

JAERI-M

86-153

JRR-3 改造炉の遮蔽解析手法の評価

〔エネルギー群数・空間メッシュ数・角度
分点数・ブートストラップ繋ぎ巾・遮蔽
材の減衰曲線・線源〕

1986年11月

伊勢 武治・丸尾 育・梅田 健太郎*

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

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。
入手の問合せは、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, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 山田軽印刷所

JRR-3 改造炉の遮蔽解析手法の評価

〔エネルギー群数・空間メッシュ数
角度分点数・ブートストラップ繋
ぎ巾・遮蔽材の減衰曲線・線源〕

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・梅田 健太郎

(1986年9月30日受理)

JRR-3 改造炉の遮蔽解析手法で採用されている各種の解析パラメータを数値的に評価した。評価対象は、 S_N 法におけるエネルギー群数、空間メッシュ数、角度分点数、ブートストラップ繋ぎ巾、及び線源である。また遮蔽材の減衰曲線を求めた。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

+ 研究炉管理部

* ニュクリア・データ（株）

Numerical Evaluation of Shielding Analysing Procedures
for the Upgraded JRR-3 Research Reactors

[Number of Energy Groups, Number of Spatial Meshes,
Number of Angular Quadratures, Bootstraps' Width,
Attenuation Curve of Shielding Materials, Radiation Source]

Takeharu ISE, Takeshi MARUO⁺ and Kentaro UMEDA^{*}

Tokai Research Establishment,
Japan Atomic Energy Research Institute

(Research September 30, 1986)

Description is about the numerical evaluation of the analytical parameters in the shielding analysing procedures for the upgraded JRR-3 research reactor: number of energy groups, number of spatial meshes, number of angular quadratures and the bootstraps' width used in S_N calculations; dose rate attenuation curves; and radiation source.

Keywords: Shielding Calculational Procedure, Evaluation, Energy Group, Spatial Mesh, Angular Quadrature, Bootstraps, Attenuation, Radiation Source, Upgraded JRR-3, Research Reactor.

+ Department of Research Reactor Operation

* Nuclear Data Co.

目 次

1. はじめに	1
2. 計算手法	1
2.1 詳細エネルギー群断面積の作成	1
2.2 ANISNコードによる各種パラメータの検討	2
2.2.1 エネルギー群数が線量率に及ぼす影響	2
2.2.2 空間メッシュ数が線量率に及ぼす影響	3
2.2.3 角度分点数が線量率に及ぼす影響	3
2.2.4 遮蔽材の線量率減衰曲線作成	3
2.3 ブートストラップ巾が線量率に及ぼす影響	3
2.4 線源評価	4
3. 結果と検討	35
3.1 エネルギー群数が線量率に及ぼす影響	35
3.2 空間メッシュ数が線量率に及ぼす影響	36
3.3 角度分点数が線量率に及ぼす影響	36
3.4 遮蔽材の線量率減衰曲線	37
3.5 ブートストラップ巾が線量率に及ぼす影響	37
3.6 線源評価	37
3.7 まとめ	38
4. あとがき	98
謝 辞	98
参考文献	98

Contents

1. Introduction	1
2. Calculational Procedures	1
2.1 Production of the Fine Group Constants	1
2.2 Evaluation of Analysing Procedures Using ANISN Code	2
2.2.1 Effects of the Number of Energy Groups on Dose Rates ..	2
2.2.2 Effects of the Number of Spatial Meshes on Dose Rates ..	3
2.2.3 Effects of the Number of Angular Quadratures on Dose Rates	3
2.2.4 Production of Dose Rate Attenuation Curve for Shielding Materials	3
2.3 Effects of the Bootstraps' Width on Dose Rates	3
2.4 Radiation Source	4
3. Calculated Results and Discussions	35
3.1 Effects of the Number of Energy Groups on Dose Rates	35
3.2 Effects of the Number of Spatial Meshes on Dose Rates	36
3.3 Effects of the Number of Angular Quadratures on Dose Rates ..	36
3.4 Production of Dose Rate Attenuation Curve for Shielding Materials	37
3.5 Effects of the Bootstraps' Width on Dose Rates	37
3.6 Radiation Source	37
3.7 Summary	38
4. Conclusions	98
Acknowledgements	98
References	98

1. はじめに

大型電子計算機の発達に伴い、放射線遮蔽解析法の主流は、従来の簡易公式計算や除去拡散方法に替わって Boltzmann 輸送方程式の数値解法、すなわち、 S_N 法が定着するようになってきた。¹⁾ この方法は空間、角度、及びエネルギーを離散化して計算するので、計算機容量も膨大であり、且つ計算時間もかかることが多い。そこで実際にこの方法を用いるときは、予めこれらの離散化パラメータを何らかの方法で決め、次に本格的に計算するのが常套手段である。

ここでは、これらの離散化パラメータ、すなわち、空間メッシュ数、角度分点数、及びエネルギー群数が線量率に与える影響について、ANISN コードを用いて検討する。また、2 次元輸送計算になると、その計算機容量が不足してくるので、繋ぎ計算法(bootstraps 法)によって大きな体系を解く。この繋ぎ計算における重ね巾の検討は DOT 3.5 コードを用いて行う。

遮蔽計算或いは遮蔽設計においては、いろいろな遮蔽材の遮蔽能力、すなわち線量率減衰曲線を予め知っておれば、作業の遂行上も効率的であり、また正確である。この減衰曲線を ANISN コードを用いて求め图形化しておく。

遮蔽解析の最初に行うのは線源分布の決定である。これは核計算のカテゴリーであるが、ここでは代表的な 2 次元輸送計算コード TWOTRAN (この遮蔽解析ではこのコードを用いた) の結果と、有限要素法に基づく 3 次元拡散計算コード FEM-BABEL の結果とを比較する。

2. 計算手法

2.1 詳細エネルギー群断面積の作成

次章以降で行う計算の準備のために、中性子 171 群・ガンマ線 36 群(以下、171n, 36γ と略称)からなる結合巨視的断面積(207 群)ライブラリーを作成する。この 207 群巨視的断面積ライブラリーの作成フローを Fig. 2.1 に示す。

この断面積ライブラリーは、中性子 171 群・ガンマ線 36 群からなる 207 群微視的断面積ライブラリーである DLC-41C/VITAMIN-C²⁾(エネルギー構造は、中性子については Table 2.1、ガンマ線については Table 2.2 に示す)マスターライブラリーから、断面積処理コードシステムの AMPX-II(AJAX, BONAMI, CHOX, NITAWL, ICE-II, 等のコードからなる)³⁾を用いて作成される。作られた巨視的断面積ライブラリーは、中性子の Legendre 展開次数が P_3 、ガンマ線のそれが P_5 であり、以下の手順で作成される。

- (1) AJAX コードを用いて [n, n] マスターライブラリーから、各核種の微視的断面積を選択してくる。また BONAMI コードを用いて Bondarenko 自己遮蔽因子を考慮した核断面積ライブラリー(master interface formatted library)を作成する。

1. はじめに

大型電子計算機の発達に伴い、放射線遮蔽解析法の主流は、従来の簡易公式計算や除去拡散方¹⁾法に替わって Boltzmann 輸送方程式の数値解法、すなわち、S_N法が定着するようになってきた。この方法は空間、角度、及びエネルギーを離散化して計算するので、計算機容量も膨大であり、且つ計算時間もかかることが多い。そこで実際にこの方法を用いるときは、予めこれらの離散化パラメータを何らかの方法で決め、次に本格的に計算するのが常套手段である。

ここでは、これらの離散化パラメータ、すなわち、空間メッシュ数、角度分点数、及びエネルギー群数が線量率に与える影響について、ANISN コードを用いて検討する。また、2 次元輸送計算になると、その計算機容量が不足してくるので、繋ぎ計算法(bootstraps 法)によって大きな体系を解く。この繋ぎ計算における重ね巾の検討は DOT 3.5 コードを用いて行う。

遮蔽計算或いは遮蔽設計においては、いろいろな遮蔽材の遮蔽能力、すなわち線量率減衰曲線を予め知っておれば、作業の遂行上も効率的であり、また正確である。この減衰曲線を ANISN コードを用いて求め図形化しておく。

遮蔽解析の最初に行うのは線源分布の決定である。これは核計算のカテゴリーであるが、ここでは代表的な 2 次元輸送計算コード TWOTRAN (この遮蔽解析ではこのコードを用いた) の結果と、有限要素法に基づく 3 次元拡散計算コード FEM-BABEL の結果とを比較する。

2. 計算手法

2.1 詳細エネルギー群断面積の作成

次章以降で行う計算の準備のために、中性子 171 群・ガンマ線 36 群（以下、171n, 36γ と略称）からなる結合巨視的断面積（207 群）ライブラリーを作成する。この 207 群巨視的断面積ライブラリーの作成フローを Fig. 2.1 に示す。

この断面積ライブラリーは、中性子 171 群・ガンマ線 36 群からなる 207 群微視的断面積ライブラリーである DLC-41C/VITAMIN-C²⁾（エネルギー構造は、中性子については Table 2.1、ガンマ線については Table 2.2 に示す）マスターライブラリーから、断面積処理コードシステムの AMPX-II (AJAX, BONAMI, CHOX, NITAWL, ICE-II, 等のコードからなる) を用いて作成される。作られた巨視的断面積ライブラリーは、中性子の Legendre 展開次数が P₃、ガンマ線のそれが P₅ であり、以下のようない手順で作成される。

- (1) AJAX コードを用いて [n, n] マスターライブラリーから、各核種の微視的断面積を選択してくる。また BONAMI コードを用いて Bondarenko 自己遮蔽因子を考慮した核断面積ライブラリー (master interface formatted library) を作成する。

- (2) CHOX コードを用いて $[n, \gamma]$ 及び $[\gamma, \gamma]$ マスターライブラリーから、各核種の微視的断面積を選択してくる。(1)の結果と結合させて $[n + \gamma]$ 結合ライブラリー ($[n + \gamma]$ combined library) を作成する。
- (3) NITAWL コードを用いて(2)で作成された $[n + \gamma]$ 結合ライブラリーを、ICE-II コード入力用の working interface formatted library を作る。また ICE-II コードを用いて、中性子散乱断面積が P_3 展開ガソマ線散乱断面積が P_5 の ANISN 形式巨視的断面積ライブラリー (ANISN formatted macroscopic cross section library) を作成する。⁴⁾
- (4) 材質毎の巨視的断面積を TAPEMAKER コードで編集・作成するため、ALTER コード^{*}を用いて ANISN 形式ライブラリーを RADHEAT 形式ライブラリーに変換する。

TAPEMAKER コードで作成された材質毎の巨視的断面積 (material organized format) は、ANISN コードによる縮約群定数作成を効率的に行うため、RTOG コード^{**}を用いて、エネルギー群毎の巨視的断面積 (group - organized format) を作成する。

最後に群定数作成のとき材質の原子数密度について述べる。この原子炉 (JRR-3 改造炉)⁶⁾ の鳥瞰図を Fig. 2.2 に、解析用の断面図を Fig. 2.3 に、各領域の材質を Table 2.3 に示す。⁷⁾

遮蔽解析における体系 (Fig. 2.3) に対する材質の組成とその原子数密度は Table 2.4 に、線量率減衰曲線を作成するための遮蔽材質の組成とその原子数密度は、Table 2.5 に示す。

2.2 ANISN コードによる各種パラメータの検討

ここで ANISN 計算では、共通の計算条件としては、特に断わらない限り、散乱断面積は中性子 P_3 ・ガソマ線 P_5 、角度分点数は S_8 、内側反復数は 120、外側反復数は 1、収束判定因子は 0.0001、及び体系は球である。

2.2.1 エネルギー群数が線量率に及ぼす影響

ここでの計算体系としては、Fig. 2.4 に示したように、炉心を囲む体系のうち径方向 1 次元のものを適用する。空間メッシュ数は 184、角度分点数は S_8 である。エネルギー群数は中性子 8 群・ガソマ線 7 群の 15 群構造 ($8 n \cdot 7 \gamma$ と略称) を標準とする。比較のために、中性子エネルギーを更に詳細化した 19 群構造 ($12 n \cdot 7 \gamma$) 及びガソマ線エネルギーを更に詳細化した 12 群構造 ($8 n \cdot 4 \gamma$) を採用する。

これらの縮約群定数は、まづ第 2.1 章で述べた方法で詳細群の群定数が作られ、この詳細群に対して ANISN 計算を行って空間・エネルギー依存のスペクトル求め、このスペクトルを重み関数として縮約群定数を求める。この計算フローを Fig. 2.5 に示す。このスペクトルを図形プロットするには、ANISN PLOT⁵⁾ を用いた。群構造については Table 2.6 に示す。

これら縮約群定数を用いて、縮約群に対する ANISN 計算を行って線量率を求めるが、この計算の際用いた中性子・ガソマ線核分裂スペクトルを Table 2.7 に、DOSE コード³⁾ で求めた線量

*) material organized format から RADHEAT format へ、フォーマット交換するプログラムである。

**) TAPEMAKER の結果を group-independent format へ交換するプログラムである。

率変換係数を Table 2.8 に示す。

2.2.2 空間メッシュ数が線量率に及ぼす影響

標準ケース (standard meshes) としては、空間メッシュ数が140のものを用いるが、この空間メッシュ巾は、前章で計算で求めた群定数 ($8n \cdot 7\gamma$) から、中性子第3群の Σ_t (cm^{-1}) から平均自由行程 (mean free path : $\lambda = \Sigma_t^{-1}$) を求め、2分の1 λ ないしは λ を基準として決めた。この平均自由行程を Table 2.9 に示す。

比較のために、より詳細なメッシュ数 (fine mesh) として 224、より粗いメッシュ数 (coarse mesh) として 96 を採用する。これらの計算モデルを Fig. 2.6 に示す。

2.2.3 角度分点数が線量率に及ぼす影響

標準の角度分点数 (standard) としては S_8 、更に詳細なものとして、 S_{12} 及び S_{16} を採用した。この角度分点データ (quadrature set) を Table 2.10 に示す。

2.2.4 遮蔽材の線量率減衰曲線作成

ここでは種々の遮蔽材に対する線量率減衰曲線を ANISN 計算で求める。これらの遮蔽材は Fig. 2.7 に示すように、原子炉プール壁の位置におくこととする。ANISN 計算は詳細群 ($171n \cdot 36\gamma$)、すなわち VITAMIN-C のエネルギー構造そのまで行い、計算結果はエネルギーについて積分し、空間依存性について議論する。線量率空間分布を $D(r)$ とすると、

$$D(r) = \int D(E) \phi(r, E) dE$$

で与えられる。ここに $D(E)$ は線量率変換係数であり、Table 2.11 (中性子) 及び Table 2.11 (ガンマ線) で与えられる。 $\phi(r, E)$ は、放射線束で ANISN 計算の結果である。

減衰曲線作成用の遮蔽材は、最もよく使われるものとして、

- a. 軽水 (H_2O)
- b. 重水 (D_2O)
- c. 普通コンクリート (密度 g/cm^3 : 2.3, 2.0, 2.6)
- d. 重コンクリート (密度 g/cm^3 : 3.45, 3.0, 3.9)
- e. 中性子遮蔽材 ($B_4C + ポリエチレン$) (密度 g/cm^3 : 1.597 (B_4C : 36.83 v/o), 1.78 (B_4C : 50 v/o), 1.205 (B_4C : 10 v/o))
- f. 鉛 (Pb)
- g. 鉄 (Fe)

を選んだ。これら材質の組成原子数密度は、既に Table 2.4 に示してある。

2.3 ブートストラップ巾が線量率に及ぼす影響

実体系を 2 次元輸送計算コード DOT 3.5 を用いて遮蔽解析することは、最新の大型電子計算機の容量をもっても一度に解くことはできない。したがって、大きな体系を遮蔽解析するときは、

繋ぎ計算を行って全体系を解くことで対応することが多い。この計算を通常 bootstraps 法と呼んでいる（boot は長靴、 straps は長靴をしめる革バンドのこと； bootstraps : 自分で自分の長靴を引張って泥沼から抜け出す意……最新英語情報辞典（小学館））。この bootstraps 法で繋ぐときは精度を保つために或る程度の繋ぎ巾（bootstraps 巾と呼んでおく）が必要である。ここではこの bootstraps 巾と線量率の精度との関係を調べる。

例によって、計算体系モデルとして JRR-3 改造炉を取り上げて、 RZ 体系の DOT 計算を行うが、 DOT 計算用の群定数は、まづ詳細群 ($171 n \cdot 36 r$) 定数 (Fig. 2.1 参照) を用いて、 ANISN コードで放射線スペクトルを求める。この結果を重み関数として 15 群 ($8 n \cdot 7 r$) の縮約群定数を求める。この ANISN 計算のときの計算体系を Fig. 2.8 に示す。 S_8 で散乱断面は中性子が P_3 、 ガンマ線が P_5 である。線源分布は TWOTRAN 計算によった。

DOT 計算による bootstraps 計算では第 1 段の体系計算とその計算結果に bootstraps 巾の分だけ元に戻した処に境界線源を置いて解く第 2 段の計算体系とからなる。また bootstraps 巾の検討用として、その重ね巾（原子炉プール水中に繋ぎ面をとった）は、軽水（炉プール水）の平均自由行程 (m. f. p. : 1 cm) の 6 倍 (6 m. f. p.), 10 倍 (10 m. f. p.) 及び 20 倍 (20 m. f. p.) をとり上げた。これらの DOT 計算体系を Fig. 2.9 (bootstraps 巾 : 6 m. f. p.), Fig. 2.10 (bootstraps 巾 : 10 m. f. p.) 及び Fig. 2.11 (bootstraps 巾 : 20 m. f. p.) に示す。

計算結果の等高線図は、いづれも PLOTDOT コード¹²⁾ を用いてプロットしたものである。

2.4 線源評価

JRR-3 改造炉の遮蔽解析では CITATION 計算によって求めた線源分布を採用した。⁷⁾ またこの報告書での解析では、 TWOTRAN¹¹⁾ 計算によった。そこで、これらの計算による線源分布、すなわち、出力分布を評価するために、有限要素法に基づく 3 次元中性子拡散コード FEM-BABEL⁹⁾ の計算結果と比較する。

FEM-BABEL 計算における計算体系は、 CITATION 計算の計算体系 (XY 平面に対しては Fig. 2.12, Z 方向に対しては Fig. 2.13 参照)¹⁰⁾ に対応したものとして Fig. 2.14 (XY 平面図), Table 2.13 (XY 平面図上の領域名とその材質), Table 2.14 (Z 方向の領域名とその材質), 及び Table 2.15 (材質名と群数について) に示す。制御棒はいづれも完全引抜きとし (替わりにフォロワ燃料要素が占める), 群定数は核計算¹⁰⁾ のときのものを採用する。FEM-BABEL の計算条件を Table 2.16 に示す。

Table 2.1 Energy group structure for fine-group neutron group constants

JAERI-M 86-153

Group	Upper Energy (eV)										
1	-1733E+08	44	-23069E+07	87	-23518E+06	130	-33546E+04				
2	-16487E+08	45	-22313E+07	88	-22371E+06	131	-30354E+04				
3	-15681E+08	46	-21225E+07	89	-21280E+06	132	-27465E+04				
4	-14918E+08	47	-20190E+07	90	-20242E+06	133	-26126E+04				
5	-14550E+08	48	-19205E+07	91	-19255E+06	134	-24852E+04				
6	-14191E+08	49	-18266E+07	92	-18316E+06	135	-22487E+04				
7	-13840E+08	50	-17377E+07	93	-17422E+06	136	-20347E+04				
8	-13499E+08	51	-16530E+07	94	-16573E+06	137	-15846E+04				
9	-12840E+08	52	-15724E+07	95	-15764E+06	138	-12341E+04				
10	-12214E+08	53	-14951E+07	96	-14995E+06	139	-96112E+03				
11	-11618E+08	54	-14227E+07	97	-14264E+06	140	-74852E+03				
12	-11052E+08	55	-13534E+07	98	-13569E+06	141	-58295E+03				
13	-10513E+08	56	-12811E+07	99	-12907E+06	142	-45400E+03				
14	-10000E+08	57	-12246E+07	100	-12277E+06	143	-35358E+03				
15	-95123E+07	58	-11648E+07	101	-11679E+06	144	-27536E+03				
16	-90484E+07	59	-11080E+07	102	-11109E+06	145	-21445E+03				
17	-86071E+07	60	-10226E+07	103	-98037E+05	146	-16702E+03				
18	-81873E+07	61	-96164E+06	104	-86517E+05	147	-13007E+03				
19	-77880E+07	62	-90718E+06	105	-82500E+05	148	-10130E+03				
20	-74082E+07	63	-86294E+06	106	-79500E+05	149	-78893E+02				
21	-70469E+07	64	-82085E+06	107	-72000E+05	150	-61442E+02				
22	-67032E+07	65	-78082E+06	108	-67379E+05	151	-47851E+02				
23	-65924E+07	66	-74274E+06	109	-56562E+05	152	-37267E+02				
24	-63763E+07	67	-70651E+06	110	-52475E+05	153	-29023E+02				
25	-60653E+07	68	-67206E+06	111	-46309E+05	154	-22603E+02				
26	-57695E+07	69	-63928E+06	112	-40868E+05	155	-17603E+02				
27	-54881E+07	70	-60810E+06	113	-34307E+05	156	-13710E+02				
28	-52205E+07	71	-57844E+06	114	-31828E+05	157	-10677E+02				
29	-49659E+07	72	-55023E+06	115	-28500E+05	158	-83153E+01				
30	-47237E+07	73	-52340E+06	116	-27000E+05	159	-64760E+01				
31	-44933E+07	74	-49787E+06	117	-26058E+05	160	-50435E+01				
32	-40657E+07	75	-45049E+06	118	-24788E+05	161	-39279E+01				
33	-36788E+07	76	-40762E+06	119	-24176E+05	162	-30590E+01				
34	-33287E+07	77	-38774E+06	120	-23579E+05	163	-23824E+01				
35	-31664E+07	78	-36883E+06	121	-21875E+05	164	-18554E+01				
36	-30119E+07	79	-33373E+06	122	-19305E+05	165	-14450E+01				
37	-28650E+07	80	-30197E+06	123	-15034E+05	166	-11254E+01				
38	-27253E+07	81	-29850E+06	124	-11709E+05	167	-87642E+00				
39	-25924E+07	82	-29720E+06	125	-91188E+04	168	-68256E+00				
40	-24660E+07	83	-29452E+06	126	-71017E+04	169	-53156E+00				
41	-23852E+07	84	-28725E+06	127	-55308E+04	170	-41399E+00				
42	-23653E+07	85	-27324E+06	128	-43074E+04	171	-10000E-00				
43	-23457E+07	86	-24724E+06	129	-37074E+04		-10000E-04				

Table 2.2 Energy group structure for
fine-group gamma-ray group constants

Group Number	Energy (MeV)
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

Table 2.3 Material compositions for shielding calculations

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

*) Read atoms/barn · cm as 10^{24} atoms/cm³.

Table 2.4 Atomic densities of materials for use of calculations

Name	Material	Nuclide	Atomic density (atoms /barn · cm)	Temperature (K)
Irradiation element	Irradiation element	¹ H	3.3499×10^{-3}	
		¹⁶ O	5.3944×10^{-2}	325
		¹ Al	6.7000×10^{-3}	
Fuel	Fuel	¹ H	3.1188×10^{-2}	
		¹⁶ O	1.5594×10^{-2}	
		²⁷ Al	3.0039×10^{-2}	325
		²³⁵ U	1.4243×10^{-4}	
		²³⁸ U	5.7142×10^{-4}	
Be reflector	Be + H ₂ O	¹ H	1.3266×10^{-2}	
		Be	9.8237×10^{-2}	325
		¹⁶ O	6.6330×10^{-3}	
Fastener of Be reflector	A 5052	²⁷ Al	5.8254×10^{-2}	
		Mg	1.4828×10^{-3}	300
		Cr	4.7285×10^{-3}	
Helium	He	He	2.6933×10^{-5}	300
Heavy water	D ₂ O	D	6.6102×10^{-2}	
		¹⁶ O	3.3051×10^{-2}	315.15
Water	H ₂ O	¹ H	6.6280×10^{-2}	
		¹⁶ O	3.3140×10^{-2}	315.15
Liner	SM4 1B *	⁵⁵ Mn	5.1633×10^{-4}	
		Fe	8.3105×10^{-2}	300
Heavy concrete	Heavy concrete	¹ H	5.9991×10^{-3}	
		¹² C	4.5633×10^{-4}	
		¹⁶ O	2.3474×10^{-2}	
		Mg	2.0624×10^{-4}	
		²⁷ Al	1.4675×10^{-3}	
		Si	3.6662×10^{-3}	300
		S	2.0749×10^{-4}	
		Ca	4.0389×10^{-3}	
		Ti	2.6009×10^{-5}	
		⁵⁵ Mn	3.7820×10^{-5}	
		Fe	2.4481×10^{-2}	

* JIS code on material in japan

Table 2.4 (cont'd)

Name	Material	Nuclide	Atomic density (atoms/barn·cm)	Temperature (K)
Ordinary concrete	Ordinary concrete	¹ H	5.7167×10^{-3}	300
		¹⁶ O	4.3929×10^{-2}	
		Mg	6.5540×10^{-5}	
		²⁷ Al	2.2897×10^{-4}	
		Si	1.9040×10^{-2}	
		S	3.0240×10^{-5}	
		Ca	2.3741×10^{-3}	
Air	Air	Fe	6.7911×10^{-4}	300
		¹⁴ N	4.3365×10^{-5}	
Lead	Pb	¹⁶ O	1.0176×10^{-5}	300
		Pb	3.2960×10^{-2}	
Silicon	Silicon	Si	5.0174×10^{-2}	300
Core support	A 6061 + H ₂ O	¹ H	4.0650×10^{-2}	300
		¹⁶ O	2.3250×10^{-2}	
		Mg	2.1088×10^{-4}	
		²⁷ Al	2.2759×10^{-2}	
		Si	9.1245×10^{-5}	
		Cr	4.9315×10^{-6}	
		Cu	1.5123×10^{-5}	

Table 2.5 Atomic densities of materials for calculations
of attenuation curve

Name	Material	Nuclide	Atomic density (atoms/barn·cm)	Temperature (K)	Density (g/cm ³)
Water	H ₂ O	¹ H ¹⁶ O	6.64587 × 10 ⁻² 3.322935 × 10 ⁻²	308.15	0.994061
Heavywater	D ₂ O	D ¹⁶ O	6.630334 × 10 ⁻² 3.315167 × 10 ⁻²	305.65	1.102529
Ordinary concrete (standard)	Ordinary concrete	¹ H	5.7167 × 10 ⁻³	300	2.3
		¹⁶ O	4.3929 × 10 ⁻²		
		Mg	6.5540 × 10 ⁻⁵		
		²⁷ Al	2.2897 × 10 ⁻⁴		
		Si	1.9040 × 10 ⁻²		
		S	3.0240 × 10 ⁻⁵		
		Ca	2.3741 × 10 ⁻³		
		Fe	6.7911 × 10 ⁻⁴		
Ordinary concrete (Case 1)	Ordinary concrete	¹ H	4.971 × 10 ⁻³	300	2.0
		¹⁶ O	3.820 × 10 ⁻²		
		Mg	5.699 × 10 ⁻⁵		
		²⁷ Al	1.911 × 10 ⁻⁴		
		Si	1.656 × 10 ⁻²		
		S	2.630 × 10 ⁻⁵		
		Ca	2.064 × 10 ⁻³		
		Fe	5.905 × 10 ⁻⁴		
Ordinary concrete (Case 2)	Ordinary concrete	¹ H	6.462 × 10 ⁻³	300	2.6
		¹⁶ O	4.965 × 10 ⁻²		
		Mg	7.408 × 10 ⁻⁵		
		²⁷ Al	2.588 × 10 ⁻⁴		
		Si	2.152 × 10 ⁻²		
		S	3.418 × 10 ⁻⁵		
		Ca	2.683 × 10 ⁻³		
		Fe	7.676 × 10 ⁻⁴		
Heavy concrete (standard)	Heavy concrete	¹ H	5.9969 × 10 ⁻³	300	3.45
		¹² C	4.5621 × 10 ⁻⁴		
		¹⁶ O	2.3468 × 10 ⁻²		
		Mg	2.0619 × 10 ⁻⁴		
		²⁷ Al	1.4671 × 10 ⁻³		
		Si	3.6653 × 10 ⁻³		
		S	2.0746 × 10 ⁻⁴		
		Ca	4.0382 × 10 ⁻³		
		Ti	2.6009 × 10 ⁻⁵		
		Mn	3.7817 × 10 ⁻⁵		
		Fe	2.4478 × 10 ⁻²		

Table 2.5 (cont'd)

Name	Material	Nuclide	Atomic density (atoms/barn·cm)	Temperature (K)	Density (g/cm ³)
Heavy concrete (Case 1)	Heavy concrete	¹ H ¹² C ¹⁶ O Mg ²⁷ Al Si S Ca Ti Mn Fe	5.215 × 10 ⁻³ 3.967 × 10 ⁻⁴ 2.041 × 10 ⁻² 1.793 × 10 ⁻⁴ 1.276 × 10 ⁻³ 3.187 × 10 ⁻³ 1.804 × 10 ⁻⁴ 3.511 × 10 ⁻³ 2.262 × 10 ⁻⁵ 3.288 × 10 ⁻⁵ 2.219 × 10 ⁻²	300	3.00
Heavy concrete (Case 2)	Heavy concrete	¹ H ¹² C ¹⁶ O Mg ²⁷ Al Si S Ca Ti Mn Fe	6.779 × 10 ⁻³ 5.157 × 10 ⁻⁴ 2.653 × 10 ⁻² 2.331 × 10 ⁻⁴ 1.658 × 10 ⁻³ 4.143 × 10 ⁻³ 2.345 × 10 ⁻⁴ 4.565 × 10 ⁻³ 2.940 × 10 ⁻⁵ 4.275 × 10 ⁻⁵ 2.767 × 10 ⁻²	300	3.90
Lead	Pb	Pb	3.297 × 10 ⁻²	300	11.344
Steel	Fe	Fe	8.4755 × 10 ⁻²	300	7.86
Neutron absorber (Standard)	B ₄ C + Epoxy	¹ H ¹⁰ B ¹¹ B ¹² C ¹⁴ N ¹⁶ O	2.965 × 10 ⁻² 8.015 × 10 ⁻³ 3.246 × 10 ⁻² 3.387 × 10 ⁻² 1.343 × 10 ⁻⁵ 5.204 × 10 ⁻³	300	1.78 B ₄ C : 36.83 v/o
Neutron absorber (Case 1)		¹ H ¹⁰ B ¹¹ B ¹² C ¹⁴ N ¹⁶ O	2.351 × 10 ⁻² 1.080 × 10 ⁻² 4.376 × 10 ⁻² 3.246 × 10 ⁻² 1.057 × 10 ⁻⁵ 4.127 × 10 ⁻³	300	1.78 B ₄ C : 50 v/o
Neutron absorber (Case 2)	B ₄ C + Epoxy	¹ H ¹⁰ B ¹¹ B ¹² C ¹⁴ N ¹⁶ O	4.232 × 10 ⁻² 2.167 × 10 ⁻³ 8.777 × 10 ⁻³ 3.662 × 10 ⁻² 1.900 × 10 ⁻⁵ 7.428 × 10 ⁻³	300	1.205 B ₄ C : 10 v/o

Table 2.6 Group structure of collapsed energy group

Neutron		Gamma-ray				Upper
Group model		DLC-41C		DLC-41C		ener. (eV)
8 gr.	12 gr.	ener. no.	ener. (eV)	4 gr.	7 gr.	ener. no.
1	1	1 - 21	1.7333E+7	1	1	- 4
	2	22 - 33	6.7032E+6	1	2	- 13
2	3	34 - 46	3.3257E+6	2	3	- 18
	4	47 - 60	2.0190E+6	2	4	- 19
3	5	61 - 71	9.6164E+5	3	5	- 22
	6	72 - 86	5.5023E+5	4	6	- 23
4	7	87 - 107	2.3516E+5	4	7	- 24
	8	108 - 115	6.7379E+4			- 25
5	9	116 - 129	2.7000E+4			- 30
	6	130 - 151	3.3546E+3			- 31
7	11	152 - 169	3.7267E+1			- 31
	8	12	4.1399E-1			- 1.0

Note: Lowest energy is 1.0 E+4 eV.

Note: Lowest energy is 1.0 E-1 eV.

Table 2.7 Fission spectra for neutron gamma-ray 15 group model

		Normalized spectra	Weighted spectra [#]
Neutron	1	1.42891E- 2	2.23624E- 3
	2	3.75028E- 1	5.86918E- 2
	3	4.60332E- 1	7.20419E- 2
	4	1.42572E- 1	2.23125E- 2
	5	8.31874E- 3	1.30188E- 3
	6	8.85160E- 5	1.38527E- 5
	7	1.0378 E- 7	1.62415E- 8
	8	1.21662E-10	1.90401E-11
	Sum	1.0	
Gamma-ray	1	2.50658E- 4	2.1143 E- 4
	2	3.43480E- 2	2.89725E- 2
	3	1.81410E- 1	1.53019E- 1
	4	3.35370E- 1	2.82885E- 1
	5	6.77400E- 2	5.71386E- 2
	6	3.42060E- 1	2.88528E- 1
	7	3.88190E- 2	3.27438E- 2
	Sum	1.0	1.0

Weighting factors are 1.565E-1 for neutron and
 8.435E-1 for gamma-ray.

Table 2.8 Flux-to-dose rate conversion factors

(rem/h/neutrons or photons/cm²•s)

	DLC-41C 208 gr.	Neutron 12 gr. Gamma-ray 7 gr.	Neutron 8 gr. Gamma-ray 7 gr.	Neutron 8 gr. Gamma-ray 4 gr.
Neutron	1 - 21	1 1.48547-4	1 1.48547-4	
	22 - 33	2 1.47412-4	2 1.35378-4	
	34 - 46	3 1.28269-4		
	47 - 60	4 1.29009-4		
	61 - 71	5 1.10923-4	3 1.21673-4	
	72 - 86	6 7.06444-5		
	87 - 107	7 2.89445-5	4 4.91826-5	
	108 - 115	8 1.14276-5	5 6.73312-6	
	116 - 129	9 4.47623-6		
	130 - 151	10 3.95160-6	6 3.95160-6	
	152 - 169	11 4.48493-6	7 4.48493-6	
	170 - 171	12 3.67917-6	8 3.67917-6	
Gamma-ray	1 - 4	1 7.87850-6	1 5.40924-6	
	5 - 13	2 5.13641-6		
	14 - 18	3 3.17966-6		
	19 - 22	4 1.83359-6	2 2.39171-6	
	23 - 24	5 1.27063-6		
	25 - 30	6 6.32969-7	3 1.27063-6	
	31 - 36	7 2.99554-7	4 5.07374-7	

Table 2.9 Mean free paths(m.f.p.) for each regions

Region	Macr-xsec _t [#]	m.f.p(cm)
Irradiation element	1.9582 x 10 ⁻¹	5.107
Fuel	2.8389 x 10 ⁻¹	3.522
Beryllium reflector	3.6982 x 10 ⁻¹	2.703
Heavy water tank(inner)	1.9710 x 10 ⁻¹	5.074
Heavy water	2.8390 x 10 ⁻¹	3.522
heavy water tank(outer)	1.9609 x 10 ⁻¹	5.100
Reactor pool water	3.6904 x 10 ⁻¹	2.710
Reactor pool liner	2.0083 x 10 ⁻¹	4.979
Heavy concrete	1.9110 x 10 ⁻¹	5.233

Total cross section(cm⁻¹) of 3rd group shown in
Table 2.5.

