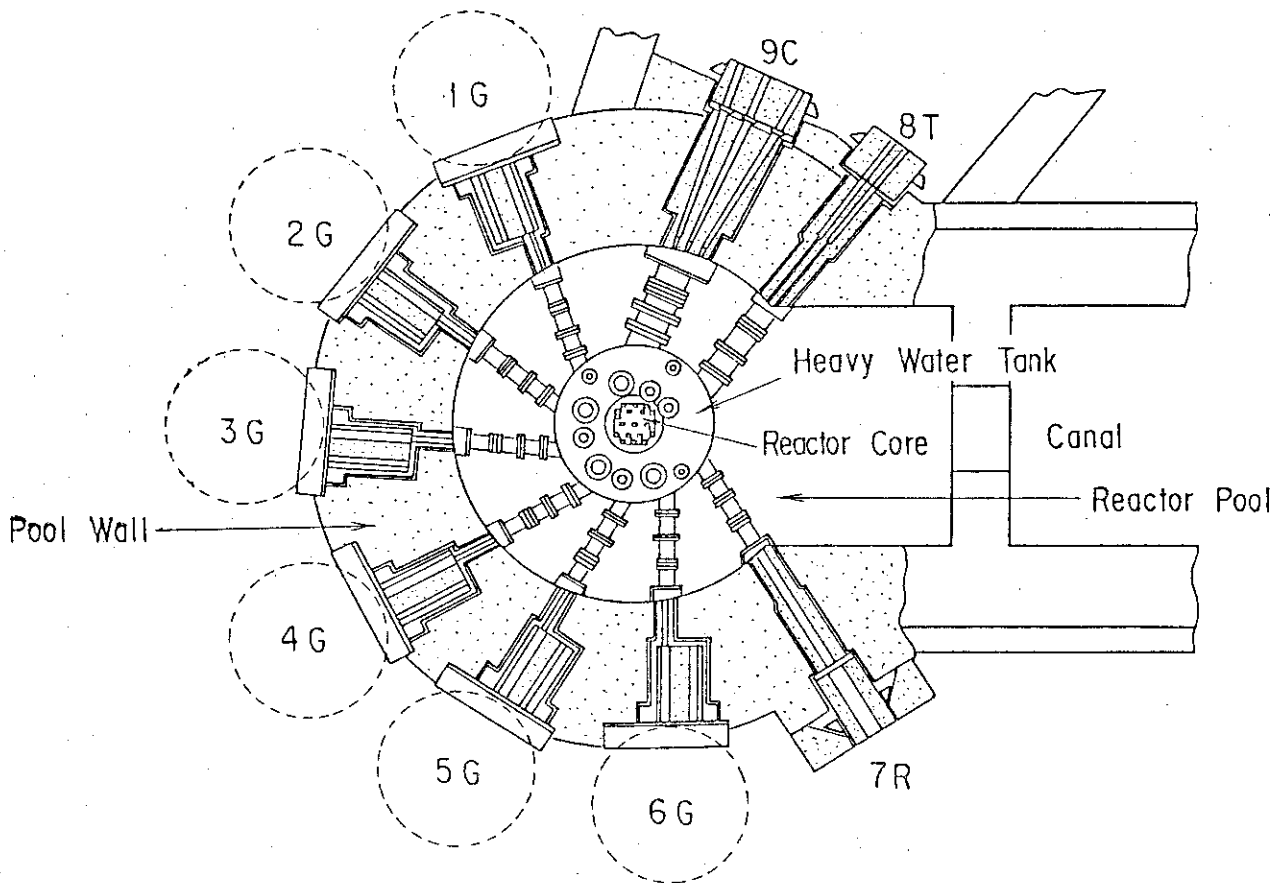
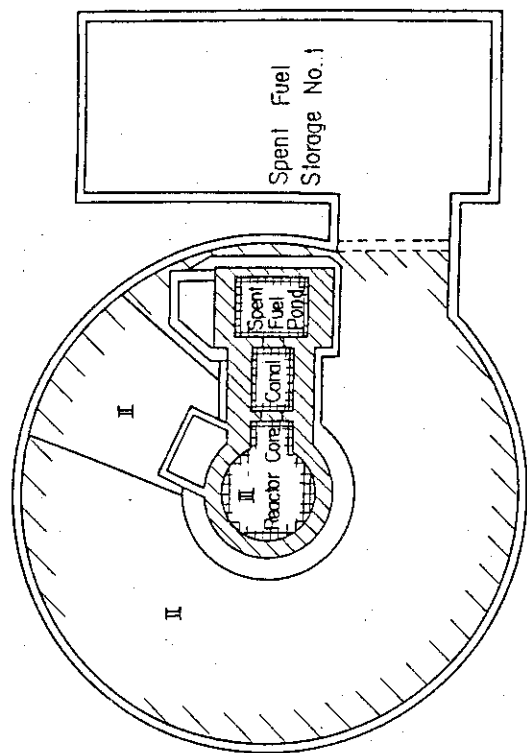
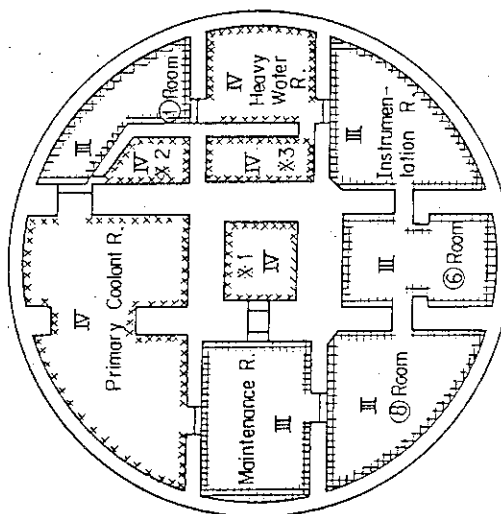