Table 2.10 Quadrature sets in ANISN calculations
for spherical geometry⁴⁾

Direction cosines (μ_m)		7*	S_n	Weights (w_m)	6*
1	-1.00	M4	S ₈	1	0.0
	-0.9511897			2	0.0604938
	-0.7867958			3	0.0907407
	-0.5773503			4	0.1370371
	-0.2182179			5	0.2117284
	+0.2182179			6	0.2117284
	+0.5773503			7	0.1370371
	+0.7867958			8	0.0907407
	+0.9511897			9	0.0604938
1	-1.00	M6	S ₁₂	1	0.0
	-0.9716377			2	0.0353813
	-0.8722706			3	0.0558811
	-0.7600210			4	0.0624786
	-0.6280191			5	0.0631890
	-0.4595476			6	0.1190886
	-0.1672126			7	0.1639814
	+0.1672126			8	0.1639814
	+0.4595476			9	0.1190886
	+0.6280191			10	0.0631890
	+0.7600210			11	0.0624786
	+0.8722706			12	0.0558811
	+0.9716377			13	0.0353813
1	-1.0	M8	S ₁₆	1	0.0
	-0.9805009			2	0.0244936
	-0.9092855			3	0.0413296
	-0.8319966			4	0.0392569
	-0.7467506			5	0.0400796
	-0.6504264			6	0.0643754
	-0.5370966			7	0.0442097
	-0.3922893			8	0.1090850
	-0.1389568			9	0.1371702
	+0.1389568			10	0.1371702
	+0.3922893			11	0.1090850
	+0.5370966			12	0.0442097
	+0.6504264			13	0.0643754
	+0.7467506			14	0.0400796
	+0.8319966			15	0.0392569
	+0.9092855			16	0.0413296
	+0.9805009			17	0.0244936

Table 2.11 Flux-to-dose rate conversion factors for neutron fine groups

(rem/h/neutrons/cm² s)

Gr.	Upper(eV)	Flx-to-dose	Gr.	Upper(eV)	Flx-to-dose	Gr.	Upper(eV)	Flx-to-dose	Gr.	Upper(eV)	Flx-to-dose	Gr.	Upper(eV)	Flx-to-dose
1	1.7333E+07	2.1801E-04	4.6	2.1225E+06	1.2633E-04	9.1	1.9255E+05	3.8355E-05	1.36	2.0347E+03	3.6742E-06			
2	1.6487E+07	2.1537E-04	4.7	2.0190E+06	1.2668E-04	9.2	1.8316E+05	3.6666E-05	1.37	1.5846E+03	3.7073E-06			
3	1.5683E+07	2.1277E-04	4.8	1.9205E+06	1.2704E-04	9.3	1.7422E+05	3.5052E-05	1.38	1.2341E+03	3.7435E-06			
4	1.4918E+07	2.1091E-04	4.9	1.8268E+06	1.2739E-04	9.4	1.6573E+05	3.3509E-05	1.39	9.6112E+02	3.7823E-06			
5	1.4550E+07	2.0963E-04	5.0	1.7377E+06	1.2775E-04	9.5	1.5764E+05	3.2034E-05	1.40	7.4852E+02	3.8236E-06			
6	1.4191E+07	2.0792E-04	5.1	1.6530E+06	1.2811E-04	9.6	1.4996E+05	3.0624E-05	1.41	5.8295E+02	3.8670E-06			
7	1.3840E+07	2.0320E-04	5.2	1.5724E+06	1.2847E-04	9.7	1.4264E+05	2.9276E-05	1.42	4.5400E+02	3.9122E-06			
8	1.3499E+07	1.9522E-04	5.3	1.4957E+06	1.2883E-04	9.8	1.3569E+05	2.7987E-05	1.43	3.5358E+02	3.9590E-06			
9	1.2840E+07	1.8539E-04	5.4	1.4227E+06	1.2919E-04	9.9	1.2907E+05	2.6755E-05	1.44	2.7536E+02	4.0068E-06			
10	1.2214E+07	1.7605E-04	5.5	1.3534E+06	1.2955E-04	10.0	1.2277E+05	2.5577E-05	1.45	2.1445E+02	4.0554E-06			
11	1.1618E+07	1.6719E-04	5.6	1.2873E+06	1.2991E-04	10.1	1.1679E+05	2.4452E-05	1.46	1.6702E+02	4.1044E-06			
12	1.1052E+07	1.5878E-04	5.7	1.2246E+06	1.3028E-04	10.2	1.1109E+05	2.2644E-05	1.47	1.3007E+02	4.1534E-06			
13	1.0513E+07	1.5078E-04	5.8	1.1648E+06	1.3064E-04	10.3	9.8037E+04	2.0419E-05	1.48	1.0130E+02	4.2020E-06			
14	1.0000E+07	1.4706E-04	5.9	1.1080E+06	1.3119E-04	10.4	8.6517E+04	1.9052E-05	1.49	7.8893E+01	4.2497E-06			
15	9.5123E+06	1.4706E-04	6.0	1.0026E+06	1.3024E-04	10.5	8.2500E+04	1.8429E-05	1.50	6.1442E+01	4.2960E-06			
16	9.0484E+06	1.4706E-04	6.1	9.6164E+05	1.2666E-04	10.6	7.9500E+04	1.7488E-05	1.51	4.7851E+01	4.3406E-06			
17	8.6071E+06	1.4706E-04	6.2	9.0718E+05	1.2286E-04	10.7	7.2000E+04	1.6379E-05	1.52	3.7267E+01	4.3829E-06			
18	8.1873E+06	1.4706E-04	6.3	8.6294E+05	1.1947E-04	10.8	6.7379E+04	1.4904E-05	1.53	2.9023E+01	4.4229E-06			
19	7.7880E+06	1.4706E-04	6.4	8.2085E+05	1.1616E-04	10.9	5.6562E+04	1.3503E-05	1.54	2.2603E+01	4.4587E-06			
20	7.4082E+06	1.4706E-04	6.5	7.8082E+05	1.1295E-04	11.0	5.2475E+04	1.2488E-05	1.55	1.7603E+01	4.4911E-06			
21	7.0469E+06	1.4757E-04	6.6	7.4274E+05	1.0983E-04	11.1	4.6309E+04	1.1321E-05	1.56	1.3710E+01	4.5192E-06			
22	6.7032E+06	1.4843E-04	6.7	7.0651E+05	1.0679E-04	11.2	4.0868E+04	1.0069E-05	1.57	1.0677E+01	4.5424E-06			
23	6.5924E+06	1.4911E-04	6.8	6.7206E+05	1.0384E-04	11.3	3.4307E+04	9.1223E-06	1.58	8.3153E+00	4.5602E-06			
24	6.3763E+06	1.5024E-04	6.9	6.3928E+05	1.0096E-04	11.4	3.1828E+04	8.4838E-06	1.59	6.4750E+00	4.5722E-06			
25	6.0653E+06	1.5160E-04	7.0	6.0810E+05	9.8171E-05	11.5	2.8500E+04	7.9518E-06	1.60	5.0435E+00	4.5778E-06			
26	5.7695E+06	1.5297E-04	7.1	5.7864E+05	9.5456E-05	11.6	2.7000E+04	7.6770E-06	1.61	3.9279E+00	4.5766E-06			
27	5.4881E+06	1.5435E-04	7.2	5.5023E+05	9.2816E-05	11.7	2.6058E+04	7.4241E-06	1.62	3.0590E+00	4.5681E-06			
28	5.2205E+06	1.5571E-04	7.3	5.2360E+05	9.0489E-05	11.8	2.4788E+04	7.2087E-06	1.63	2.3824E+00	4.5519E-06			
29	4.9659E+06	1.5463E-04	7.4	4.9787E+05	8.8284E-05	11.9	2.4176E+04	7.0687E-06	1.64	1.8554E+00	4.5278E-06			
30	4.7237E+06	1.5217E-04	7.5	4.5049E+05	8.6848E-05	12.0	2.3579E+04	6.7976E-06	1.65	1.4450E+00	4.4953E-06			
31	4.4933E+06	1.4849E-04	7.6	4.0762E+05	7.5347E-05	12.1	2.1875E+04	6.2864E-06	1.66	1.1254E+00	4.4542E-06			
32	4.0657E+06	1.4380E-04	7.7	3.8774E+05	7.2030E-05	12.2	1.9305E+04	5.4331E-06	1.67	8.7642E-01	4.4044E-06			
33	3.6788E+06	1.3925E-04	7.8	3.6883E+05	6.7391E-05	12.3	1.5034E+04	4.4656E-06	1.68	6.8256E-01	4.3457E-06			
34	3.3287E+06	1.3596E-04	7.9	3.3373E+05	6.1589E-05	12.4	1.1709E+04	3.7095E-06	1.69	5.3156E-01	4.2781E-06			
35	3.1664E+06	1.3379E-04	8.0	3.0197E+05	5.8498E-05	12.5	9.1183E+03	3.5538E-06	1.70	4.1399E-01	3.9586E-06			
36	3.0119E+06	1.3165E-04	8.1	2.9850E+05	5.8080E-05	12.6	7.1017E+03	3.5632E-06	1.71	1.0000E-01	3.6748E-06			
37	2.8650E+06	1.2955E-04	8.2	2.9720E+05	5.7730E-05	12.7	5.5308E+03	3.55772E-06						
38	2.7253E+06	1.2749E-04	8.3	2.9452E+05	5.6856E-05	12.8	4.3074E+03	3.5914E-06						
39	2.5924E+06	1.2554E-04	8.4	2.8725E+05	5.4982E-05	12.9	3.7074E+03	3.6017E-06						
40	2.4666E+06	1.2521E-04	8.5	2.7324E+05	5.1443E-05	13.0	3.3546E+03	3.6107E-06						
41	2.3852E+06	1.2536E-04	8.6	2.4724E+05	4.8036E-05	13.1	3.0354E+03	3.6204E-06						
42	2.3653E+06	1.2542E-04	8.7	2.3518E+05	4.5922E-05	13.2	2.7465E+03	3.6280E-06						
43	2.3457E+06	1.2551E-04	8.8	2.2371E+05	4.3900E-05	13.3	2.6126E+03	3.6332E-06						
44	2.3069E+06	1.2568E-04	8.9	2.1280E+05	4.1968E-05	13.4	2.4852E+03	3.6414E-06						
45	2.2513E+06	1.2598E-04	9.0	2.0262E+05	4.0120E-05	13.5	2.2487E+03	3.6528E-06						

Table 2.12 Flux-to-dose rate conversion
for gamm-ray fine groups

(rem/h/photons/cm² s)

Gr.	Upper-E(eV)	Flux-to-dose
1	1.4000E+07	1.1776E-05
2	1.2000E+07	1.0264E-05
3	1.0000E+07	8.7716E-06
4	8.0000E+06	7.8468E-06
5	7.5000E+06	7.4783E-06
6	7.0000E+06	7.1104E-06
7	6.5000E+06	6.7426E-06
8	6.0000E+06	6.3749E-06
9	5.5000E+06	6.0069E-06
10	5.0000E+06	5.6001E-06
11	4.5000E+06	5.2272E-06
12	4.0000E+06	4.8324E-06
13	3.5000E+06	4.4117E-06
14	3.0000E+06	3.9596E-06
15	2.5000E+06	3.4686E-06
16	2.0000E+06	3.0192E-06
17	1.6600E+06	2.7312E-06
18	1.5000E+06	2.5301E-06
19	1.3300E+06	2.2051E-06
20	1.0000E+06	1.8326E-06
21	8.0000E+05	1.6038E-06
22	7.0000E+05	1.4417E-06
23	6.0000E+05	1.2815E-06
24	5.1200E+05	1.2019E-06
25	5.1000E+05	1.1281E-06
26	4.5000E+05	1.0321E-06
27	4.0000E+05	8.7594E-07
28	3.0000E+05	6.3061E-07
29	2.0000E+05	4.3908E-07
30	1.5000E+05	3.2767E-07
31	1.0000E+05	2.6817E-07
32	7.5000E+04	2.5932E-07
33	6.0000E+04	2.8439E-07
34	4.5000E+04	4.1154E-07
35	3.0000E+04	8.2668E-07
36	2.0000E+04	2.1439E-06
	1.0000E+04	

Table 2.13 List of assigned regions on XY-plane
for FEM-BABEL calculations

Region no. on XY-plane	Material's name
1	Water;325K
2	D ₂ O-outer;325K
3	D ₂ O-inner;325k
4	Be reflector;325K
5	Standard fuel el.
6	Irradiation el.
7	Standard fuel el.
8	Follower fuel
9	Follower fuel
10	Irradiation hole
11	Standard fuel
12	Standard fuel
13	Standard fuel
14	Standard fuel
15	Standard fuel
16	Standard fuel
17	Follower fuel
18	Follower fuel
19	Standard fuel I
20	Irradiation element
21	Standard feul
22	Standard fuel
23	Standard fuel
24	Standard fuel
25	Follower fuel
26	Follower fuel
27	Standard fuel
28	Standard fuel
29	Irradiation element

Table 2.14 List of assigned regions on axial direction for CITATION and FEM-BABEL calculations

Z-region XY-region	1	2	3	4	5	6	7
Standard fuel	Top & bottom of standard f.	Standard fuel el.	Top & bottom of standard f.				
Follower fuel	Top & bottom of follower f.	Follower fuel el.	Top & bottom of follower f.				

Table 2.15 List of materials and the corresponding group constants

Material no.	1	2	3	4	5	6
Material name	D ₂ O(in.)	D ₂ O(out.)	Be	Standard f.	Follower f.	
Group constants#	A.124	A.109	A.115	A.106	A.4	A.14
Material no.	7	8	9			
Material name	Standard f.	Follower f.	Irrad. el.			
Group constants	A.120	A.121	A.127			

Refer to the corresponding table's numbers in the reference 10.

Table 2.16 Computational conditions of FEM-BABEL

Items	Conditions
No. of energies	3
No. of nodes on XY-plane	2485
No. of nodes on Z-direction	31
No. of finite elements on XY-plane	2380
No. of regions on XY-plane	29
No. of regions on Z-direction	7
Boundary conditions:	
Top	zero flux
Bottom	zero flux
On X=0 plane	zero flux
On Y=0 plane	zero flux
On X=110.0 cm plane	reflective
On Y=220.0 cm plane	zero flux
Inner iteration limit	10
Outer iteration limit	10
Convergent criterion for outer iteration	10^{-3}
Convergent criterion for inner iteration	10^{-3}
Over-relaxation factor	1.7
Operating power level(MW)	20
No. of fissions per Watt.sec	3.22×10^{10}
Finite element shape	Square

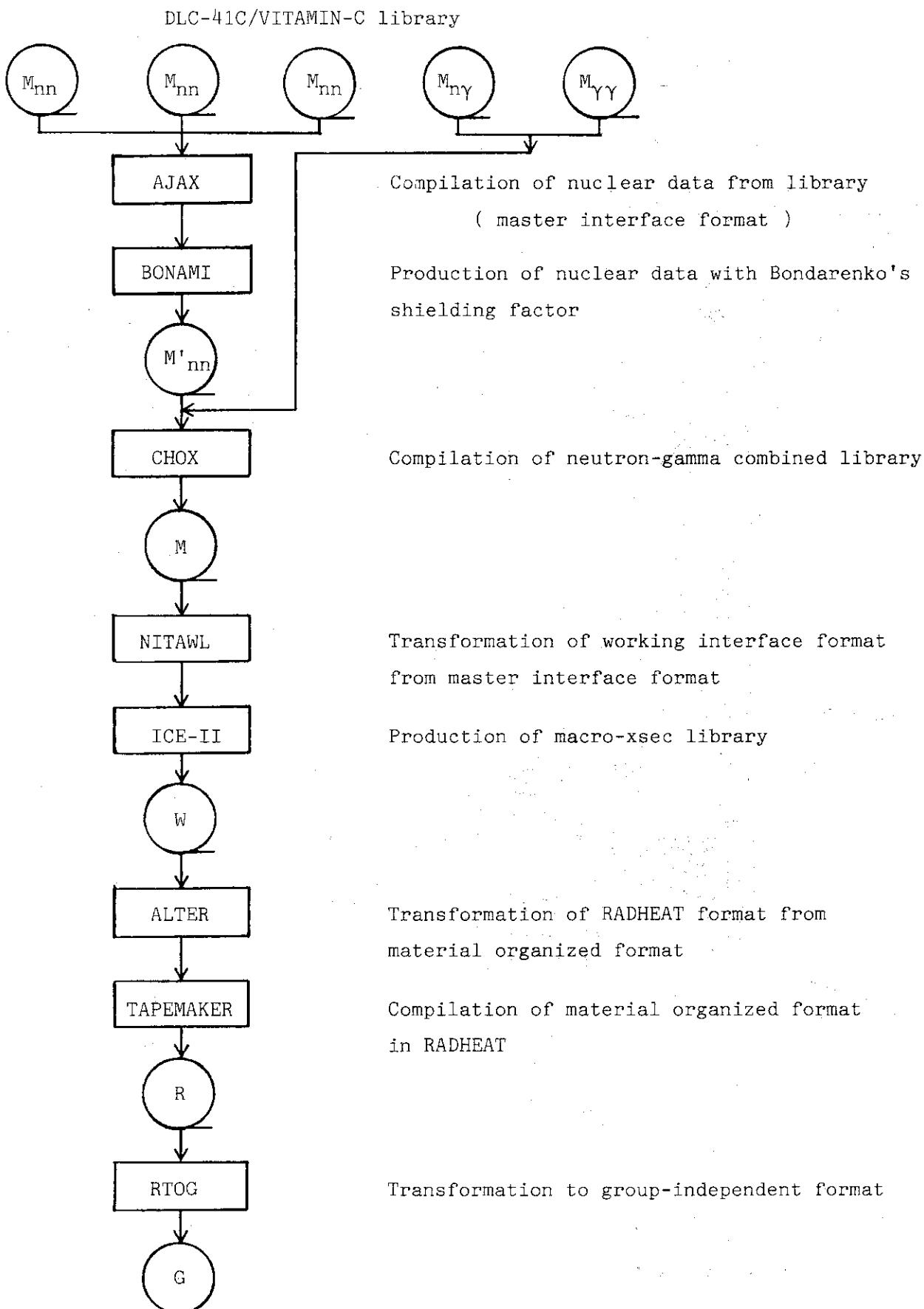


Fig. 2.1 Flow diagram for production of fine-group macro-xsec library

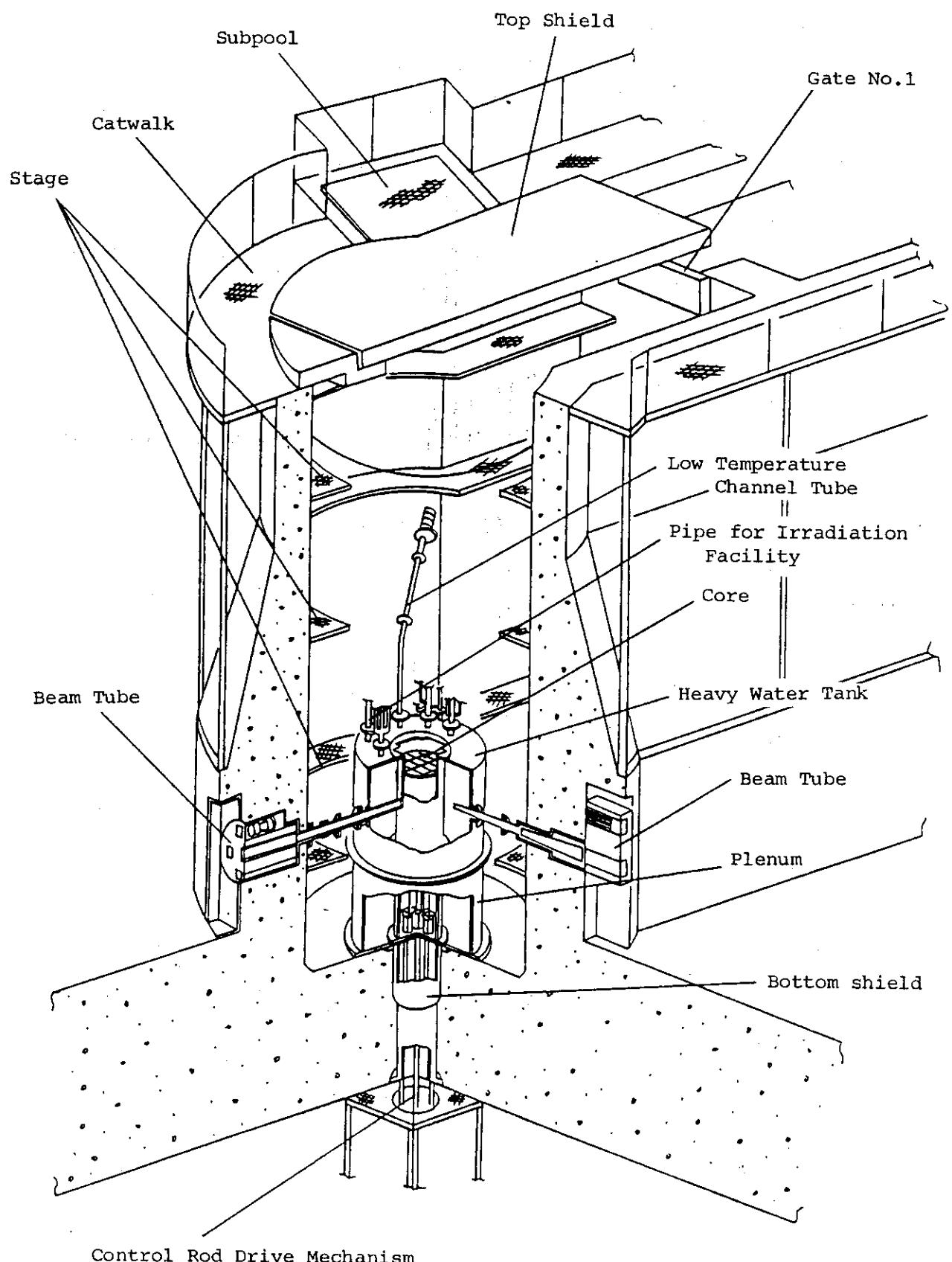


Fig. 2.2 Isometric view of The upgraded JRR-3 research reactor

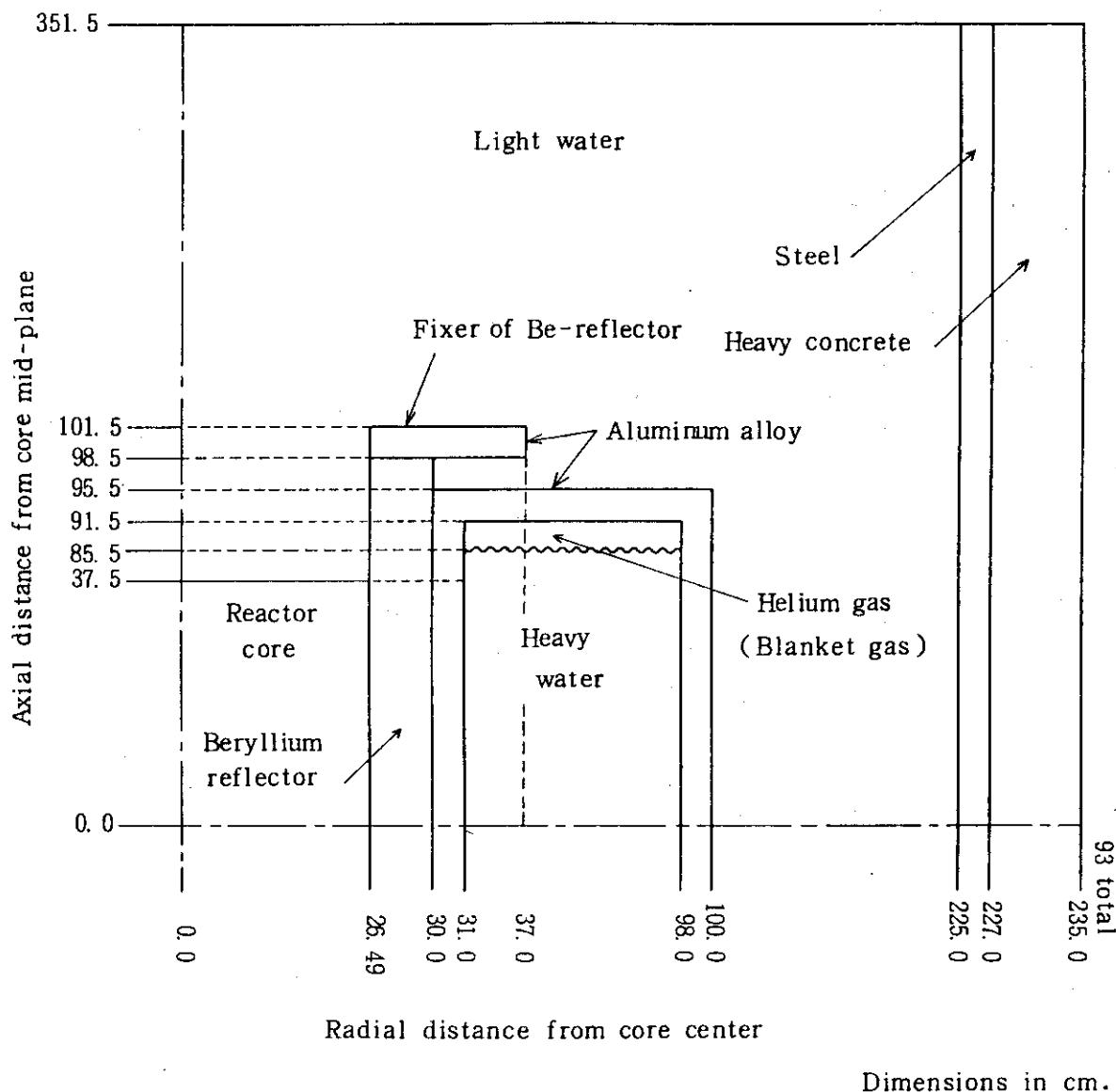


Fig. 2.3 Computational geometry of DOT calculations

Radius	Mesh width	Meshees		
0.0	2.18	2		Irradiation el.
4.356			2.77	Fuel elements
26.49			1.76	Be reflector
30.0			1.0	D ₂ O tank
31.0			2.0	
37.0			2.03	D ₂ O
98.0			1.0	D ₂ O tank
100.0				
225.0			0.67	Linning
227.0			2.0	
237.0			2.0	5
411.0			2.0	87
412.0			2.0	1
416.0			2.0	Air

Dimensions in cm.

Fig. 2.4 ANISN computational geometry for the standard case

(S₈; 8 groups for neutron, 7 groups for gamma-ray)

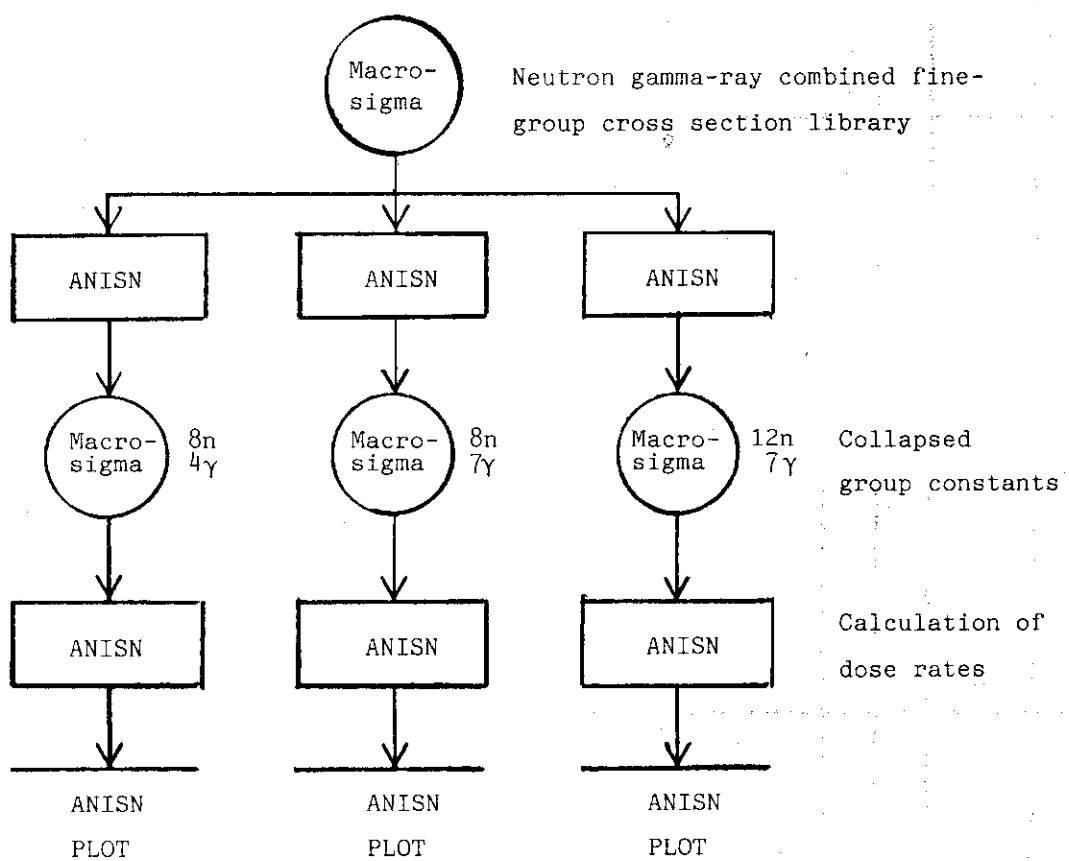


Fig. 2.5 Computational flow for evaluating the effects of energy group structures on dose rates

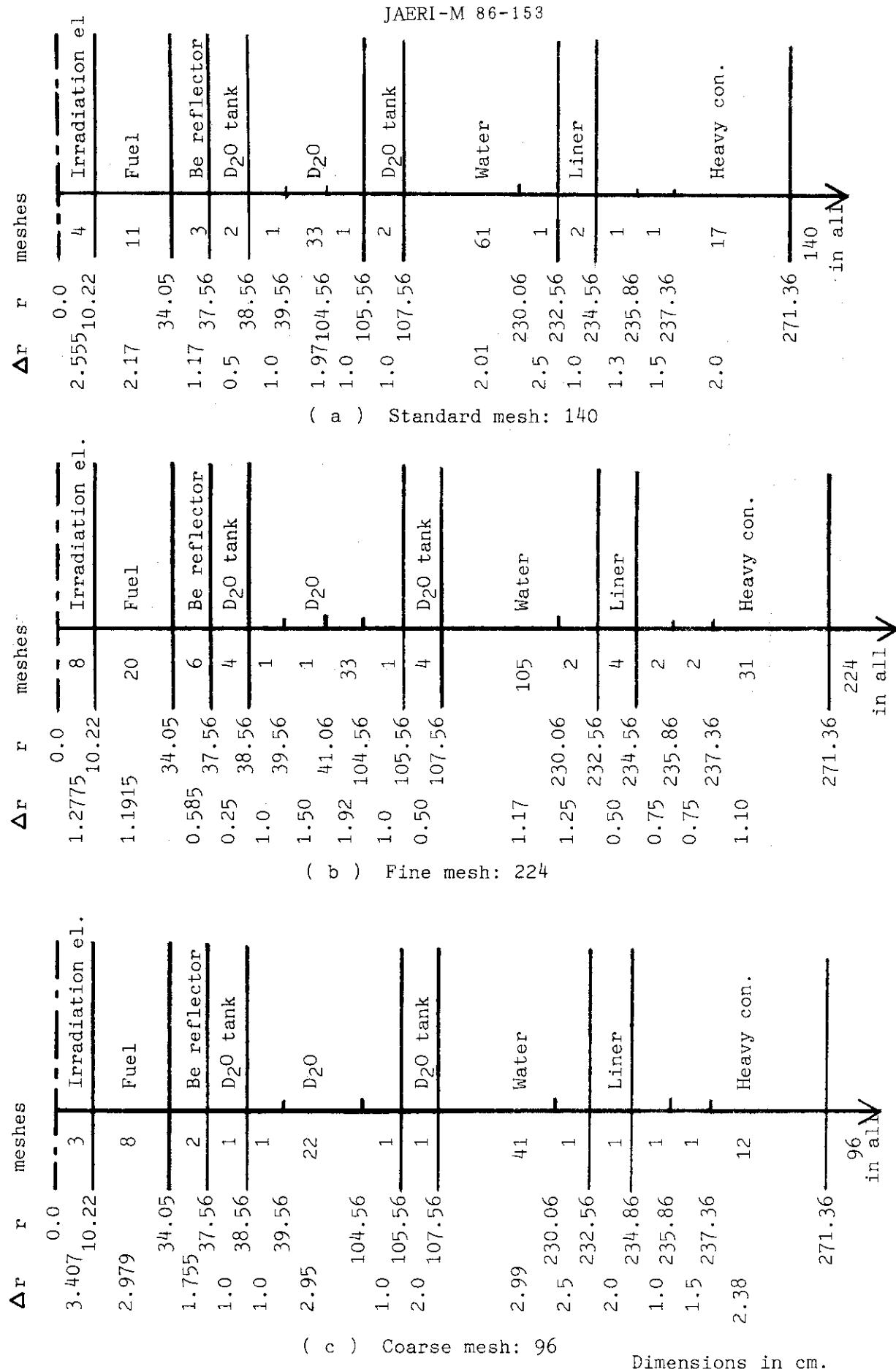


Fig. 2.6 ANISN computational geometry for effects of meshes on dose rates

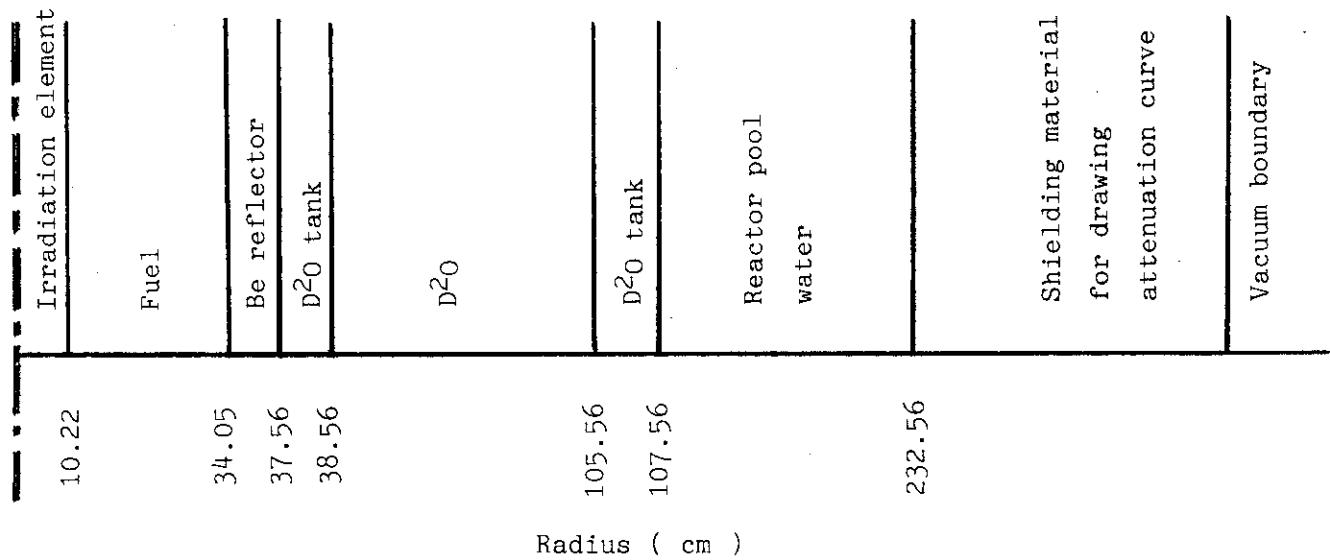


Fig. 2.7 ANISN computational geometry for calculation of attenuation curve
 (neutron: 171 groups, gamma-ray: 36 groups; P_3 for neutron, P_5 for
 gamma-ray; S_{12} ; spherical geometry)

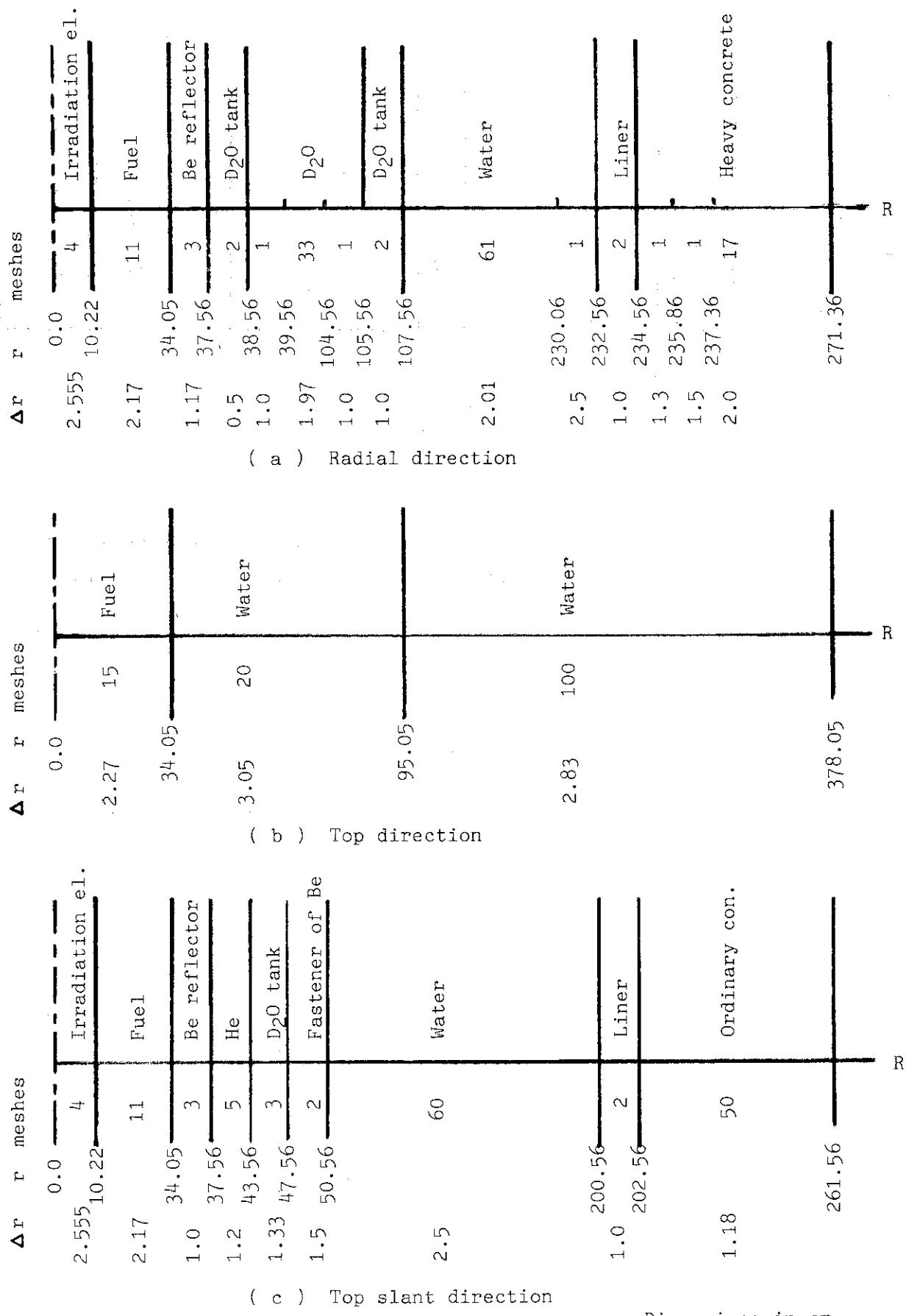


Fig. 2.8 ANTSN computational geometry for making 15 group constants

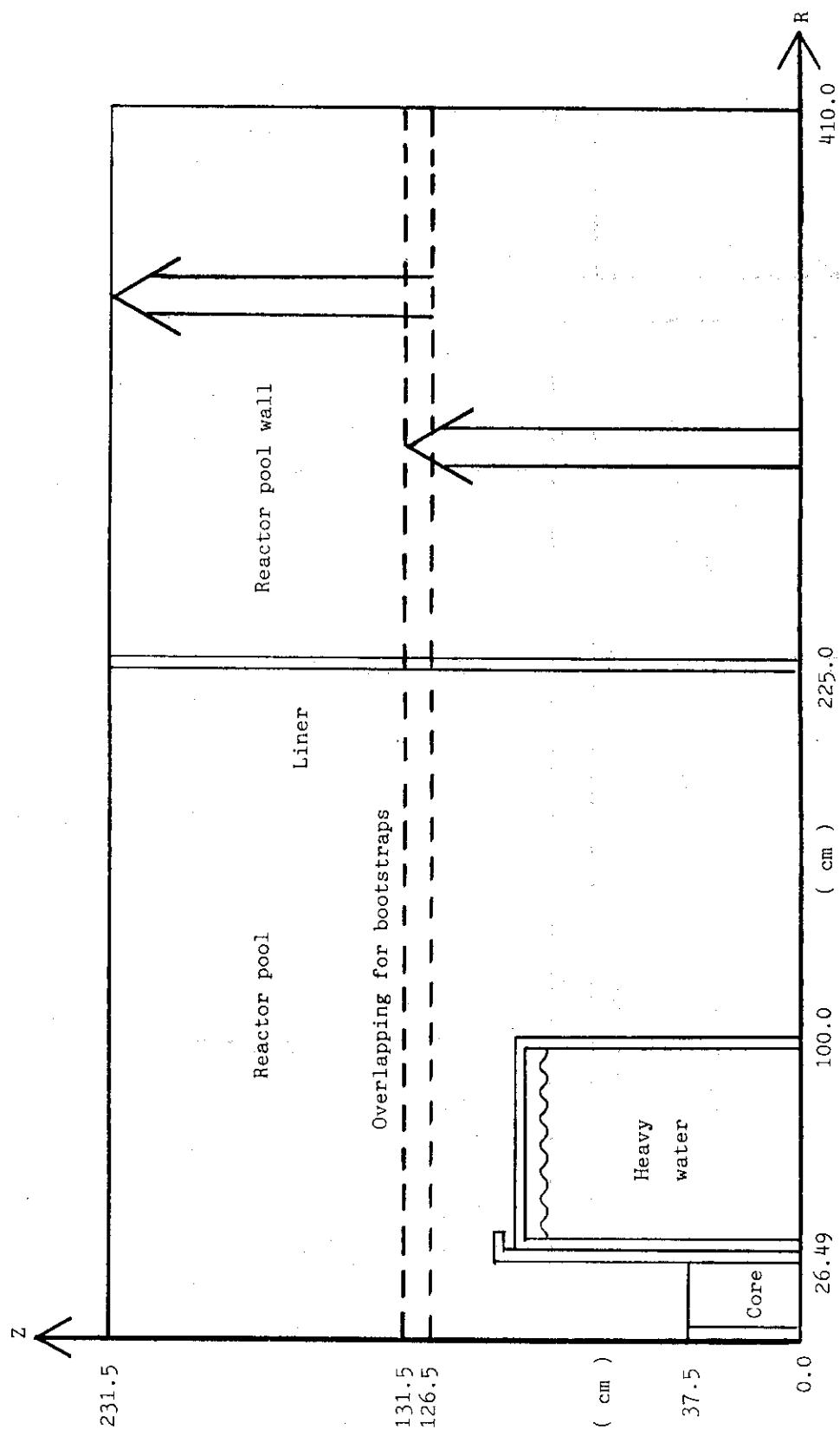


Fig. 2.9 DOT computational geometry for bootstraps' calculation (6 m.f.p.)

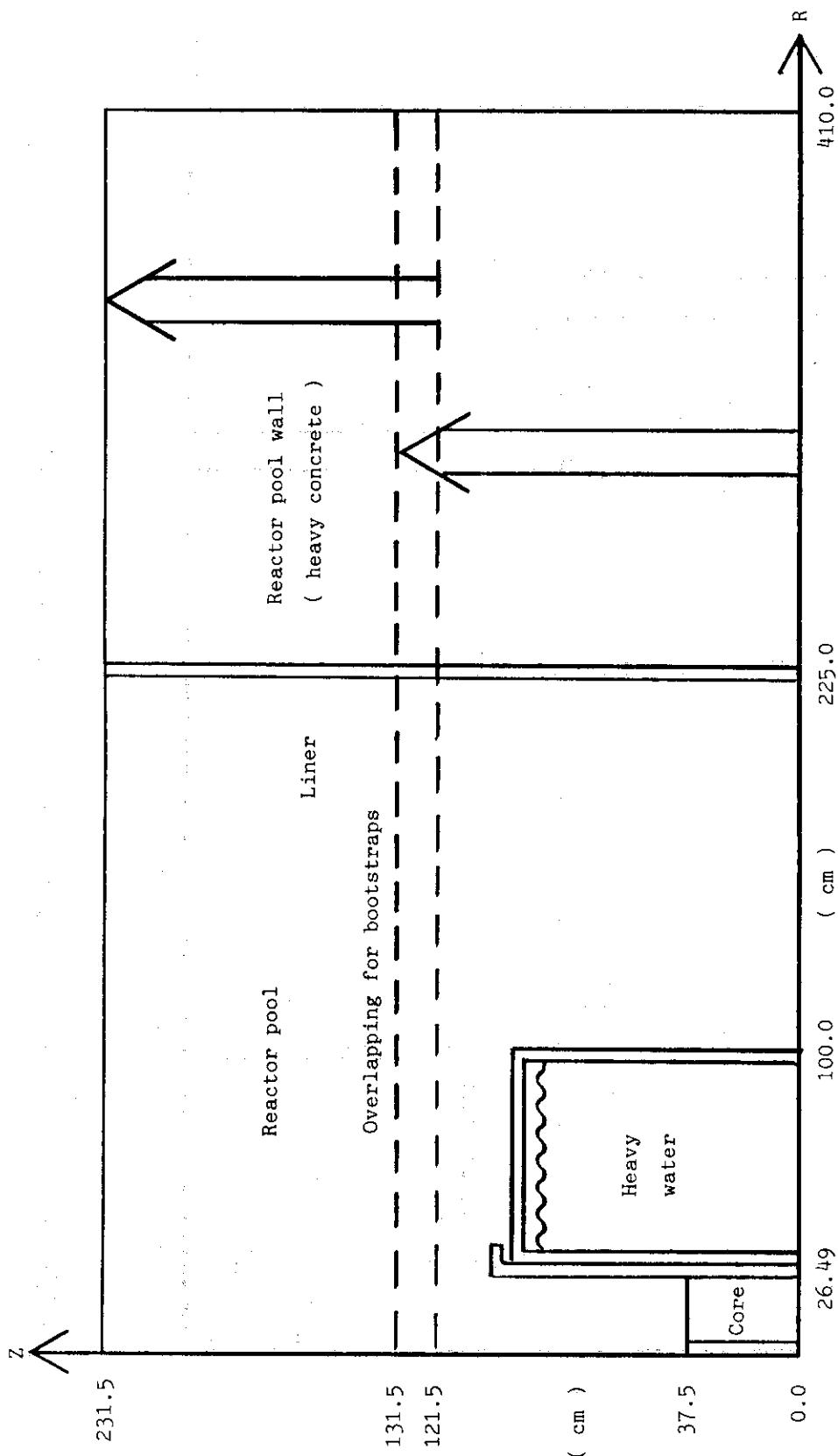


Fig. 2.10 DOT computational geometry for bootstraps' calculation (10 m.f.p.)

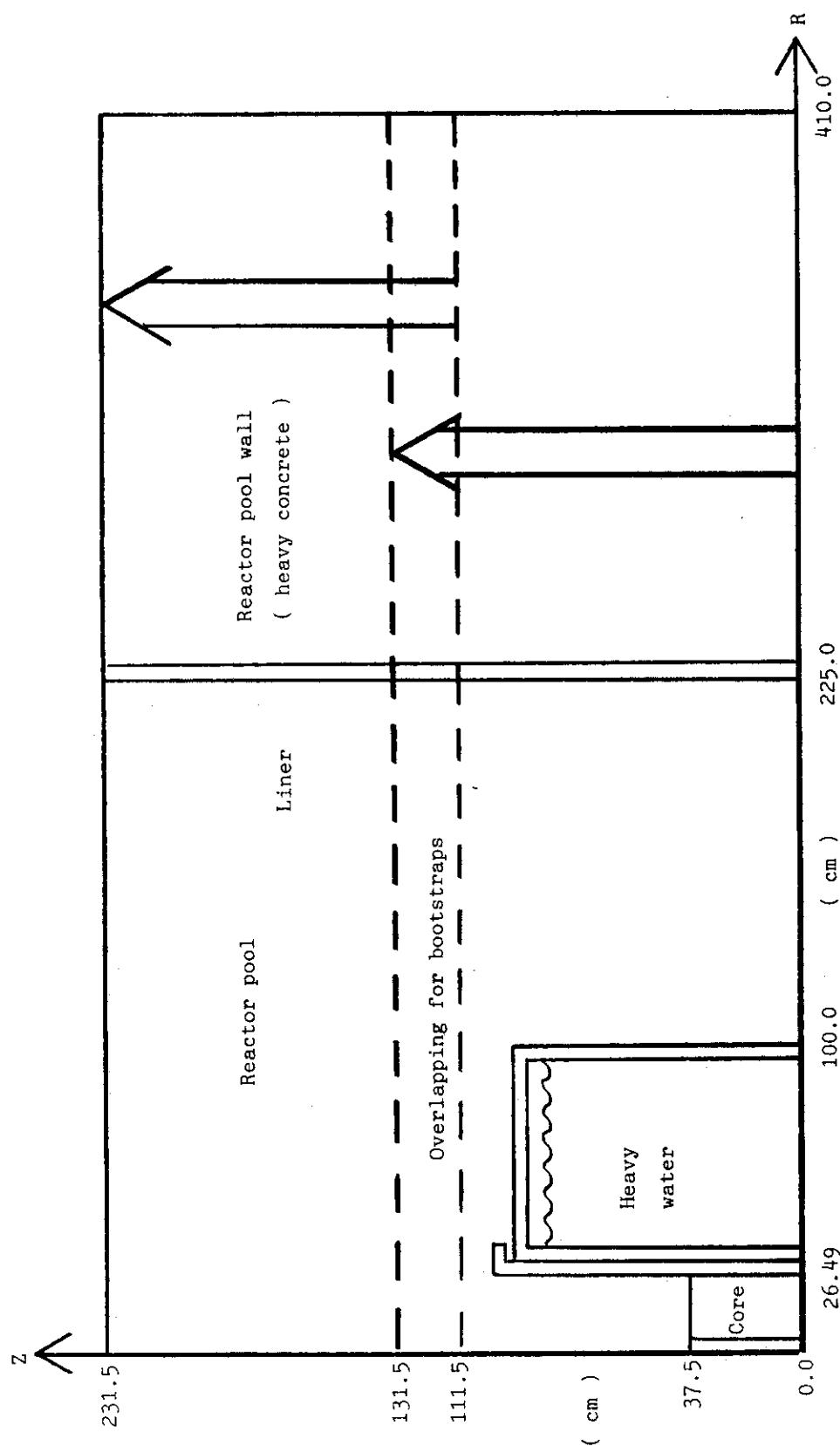


Fig. 2.11 DOT computational geometry for bootstraps' calculation (20 m.f.p.)

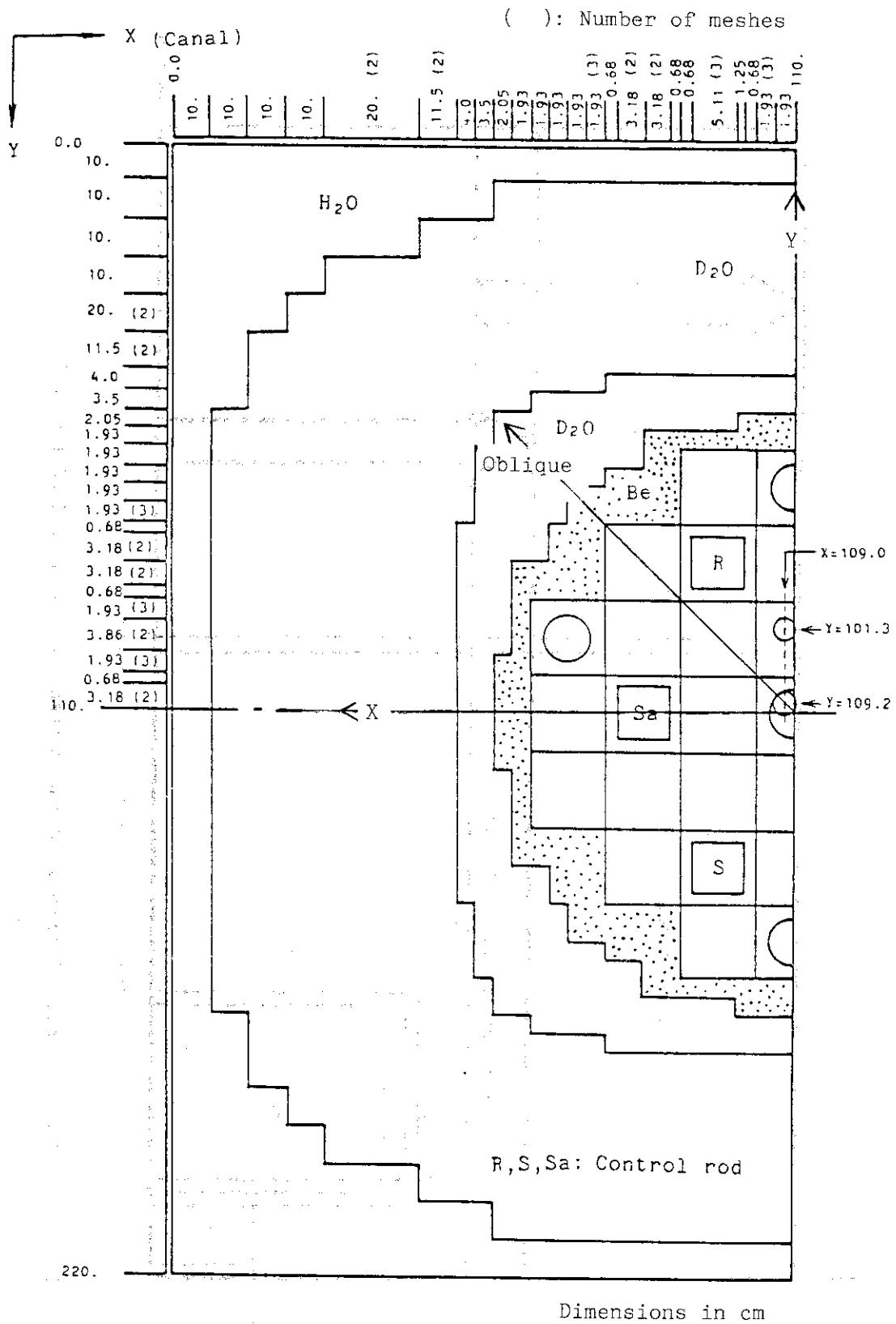


Fig. 2.12 Horizontal computational geometry for three-dimensional CITATION calculations

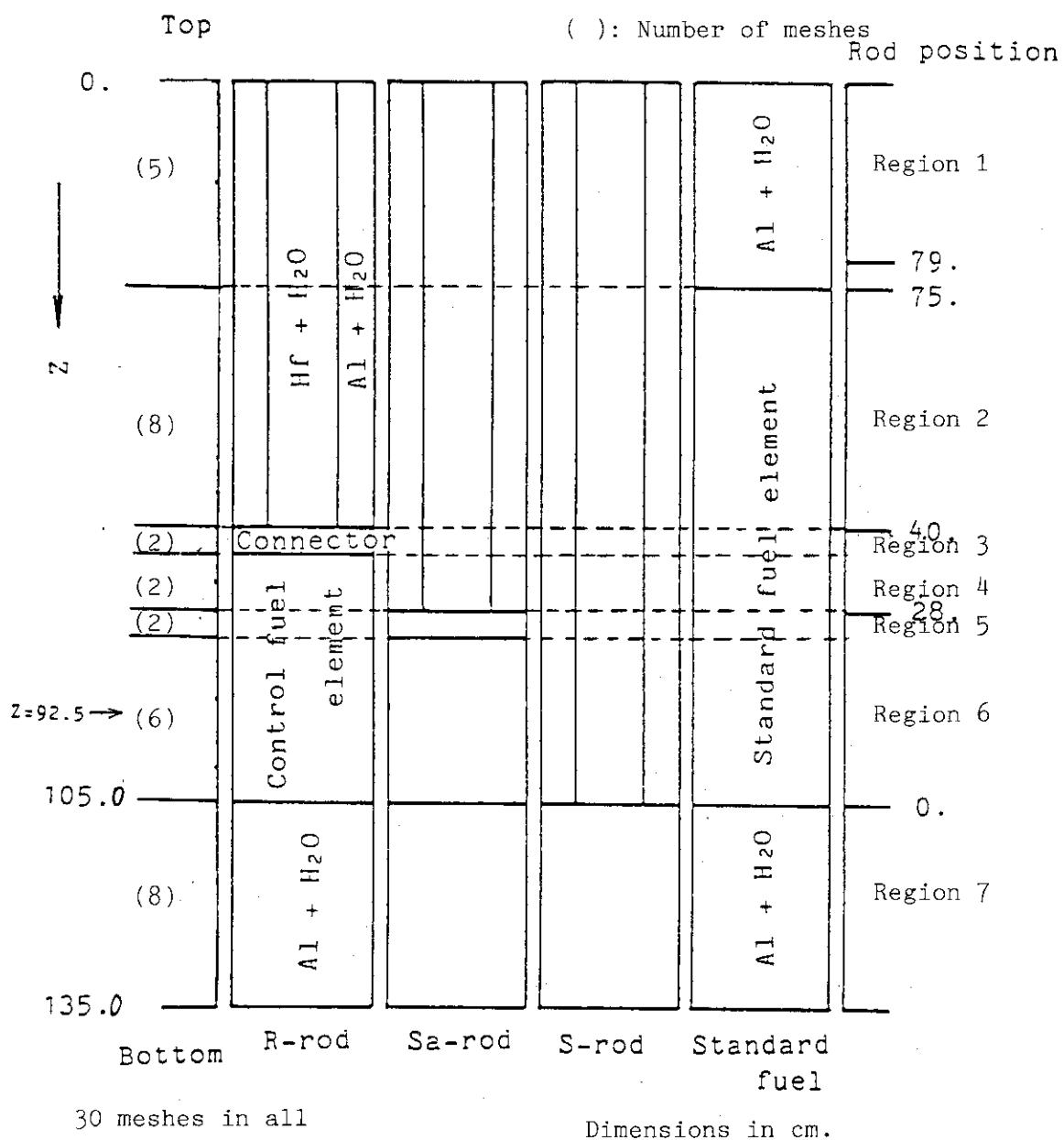


Fig. 2.13 Vertical computational geometry for three-dimensional
CITATION and FEM-BABEL calculations

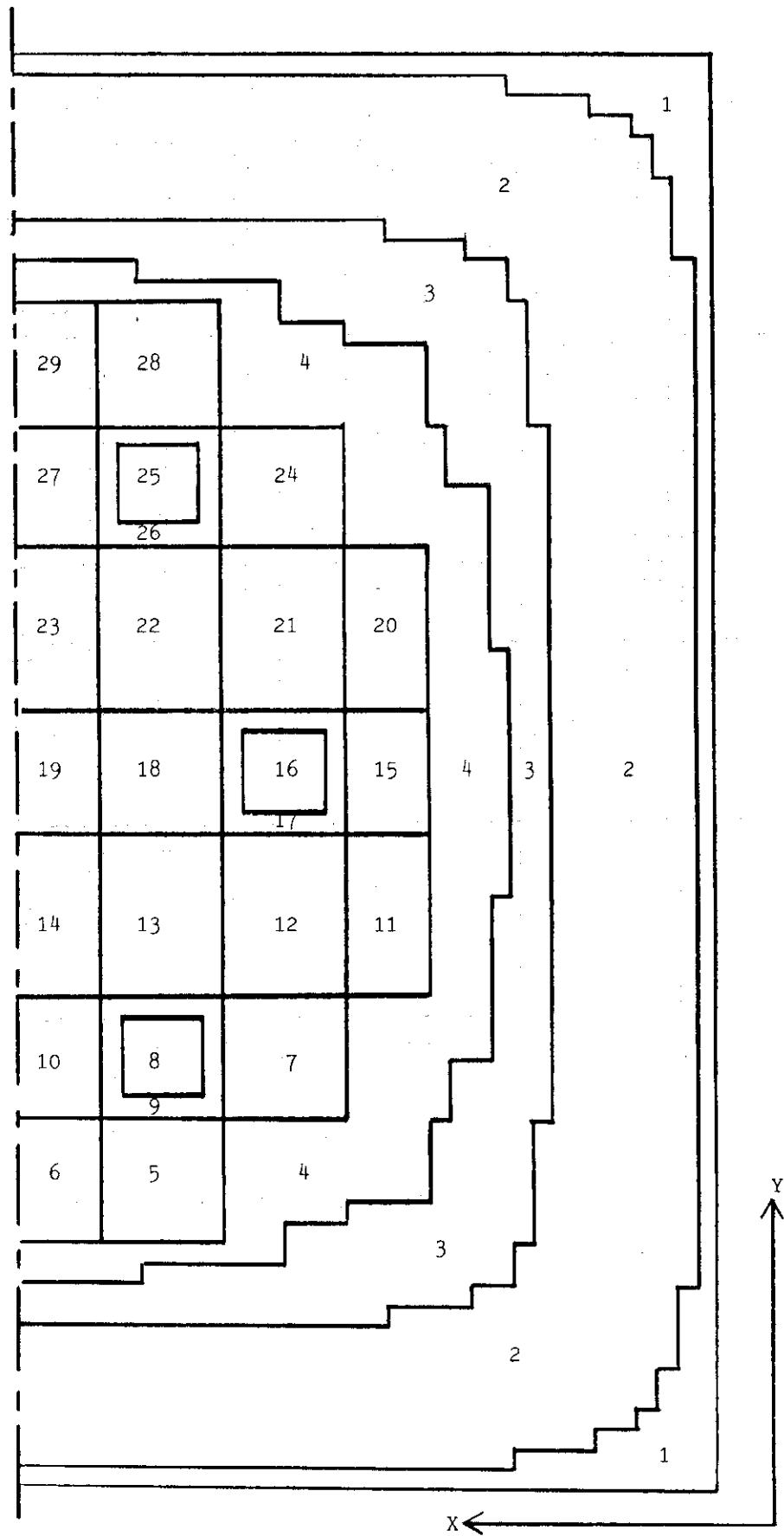


Fig. 2.14 Region assignment on XY computational geometry
for three-dimensional FEM-BABEL calculations

3. 結果と検討

3.1 エネルギー群数が線量率に及ぼす影響

(1) 中性子及びガンマ線のスペクトルとエネルギー群構造

エネルギー群構造による違いが線量率に及ぼす影響を検討する前に、各領域における中性子スペクトル及びガンマ線スペクトルについて調べる。Fig. 3.1にANISN計算によって求めた中性子スペクトル（左側の図）及びガンマ線スペクトル（右側の図）を示す。

中性子スペクトルでは、炉心部とベリリウム反射体とは略同じ形を示している（値はベリリウム反射体の方が若干低目）。重水反射体スペクトルは、炉心とは異なり低エネルギー側の方が多目になっている（中性子減速による重水の反射体効果）。更に、炉プール、炉プール壁と中性子が輸送していくにしたがい、各々の中性子減速材質の性質により、かなりスペクトルが変化しながら減衰していくのが、中性子スペクトルの特徴である。

一方、ガンマ線では、スペクトルの形状に若干の相違はあるが、中性子スペクトルとは異なり略同じ形状スペクトルでガンマ線が輸送されながら減衰していく様子が示されている。尚、0.5 MeVの鋭いピークは、電子対消滅のときのようだ。

炉心中央（照射筒の位置）での中性子スペクトルと群構造との関係をFig. 3.2に示す。中性子8群と12群との相違は核分裂スペクトルに起因する高エネルギー側の山形スペクトルに対する群構造の相違である。12群はこの山形スペクトルを特に細かく分割したものである。

炉心中央でのガンマ線スペクトルと群構造との関係を示したのがFig. 3.3である。スペクトルが全体として丸い山形しているので全体的にエネルギー分割されている。但し、0.5 MeVにピークがあるので、この附近に特に分割を設けている。

(2) エネルギー群構造が線量率に与える影響

Fig. 3.4に、エネルギー群構造（8n・7γ, 8n・4γ, 及び12n・7γ）が径方向（炉心中心上）の線量率及び線束に及ぼす影響について示してある。中性子線量率においては、8群構造と12群構造との差は殆んど無いと云ってよい。中性子束分布についても同様である。ガンマ線線量率においても、4群構造と7群構造との差は無い。ガンマ線束についても同様である。

以上の検討では、群構造での切り方を適切に行えば、少数群における2倍程度の群数における差では、線量率に差は現われない。そこでこのような相対評価ではなく、縮約前の詳細エネルギー群構造（171n・36γ）と縮約後の少数エネルギー群構造（8n・7γ）で線量率を求め比較する。

中性子線量率の分布図をFig. 3.5にその数値表をTable 3.1に示す。ガンマ線線量の分布図をFig. 3.6に、その数値表をTable 3.2に示す。全線量率をFig. 3.7に、その数値表をTable 3.3に示す。

中性子線量率分布では、原子炉プールの処で詳細群構造（171n）の方が多目の値（炉プール内壁位置で詳細群構造対少数群構造との比=100÷30÷3）であるがその絶対値は小さい。一方ガンマ線線量率分布では、全範囲に亘って詳細群構造と少数群構造との差は認められない。したが

って全線量率で比較すれば、値の大きいガンマ線線量率分布が支配的となるので、エネルギー群構造による差は出でてこない。中性子線量率が支配的となってくるような問題、例えば高燃焼した発電炉燃料に対する使用済燃料プールとが輸送キャスクでは中性子遮蔽解析におけるエネルギー群構造に注意を払う必要がある。

詳細エネルギー群構造と少数エネルギー群構造との線量率の比較（詳細群／少数群）を代表的な場所（炉心中心、重水タンク中心、及び炉プール壁内面）で行ったのがTable 3. 4である。中性子線量率がエネルギー群構造に強く依存することが明らかに示されている。

3.2 空間メッシュ数が線量率に及ぼす影響

空間メッシュ数（標準メッシュ数 = 140；詳細メッシュ数 = 224；粗メッシュ数 = 96）が、中性子線量率、中性子束、ガンマ線線量率、及びガンマ線束の炉心径方向分布に対する影響をFig. 3. 8 にまとめて示す。

中性子線量率では、重水反射体及び原子炉プール水の領域で 3 つの空間メッシュ数に因る差が明らかに現われている。その差は重水領域より軽水領域の方が大きい。一方重水領域では詳細メッシュの方が線量率が高く、軽水領域では粗メッシュの方が線量率が高い。

これらの原因是、熱中性子束分布の差に起因していて、これが支配的であることが示されている。また、原子炉プール壁（重コンクリート）では、メッシュ数による差は殆んど無いので、生体遮蔽の点では、ここで考えていたメッシュ数の範囲では、メッシュ数による差は出でてこない。しかしながら、原子炉プール内の線量率を正確に把握する必要があるときは、軽水領域のメッシュ数を細かくとる必要がある。

ガンマ線線量率では、原子炉プール水及び原子炉プール壁の領域で詳細メッシュの方が若干ではあるが線量率が高い。この原因はガンマ線束に起因していることが示されている。また、ガンマ線線量率の方が中性子線量に比べて遙かに支配的（炉プール壁内面で、中性子線量率が 3×10^{-2} mrem/h、一方ガンマ線線量率が 5×10^4 mrem/h）であるので、ガンマ線線量率を正確に把握する必要があるときは、軽水領域及び炉プール壁内（すなわち水素原子を多く含む領域）の空間メッシュ数を多くとった方がよい。

3.3 角度分点数が線量率に及ぼす影響

S_N 法における角度分点数 (S_8 (標準); S_{12} ; S_{16}) が、中性子線量率、中性子束、ガンマ線線量率、及びガンマ線束の炉心径方向分布に対する影響を Fig. 3. 9 にまとめて示す。

中性子線量率では、炉心から充分離れた原子炉プール壁で僅かに角度分点数の多い方 (S_{16}) が高い傾向を示すが角度分点数による影響は少ないと云えよう。ガンマ線線量では角度分点数の影響は殆んど受けないように見受けられる。

ここでの結果はバルク遮蔽に関してであって、ストリーミング解析には適用できないことに注意すべきである。¹⁴⁾

3.4 遮蔽材の線量率減衰曲線

以下に示す線量率減衰曲線は各々の遮蔽材が原子炉プール壁内面の処に置かれたとして求めたものである。Fig. 3. 10には軽水の、Fig. 3. 11には重水の、Fig. 3. 12には密度 2.3 g/cm^3 からなる普通コンクリートの、Fig. 3. 13には密度 2.0 g/cm^3 の普通コンクリートの、Fig. 3. 14には密度 2.6 g/cm^3 の普通コンクリートの、Fig. 3. 15には密度 3.45 g/cm^3 の重コンクリートの、Fig. 3. 16には密度 3.0 g/cm^3 の重コンクリートの、及びFig. 3. 17には密度 3.9 g/cm^3 の重コンクリートの厚さ (cm) と中性子線量率・ガソマ線線量率の減衰因子(厚さ 0 cmのときを 1 mrem/h とする)との関係を示した。

Fig. 3. 18には B_4C 36.83 v/o 含有の中性子遮蔽材の、Fig. 3. 19には 50 v/o 含有の中性子遮蔽材の、Fig. 3. 20には 10 v/o 含有の中性子遮蔽材の、及び Fig. 3. 21 に鉛の中性子線量率・ガソマ線線量率の減衰因子を示す。鉛に対し特に、ガソマ線のみが入射したときの減衰因子を Fig. 3. 22 に示した。Fig. 3. 23 には、鉄の中性子線量率・ガソマ線線量率の減衰因子を示す。

遮蔽設計などでは、放射線の減衰曲線とともに、減衰率(線量率が 1 衍減衰するのに要する遮蔽材の厚さ (cm))も利用できれば便利なことが多い。この減衰率を Table 3. 5 にまとめて表にしてある。

3.5 ブートストラップ巾が線量率に及ぼす影響

ブートストラップ巾 (6 cm, 10 cm, 20 cm) をパラメータとして、原子炉体系の上半分横断面に対する線束分布及び線量率分布の等高線図を以下に示す。

Fig. 3. 24 には、高速中性子束の、Fig. 3. 25 には熱外中性子束の、Fig. 3. 26 には熱中性子束の、及び Fig. 3. 27 には中性子線量率の等高線図を示す。中性子に関しては、ブートストラップ巾が 20 cm (20 m, f. p.) とすれば等高線が滑らかに繋がるようになる。

Fig. 3. 28 にガソマ線束の、及び Fig. 3. 29 にガソマ線量率の等高線図を示す。ガソマ線に対してはブートストラップ巾が 10 cm (中性子の m, f. p. で 10) とすれば等高線が滑らかに繋がるようになる。

ガソマ線線量率の方が中性子線量率に比べ支配的であるので、全線量率等高線図では、Fig. 3. 30 のように、ブートストラップ巾が 10 cm でも充分滑らかに繋がっていることが示されている。

3.6 線源評価

出力分布で支配的な役割を果す熱中性子束分布に対して、FEM-BABEL(有限要素法に基づく 3 次元中性子拡散コード) 計算と TWOTRAN (S_N 法に基づく 2 次元輸送コード) 計算とを比較したのが Fig. 3. 31 である。径方向としては Fig. 2. 12 における oblique 方向を採った。また、TWOTRAN 計算においては 2 次元面積の炉心等価半径体系とした。

炉心中央の軸方向熱中性子束分布に対して、FEM-BABEL 計算、CITATION (差分法に基づく 3 次元中性子拡散コード) 計算、及び TWOTRAN 計算の結果を比較したのが Fig. 3. 32 で

である。また、Fig. 2.12 の X 方向分布に対して、FEM-BABEL 計算と CITATION 計算とを比較したのが Fig. 3.33 であり、Y 方向方向分布に対して比較したのが Fig. 3.34 である。

FEM-BABEL 計算と CITATION 計算は、同じ 3 次元体系計算である。径方向分布の炉心反射体境界附近を除いては、双方の計算結果は良い一致である。炉心反射体境界附近は数値解析手法上の違いもあるので今後の検討課題であろう。実効増倍係数は FEM-BABEL で $K_{eff} = 1.1874$ 、CITATION で 1.2062 であった。1% 強の差である。

3.7 まとめ

2 次元輸送計算による本格的な遮蔽解析の準備として行った、1 次元輸送計算による遮蔽解析上の各種パラメータの評価を Table 3.6 (中性子線量率及び中性子束)、及び Table 3.7 (ガンマ線量率及びガンマ線束) に示す。

我々が標準として採用してきた中性子 8 群ガンマ線 7 群のエネルギー構造、 S_N の角度分点数、184 点の空間メッシュ数等のパラメータは遮蔽解析上も充分と思われる。本来、比較的影響を受ける因子としては角度分点数 (S_N の N) であるがここでは 1 次元輸送計算によるバルク遮蔽解析であるので影響は小さかった。したがって、ストリーミング解析等 2 次元輸送計算で出合う問題に対しては、角度分点の数、角度分点の分割構造も含めた検討が必要である。

遮蔽解析が遮蔽設計に用いられる場合は、一般に安全側な評価結果（線量率で）が得られるよう遮蔽解析手法が採られる。ここで検討によれば、エネルギー群構造では中性子線量率が群構造の影響を受けやすく、詳細群の方が安全側の傾向がある。ガンマ線のエネルギー群構造には依存しない。空間メッシュ数では、中性子が体系の水素原子含有量の影響を受けやすいことに注意を要する。メッシュの分割構造にもこの領域に対して配慮すべきであろう。ガンマ線も多少はメッシュ数の影響を受けるため詳細メッシュの方が不難である。

2 次元輸送計算で用いられるブートストラップ法では、中性子線量率がその影響を受けやすい。線源評価計算では、通常は核計算結果の出力分布を利用することが多い。研究炉では、燃焼度が短いことによる度々の燃料交換による影響、実験物の影響、また、これらが絡む制御棒位置の変動等によって中性子束が影響を受け、その結果出力分布に影響を与える可能性がある。遮蔽解析上は、炉心外周の出力分布の寄与が大切なので、この影響の相乗効果もある。ここで検討でもわかる通り比較的計算コードによる違いもあるので注意する必要がある。

実際の遮蔽解析では、上記の注意を参考にしながら、計算機利用経済及び計算精度とのバランスを考えて決めることになる。

Table 3.1 Comparison of radial distributions of neutron dose rate
before(171 groups) and after(8 groups) collapsing

(mrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	171 groups	8 groups
1	FUEL	0.883	2.0729E+13	2.0513E+13
2	FUEL	2.649	2.0696E+13	2.0482E+13
3	FUEL	4.415	2.0631E+13	2.0418E+13
4	FUEL	6.181	2.0531E+13	2.0320E+13
5	FUEL	7.947	2.0390E+13	2.0181E+13
6	FUEL	9.713	2.0201E+13	1.9996E+13
7	FUEL	11.479	1.9954E+13	1.9752E+13
8	FUEL	13.245	1.9635E+13	1.9437E+13
9	FUEL	15.011	1.9226E+13	1.9032E+13
10	FUEL	16.777	1.8701E+13	1.8513E+13
11	FUEL	18.543	1.8027E+13	1.7843E+13
12	FUEL	20.309	1.7161E+13	1.6986E+13
13	FUEL	22.075	1.6019E+13	1.5855E+13
14	FUEL	23.841	1.4557E+13	1.4409E+13
15	FUEL	25.607	1.2236E+13	1.2096E+13
16	REFLCT	27.075	9.2529E+12	9.1118E+12
17	REFLCT	28.245	6.9790E+12	6.8513E+12
18	REFLCT	29.415	5.5948E+12	5.4752E+12
19	TANK	30.250	4.8975E+12	4.7809E+12
20	TANK	30.750	4.6433E+12	4.5313E+12
21	D20	31.837	3.9339E+12	3.8546E+12
22	D20	33.512	3.0226E+12	2.9847E+12
23	D20	35.187	2.4415E+12	2.4147E+12
24	D20	36.862	2.0250E+12	2.0003E+12
25	D20	38.537	1.7251E+12	1.6980E+12
26	D20	40.212	1.5017E+12	1.4714E+12
27	D20	41.887	1.3320E+12	1.2986E+12
28	D20	43.562	1.1998E+12	1.1642E+12
29	D20	45.237	1.0944E+12	1.0574E+12
30	D20	46.912	1.0084E+12	9.7086E+11
31	D20	48.587	9.3679E+11	8.9926E+11
32	D20	50.262	8.7583E+11	8.3886E+11
33	D20	51.937	8.2295E+11	7.8686E+11
34	D20	53.612	7.7627E+11	7.4132E+11
35	D20	55.287	7.3440E+11	7.0075E+11
36	D20	56.962	6.9636E+11	6.6412E+11
37	D20	58.637	6.6137E+11	6.3057E+11
38	D20	60.312	6.2888E+11	5.9954E+11
39	D20	61.987	5.9842E+11	5.7053E+11
40	D20	63.662	5.6970E+11	5.4325E+11
41	D20	65.337	5.4242E+11	5.1736E+11
42	D20	67.012	5.1641E+11	4.9271E+11
43	D20	68.687	4.9147E+11	4.6909E+11
44	D20	70.362	4.6751E+11	4.4640E+11
45	D20	72.037	4.4438E+11	4.2450E+11
46	D20	73.712	4.2204E+11	4.0336E+11
47	D20	75.387	4.0037E+11	3.8283E+11
48	D20	77.062	3.7935E+11	3.6294E+11
49	D20	78.737	3.5890E+11	3.4357E+11
50	D20	80.412	3.3900E+11	3.2473E+11

Table 3.1 (cont'd)

(mrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	171 groups	8 groups
51	D20	82.087	3.1959E+11	3.0633E+11
52	D20	83.762	3.0067E+11	2.8842E+11
53	D20	85.437	2.8217E+11	2.7087E+11
54	D20	87.112	2.6410E+11	2.5376E+11
55	D20	88.787	2.4641E+11	2.3698E+11
56	D20	90.462	2.2909E+11	2.2058E+11
57	D20	92.137	2.1212E+11	2.0448E+11
58	D20	93.812	1.9537E+11	1.8860E+11
59	D20	95.487	1.7913E+11	1.7322E+11
60	D20	97.162	1.6142E+11	1.5627E+11
61	TANK	98.499	1.4967E+11	1.4508E+11
62	TANK	99.499	1.4675E+11	1.4228E+11
63	H2O	101.249	1.0116E+11	9.7261E+10
64	H2O	103.749	3.5832E+10	3.2766E+10
65	H2O	106.249	1.1079E+10	9.3326E+09
66	H2O	108.749	4.4344E+09	4.0373E+09
67	H2O	111.249	2.4422E+09	2.2245E+09
68	H2O	113.749	9.1997E+08	8.3840E+08
69	H2O	116.249	4.9609E+08	4.9854E+08
70	H2O	118.749	2.3286E+08	2.2707E+08
71	H2O	121.249	1.2447E+08	1.1610E+08
72	H2O	123.749	6.8149E+07	5.0796E+07
73	H2O	126.249	3.0130E+07	2.5214E+07
74	H2O	128.749	1.7967E+07	1.5449E+07
75	H2O	131.249	9.9179E+06	6.2701E+06
76	H2O	133.749	5.2537E+06	4.3936E+06
77	H2O	136.249	3.4547E+06	2.2241E+06
78	H2O	138.749	2.0536E+06	1.3364E+06
79	H2O	141.249	1.2988E+06	7.4362E+05
80	H2O	143.749	8.9846E+05	4.7550E+05
81	H2O	146.249	6.0314E+05	2.9250E+05
82	H2O	148.749	4.1433E+05	2.0908E+05
83	H2O	151.249	2.9223E+05	1.3680E+05
84	H2O	153.749	2.1712E+05	9.6396E+04
85	H2O	156.249	1.5408E+05	6.7143E+04
86	H2O	158.749	1.1436E+05	5.0297E+04
87	H2O	161.249	8.4152E+04	3.5995E+04
88	H2O	163.749	6.2724E+04	2.6634E+04
89	H2O	166.249	4.6689E+04	1.9657E+04
90	H2O	168.749	3.5105E+04	1.4754E+04
91	H2O	171.249	2.6384E+04	1.0949E+04
92	H2O	173.749	1.9958E+04	8.2197E+03
93	H2O	176.249	1.5086E+04	6.1775E+03
94	H2O	178.749	1.1418E+04	4.6425E+03
95	H2O	181.249	8.6830E+03	3.5135E+03
96	H2O	183.749	6.5838E+03	2.6428E+03
97	H2O	186.249	5.0180E+03	1.9983E+03
98	H2O	188.749	3.8162E+03	1.5071E+03
99	H2O	191.249	2.9154E+03	1.1382E+03
100	H2O	193.749	2.2263E+03	8.5952E+02