Fig. 4 Neutron beam holes

- 1G~6G : Standard beam hole;
- 7R : Beam hole for neutron radiography;
- 8T : Beam hole for thermal neutron guide tubes;
- 9C : Beam hole for cold neutron guide tubes

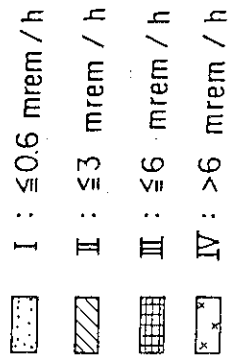


(a) Ground Floor



(c) Underground Rooms

(b) Over Reactor Pool



- \* 1: Subpile R.
- \* 2: Decay Tank R.
- \* 3: Subcanal R.

Fig. 5 Shielding design criteria

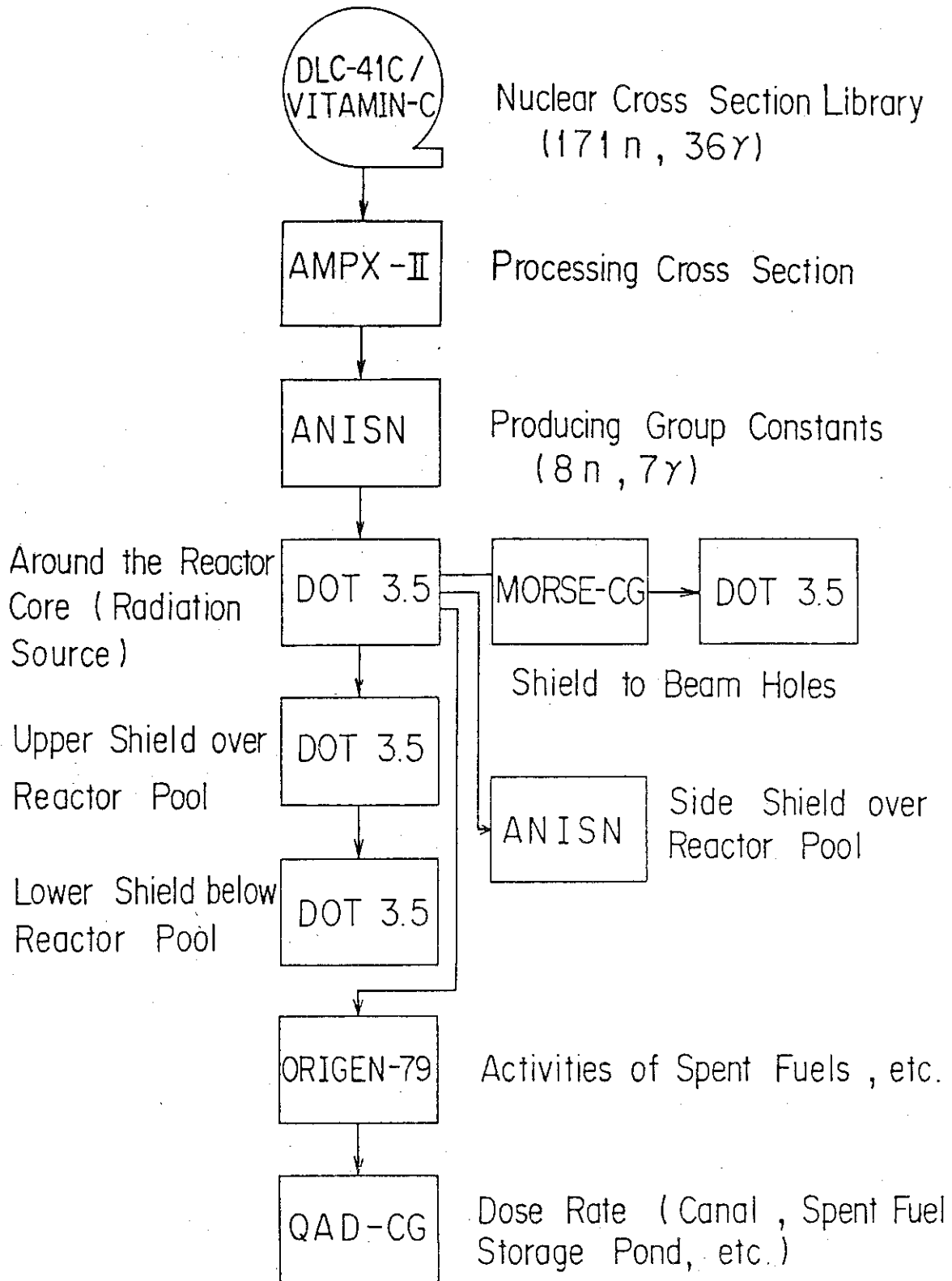


Fig. 6 Flow diagram of the calculational procedures



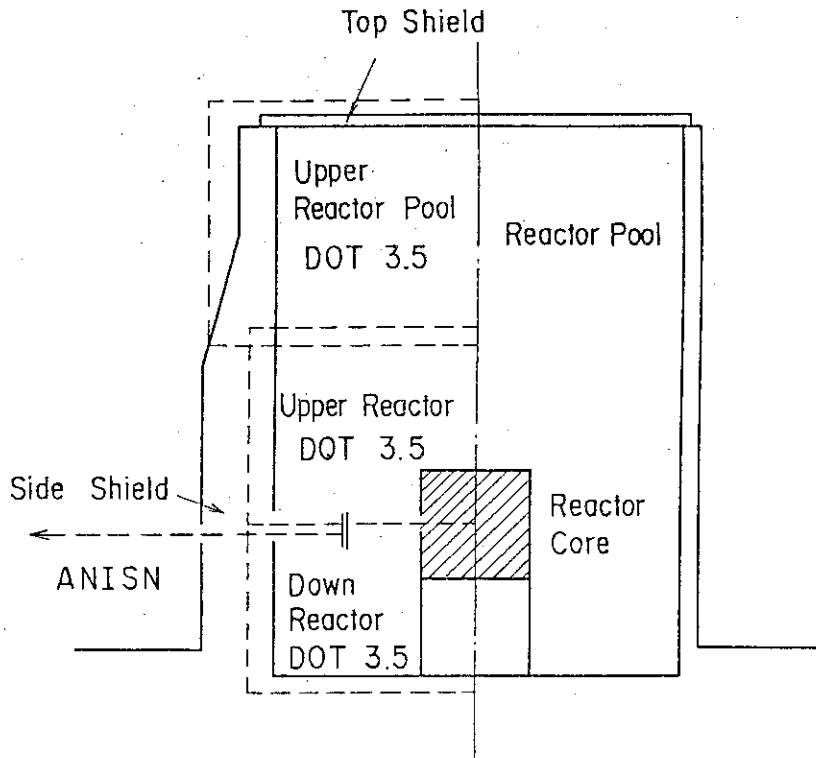