Table 3.1 (cont'd)

(mrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	171 groups	8 groups
101	H2O	196.249	1.6987E+03	6.5022E+02
102	H2O	198.749	1.2985E+03	4.9130E+02
103	H2O	201.249	9.9396E+02	3.7164E+02
104	H2O	203.749	7.6243E+02	2.8104E+02
105	H2O	206.249	5.8397E+02	2.1252E+02
106	H2O	208.749	4.5015E+02	1.6121E+02
107	H2O	211.249	3.4514E+02	1.2224E+02
108	H2O	213.749	2.6708E+02	9.2962E+01
109	H2O	216.249	2.0616E+02	7.0671E+01
110	H2O	218.749	1.6111E+02	5.4430E+01
111	H2O	221.249	1.2657E+02	4.2120E+01
112	H2O	223.749	1.0660E+02	3.4944E+01
113	POOL.R	225.499	9.9299E+01	3.2047E+01
114	POOL.R	226.499	9.1081E+01	2.9443E+01
115	H.CONC	227.799	8.0205E+01	2.5978E+01
116	H.CONC	229.399	6.9081E+01	2.2409E+01
117	H.CONC	230.999	5.8682E+01	1.9014E+01
118	H.CONC	232.599	4.8237E+01	1.5592E+01
119	H.CONC	234.199	3.6511E+01	1.1729E+01

Table 3.2 Comparison of radial distributions of gamma-ray dose rate
before(36 groups) and after(7 groups) collapsing

(mrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	36 groups	7 groups
1	FUEL	0.883	2.2888E+12	2.2258E+12
2	FUEL	2.649	2.2825E+12	2.2198E+12
3	FUEL	4.415	2.2697E+12	2.2077E+12
4	FUEL	6.181	2.2506E+12	2.1897E+12
5	FUEL	7.947	2.2248E+12	2.1654E+12
6	FUEL	9.713	2.1920E+12	2.1343E+12
7	FUEL	11.479	2.1515E+12	2.0960E+12
8	FUEL	13.245	2.1027E+12	2.0498E+12
9	FUEL	15.011	2.0449E+12	1.9951E+12
10	FUEL	16.777	1.9775E+12	1.9313E+12
11	FUEL	18.543	1.8995E+12	1.8577E+12
12	FUEL	20.309	1.8109E+12	1.7737E+12
13	FUEL	22.075	1.7071E+12	1.6750E+12
14	FUEL	23.841	1.5893E+12	1.5585E+12
15	FUEL	25.607	1.3544E+12	1.3285E+12
16	REFLCT	27.075	1.0909E+12	1.0732E+12
17	REFLCT	28.245	9.2321E+11	9.1374E+11
18	REFLCT	29.415	8.1226E+11	8.0662E+11
19	TANK	30.250	7.3459E+11	7.3084E+11
20	TANK	30.750	6.7712E+11	6.7391E+11
21	D20	31.837	6.0102E+11	5.9817E+11
22	D20	33.512	5.1923E+11	5.1818E+11
23	D20	35.187	4.5482E+11	4.5459E+11
24	D20	36.862	4.0154E+11	4.0203E+11
25	D20	38.537	3.5626E+11	3.5732E+11
26	D20	40.212	3.1728E+11	3.1878E+11
27	D20	41.887	2.8342E+11	2.8524E+11
28	D20	43.562	2.5379E+11	2.5586E+11
29	D20	45.237	2.2773E+11	2.2998E+11
30	D20	46.912	2.0473E+11	2.0710E+11
31	D20	48.587	1.8436E+11	1.8681E+11
32	D20	50.262	1.6627E+11	1.6876E+11
33	D20	51.937	1.5017E+11	1.5268E+11
34	D20	53.612	1.3583E+11	1.3831E+11
35	D20	55.287	1.2303E+11	1.2546E+11
36	D20	56.962	1.1159E+11	1.1396E+11
37	D20	58.637	1.0136E+11	1.0365E+11
38	D20	60.312	9.2210E+10	9.4397E+10
39	D20	61.987	8.4017E+10	8.6096E+10
40	D20	63.662	7.6679E+10	7.8643E+10
41	D20	65.337	7.0108E+10	7.1948E+10
42	D20	67.012	6.4224E+10	6.5935E+10
43	D20	68.687	5.8956E+10	6.0537E+10
44	D20	70.362	5.4246E+10	5.5694E+10
45	D20	72.037	5.0038E+10	5.1351E+10
46	D20	73.712	4.6287E+10	4.7466E+10
47	D20	75.387	4.2949E+10	4.3993E+10
48	D20	77.062	3.9989E+10	4.0899E+10
49	D20	78.737	3.7376E+10	3.8156E+10
50	D20	80.412	3.5085E+10	3.5728E+10

Table 3.2 (cont'd)

(mrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	36 groups	7 groups
51	D20	82.087	3.3093E+10	3.3600E+10
52	D20	83.762	3.1386E+10	3.1756E+10
53	D20	85.437	2.9954E+10	3.0186E+10
54	D20	87.112	2.8793E+10	2.8887E+10
55	D20	88.787	2.7908E+10	2.7853E+10
56	D20	90.462	2.7322E+10	2.7114E+10
57	D20	92.137	2.7089E+10	2.6714E+10
58	D20	93.812	2.7292E+10	2.6744E+10
59	D20	95.487	2.8127E+10	2.7387E+10
60	D20	97.162	2.9954E+10	2.8989E+10
61	TANK	98.499	3.2682E+10	3.1542E+10
62	TANK	99.499	3.2589E+10	3.1114E+10
63	H20	101.249	3.0179E+10	2.8501E+10
64	H20	103.749	2.6053E+10	2.4487E+10
65	H20	106.249	2.1194E+10	2.0073E+10
66	H20	108.749	1.7628E+10	1.6771E+10
67	H20	111.249	1.4944E+10	1.4301E+10
68	H20	113.749	1.2837E+10	1.2346E+10
69	H20	116.249	1.1134E+10	1.0753E+10
70	H20	118.749	9.7269E+09	9.4261E+09
71	H20	121.249	8.5406E+09	8.3005E+09
72	H20	123.749	7.5282E+09	7.3353E+09
73	H20	126.249	6.6560E+09	6.5009E+09
74	H20	128.749	5.8996E+09	5.7749E+09
75	H20	131.249	5.2403E+09	5.1399E+09
76	H20	133.749	4.6632E+09	4.5826E+09
77	H20	136.249	4.1564E+09	4.0919E+09
78	H20	138.749	3.7102E+09	3.6587E+09
79	H20	141.249	3.3163E+09	3.2754E+09
80	H20	143.749	2.9679E+09	2.9357E+09
81	H20	146.249	2.6592E+09	2.6341E+09
82	H20	148.749	2.3853E+09	2.3659E+09
83	H20	151.249	2.1418E+09	2.1270E+09
84	H20	153.749	1.9251E+09	1.9141E+09
85	H20	156.249	1.7319E+09	1.7240E+09
86	H20	158.749	1.5596E+09	1.5541E+09
87	H20	161.249	1.4057E+09	1.4021E+09
88	H20	163.749	1.2680E+09	1.2659E+09
89	H20	166.249	1.1448E+09	1.1439E+09
90	H20	168.749	1.0343E+09	1.0344E+09
91	H20	171.249	9.3524E+08	9.3597E+08
92	H20	173.749	8.4629E+08	8.4752E+08
93	H20	176.249	7.6637E+08	7.6795E+08
94	H20	178.749	6.9447E+08	6.9627E+08
95	H20	181.249	6.2975E+08	6.3167E+08
96	H20	183.749	5.7144E+08	5.7342E+08
97	H20	186.249	5.1687E+08	5.2083E+08
98	H20	188.749	4.7144E+08	4.7331E+08
99	H20	191.249	4.2859E+08	4.3035E+08
100	H20	193.749	3.8987E+08	3.9147E+08

Table 3.2 (cont'd)

(nrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	36 groups	7 groups
101	H2O	196.249	3.5484E+08	3.5625E+08
102	H2O	198.749	3.2312E+08	3.2432E+08
103	H2O	201.249	2.9437E+08	2.9534E+08
104	H2O	203.749	2.6828E+08	2.6901E+08
105	H2O	206.249	2.4457E+08	2.4505E+08
106	H2O	208.749	2.2298E+08	2.2320E+08
107	H2O	211.249	2.0328E+08	2.0322E+08
108	H2O	213.749	1.8525E+08	1.8491E+08
109	H2O	216.249	1.6868E+08	1.6805E+08
110	H2O	218.749	1.5335E+08	1.5242E+08
111	H2O	221.249	1.3907E+08	1.3785E+08
112	H2O	223.749	1.2521E+08	1.2366E+08
113	POOL.R	225.499	1.0256E+08	1.0046E+08
114	POOL.R	226.499	8.0398E+07	7.7806E+07
115	H.CONC	227.799	6.5478E+07	6.3326E+07
116	H.CONC	229.399	5.5214E+07	5.3368E+07
117	H.CONC	230.999	4.6431E+07	4.4755E+07
118	H.CONC	232.599	3.8931E+07	3.7319E+07
119	H.CONC	234.199	3.1862E+07	3.0288E+07

Table 3.3 Comparison of radial distributions of total dose rate
before(207 groups) and (15 groups) collapsing

(mrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	Bfr collaps	Aft collaps
1	FUEL	0.883	2.3018E+13	2.2739E+13
2	FUEL	2.649	2.2979E+13	2.2701E+13
3	FUEL	4.415	2.2901E+13	2.2626E+13
4	FUEL	6.181	2.2781E+13	2.2509E+13
5	FUEL	7.947	2.2615E+13	2.2347E+13
6	FUEL	9.713	2.2393E+13	2.2130E+13
7	FUEL	11.479	2.2106E+13	2.1848E+13
8	FUEL	13.245	2.1738E+13	2.1487E+13
9	FUEL	15.011	2.1271E+13	2.1027E+13
10	FUEL	16.777	2.0678E+13	2.0444E+13
11	FUEL	18.543	1.9926E+13	1.9701E+13
12	FUEL	20.309	1.8972E+13	1.8760E+13
13	FUEL	22.075	1.7726E+13	1.7530E+13
14	FUEL	23.841	1.6146E+13	1.5968E+13
15	FUEL	25.607	1.3590E+13	1.3424E+13
16	REFLCT	27.075	1.0344E+13	1.0185E+13
17	REFLCT	28.245	7.9022E+12	7.7651E+12
18	REFLCT	29.415	6.4070E+12	6.2818E+12
19	TANK	30.250	5.6321E+12	5.5117E+12
20	TANK	30.750	5.3204E+12	5.2052E+12
21	D20	31.837	4.5350E+12	4.4528E+12
22	D20	33.512	3.5418E+12	3.5029E+12
23	D20	35.187	2.8964E+12	2.8693E+12
24	D20	36.862	2.4265E+12	2.4023E+12
25	D20	38.537	2.0814E+12	2.0553E+12
26	D20	40.212	1.8190E+12	1.7902E+12
27	D20	41.887	1.6154E+12	1.5839E+12
28	D20	43.562	1.4535E+12	1.4200E+12
29	D20	45.237	1.3221E+12	1.2874E+12
30	D20	46.912	1.2132E+12	1.1780E+12
31	D20	48.587	1.1211E+12	1.0861E+12
32	D20	50.262	1.0421E+12	1.0076E+12
33	D20	51.937	9.7312E+11	9.3953E+11
34	D20	53.612	9.1209E+11	8.7963E+11
35	D20	55.287	8.5743E+11	8.2621E+11
36	D20	56.962	8.0795E+11	7.7807E+11
37	D20	58.637	7.6273E+11	7.3421E+11
38	D20	60.312	7.2109E+11	6.9394E+11
39	D20	61.987	6.8244E+11	6.5663E+11
40	D20	63.662	6.4638E+11	6.2189E+11
41	D20	65.337	6.1253E+11	5.8931E+11
42	D20	67.012	5.8063E+11	5.5865E+11
43	D20	68.687	5.5043E+11	5.2962E+11
44	D20	70.362	5.2175E+11	5.0210E+11
45	D20	72.037	4.9442E+11	4.7585E+11
46	D20	73.712	4.6832E+11	4.5082E+11
47	D20	75.387	4.4332E+11	4.2683E+11
48	D20	77.062	4.1934E+11	4.0384E+11
49	D20	78.737	3.9627E+11	3.8172E+11
50	D20	80.412	3.7409E+11	3.6046E+11

Table 3.3 (cont'd)

(mrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	Bfr collaps	Aft collaps
51	D20	82.087	3.5268E+11	3.3993E+11
52	D20	83.762	3.3205E+11	3.2017E+11
53	D20	85.437	3.1212E+11	3.0106E+11
54	D20	87.112	2.9289E+11	2.8265E+11
55	D20	88.787	2.7431E+11	2.6483E+11
56	D20	90.462	2.5641E+11	2.4769E+11
57	D20	92.137	2.3921E+11	2.3119E+11
58	D20	93.812	2.2266E+11	2.1534E+11
59	D20	95.487	2.0726E+11	2.0060E+11
60	D20	97.162	1.9137E+11	1.8526E+11
61	TANK	98.499	1.8235E+11	1.7663E+11
62	TANK	99.499	1.7934E+11	1.7339E+11
63	H20	101.249	1.3133E+11	1.2576E+11
64	H20	103.749	6.1885E+10	5.7253E+10
65	H20	106.249	3.2273E+10	2.9405E+10
66	H20	108.749	2.2062E+10	2.0808E+10
67	H20	111.249	1.7386E+10	1.6526E+10
68	H20	113.749	1.3757E+10	1.3184E+10
69	H20	116.249	1.1630E+10	1.1251E+10
70	H20	118.749	9.9598E+09	9.6532E+09
71	H20	121.249	8.6651E+09	8.4166E+09
72	H20	123.749	7.5963E+09	7.3861E+09
73	H20	126.249	6.6861E+09	6.5261E+09
74	H20	128.749	5.9176E+09	5.7903E+09
75	H20	131.249	5.2503E+09	5.1462E+09
76	H20	133.749	4.6685E+09	4.5870E+09
77	H20	136.249	4.1599E+09	4.0941E+09
78	H20	138.749	3.7122E+09	3.6600E+09
79	H20	141.249	3.3176E+09	3.2762E+09
80	H20	143.749	2.9688E+09	2.9362E+09
81	H20	146.249	2.6598E+09	2.6344E+09
82	H20	148.749	2.3857E+09	2.3661E+09
83	H20	151.249	2.1421E+09	2.1272E+09
84	H20	153.749	1.9253E+09	1.9142E+09
85	H20	156.249	1.7321E+09	1.7241E+09
86	H20	158.749	1.5597E+09	1.5541E+09
87	H20	161.249	1.4058E+09	1.4021E+09
88	H20	163.749	1.2681E+09	1.2660E+09
89	H20	166.249	1.1448E+09	1.1439E+09
90	H20	168.749	1.0343E+09	1.0344E+09
91	H20	171.249	9.3526E+08	9.3598E+08
92	H20	173.749	8.4631E+08	8.4753E+08
93	H20	176.249	7.6638E+08	7.6795E+08
94	H20	178.749	6.9448E+08	6.9627E+08
95	H20	181.249	6.2976E+08	6.3168E+08
96	H20	183.749	5.7145E+08	5.7342E+08
97	H20	186.249	5.1888E+08	5.2053E+08
98	H20	188.749	4.7144E+08	4.7331E+08
99	H20	191.249	4.2860E+08	4.3035E+08
100	H20	193.749	3.8987E+08	3.9147E+08

Table 3.3 (cont'd)

(mrem/h)

No.	Material	Frm centr (cm)	Bfr collaps	Aft collaps
101	H2O	196.249	3.5484E+08	3.5625E+08
102	H2O	198.749	3.2312E+08	3.2432E+08
103	H2O	201.249	2.9437E+08	2.9534E+08
104	H2O	203.749	2.6828E+08	2.6901E+08
105	H2O	206.249	2.4457E+08	2.4505E+08
106	H2O	208.749	2.2298E+08	2.2320E+08
107	H2O	211.249	2.0328E+08	2.0322E+08
108	H2O	213.749	1.8526E+08	1.8491E+08
109	H2O	216.249	1.6868E+08	1.6805E+08
110	H2O	218.749	1.5335E+08	1.5242E+08
111	H2O	221.249	1.3907E+08	1.3785E+08
112	H2O	223.749	1.2521E+08	1.2366E+08
113	POOL.R	225.499	1.0256E+08	1.0046E+08
114	POOL.R	226.499	8.0398E+07	7.7806E+07
115	H.CONC	227.799	6.5478E+07	6.3326E+07
116	H.CONC	229.399	5.5214E+07	5.3368E+07
117	H.CONC	230.999	4.6431E+07	4.4755E+07
118	H.CONC	232.599	3.8931E+07	3.7319E+07
119	H.CONC	234.199	3.1882E+07	3.0286E+07

Table 3.4 Comparison of dose rates at three locations before and after collapsing (ratio of after-collaps to before-collaps)

Locations	Distance from center(cm)	Neutron	Gamma-ray	Neutron + gamma-ray
Core center	0.883	0.990	0.972	0.988
D ₂ O tnk cntr	63.662	0.954	1.026	0.962
Innr pl wall	225.5	0.323	0.980	0.980

Table 3.5 Shielding thickness for one-tenth attenuation
of neutron and gamma-ray dose rates

Shielding material	Thickness(cm)	
	Neutron	Gamma-ray
Water 0.99406 g/cm ³	26	63
Heavy water 1.102529 g/cm ³	42	43
Ordinary concrete 2.3 g/cm ³	39	33
Ordinary concrete 2.0 g/cm ³	37	37
Ordinary concrete 2.6 g /cm ³	34	29
Heavy concrete 3.45 g/cm ³	35	22
Heavy concrete 3.00 g/cm ³	39	25
Heavy concrete 3.90 g/cm ³	31	19
Lead(Pb) 11.344 g/cm ³	72	5
Steel(Fe) 7.86 g/cm ³	45	10
Neutron shield B ₄ C: 36.83 v/o	23	49
Neutron shield B ₄ C: 50.0 v/o	22.5	45
Neutron shield B ₄ C: 10.0 v/o	24	59

Table 3.6 Summary of the evaluated shielding parameters on neutrons calculated by ANISN

(Dose rate : rem/h ; Flux : neutrons/cm²•s)

Evaluation location	Items	$S_8, 140, 8n \cdot 7\gamma$	Standard		Spatial meshes		Energy group structure	
			S_{12}	S_{16}	224	96	8 n • 4 γ	12 n • 7 γ
Core center	Dose rate	1.720×10^{10}	1.722×10^{10}	1.707×10^{10}	1.718×10^{10}	1.720×10^{10}	1.687×10^{10}	1.687×10^{10}
	Fast neutron flux	1.012×10^{14}	1.013×10^{14}	1.013×10^{14}	1.002×10^{14}	1.010×10^{14}	1.012×10^{14}	1.002×10^{14}
	Epithermal neutron flux	2.287×10^{14}	2.288×10^{14}	2.288×10^{14}	2.289×10^{14}	2.289×10^{14}	2.287×10^{14}	2.012×10^{14}
	Thermal neutron flux	1.108×10^{14}	1.107×10^{14}	1.106×10^{14}	1.114×10^{14}	1.105×10^{14}	1.108×10^{14}	1.113×10^{14}
	Total neutron flux	4.407×10^{14}	4.408×10^{14}	4.407×10^{14}	4.404×10^{14}	4.404×10^{14}	4.407×10^{14}	4.414×10^{14}
Outer side irradiation element	Dose rate	1.784×10^{10}	1.785×10^{10}	1.786×10^{10}	1.832×10^{10}	1.761×10^{10}	1.784×10^{10}	1.762×10^{10}
	Fast neutron flux	1.065×10^{14}	1.066×10^{14}	1.066×10^{14}	1.105×10^{14}	1.045×10^{14}	1.065×10^{14}	1.060×10^{14}
	Epithermal neutron flux	2.262×10^{14}	2.263×10^{14}	2.263×10^{14}	2.245×10^{14}	2.271×10^{14}	2.262×10^{14}	1.973×10^{14}
	Thermal neutron flux	1.046×10^{14}	1.047×10^{14}	1.048×10^{14}	1.016×10^{14}	1.060×10^{14}	1.046×10^{14}	1.051×10^{14}
	Total neutron flux	4.373×10^{14}	4.376×10^{14}	4.377×10^{14}	4.366×10^{14}	4.376×10^{14}	4.373×10^{14}	4.382×10^{14}
Outer side core	Dose rate	1.401×10^{10}	1.403×10^{10}	1.404×10^{10}	1.267×10^{10}	1.494×10^{10}	1.401×10^{10}	1.408×10^{10}
	Fast neutron flux	8.788×10^{13}	8.808×10^{13}	8.818×10^{13}	7.873×10^{13}	9.422×10^{13}	8.788×10^{13}	8.786×10^{13}
	Epithermal neutron flux	1.472×10^{14}	1.471×10^{14}	1.471×10^{14}	1.403×10^{14}	1.527×10^{14}	1.472×10^{14}	1.249×10^{14}
	Thermal neutron flux	6.387×10^{13}	6.271×10^{13}	6.220×10^{13}	6.076×10^{13}	6.547×10^{13}	6.387×10^{13}	6.394×10^{13}
	Total neutron flux	2.989×10^{14}	2.979×10^{14}	2.975×10^{14}	2.798×10^{14}	3.124×10^{14}	2.989×10^{14}	2.990×10^{14}
Outer side Be reflector	Dose rate	5.836×10^9	5.838×10^9	5.813×10^9	4.885×10^9	6.905×10^9	5.836×10^9	5.858×10^9
	Fast neutron flux	3.093×10^{13}	3.109×10^{13}	3.096×10^{13}	2.656×10^{13}	3.690×10^{13}	3.093×10^{13}	3.100×10^{13}
	Epithermal neutron flux	9.891×10^{13}	9.885×10^{13}	8.886×10^{13}	9.075×10^{13}	1.079×10^{14}	9.891×10^{13}	8.828×10^{13}
	Thermal neutron flux	1.100×10^{14}	1.052×10^{14}	1.033×10^{14}	4.278×10^{13}	1.436×10^{14}	1.100×10^{14}	1.104×10^{14}
	Total neutron flux	2.398×10^{14}	2.352×10^{14}	2.332×10^{14}	1.601×10^{14}	2.885×10^{14}	2.398×10^{14}	2.410×10^{14}

Table 3.6 (cont'd)

Evaluation location	Items	Standard (S _b , 140, 8n•7r)	S _N				Spatial meshes		Energy group structure
			S ₁₆	S ₁₆	224	96	8 n • 4 r	12 n • 7 r	
Inner side heavy water	Dose rate	4.276 × 10 ⁹	4.261 × 10 ⁹	4.260 × 10 ⁹	4.031 × 10 ⁹	4.632 × 10 ⁹	4.276 × 10 ⁹	4.303 × 10 ⁹	
	Fast neutron flux	2.069 × 10 ¹³	2.073 × 10 ¹³	2.078 × 10 ¹³	1.983 × 10 ¹³	2.239 × 10 ¹³	2.069 × 10 ¹³	2.087 × 10 ¹³	
	Epithermal neutron flux	8.151 × 10 ¹³	8.144 × 10 ¹³	8.143 × 10 ¹³	8.069 × 10 ¹³	8.319 × 10 ¹³	8.150 × 10 ¹³	7.456 × 10 ¹³	
	Thermal neutron flux	1.290 × 10 ¹⁴	1.236 × 10 ¹⁴	1.213 × 10 ¹⁴	9.836 × 10 ¹³	1.539 × 10 ¹⁴	1.290 × 10 ¹⁴	1.299 × 10 ¹⁴	
	Total neutron flux	2.312 × 10 ¹⁴	2.258 × 10 ¹⁴	2.235 × 10 ¹⁴	1.989 × 10 ¹⁴	2.594 × 10 ¹⁴	2.312 × 10 ¹⁴	2.334 × 10 ¹⁴	
Outer side heavy water	Dose rate	7.704 × 10 ⁷	7.903 × 10 ⁷	8.059 × 10 ⁷	1.170 × 10 ⁸	6.193 × 10 ⁷	7.703 × 10 ⁷	7.774 × 10 ⁷	
	Fast neutron flux	3.693 × 10 ⁸	3.832 × 10 ⁸	3.877 × 10 ⁸	3.948 × 10 ⁸	3.381 × 10 ⁸	3.693 × 10 ⁸	4.815 × 10 ⁸	
	Epithermal neutron flux	8.014 × 10 ⁹	8.131 × 10 ⁹	8.171 × 10 ⁹	9.287 × 10 ⁹	7.204 × 10 ⁹	8.013 × 10 ⁹	8.115 × 10 ⁹	
	Thermal neutron flux	2.091 × 10 ¹³	2.145 × 10 ¹³	2.188 × 10 ¹³	3.177 × 10 ¹³	1.681 × 10 ¹³	2.091 × 10 ¹³	2.110 × 10 ¹³	
	Total neutron flux	2.092 × 10 ¹³	2.146 × 10 ¹³	2.189 × 10 ¹³	3.178 × 10 ¹³	1.682 × 10 ¹³	2.092 × 10 ¹³	2.111 × 10 ¹³	
Outer side D ₂ O tank	Dose rate	6.667 × 10 ⁷	6.816 × 10 ⁷	6.942 × 10 ⁷	9.750 × 10 ⁷	5.587 × 10 ⁷	6.667 × 10 ⁷	6.730 × 10 ⁷	
	Fast neutron flux	3.065 × 10 ⁸	3.211 × 10 ⁸	3.265 × 10 ⁸	2.912 × 10 ⁸	3.047 × 10 ⁸	3.065 × 10 ⁸	3.985 × 10 ⁸	
	Epithermal neutron flux	5.527 × 10 ⁹	5.612 × 10 ⁹	5.645 × 10 ⁹	5.752 × 10 ⁹	5.509 × 10 ⁹	5.526 × 10 ⁹	5.608 × 10 ⁹	
	Thermal neutron flux	1.810 × 10 ¹³	1.851 × 10 ¹³	1.885 × 10 ¹³	2.648 × 10 ¹³	1.517 × 10 ¹³	1.810 × 10 ¹³	1.827 × 10 ¹³	
	Total neutron flux	1.811 × 10 ¹³	1.851 × 10 ¹³	1.885 × 10 ¹³	2.649 × 10 ¹³	1.517 × 10 ¹³	1.811 × 10 ¹³	1.828 × 10 ¹³	
Outer side pool water	Dose rate	1.616 × 10 ⁻²	1.876 × 10 ⁻²	1.970 × 10 ⁻²	1.599 × 10 ⁻²	1.567 × 10 ⁻²	1.615 × 10 ⁻²	1.783 × 10 ⁻²	
	Fast neutron flux	1.030 × 10 ²	1.197 × 10 ²	1.260 × 10 ²	1.018 × 10 ²	8.988 × 10 ¹	1.030 × 10 ²	1.113 × 10 ²	
	Epithermal neutron flux	8.387 × 10 ¹	9.750 × 10 ¹	1.029 × 10 ²	8.886 × 10 ¹	7.126 × 10 ¹	8.387 × 10 ¹	8.409 × 10 ¹	
	Thermal neutron flux	2.560 × 10 ²	2.903 × 10 ²	2.918 × 10 ²	2.351 × 10 ²	6.538 × 10 ²	2.529 × 10 ²	2.737 × 10 ²	
	Total neutron flux	4.428 × 10 ²	5.075 × 10 ²	5.208 × 10 ²	4.257 × 10 ²	8.149 × 10 ²	4.398 × 10 ²	4.818 × 10 ²	

Table 3.6 (cont'd)

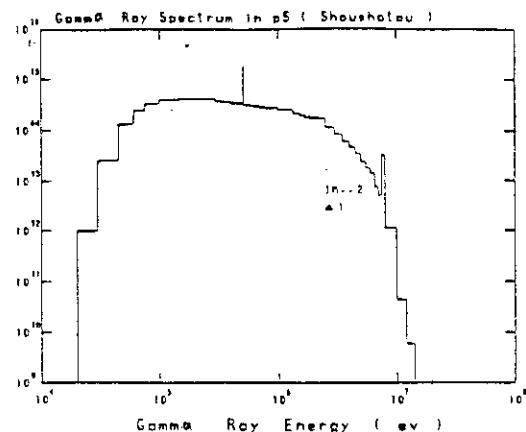
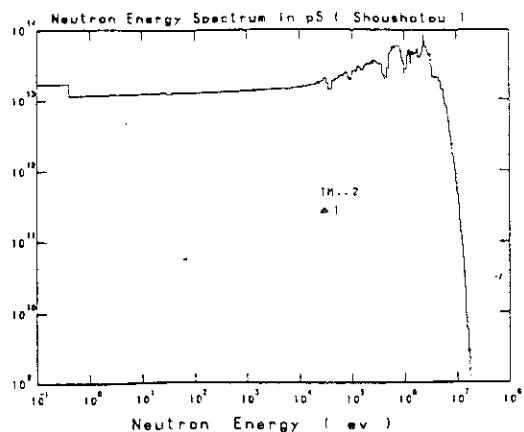
(Dose rate : rem/h ; neutrons / cm²•s)

Evaluation location	Items	Standard (S ₈ ,140,8n•7r)		S _N		Spatial meshes		Energy group structure
		S ₁₂	S ₁₆	224	96	8 n • 47	12 n • 77	
Outer side liner	Dose rate	1.428 × 10 ⁻²	1.682 × 10 ⁻²	1.780 × 10 ⁻²	1.432 × 10 ⁻²	1.377 × 10 ⁻²	1.428 × 10 ⁻²	1.584 × 10 ⁻²
	Fast neutron flux	9.314 × 10 ¹	1.097 × 10 ²	1.162 × 10 ²	9.363 × 10 ¹	8.558 × 10 ¹	9.314 × 10 ¹	1.019 × 10 ²
	Epithermal neutron flux	8.948 × 10 ¹	1.045 × 10 ²	1.105 × 10 ²	9.434 × 10 ¹	7.902 × 10 ¹	8.948 × 10 ¹	8.264 × 10 ¹
	Thermal neutron flux	5.855 × 10 ¹	7.143 × 10 ¹	7.407 × 10 ¹	3.017 × 10 ¹	2.516 × 10 ²	5.839 × 10 ¹	6.227 × 10 ¹
	Total neutron flux	2.412 × 10 ²	2.857 × 10 ²	3.008 × 10 ²	2.181 × 10 ²	4.162 × 10 ²	2.410 × 10 ²	2.655 × 10 ²
Outer side heavy concrete	Dose rate	3.933 × 10 ⁻⁴	4.659 × 10 ⁻⁴	4.938 × 10 ⁻⁴	4.147 × 10 ⁻⁴	3.409 × 10 ⁻⁴	3.933 × 10 ⁻⁴	4.192 × 10 ⁻⁴
	Fast neutron flux	2.457	2.912	3.087	2.592	2.127	2.457	2.620
	Epithermal neutron flux	3.663	4.307	4.554	3.847	3.193	3.663	3.449
	Thermal neutron flux	3.503 × 10 ⁻¹	4.112 × 10 ⁻¹	4.345 × 10 ⁻¹	3.672 × 10 ⁻¹	3.068 × 10 ⁻¹	3.503 × 10 ⁻¹	3.966 × 10 ⁻¹
	Total neutron flux	6.470	7.630	8.076	6.806	5.626	6.470	7.113

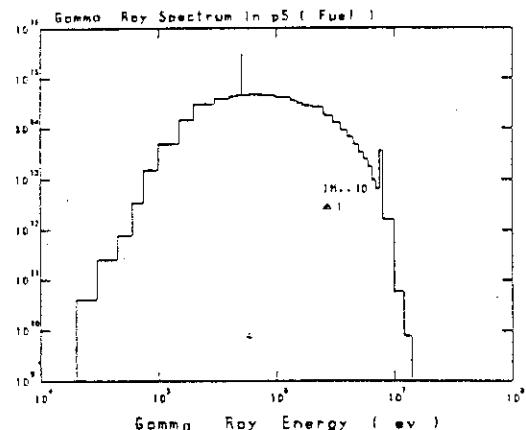
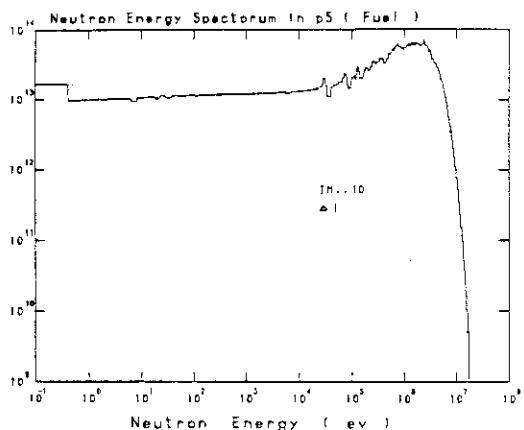
Table 3.7 Summary of the evaluated shielding parameters on gamma rays calculated by ANISN

(Dose rate : rem/h : Flux : ph/photons/cm²•s)

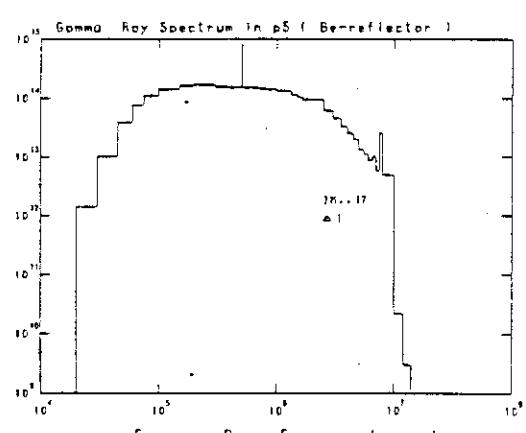
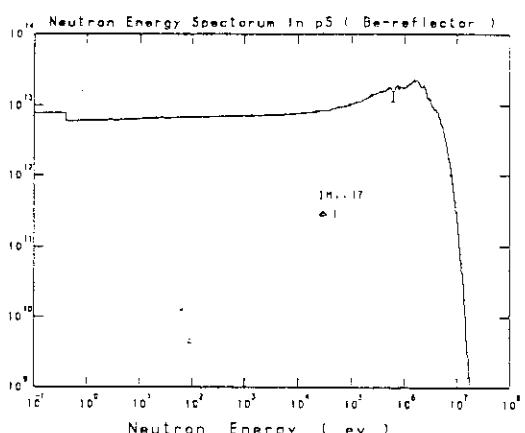
Evaluation location	Items	Standard		S _N		Spatial meshes		Energy group structure
		(S ₈ , 140, 8n•7r)	S ₁₂	S ₁₆	224	96	8n • 4r	
Core center	Dose rate	1.537 × 10 ⁹	1.540 × 10 ⁹	1.505 × 10 ⁹	1.525 × 10 ⁹	1.513 × 10 ⁹	1.671 × 10 ⁹	1.671 × 10 ⁹
	Flux	1.235 × 10 ¹⁵	1.235 × 10 ¹⁵	1.230 × 10 ¹⁵	1.241 × 10 ¹⁵	1.223 × 10 ¹⁵	1.467 × 10 ¹⁵	
Outer side irradiation el.	Dose rate	1.607 × 10 ⁹	1.607 × 10 ⁹	1.608 × 10 ⁹	1.706 × 10 ⁹	1.566 × 10 ⁹	1.578 × 10 ⁹	1.745 × 10 ⁹
	Flux	1.211 × 10 ¹⁵	1.211 × 10 ¹⁵	1.212 × 10 ¹⁵	1.203 × 10 ¹⁵	1.218 × 10 ¹⁵	1.199 × 10 ¹⁵	1.441 × 10 ¹⁵
Outer side core	Dose rate	1.424 × 10 ⁹	1.425 × 10 ⁹	1.426 × 10 ⁹	1.227 × 10 ⁹	1.569 × 10 ⁹	1.414 × 10 ⁹	1.516 × 10 ⁹
	Flux	8.142 × 10 ¹⁴	8.137 × 10 ¹⁴	8.137 × 10 ¹⁴	7.178 × 10 ¹⁴	8.877 × 10 ¹⁴	8.157 × 10 ¹⁴	9.490 × 10 ¹⁴
Outer side Be reflector	Dose rate	6.937 × 10 ⁸	6.891 × 10 ⁸	6.918 × 10 ⁸	6.135 × 10 ⁸	7.720 × 10 ⁸	6.909 × 10 ⁸	7.373 × 10 ⁸
	Flux	5.229 × 10 ¹⁴	5.216 × 10 ¹⁴	5.216 × 10 ¹⁴	4.751 × 10 ¹⁴	5.649 × 10 ¹⁴	5.347 × 10 ¹⁴	5.976 × 10 ¹⁴
Inner side heavy water	Dose rate	5.528 × 10 ⁸	5.520 × 10 ⁸	5.516 × 10 ⁸	5.019 × 10 ⁸	6.234 × 10 ⁸	5.477 × 10 ⁸	5.868 × 10 ⁸
	Flux	4.291 × 10 ¹⁴	4.276 × 10 ¹⁴	4.267 × 10 ¹⁴	3.997 × 10 ¹⁴	4.780 × 10 ¹⁴	4.343 × 10 ¹⁴	4.875 × 10 ¹⁴
Outer side heavy water	Dose rate	1.403 × 10 ⁷	1.421 × 10 ⁷	1.436 × 10 ⁷	1.660 × 10 ⁷	1.223 × 10 ⁷	1.292 × 10 ⁷	1.418 × 10 ⁷
	Flux	9.815 × 10 ¹²	9.949 × 10 ¹²	1.002 × 10 ¹³	1.113 × 10 ¹³	8.876 × 10 ¹²	9.723 × 10 ¹²	1.002 × 10 ¹³
Outer side D ₂ O tank	Dose rate	1.515 × 10 ⁷	1.578 × 10 ⁷	1.636 × 10 ⁷	1.934 × 10 ⁷	1.269 × 10 ⁷	1.360 × 10 ⁷	1.529 × 10 ⁷
	Flux	8.689 × 10 ¹²	8.877 × 10 ¹²	9.016 × 10 ¹²	1.015 × 10 ¹³	8.478 × 10 ¹²	8.652 × 10 ¹²	8.829 × 10 ¹²
Outer side pool water	Dose rate	4.047 × 10 ⁴	4.202 × 10 ⁴	4.268 × 10 ⁴	4.577 × 10 ⁴	3.649 × 10 ⁴	4.214 × 10 ⁴	4.078 × 10 ⁴
	Flux	2.704 × 10 ¹⁰	2.810 × 10 ¹⁰	2.853 × 10 ¹⁰	2.843 × 10 ¹⁰	2.437 × 10 ¹⁰	2.898 × 10 ¹⁰	2.726 × 10 ¹⁰
Outer side liner	Dose rate	2.662 × 10 ⁴	2.775 × 10 ⁴	2.824 × 10 ⁴	2.850 × 10 ⁴	3.210 × 10 ⁴	2.670 × 10 ⁴	2.681 × 10 ⁴
	Flux	1.269 × 10 ¹⁰	1.321 × 10 ¹⁰	1.343 × 10 ¹⁰	1.298 × 10 ¹⁰	1.894 × 10 ¹⁰	1.382 × 10 ¹⁰	1.279 × 10 ¹⁰
Outer side heavy concrete	Dose rate	3.547 × 10 ²	3.856 × 10 ²	3.984 × 10 ²	4.473 × 10 ²	3.122 × 10 ²	3.207 × 10 ²	3.571 × 10 ²
	Flux	1.284 × 10 ⁸	1.393 × 10 ⁸	1.439 × 10 ⁸	1.600 × 10 ⁸	1.135 × 10 ⁸	1.186 × 10 ⁸	1.292 × 10 ⁸



Irradiation element



Fuel region

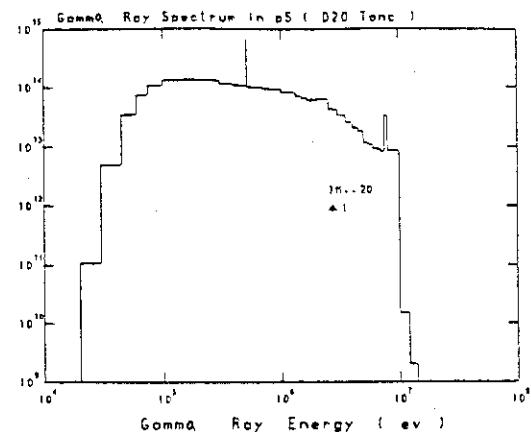
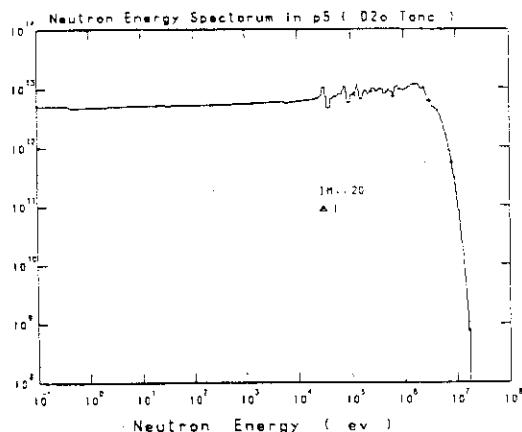


Beryllium reflector

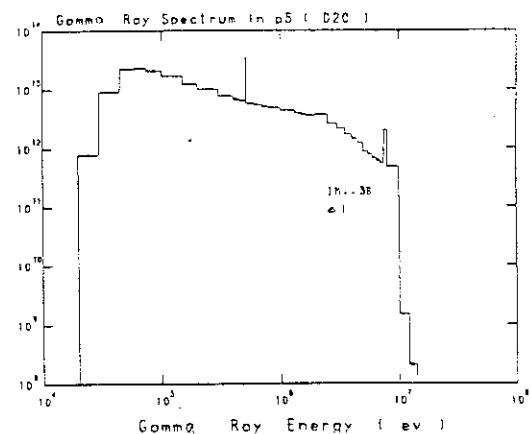
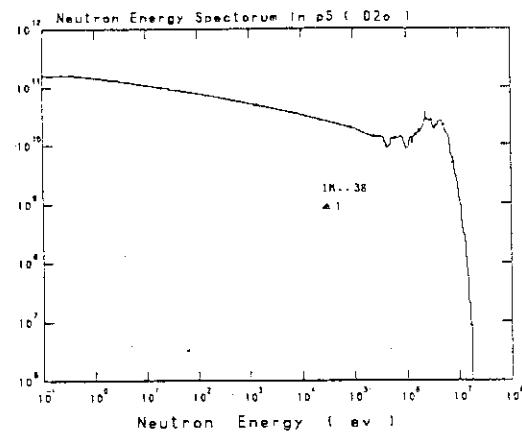
(a) Neutron spectra (flux/lethargy)

(b) Gamma-ray spectra (flux/lethargy)

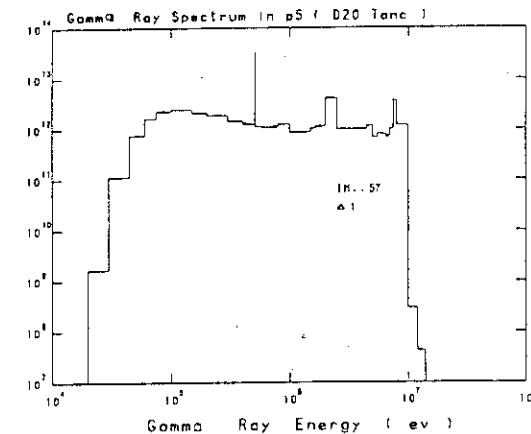
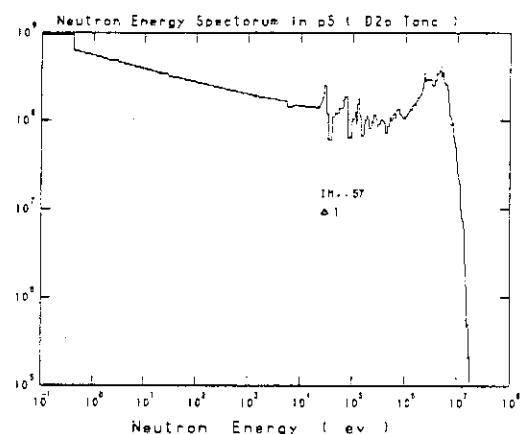
Fig. 3.1 Neutron and gamma-ray spectra for each region



Heavy water tank(inner)



Heavy water reflector

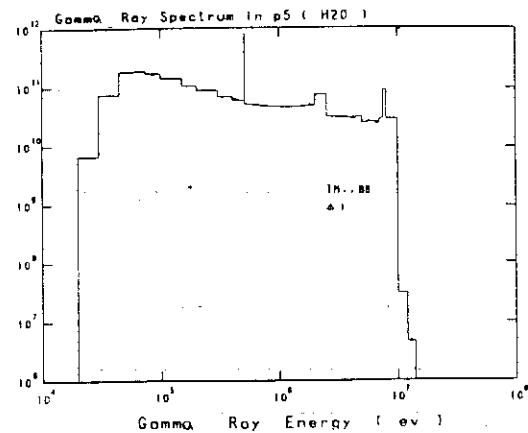
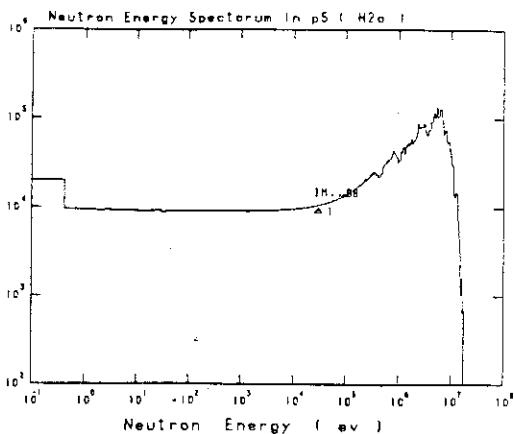


Heavy water tank(outer)

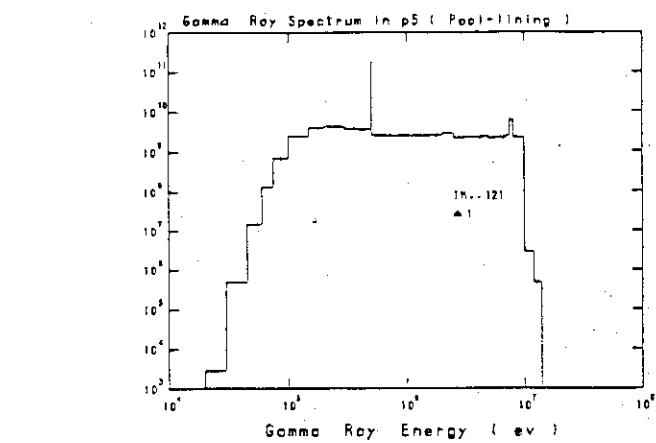
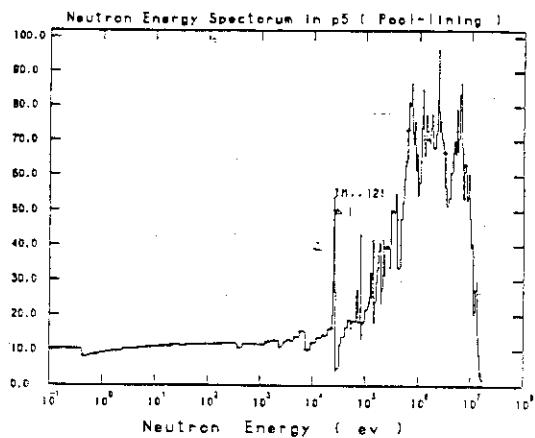
(a) Neutron spectra

(b) Gamma-ray spectra

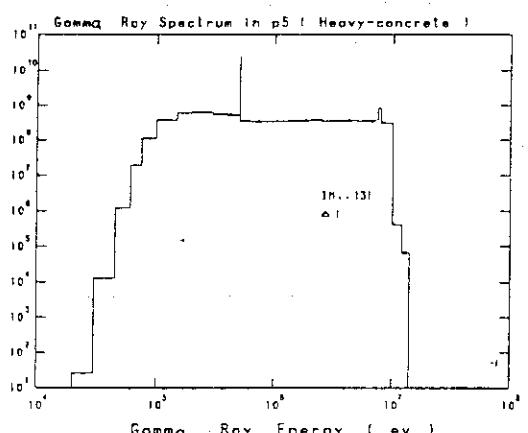
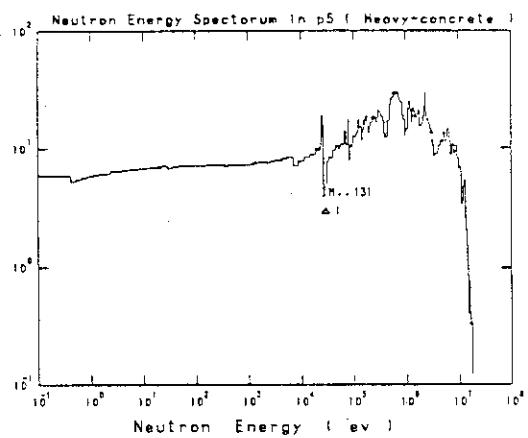
Fig. 3.1 (Cont'd)



Reactor pool water



Liner



Heavy concrete

(a) Neutron spectra

(b) Gamma-ray spectra

Fig. 3.1 (Cont'd)

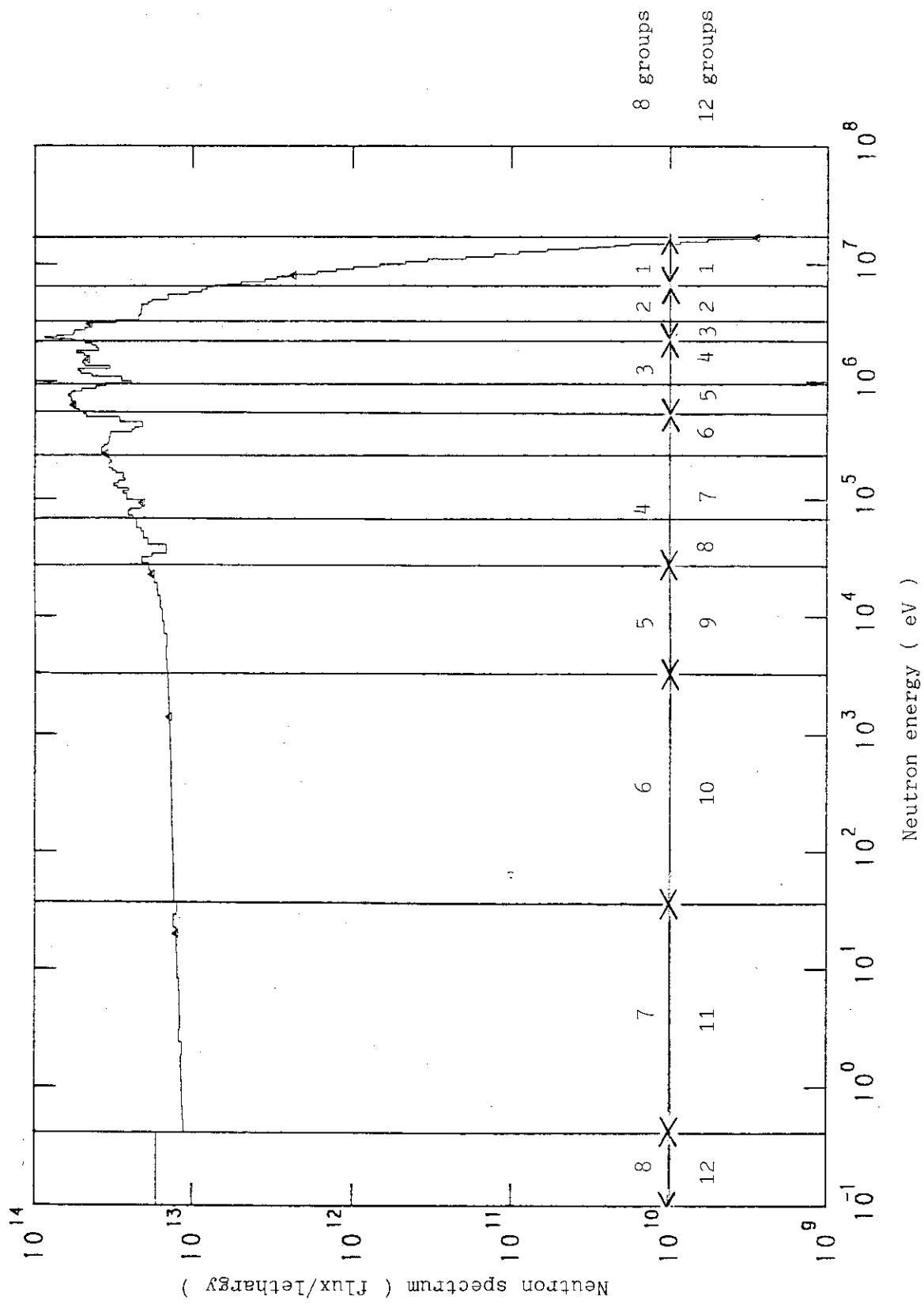


Fig. 3.2 Neutron spectrum at core center and collapsed group structure

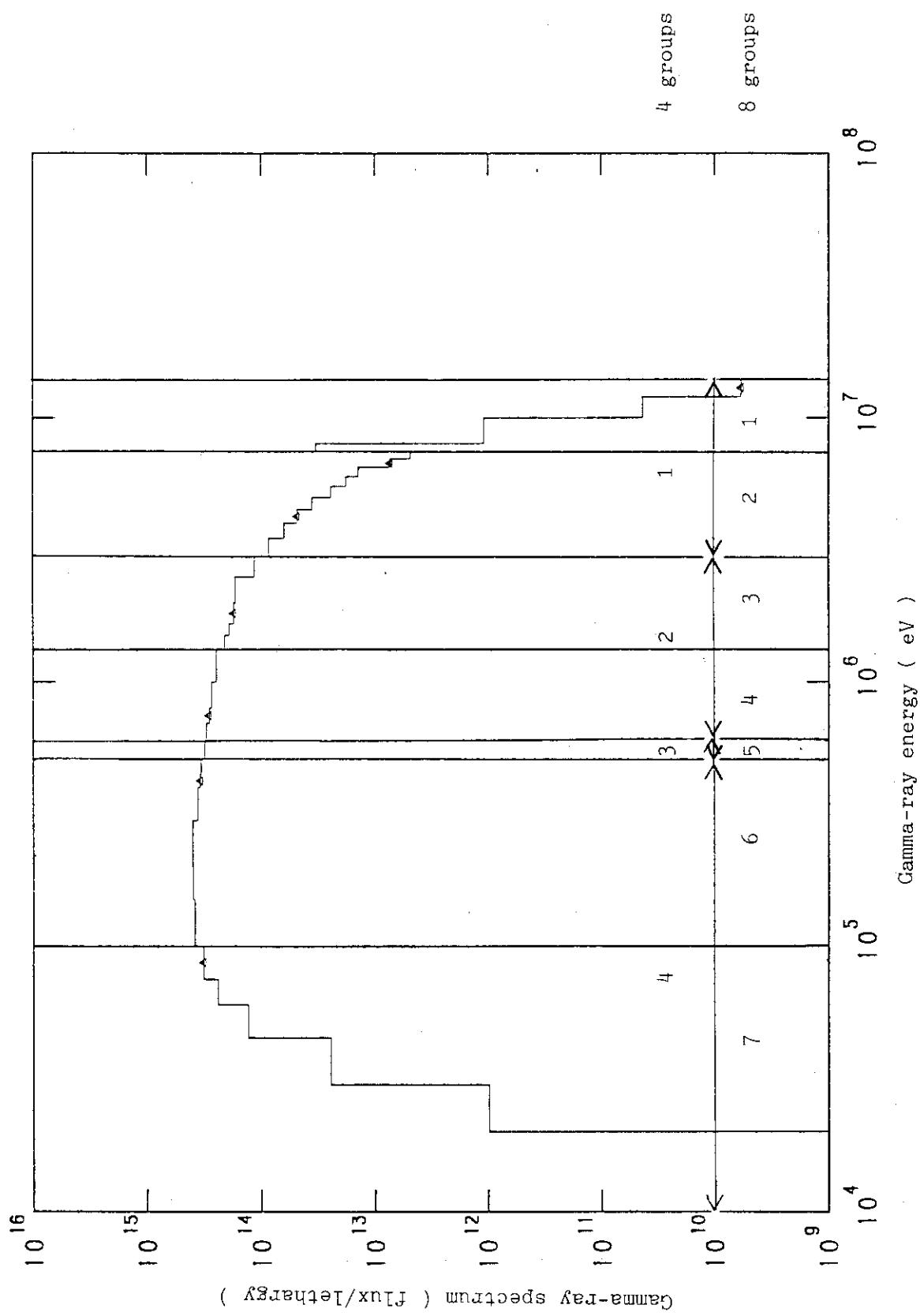


Fig. 3.3 Gamma-ray spectrum at core center and collapsed group structure

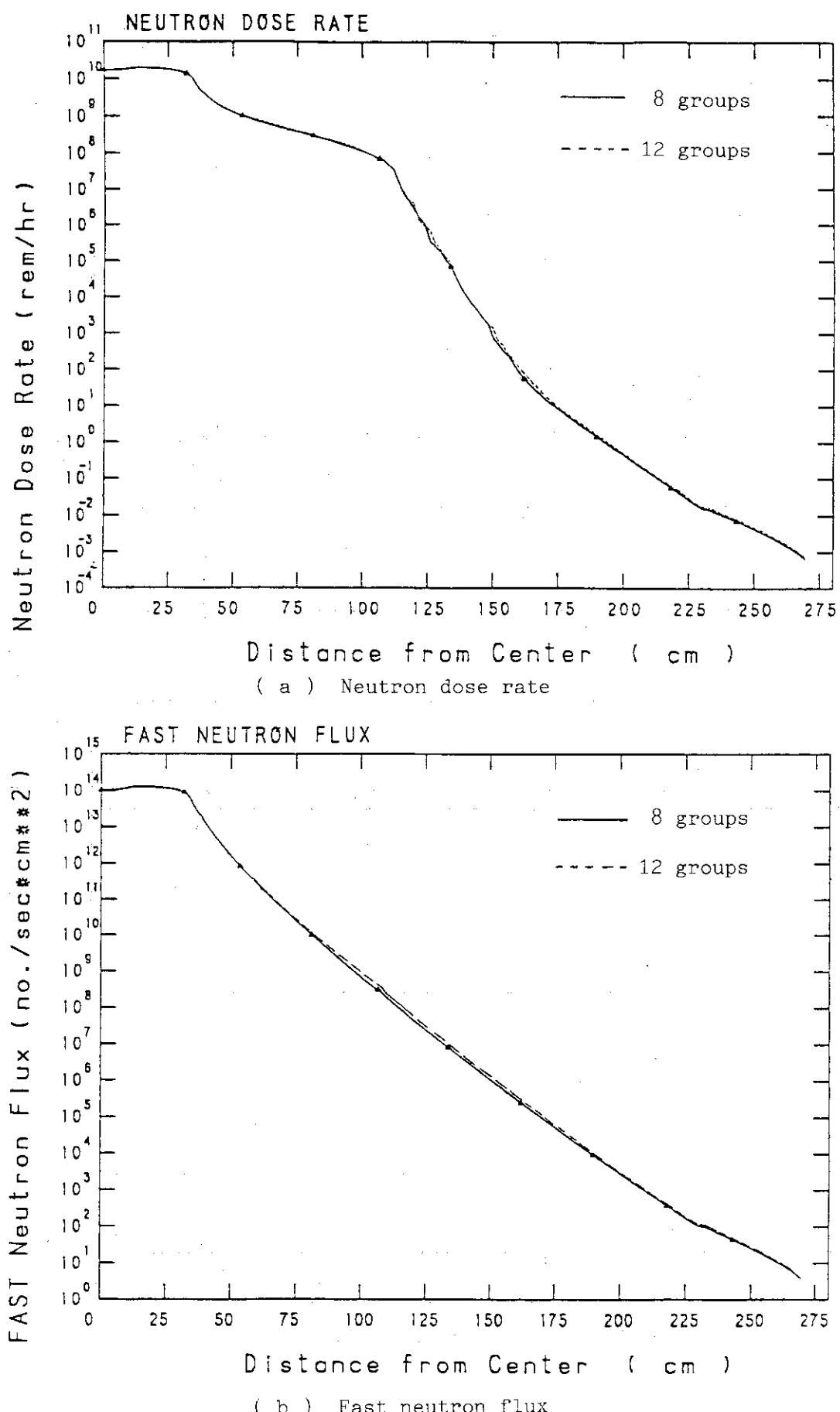


Fig. 3.4 Effects of energy group structures on dose rates

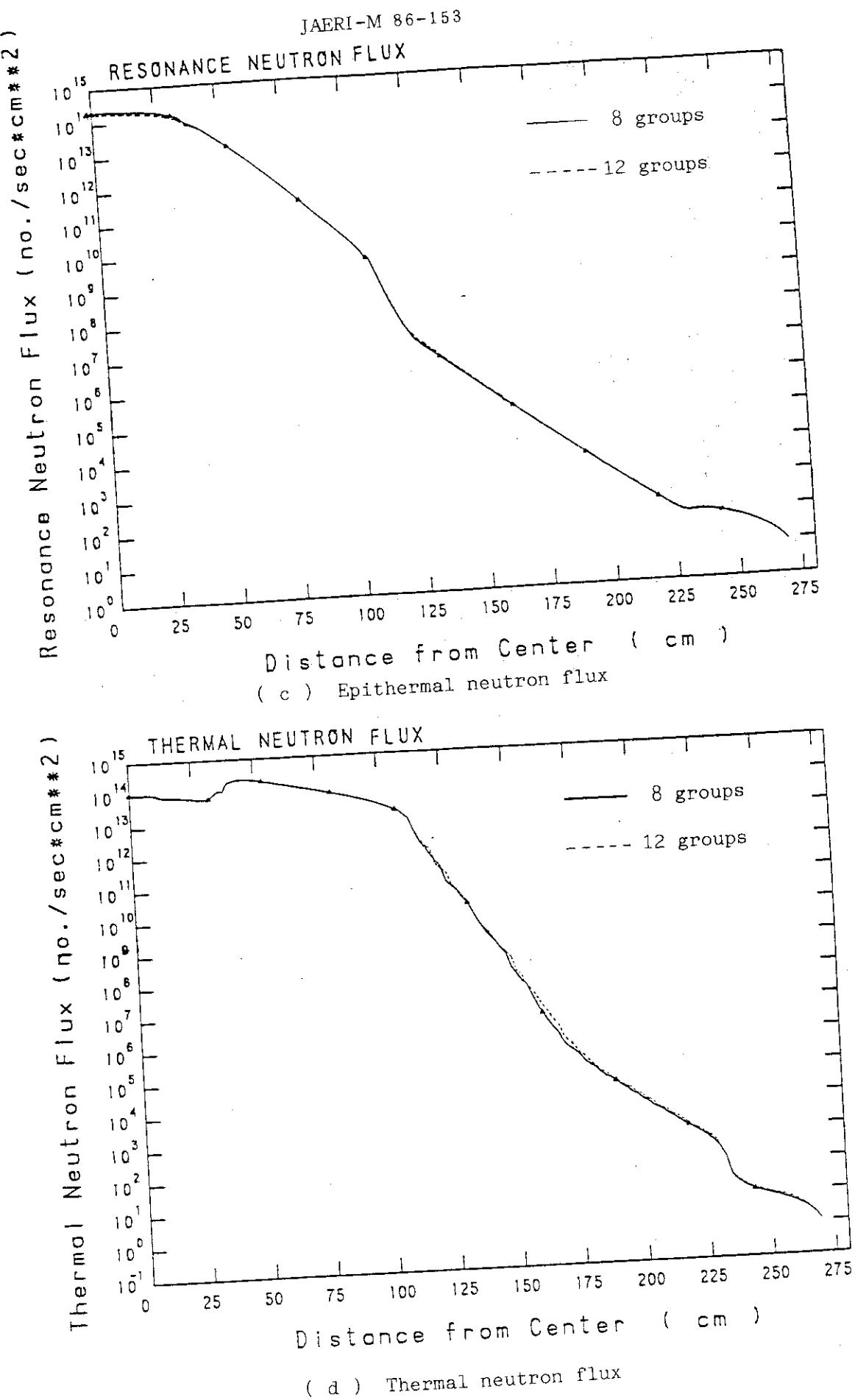
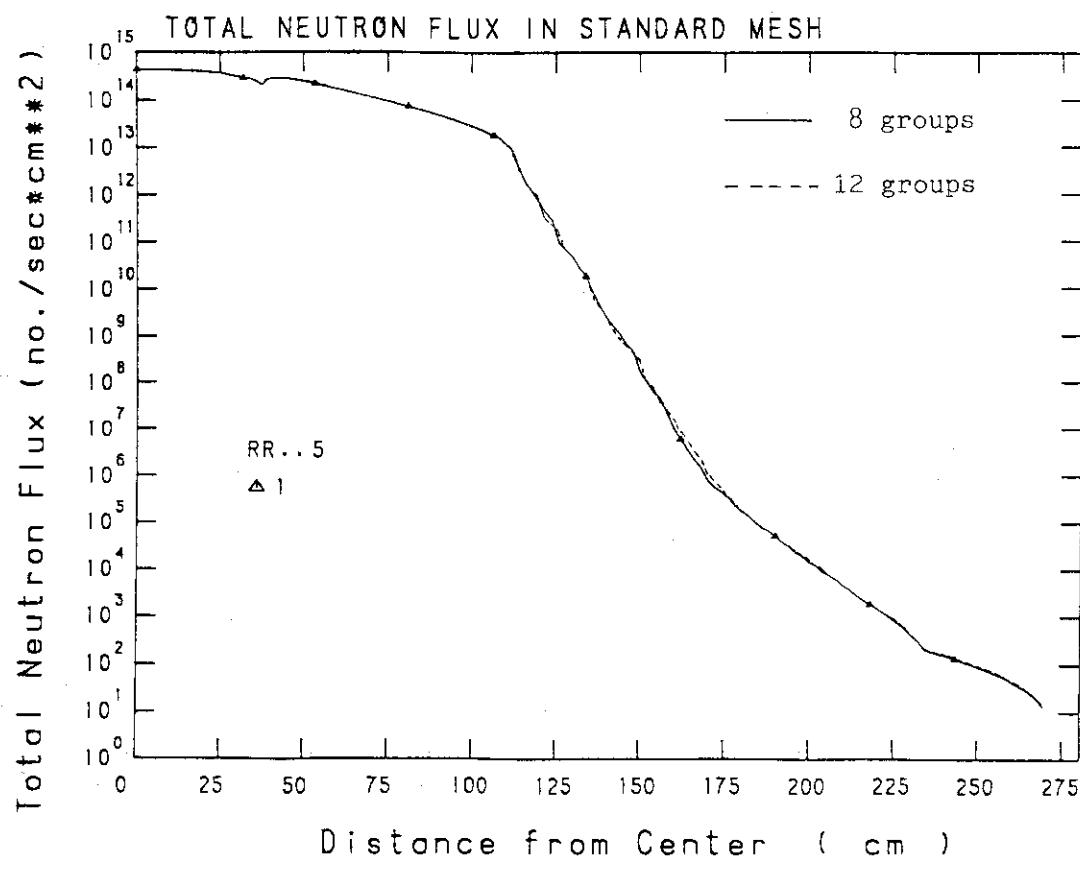


Fig. 3.4 (cont'd)



(e) Total neutron flux

Fig. 3.4(cont'd)

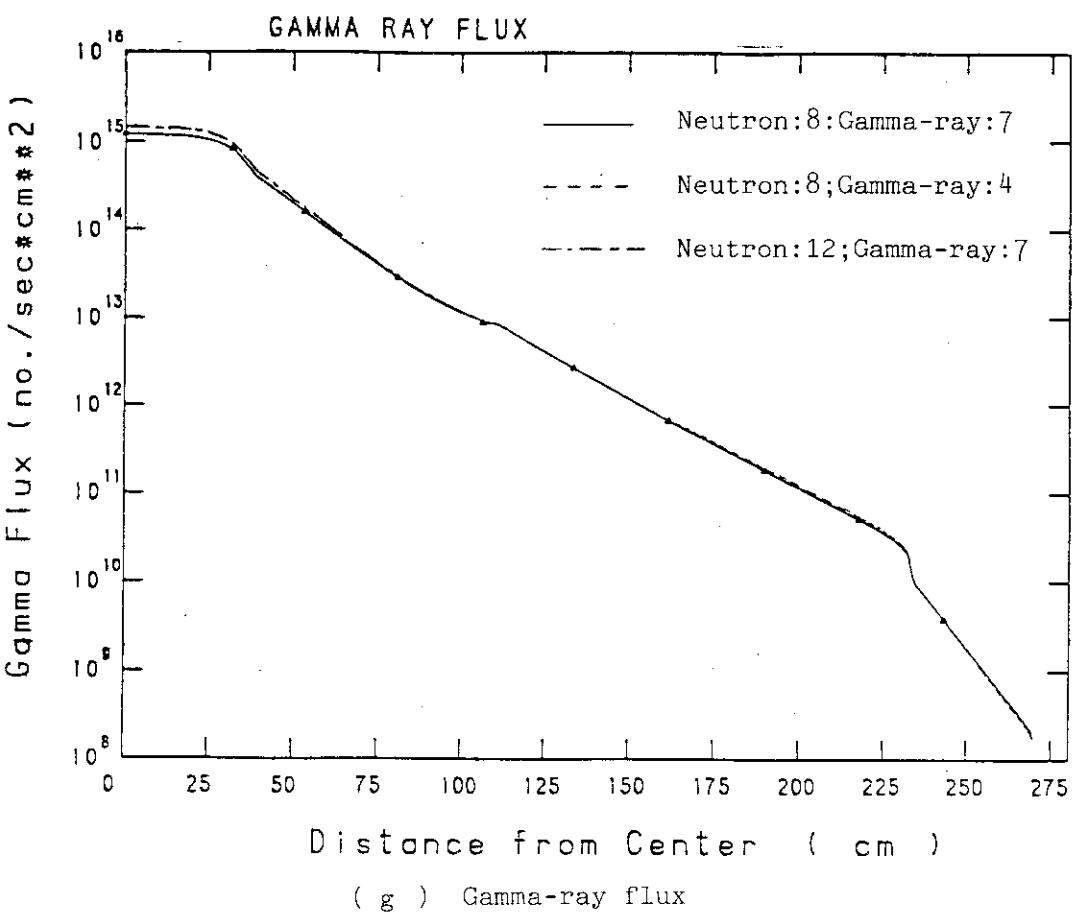
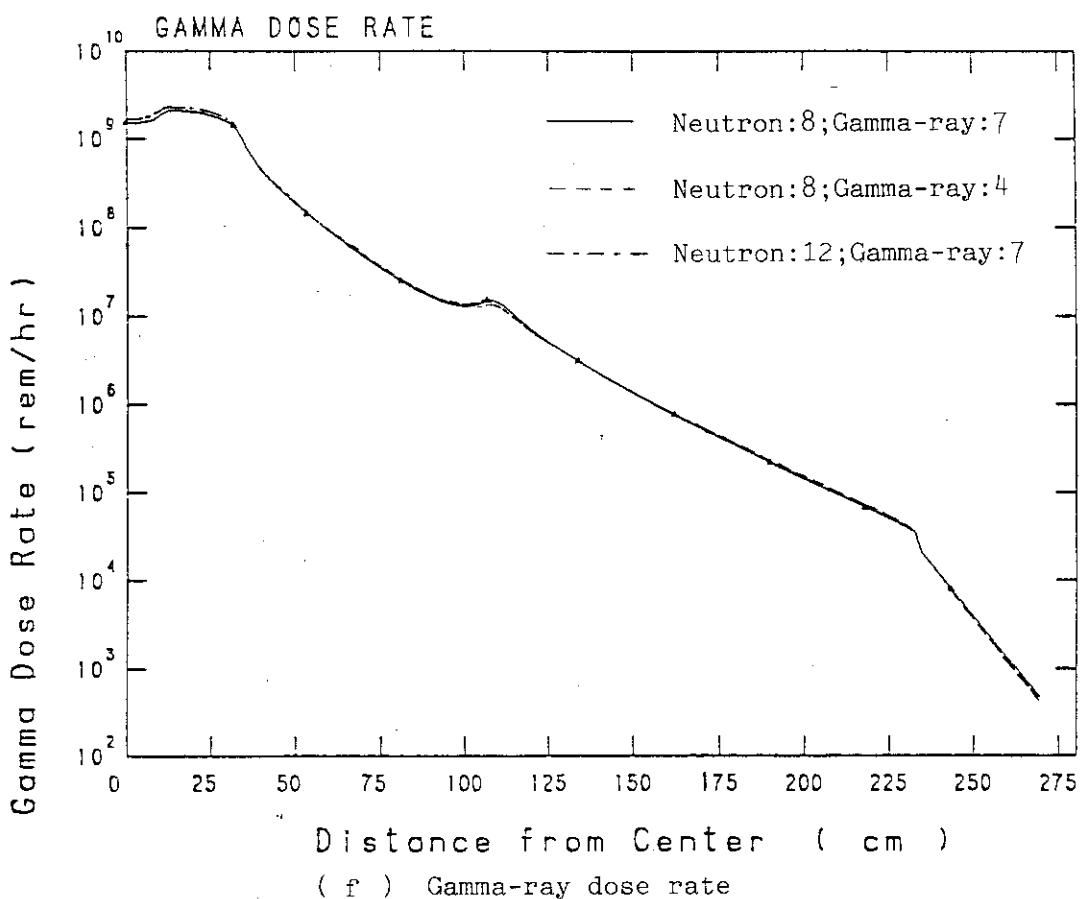


Fig. 3.4 (cont'd)