Fig. 7 Calculational procedures of the reactor pool

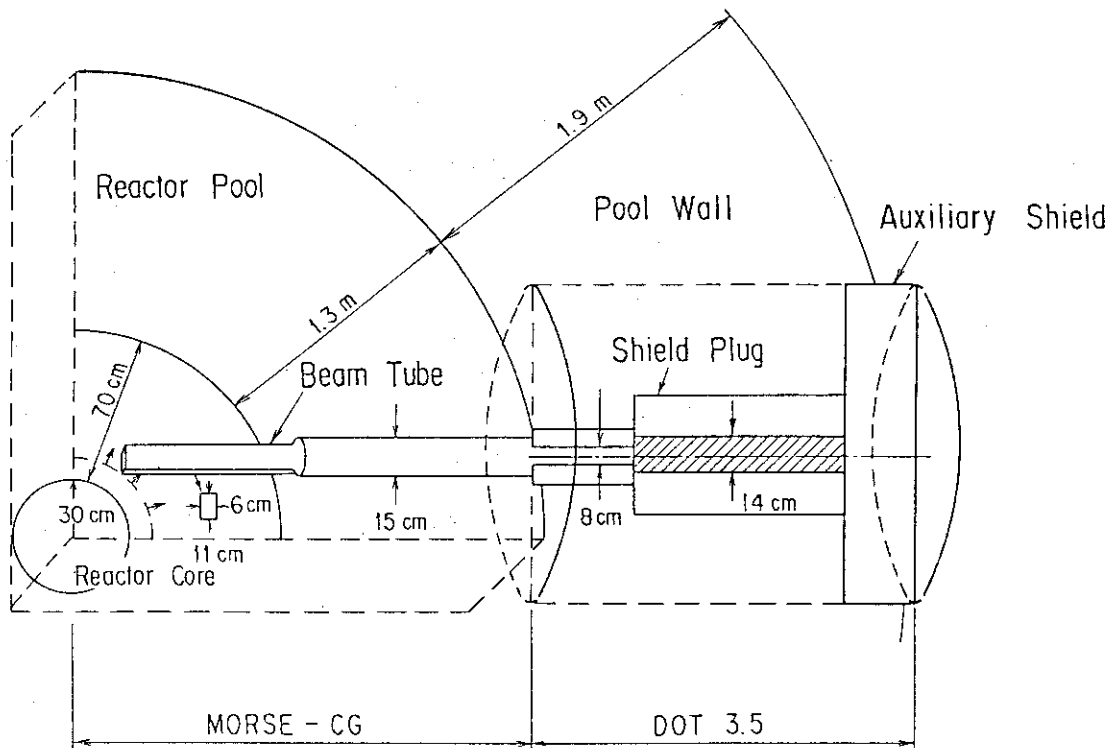


Fig. 8 Calculational procedures of the standard beam hole

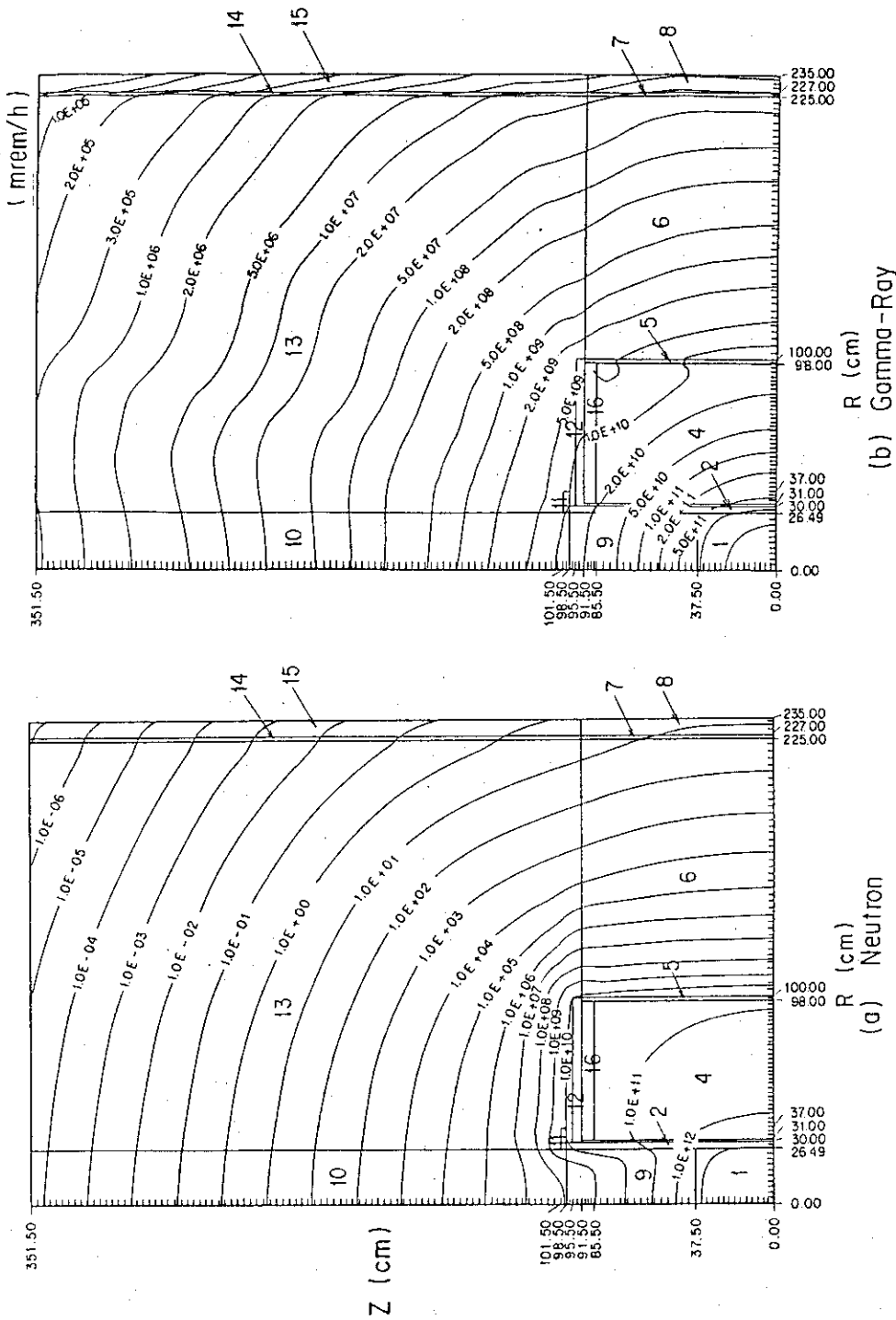


Fig. 9 Dose rates contour map in the reactor pool

- 1: Reactor core ; 2: Beryllium reflector ;
- 3, 5, 12: Heavy water tank (aluminum alloy) ;
- 4: Heavy water reflector ; 6, 9, 10, 13: Reactor pool water ; 7, 14: Steel clad liner ;
- 8, 15: Heavy concrete (specific gravity of 3.5)
- 11: Holder of beryllium reflector ; 16: Blanket helium gas