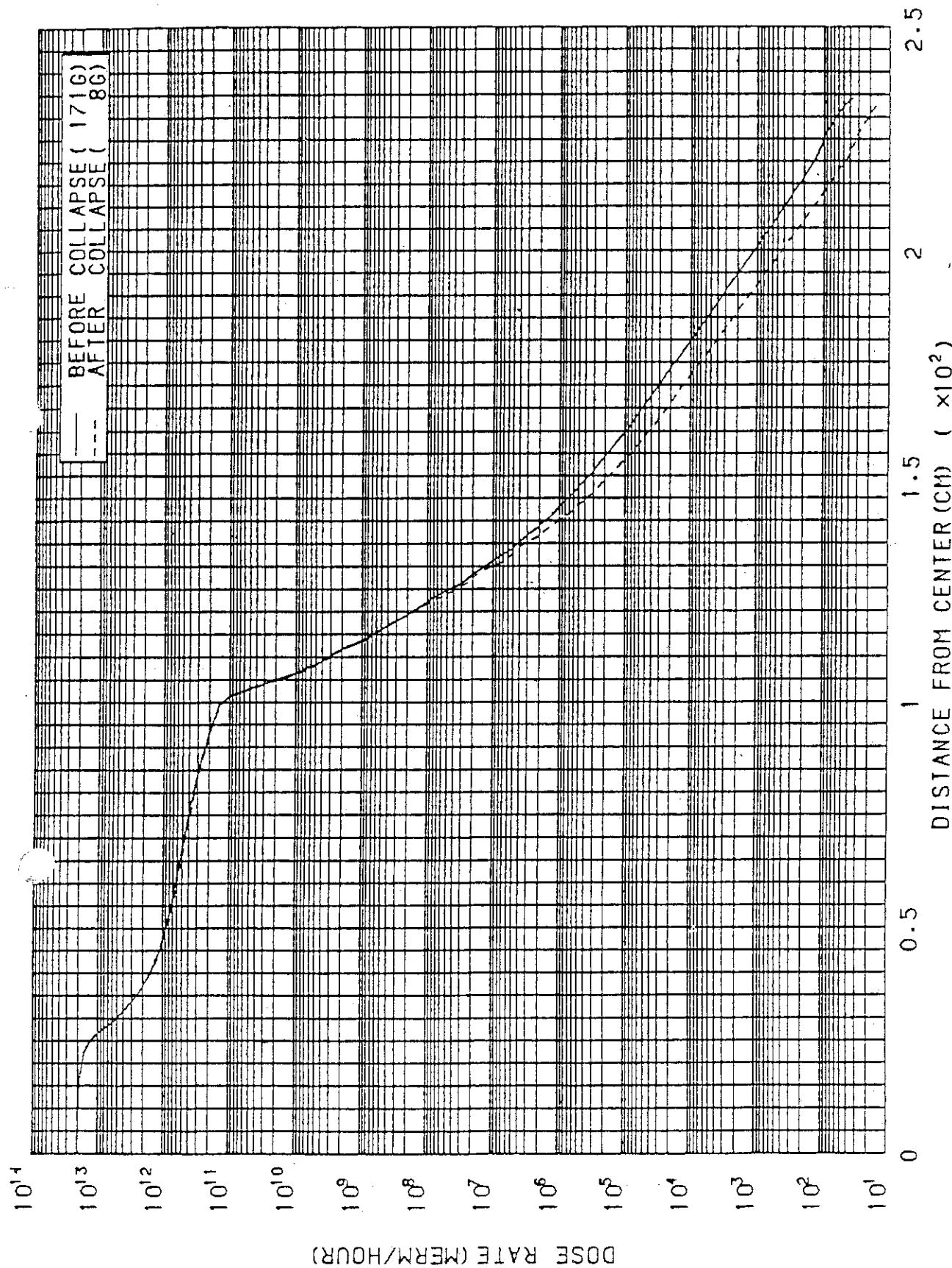


Fig. 3.5 Comparison of radial distributions of neutron dose rate before and after collapsing calculation

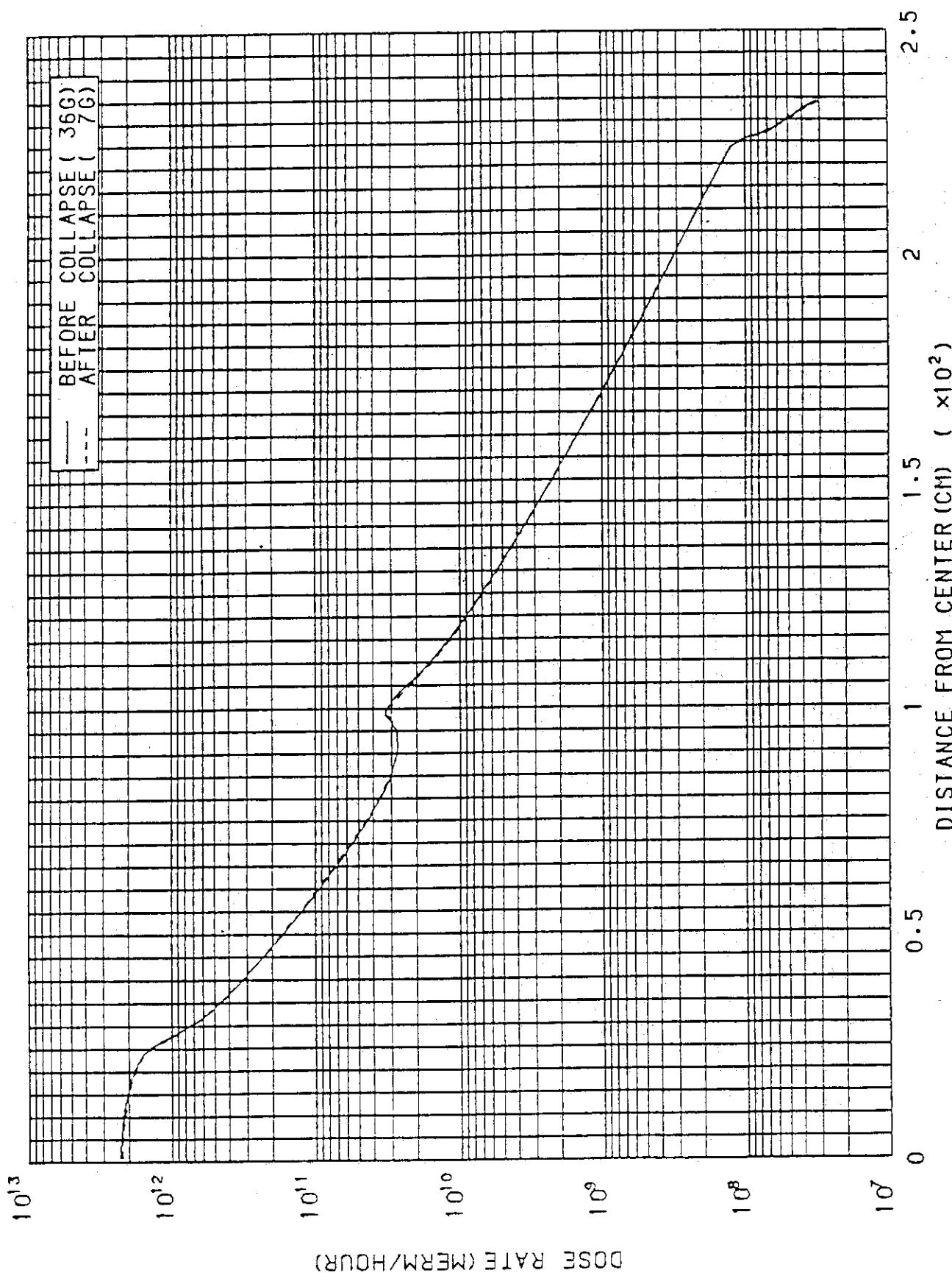


Fig. 3.6 Comparison of radial distributions of gamma dose rate before and after collapsing calculation

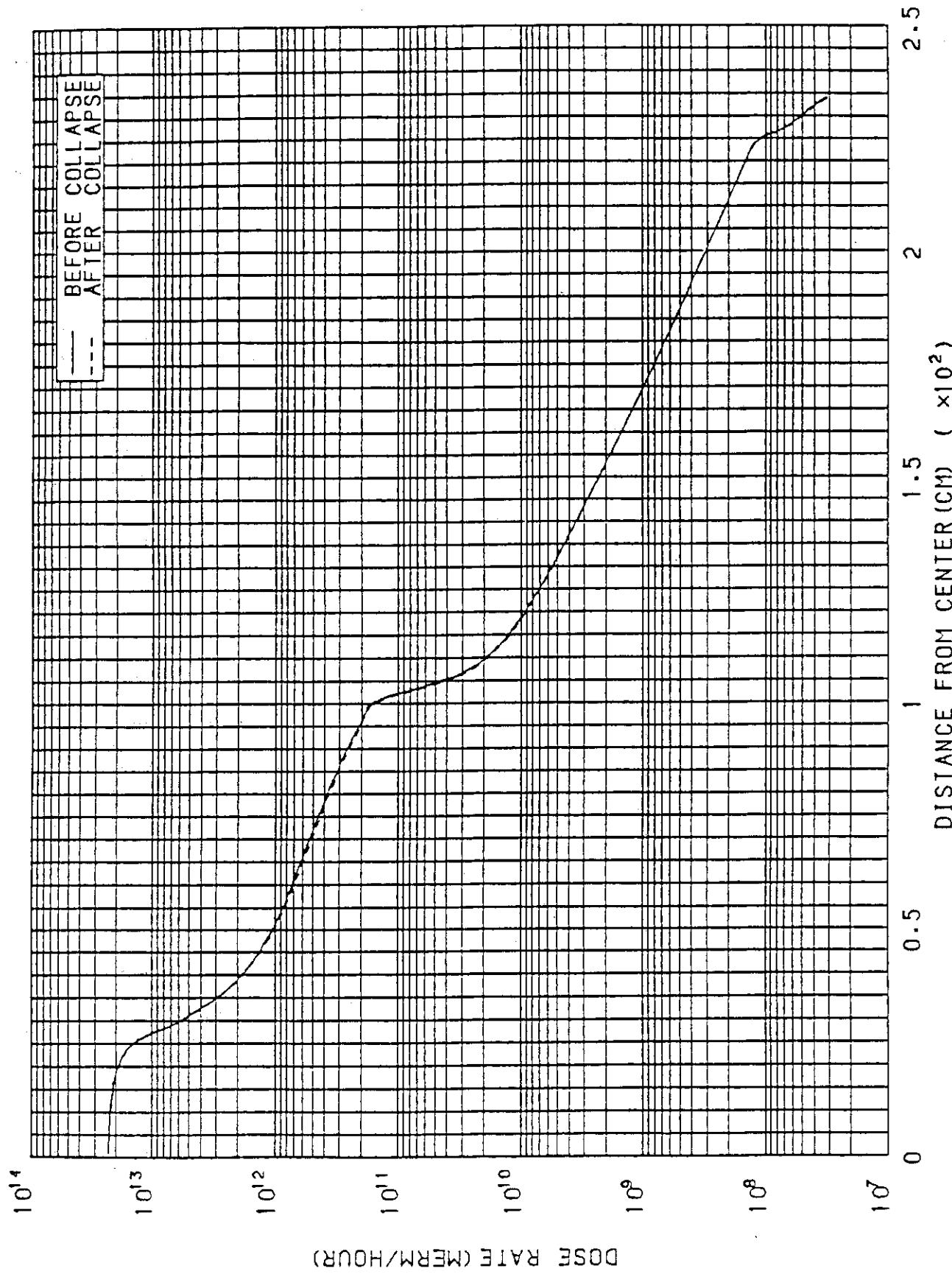


Fig. 3.7 Comparison of radial distributions of total dose rate before and after collapsin calculation

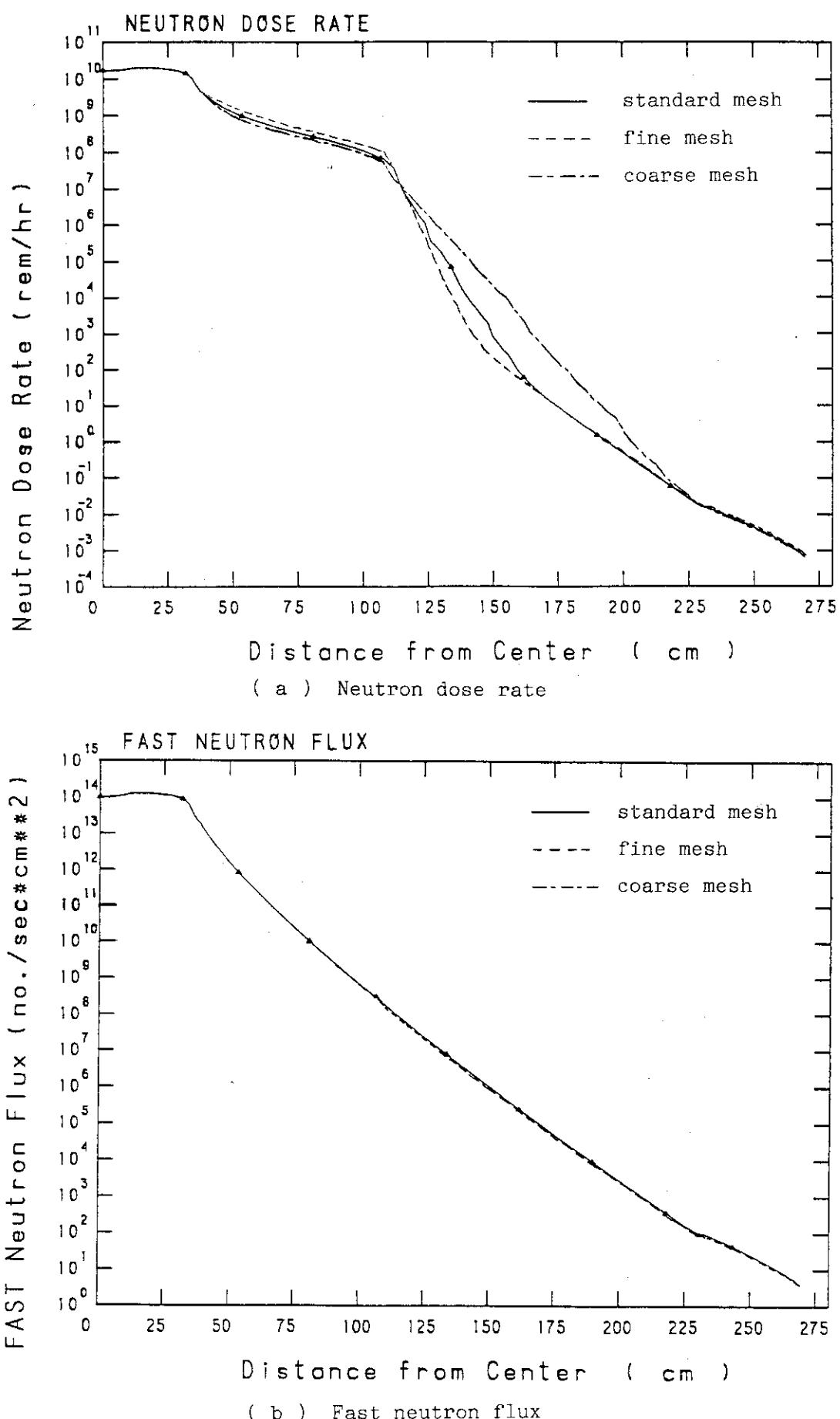


Fig. 3.8 Effects of the number of spatial meshes on dose rates

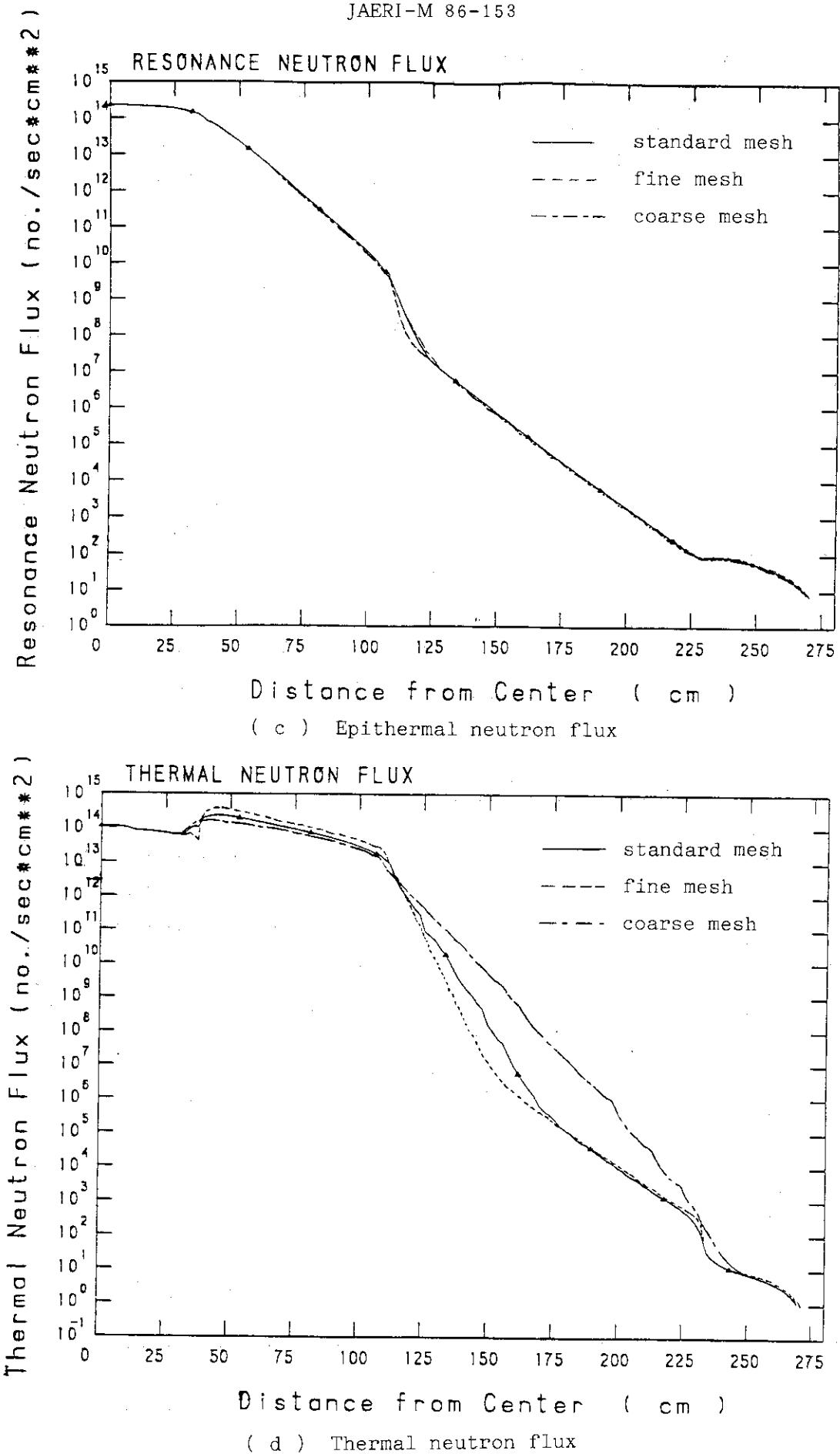


Fig. 3.8 (cont'd)

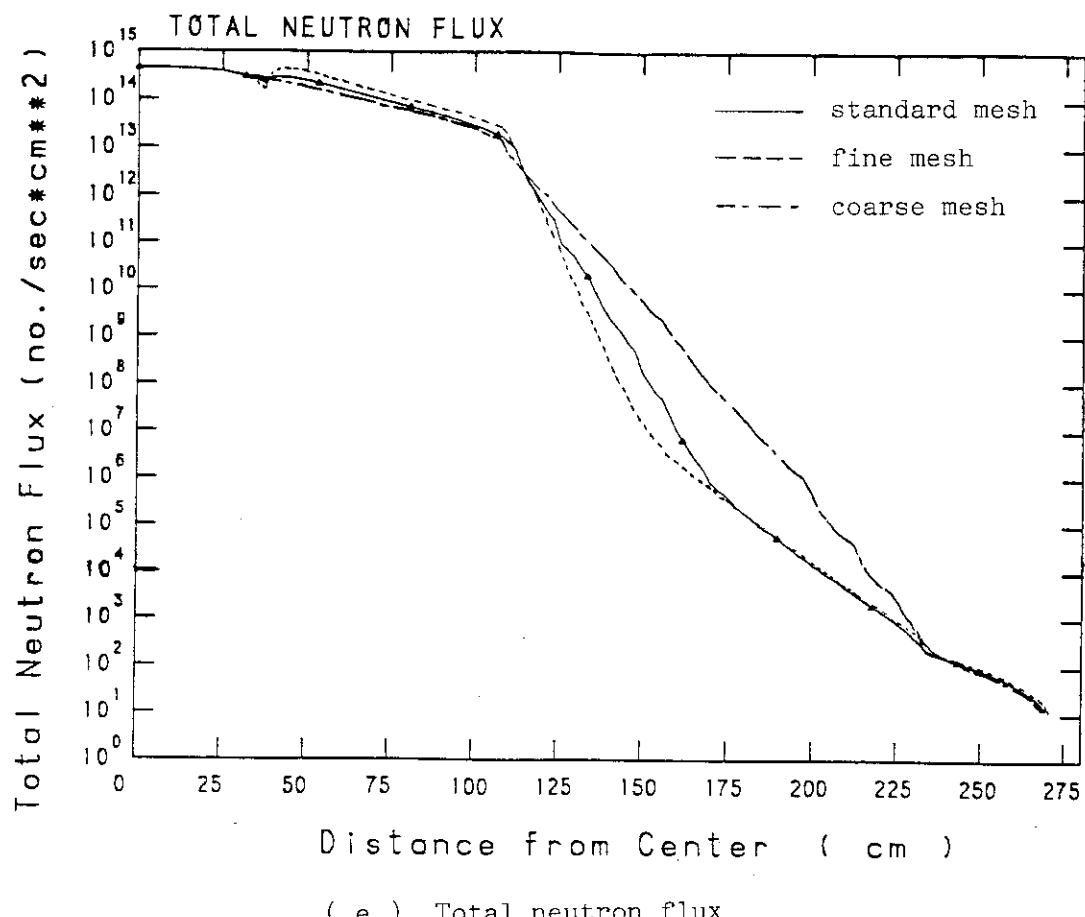


Fig. 3.8 (cont'd)

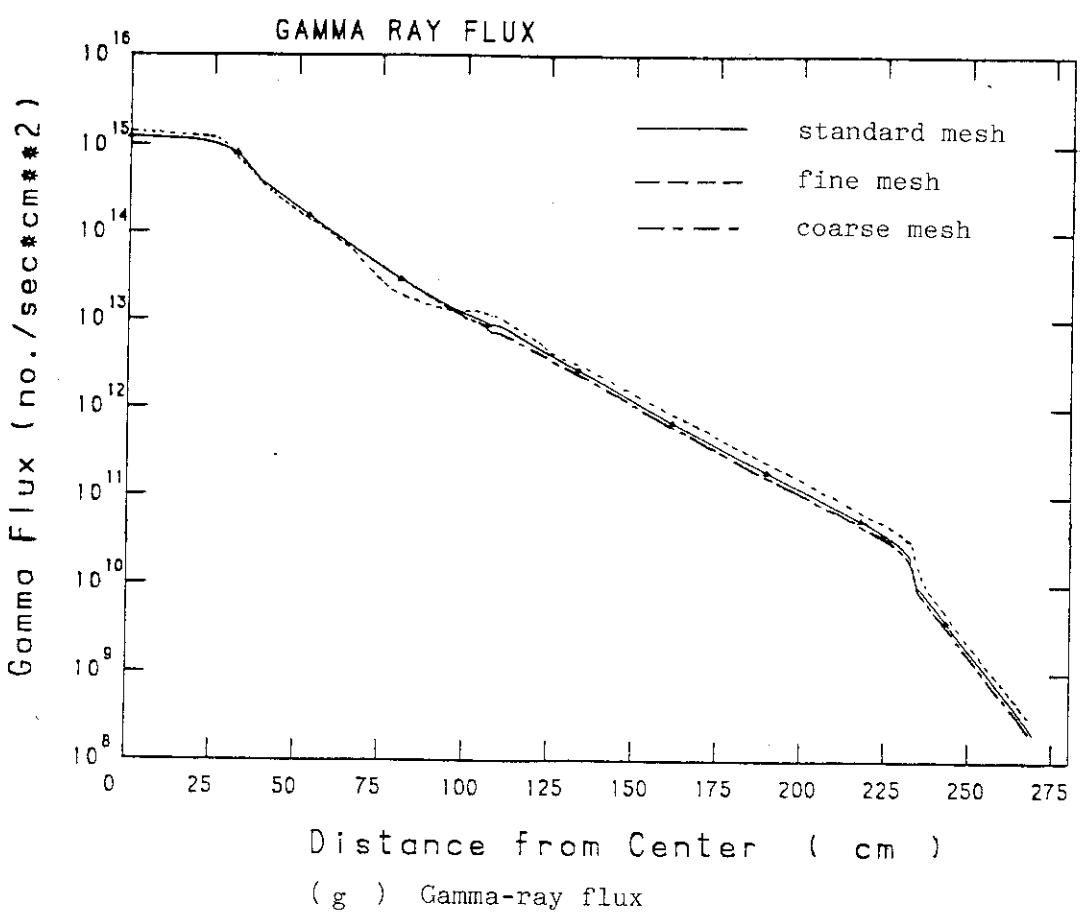
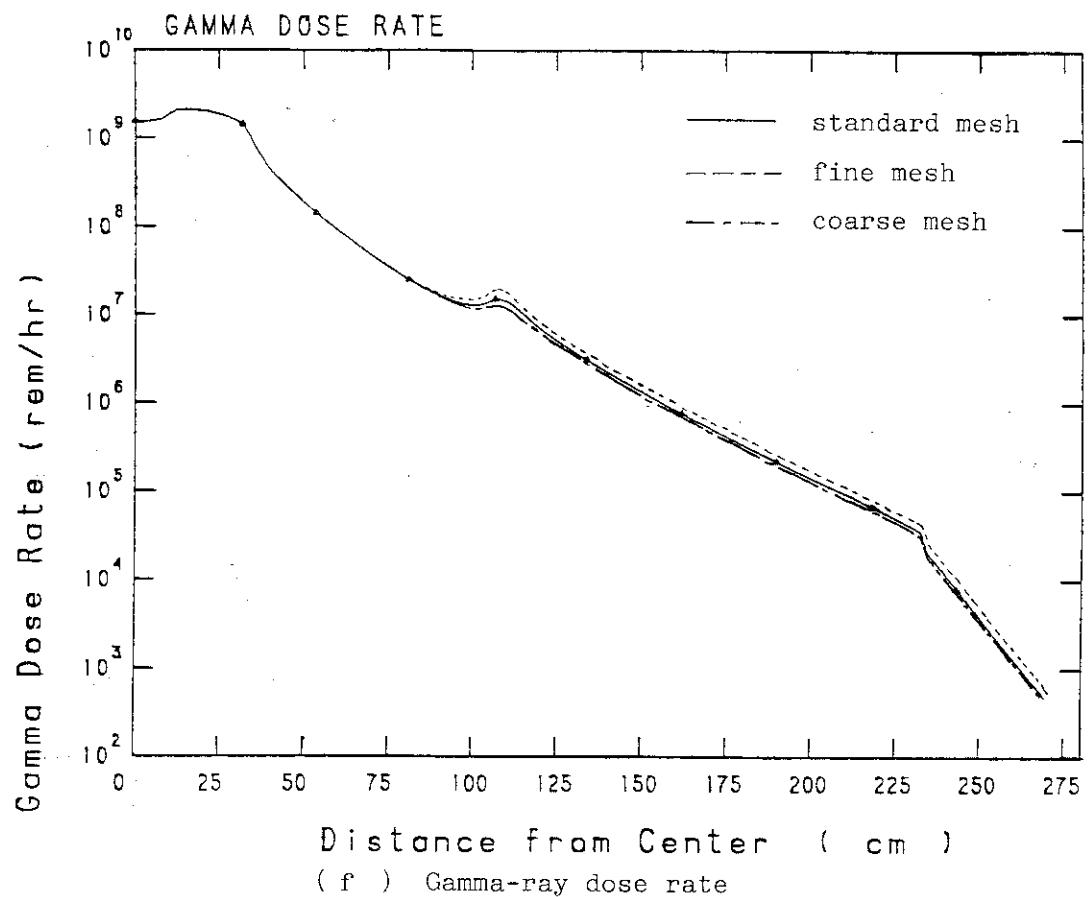


Fig. 3.8 (cont'd)

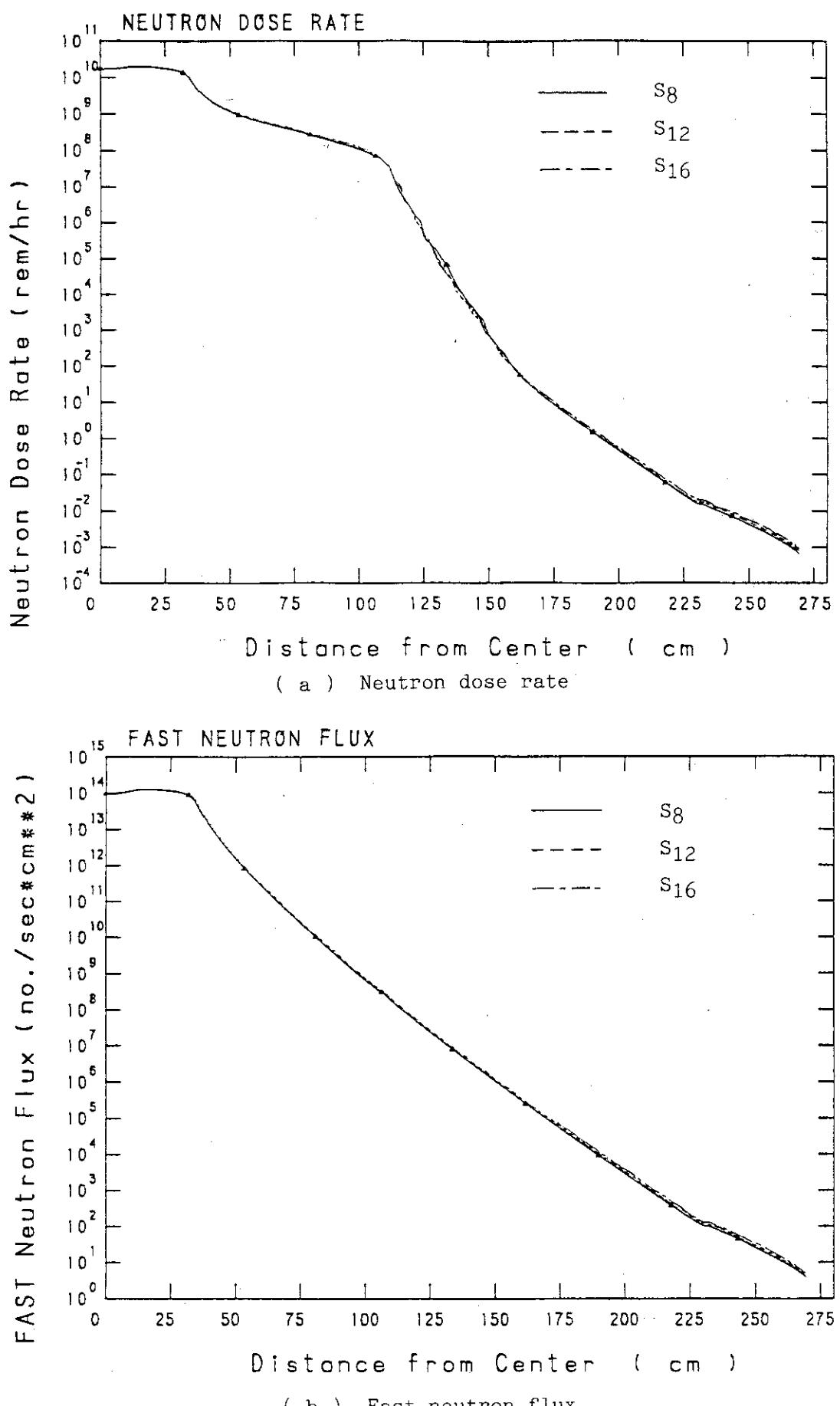


Fig. 3.9 Effects of the number of Sn quadratures on dose rates

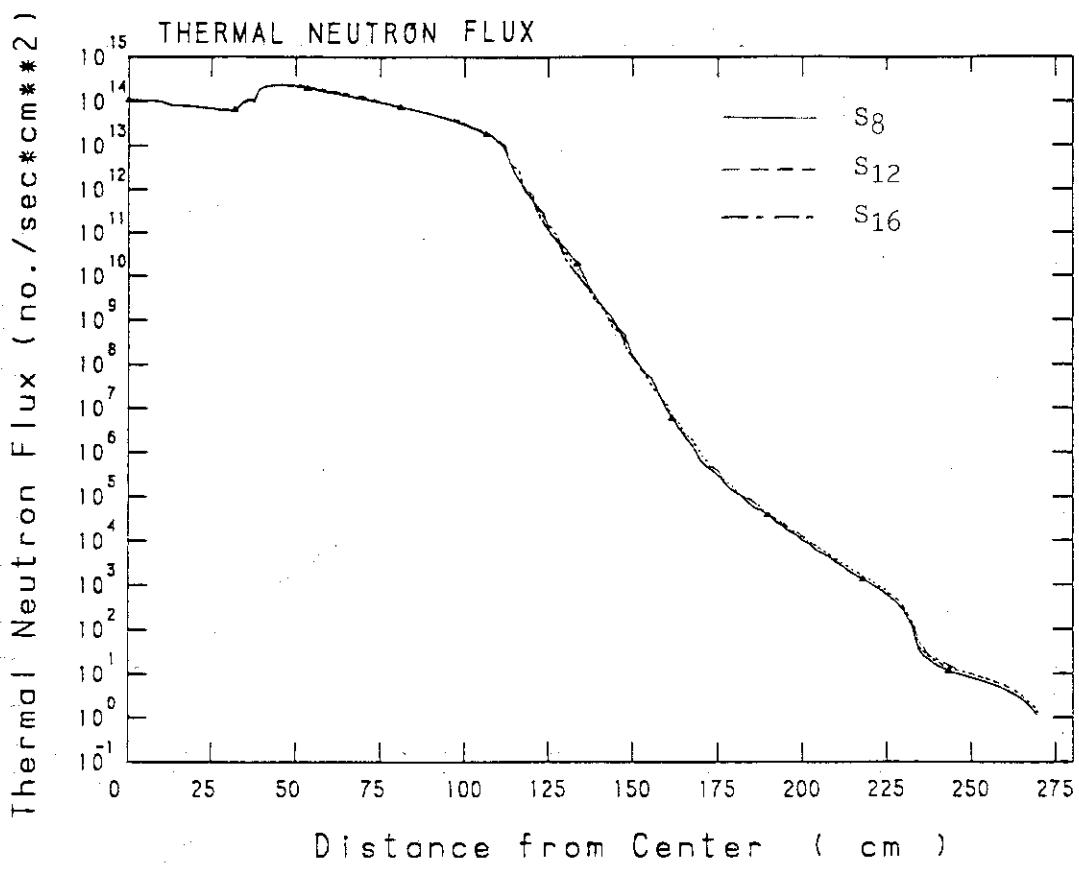
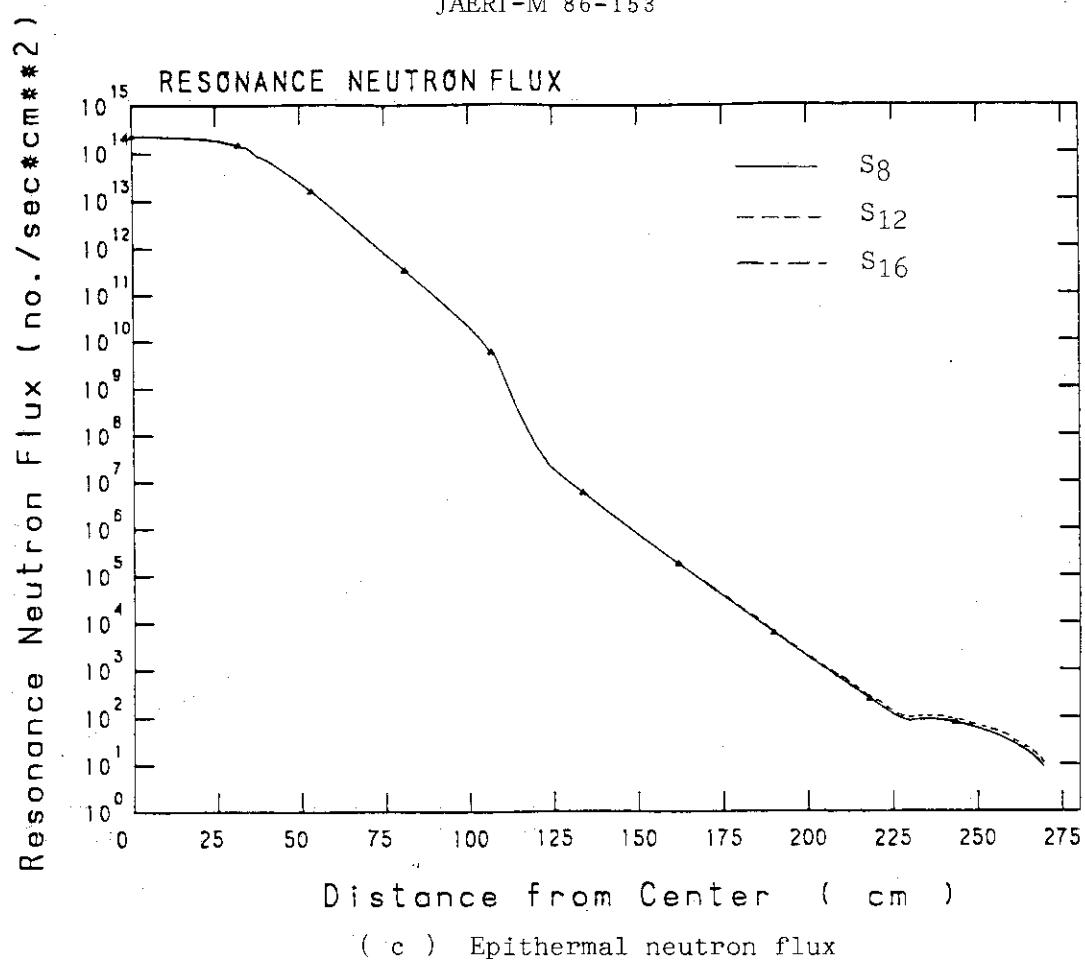
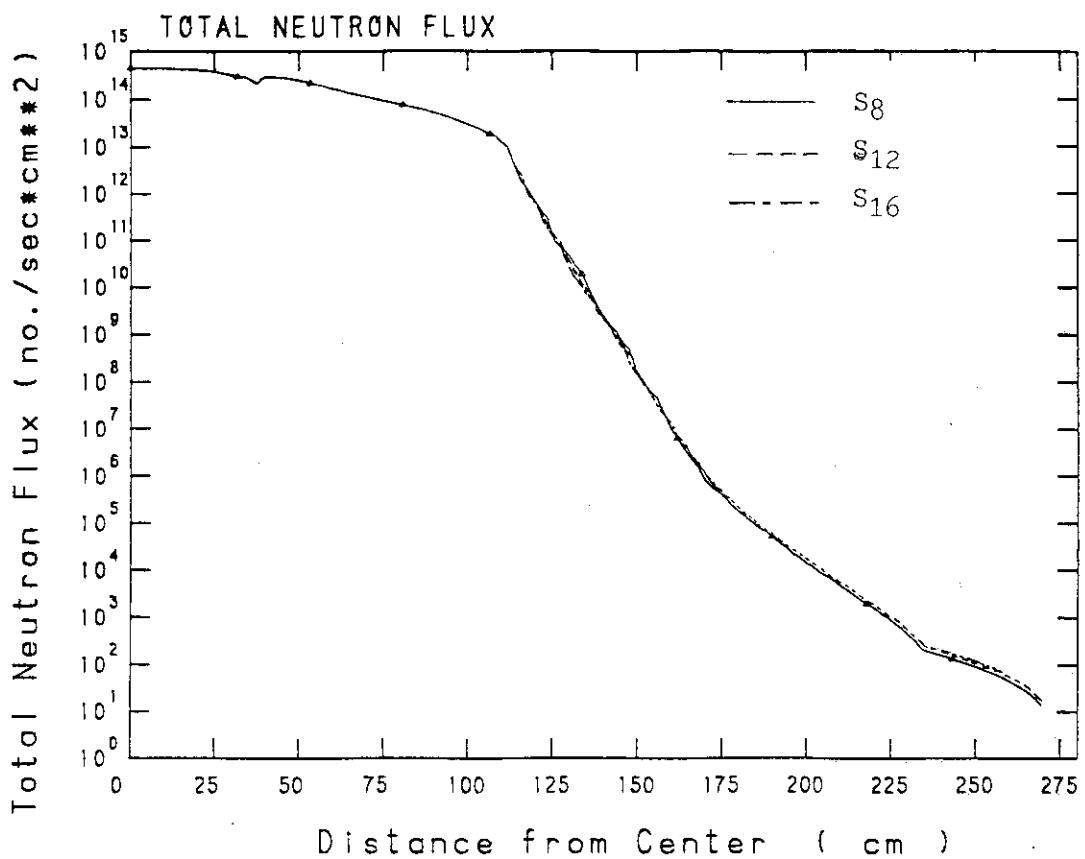