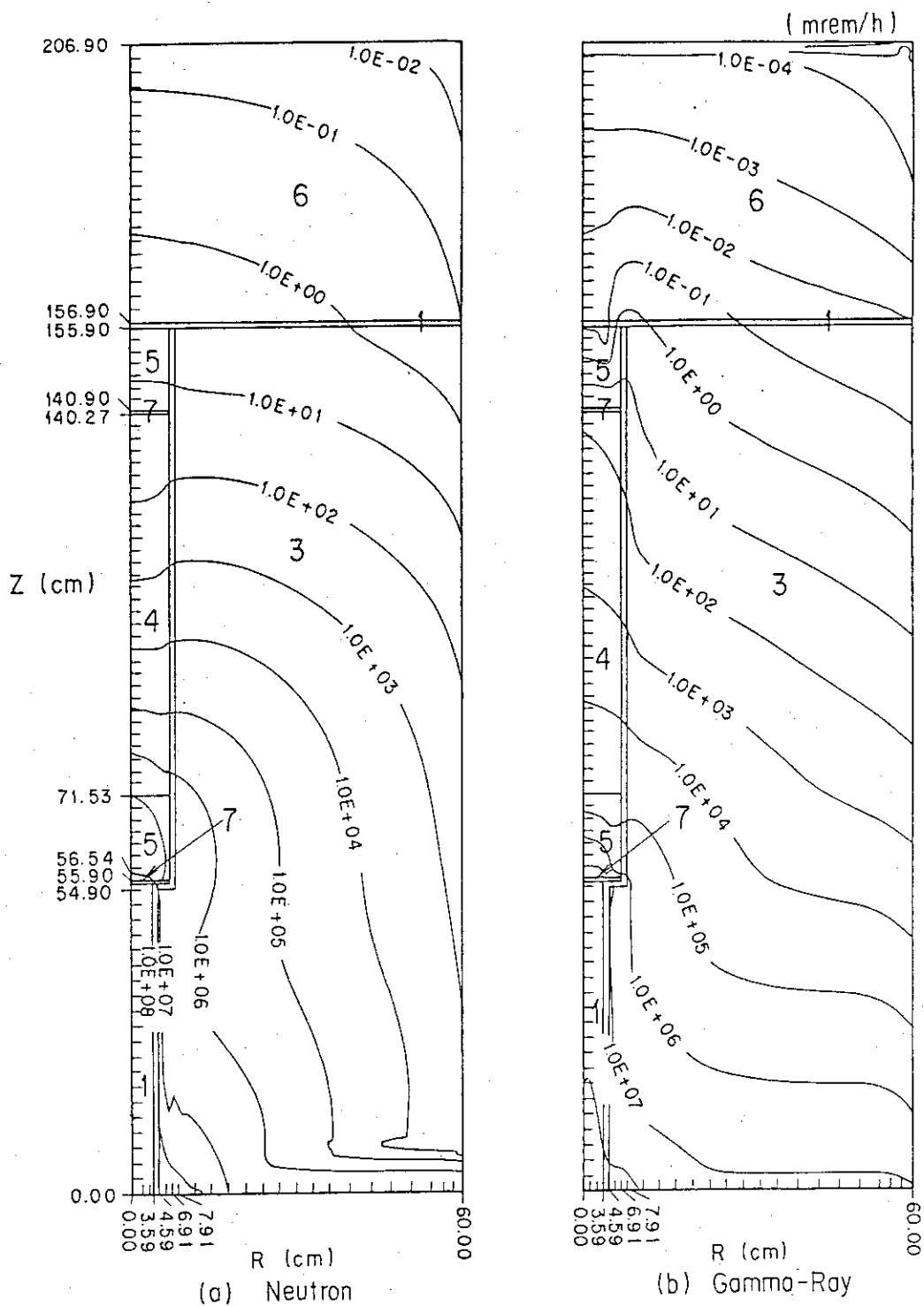


Fig. 10 Dose rates contour map around the shield plug of the beam hole

- 1: Voids ; 2: Aluminum alloy ; 3: Iron-aggregated concrete (specific gravity of 5) ;
- 4: Neutron shielder (boron-containing epoxy resin) ; 5: Lead ; 6: Iron ; 7: Boral sheet