Fig. 3.9 (cont'd)



(e) Total neutron flux

Fig. 3.9 (cont'd)

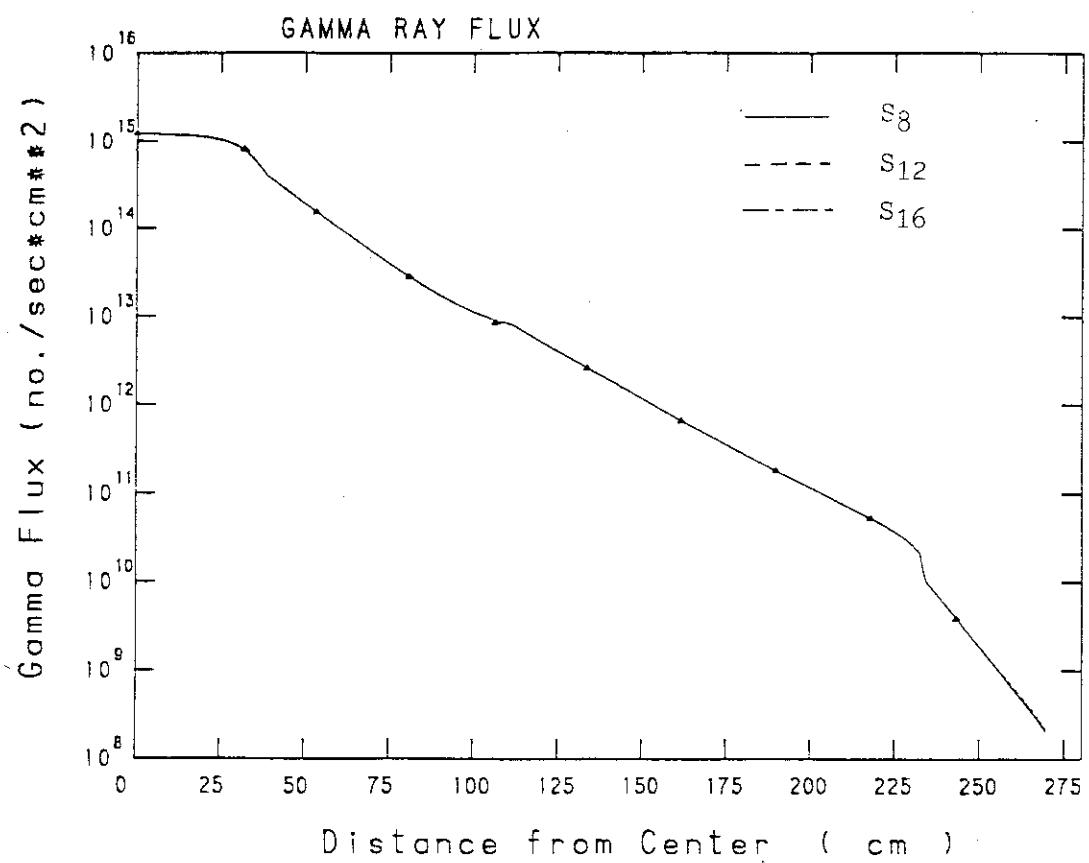
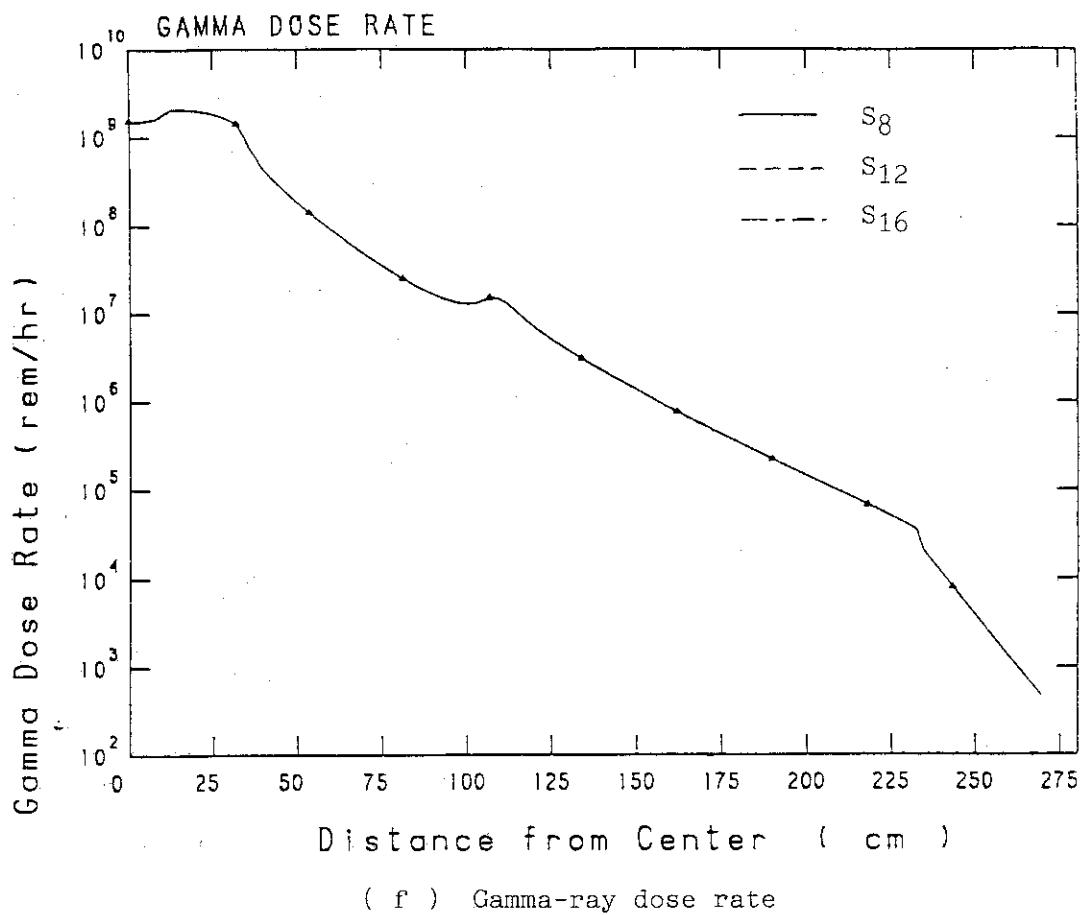


Fig. 3.9 (cont'd)

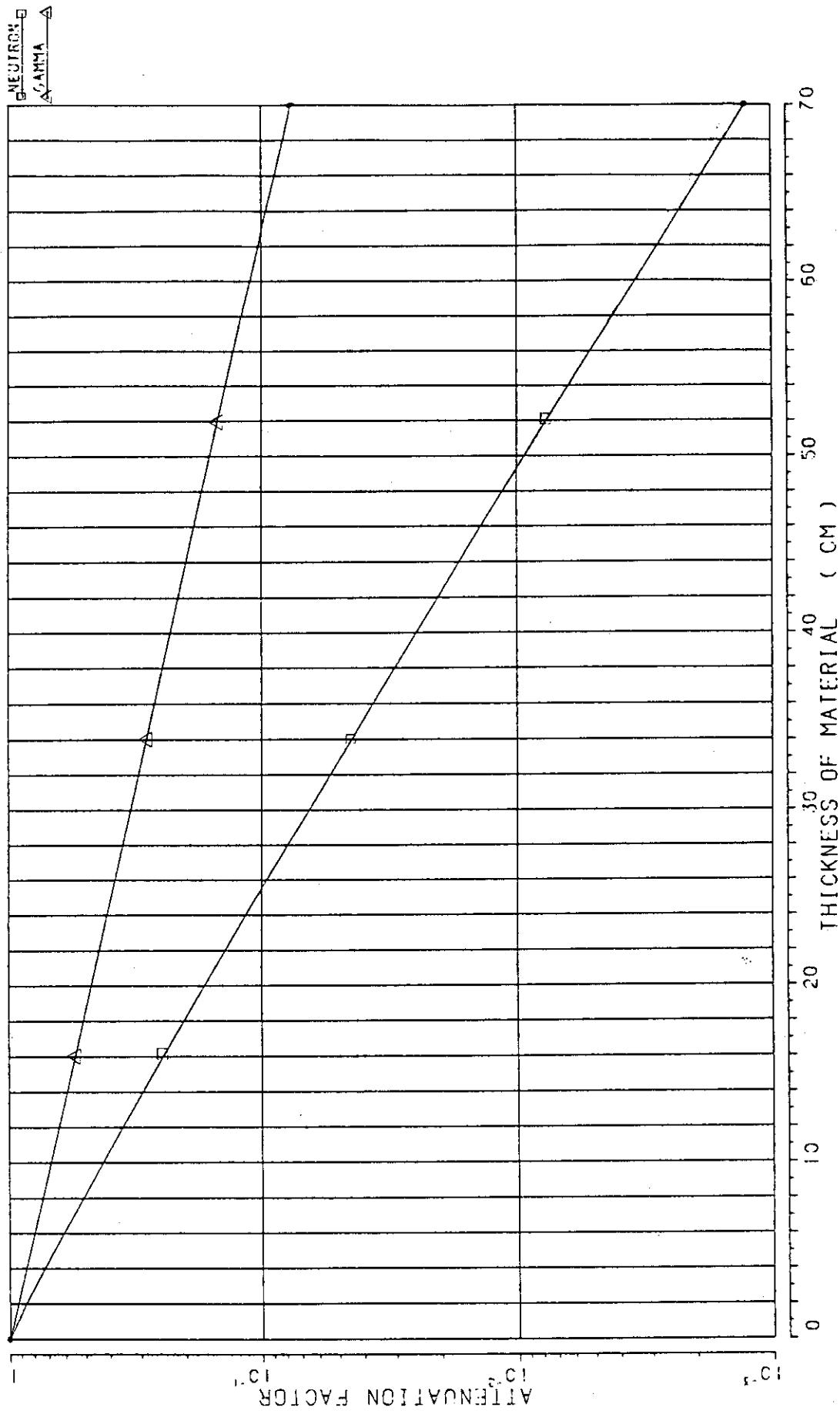


Fig. 3.10 Shielding effect of water

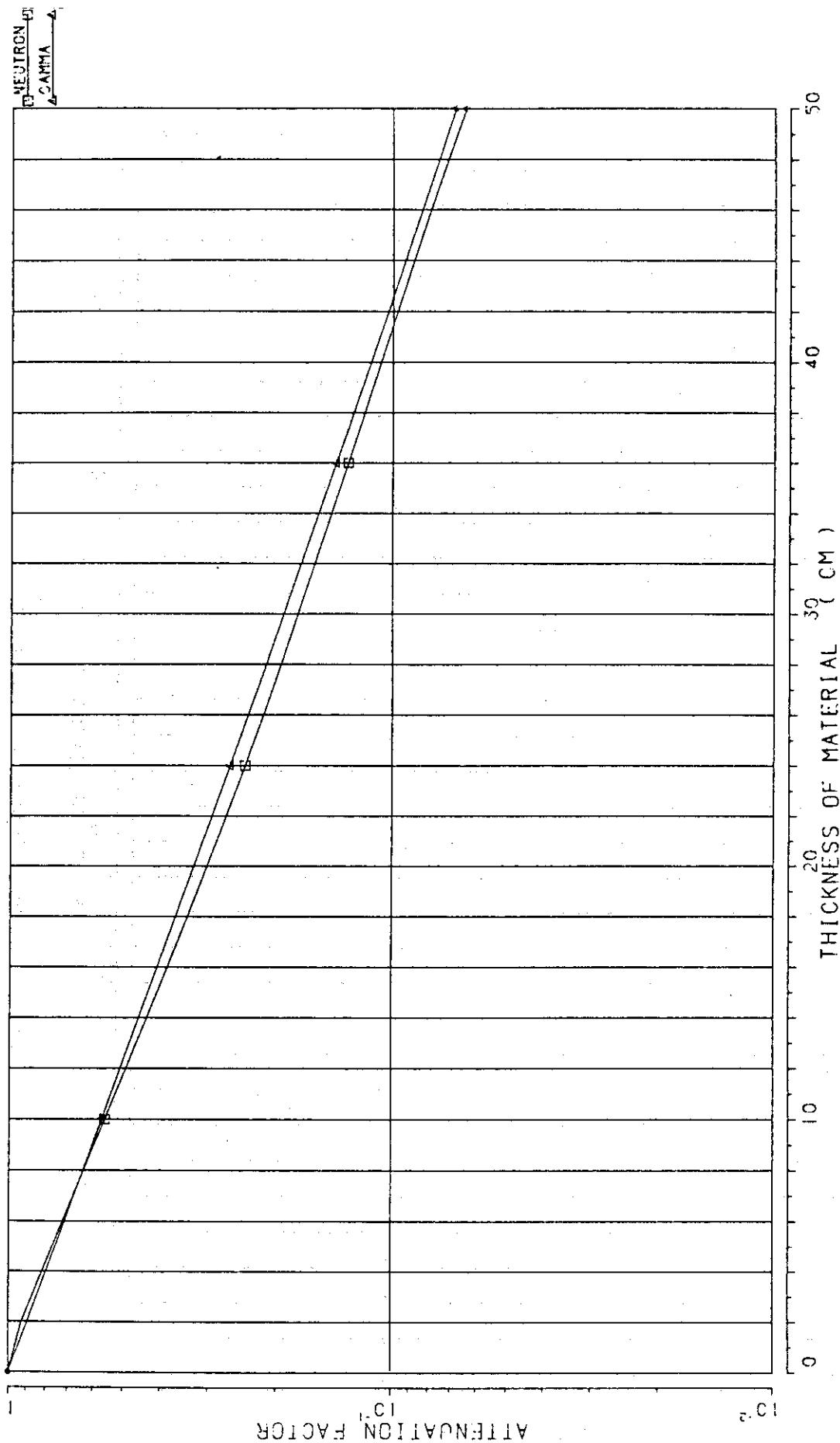


Fig. 3.11 Shielding effect of heavy water

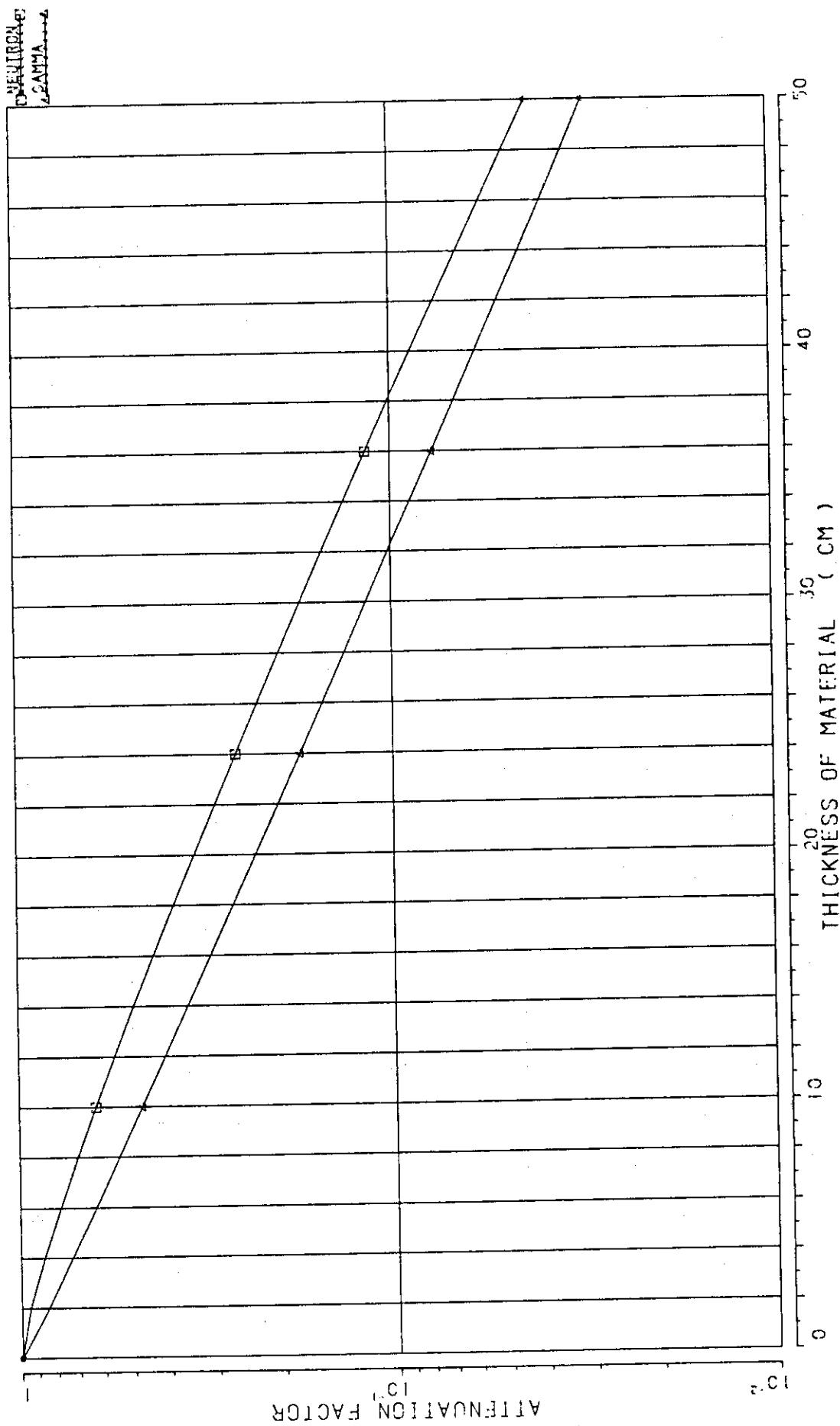


Fig. 3.12 Shielding effect of ordinary concrete with 2.3 g/cm^3 (Standard)

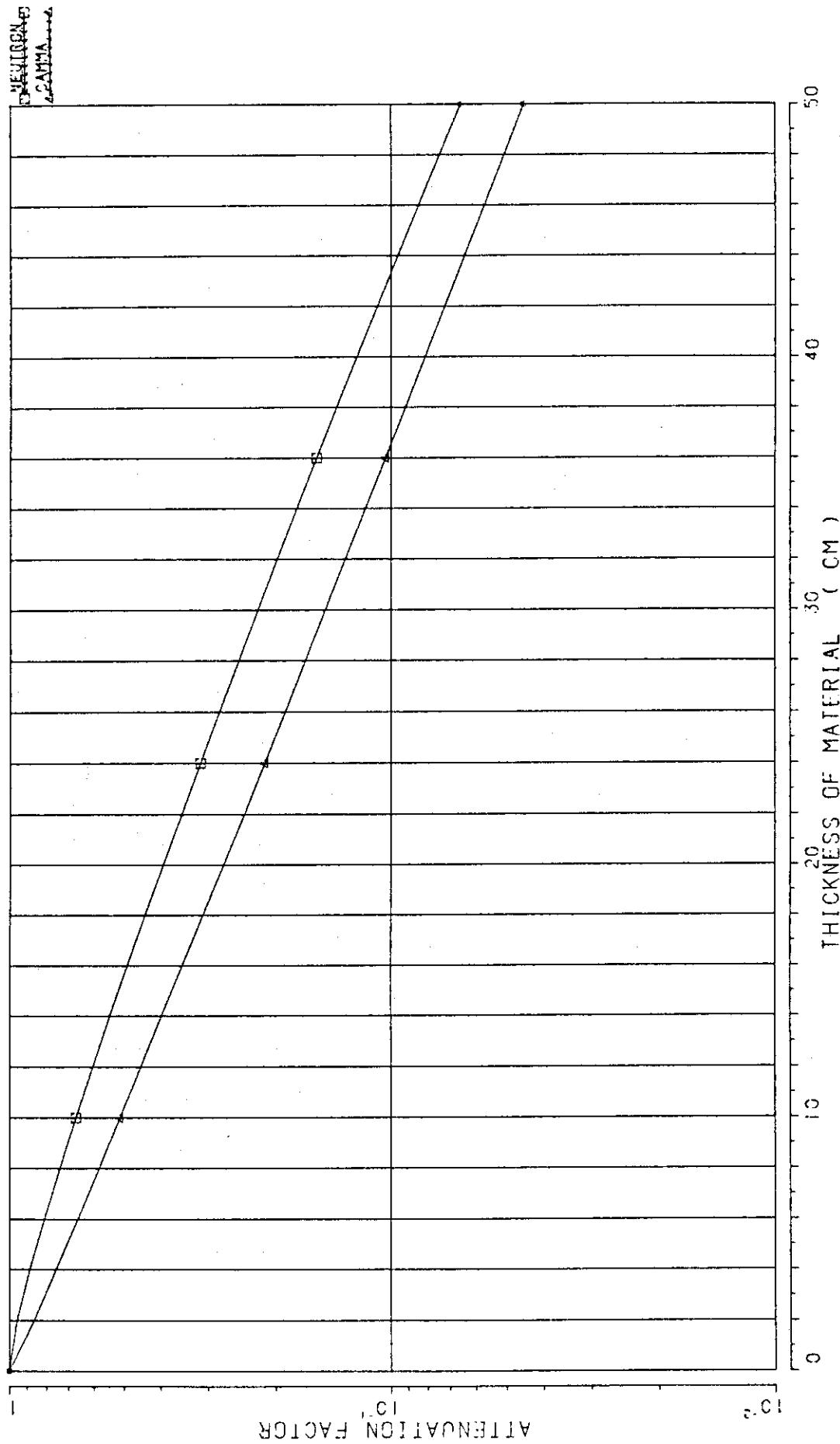


Fig. 3.13 Shielding effect of ordinary concrete with 2.0 g/cm³ (Case 1)

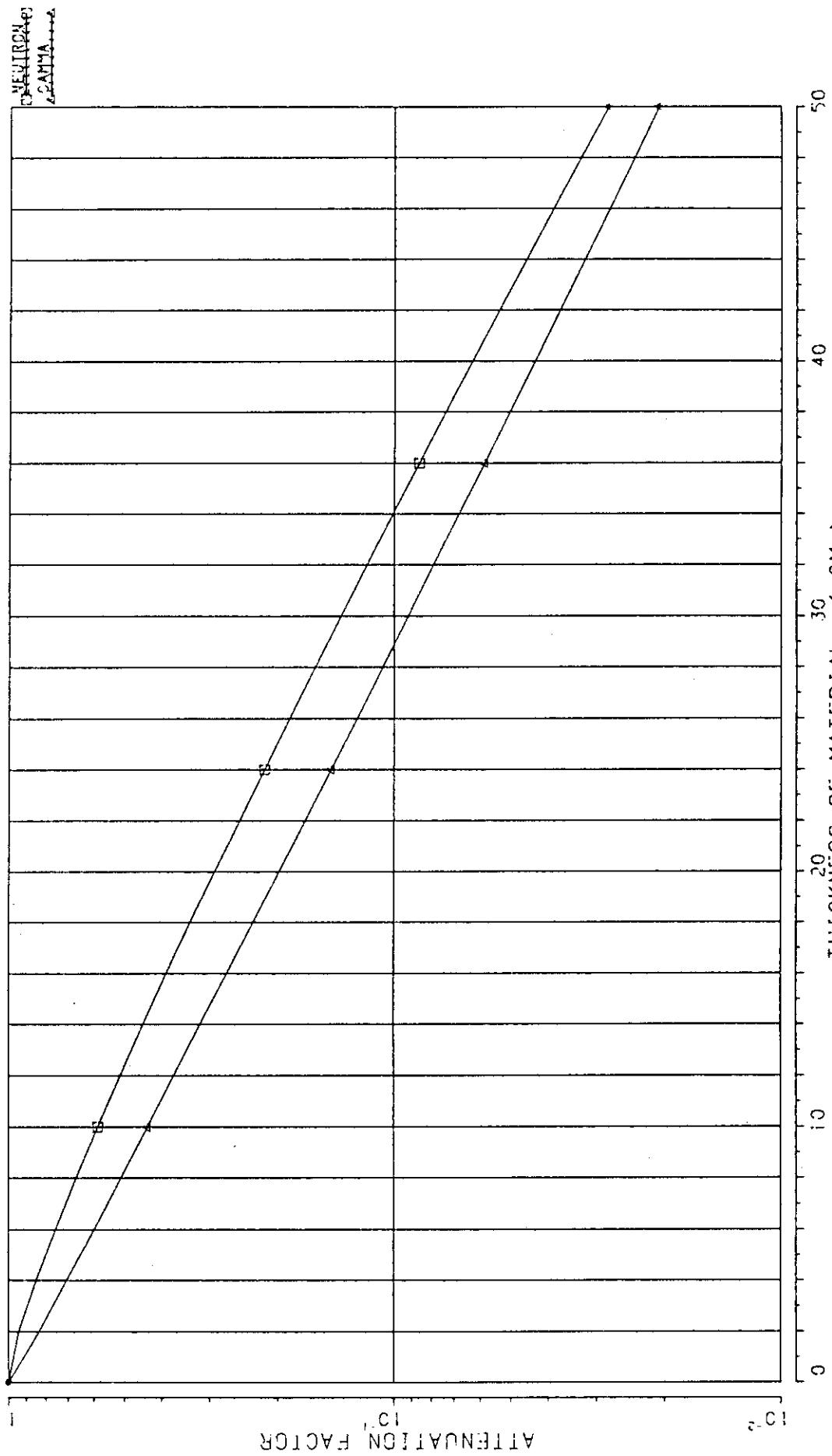


Fig. 3.14 Shielding effect of ordinary concrete with 2.6 g/cm³(Case 2)

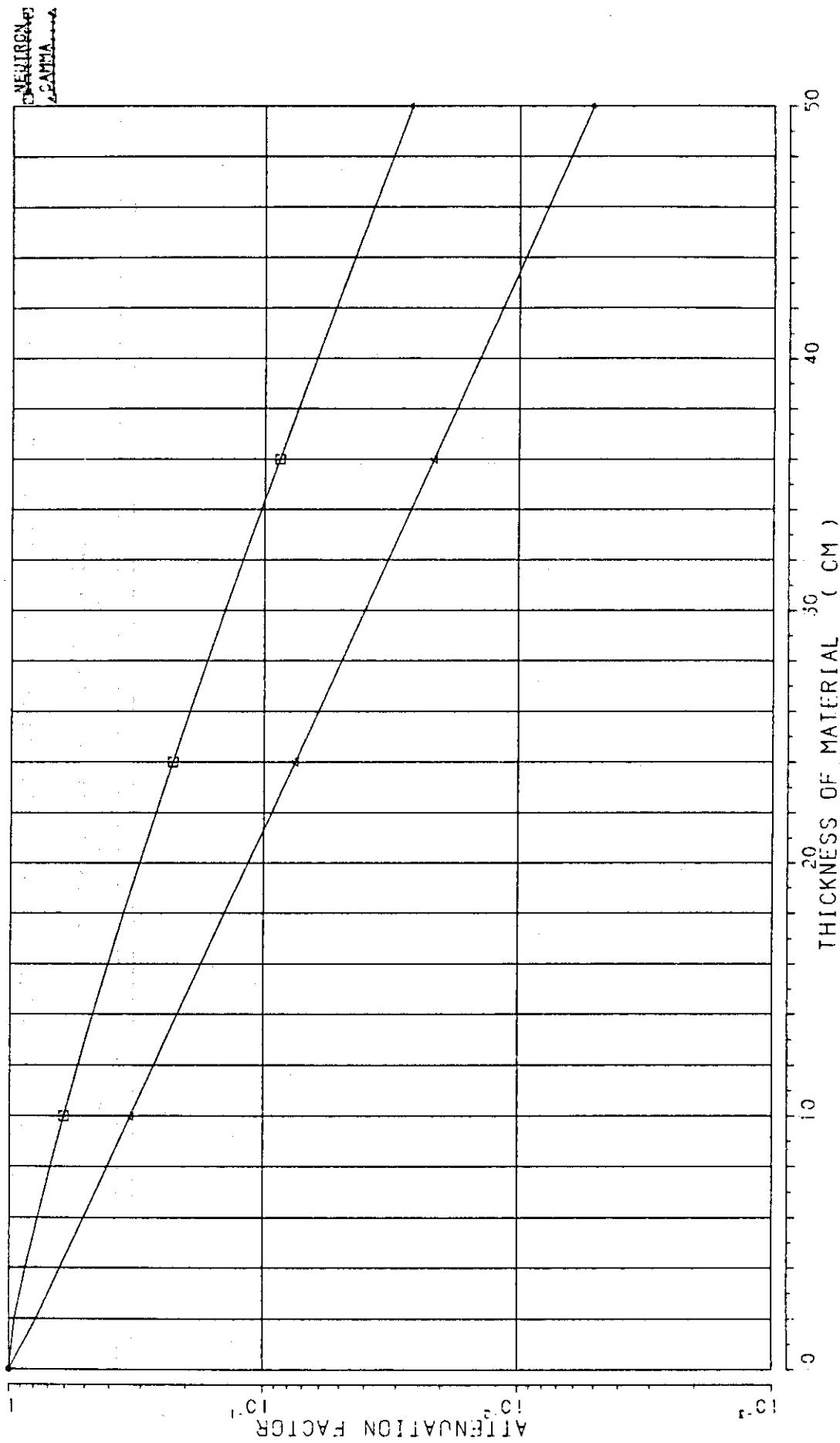


Fig. 3.15 Shielding effect of heavy concrete with 3.45 g/cm^3 (Standard)

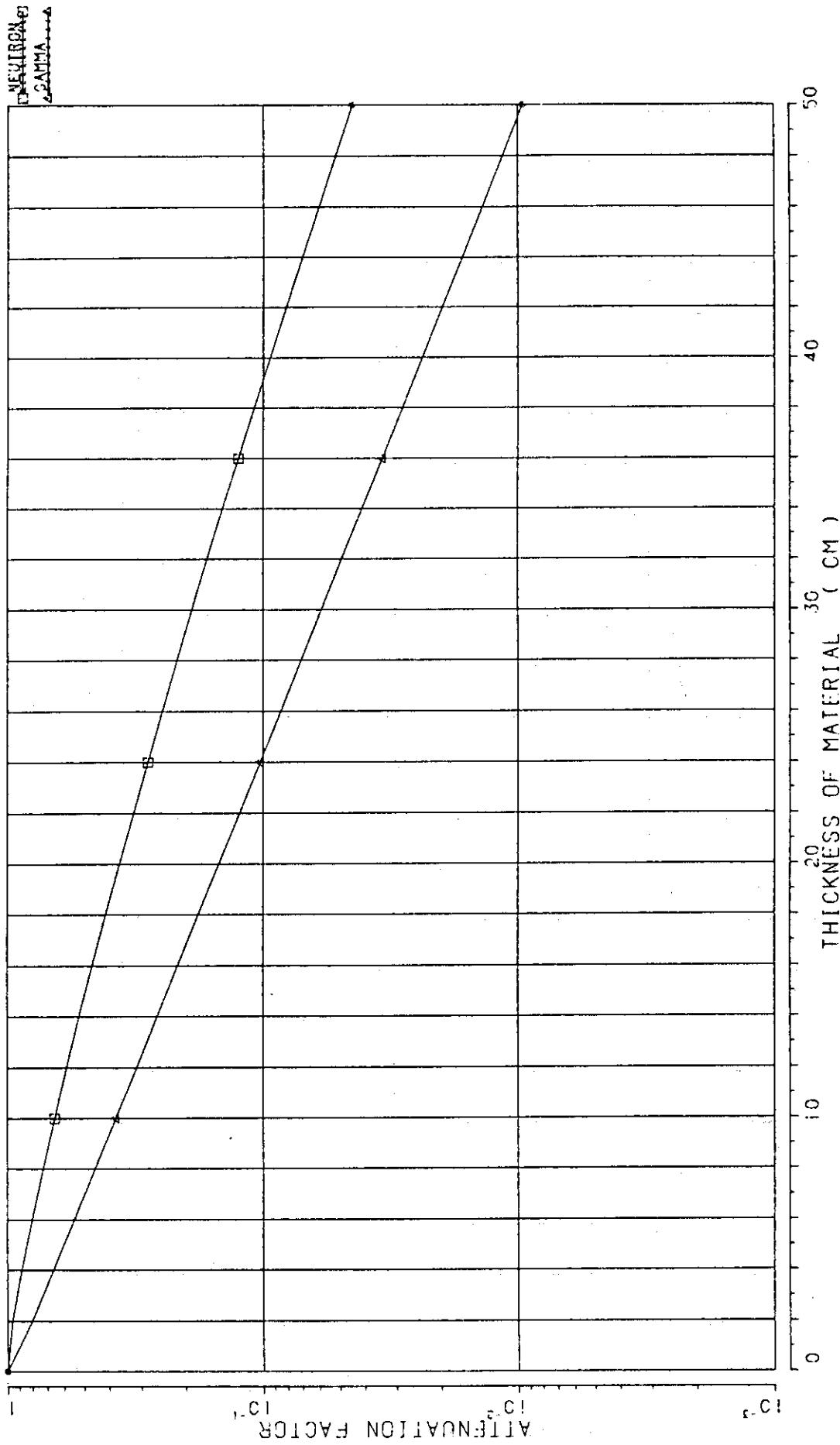


Fig. 3.16 Shielding effect of heavy concrete with 3.00 g/cm^3 (Case 1)

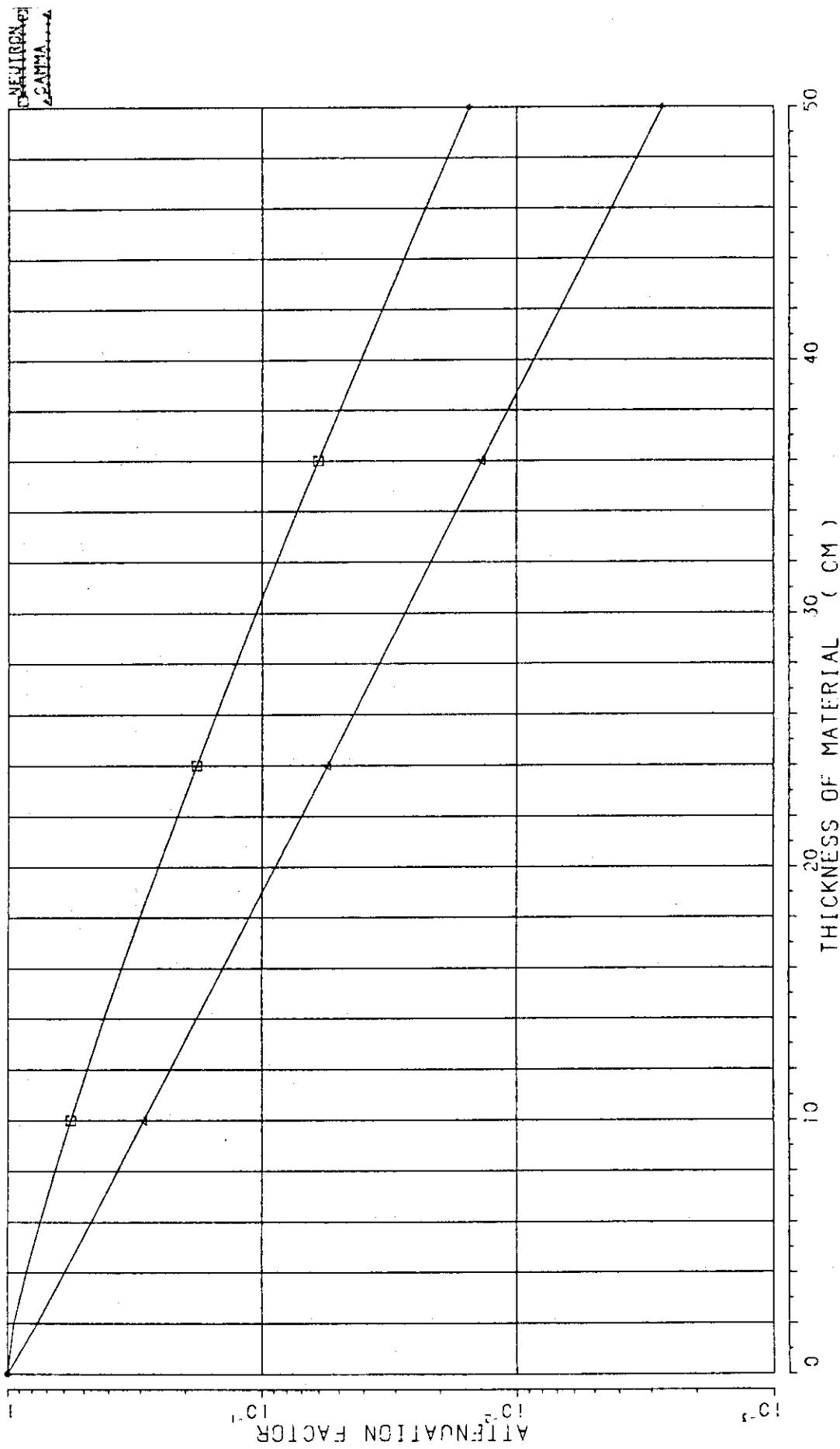


Fig. 3.17 Shielding effect of heavy concrete with 3.90 g/cm^3 (Case 2)

NEUTRON
SHIELDING

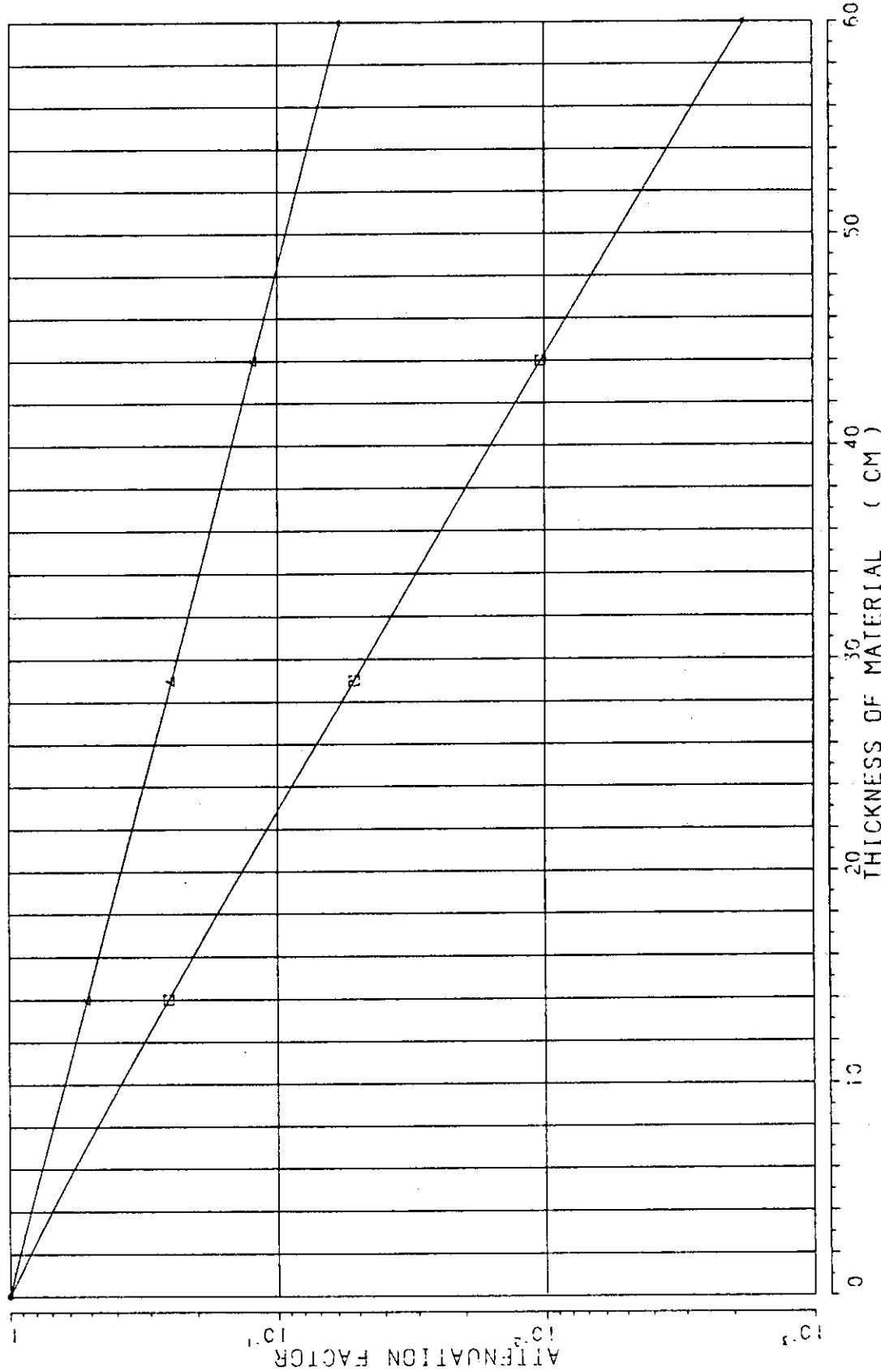
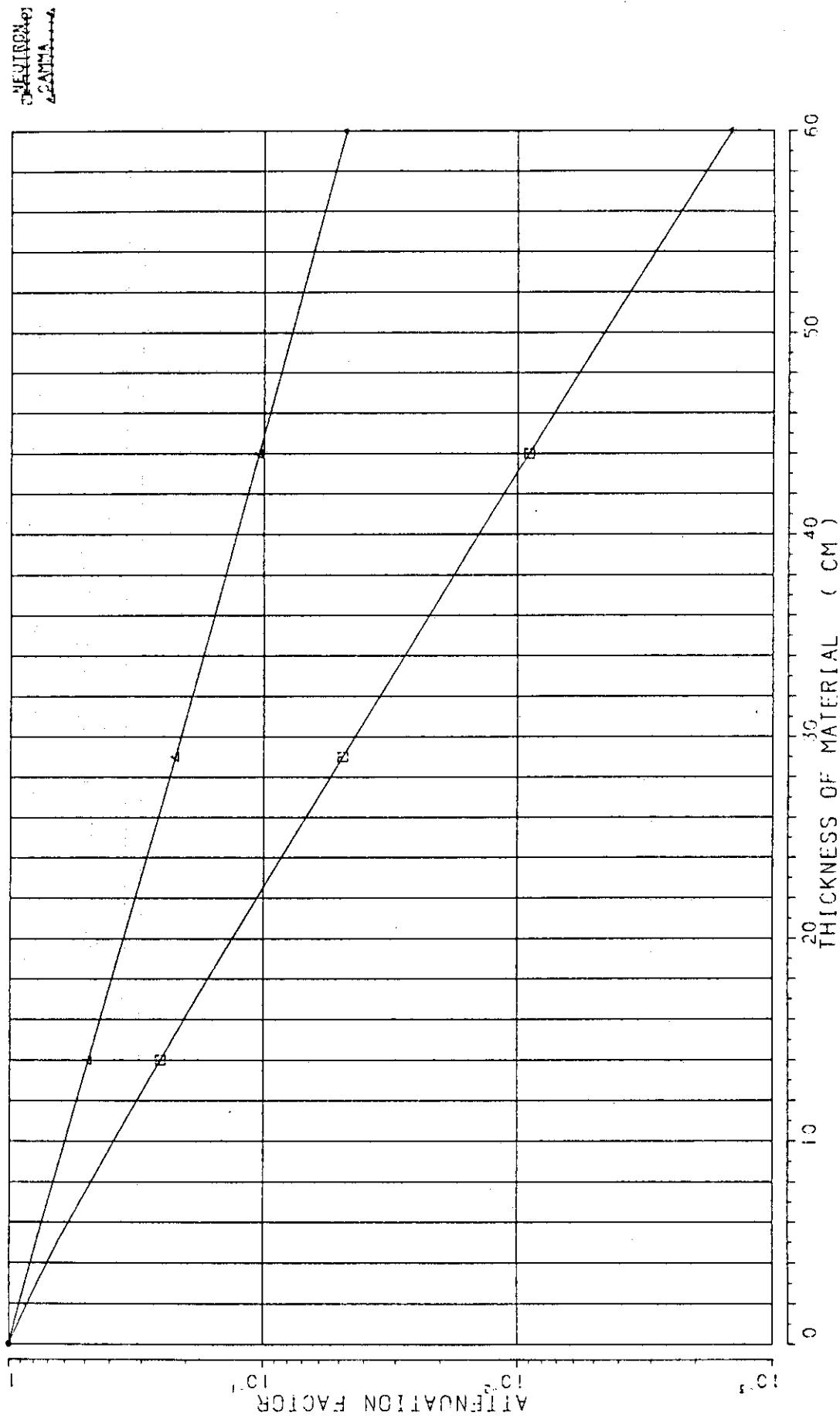


Fig. 3.18 Shielding effect of neutron shield containing B_4C 36.83 v/o (Standard)

Fig. 3.19 Shielding effect of neutron shield containing B_4C 50.0 v/o (Case 1)

DEUTRON
GAMMA

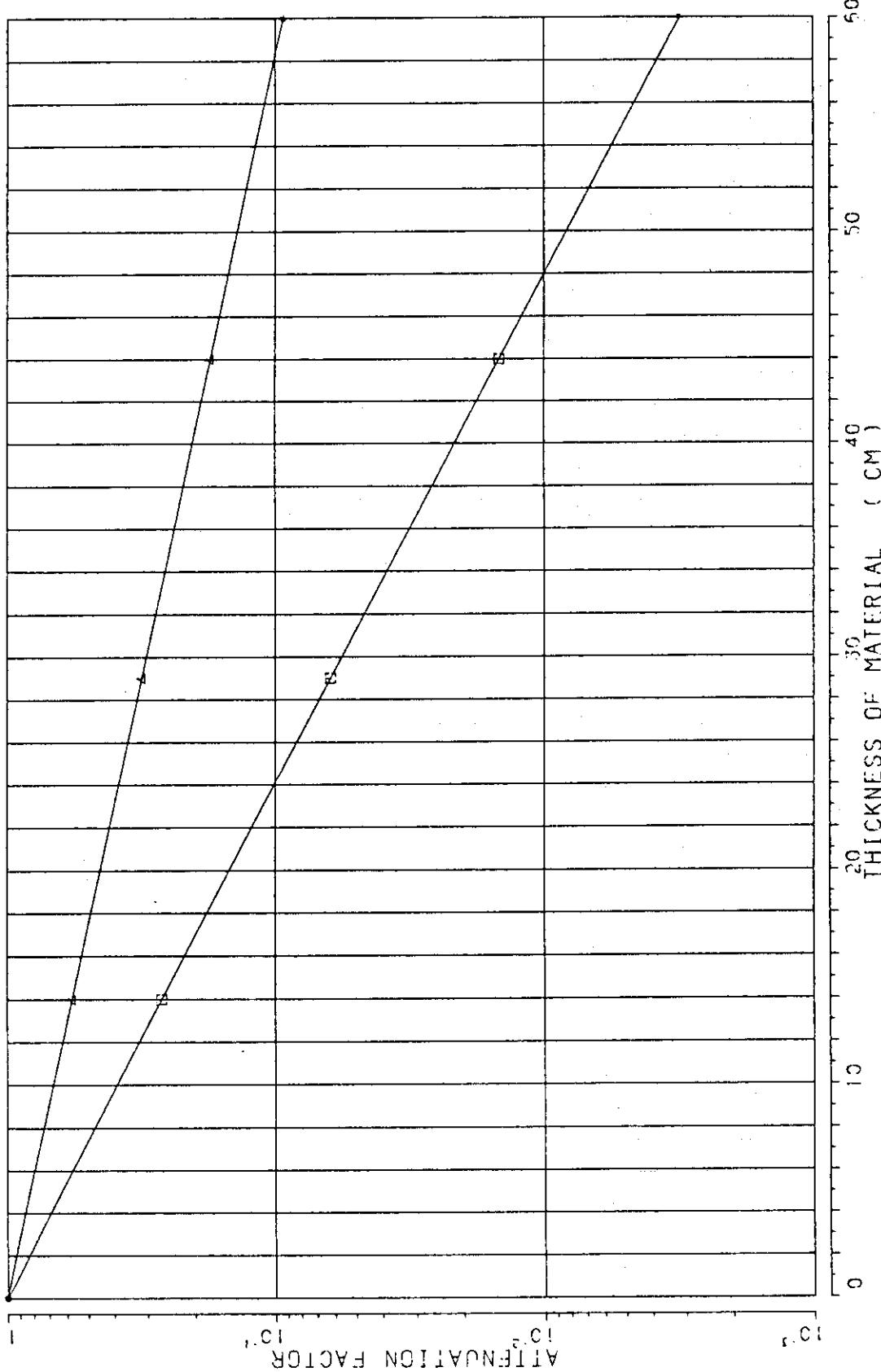


Fig. 3.20 Shielding effect of neutron shield containing B₄C 10.0 v/o(Case 2)

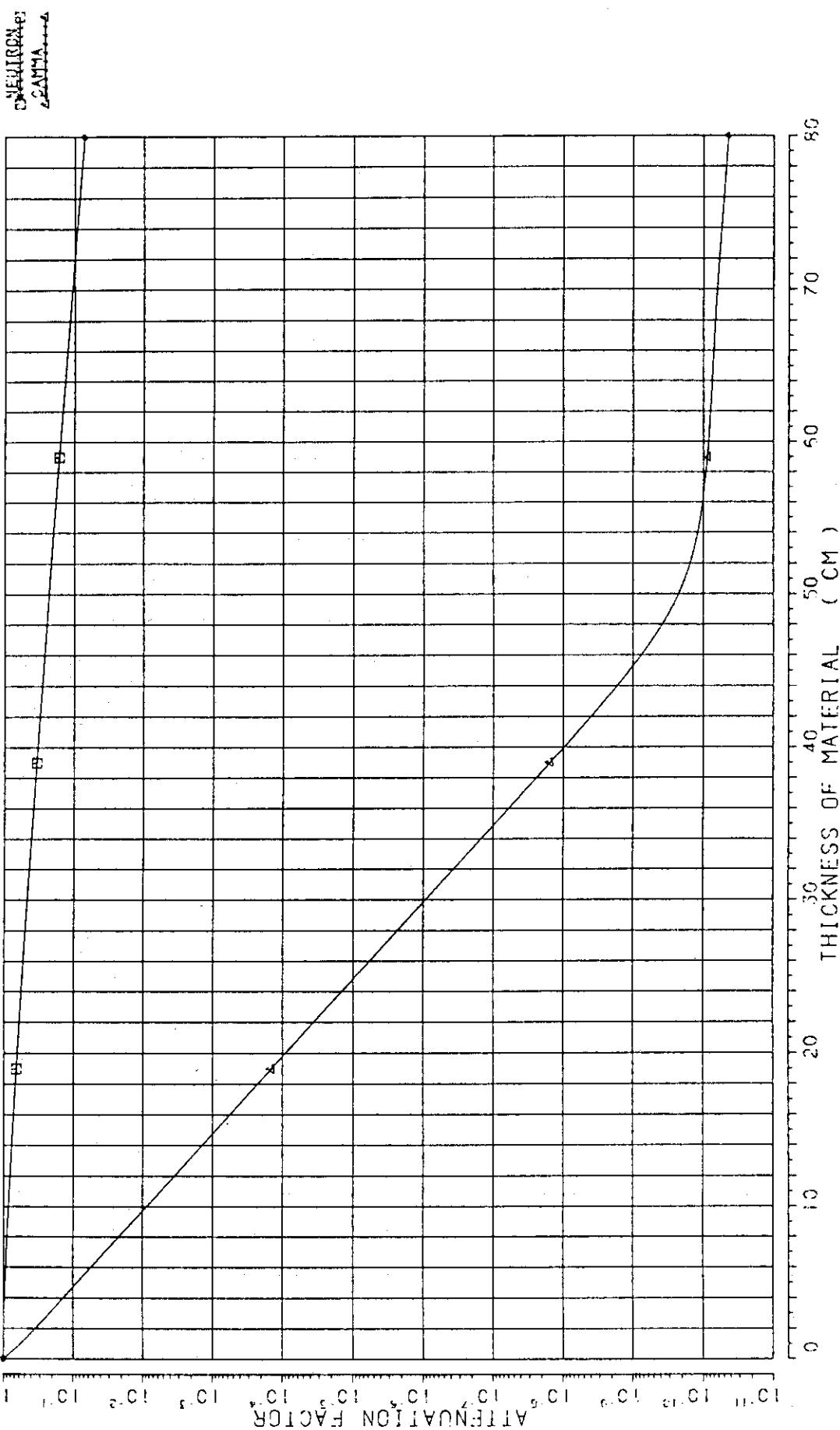


Fig. 3.21 Shielding effect of lead(Pb)

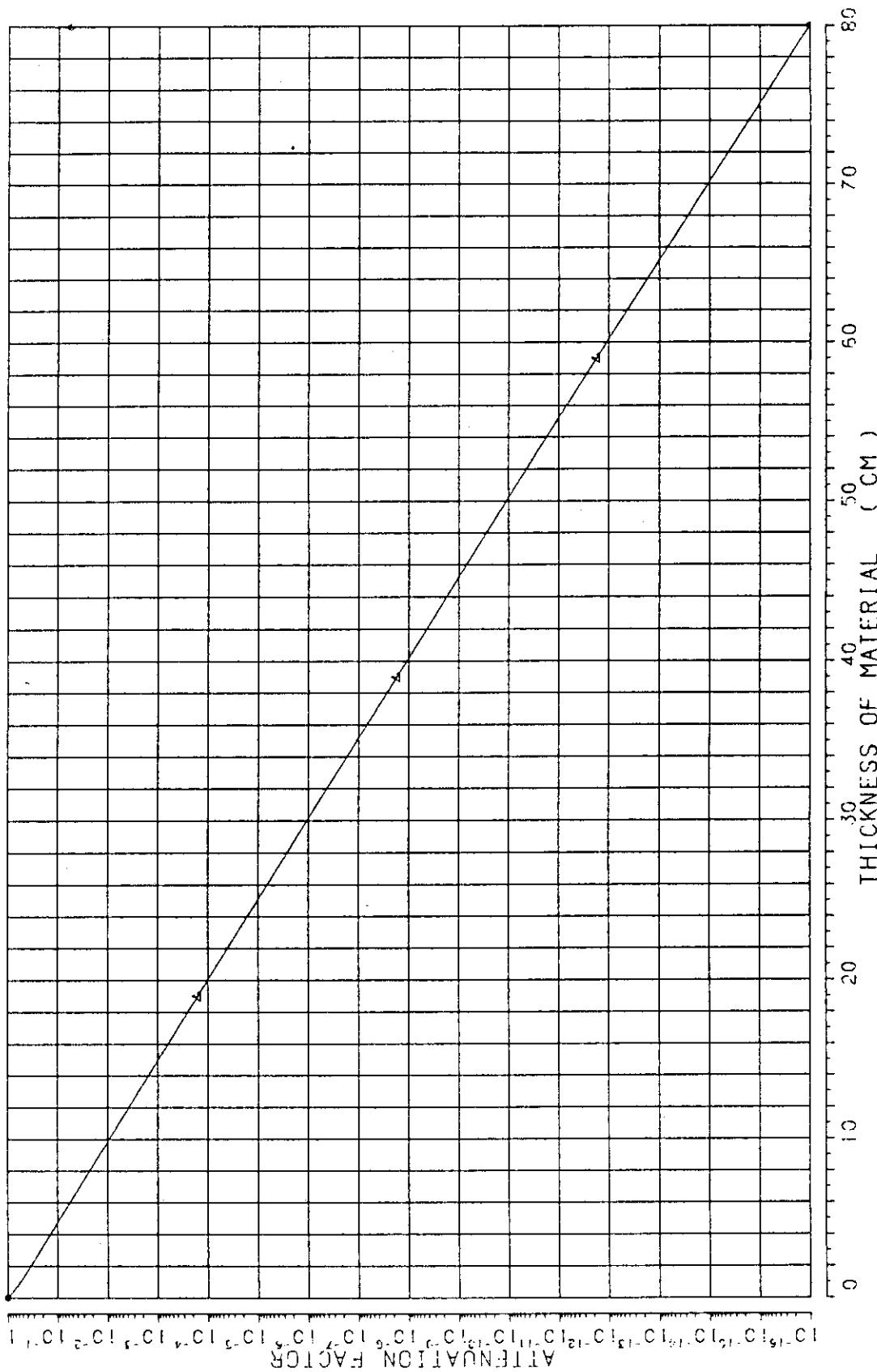


Fig. 3.22 Shielding effect of lead(Pb) against gamma-rays only

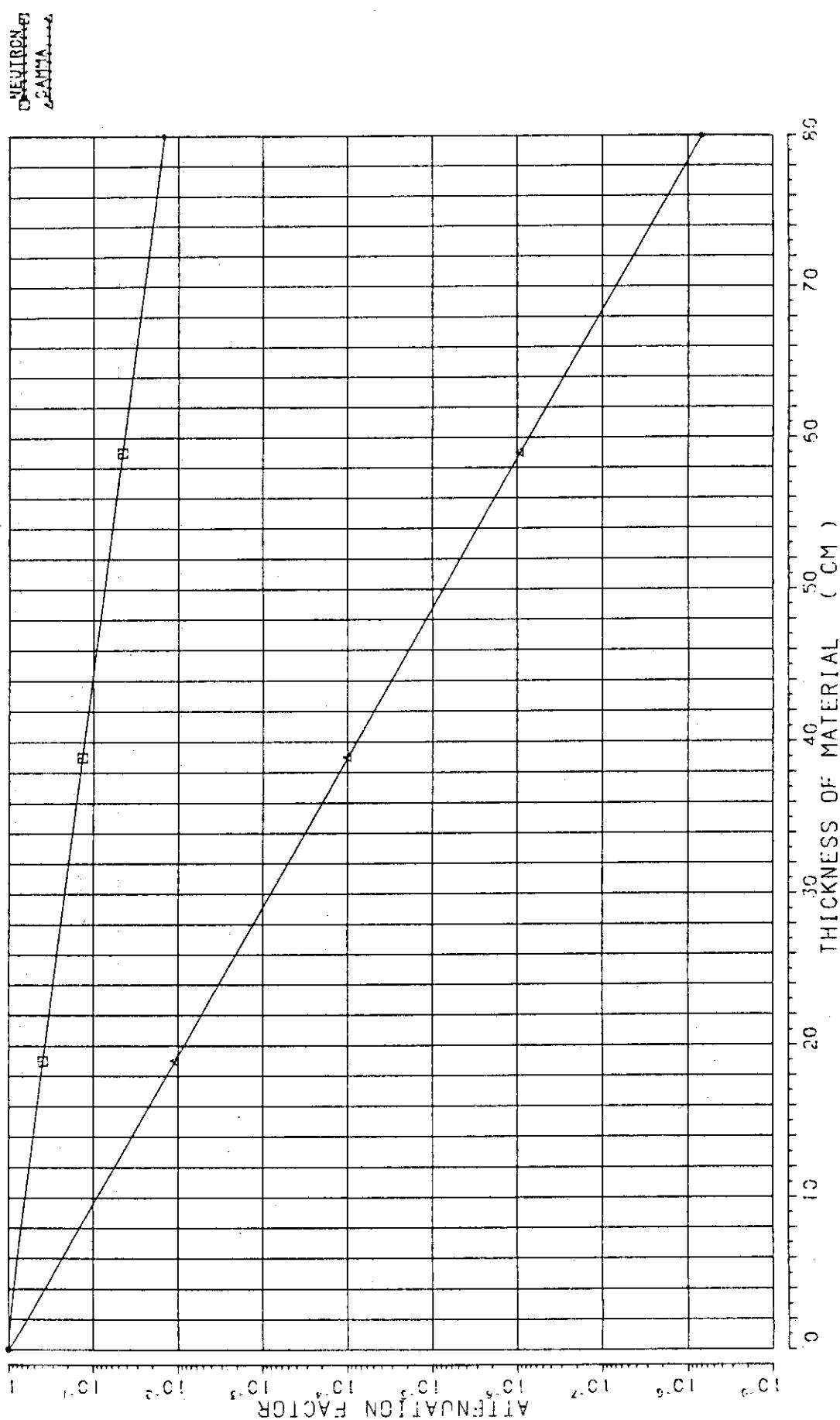


Fig. 3.23 Shielding effect of steel(Fe)

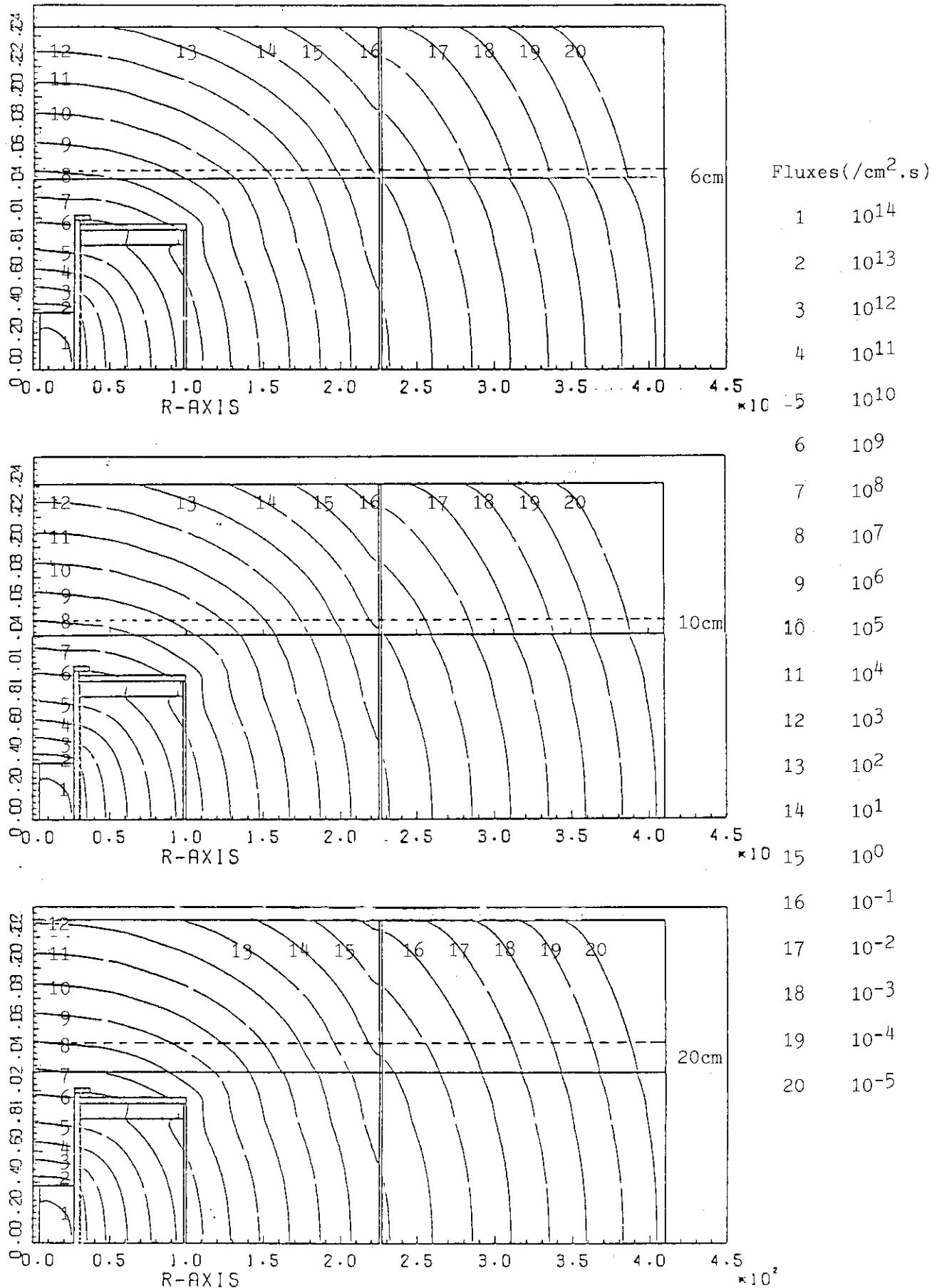


Fig. 3.24 Bootstraps for fast neutron flux

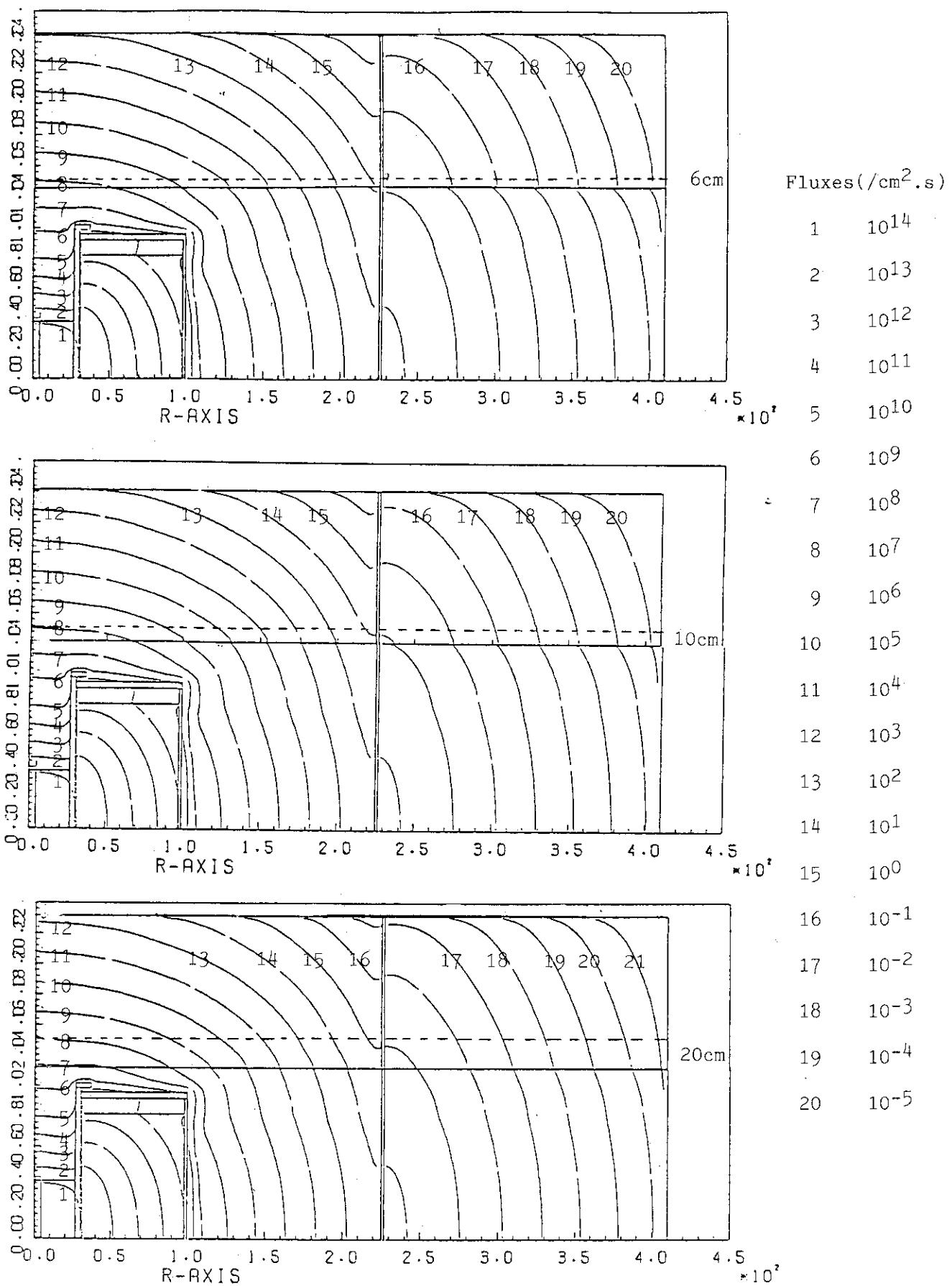


Fig. 3.25 Epithermal neutron flux

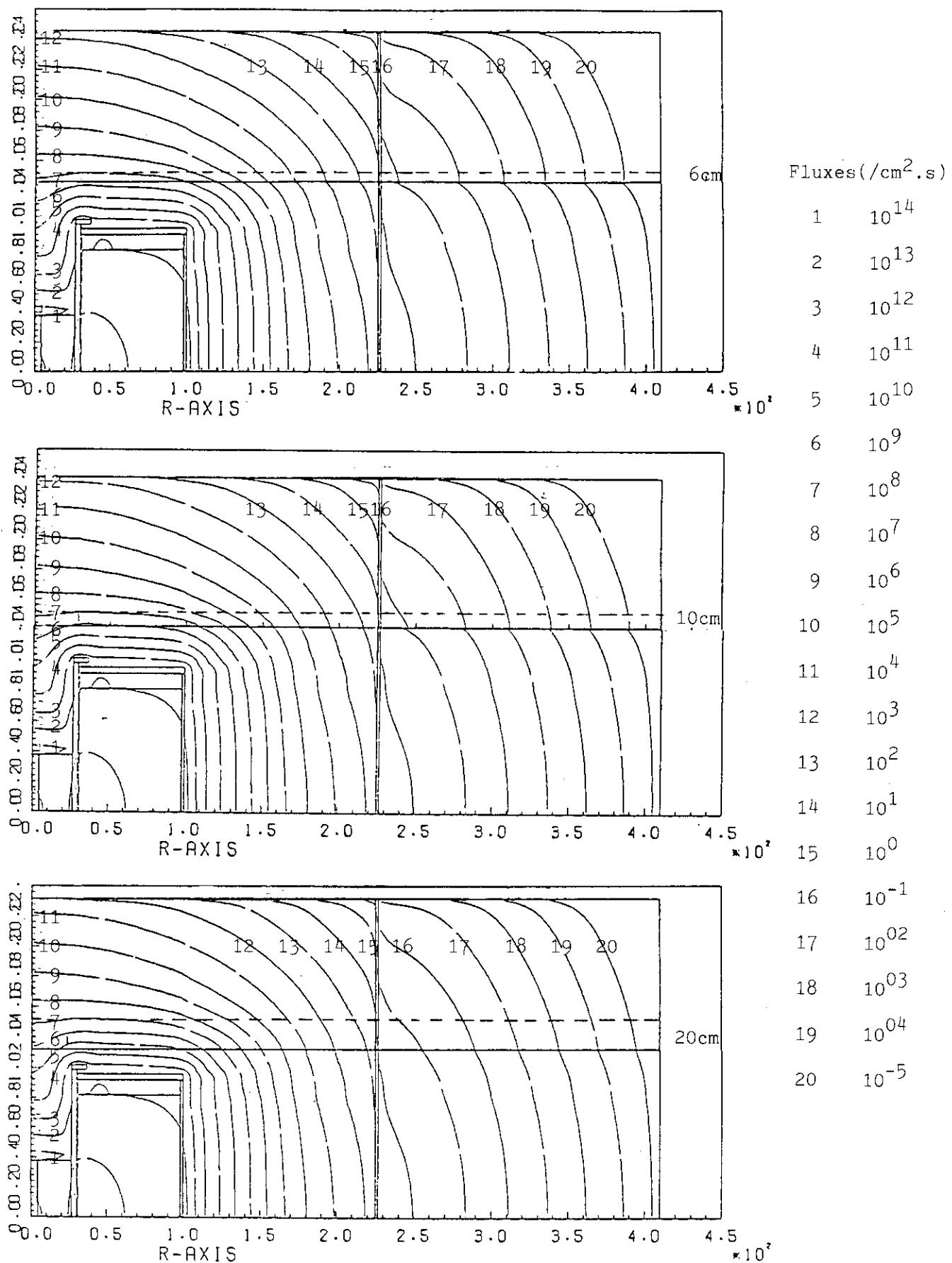


Fig. 3.26 Bootstraps for thermal neutron flux

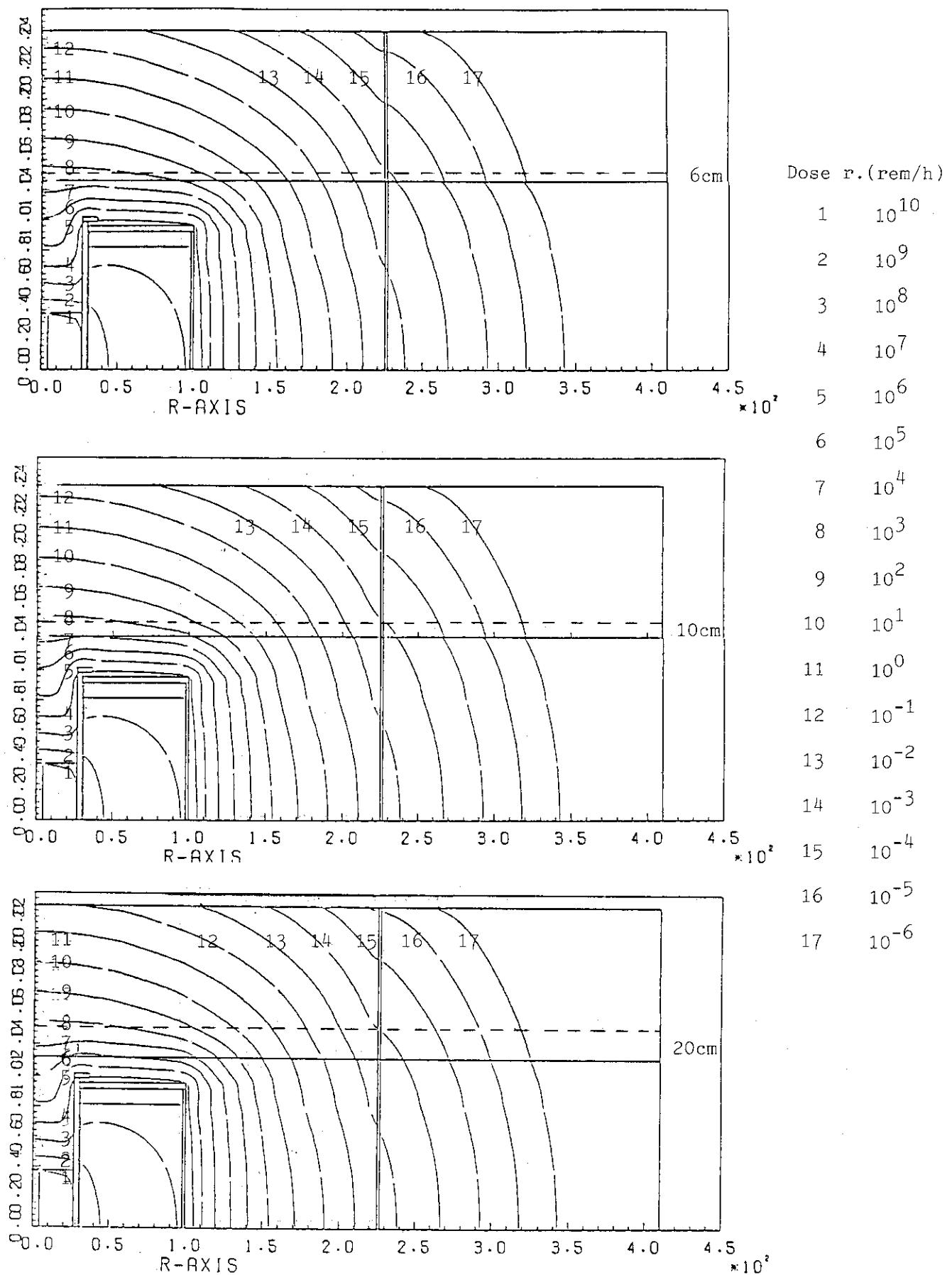


Fig. 3.27 Bootstraps for neutron dose rate

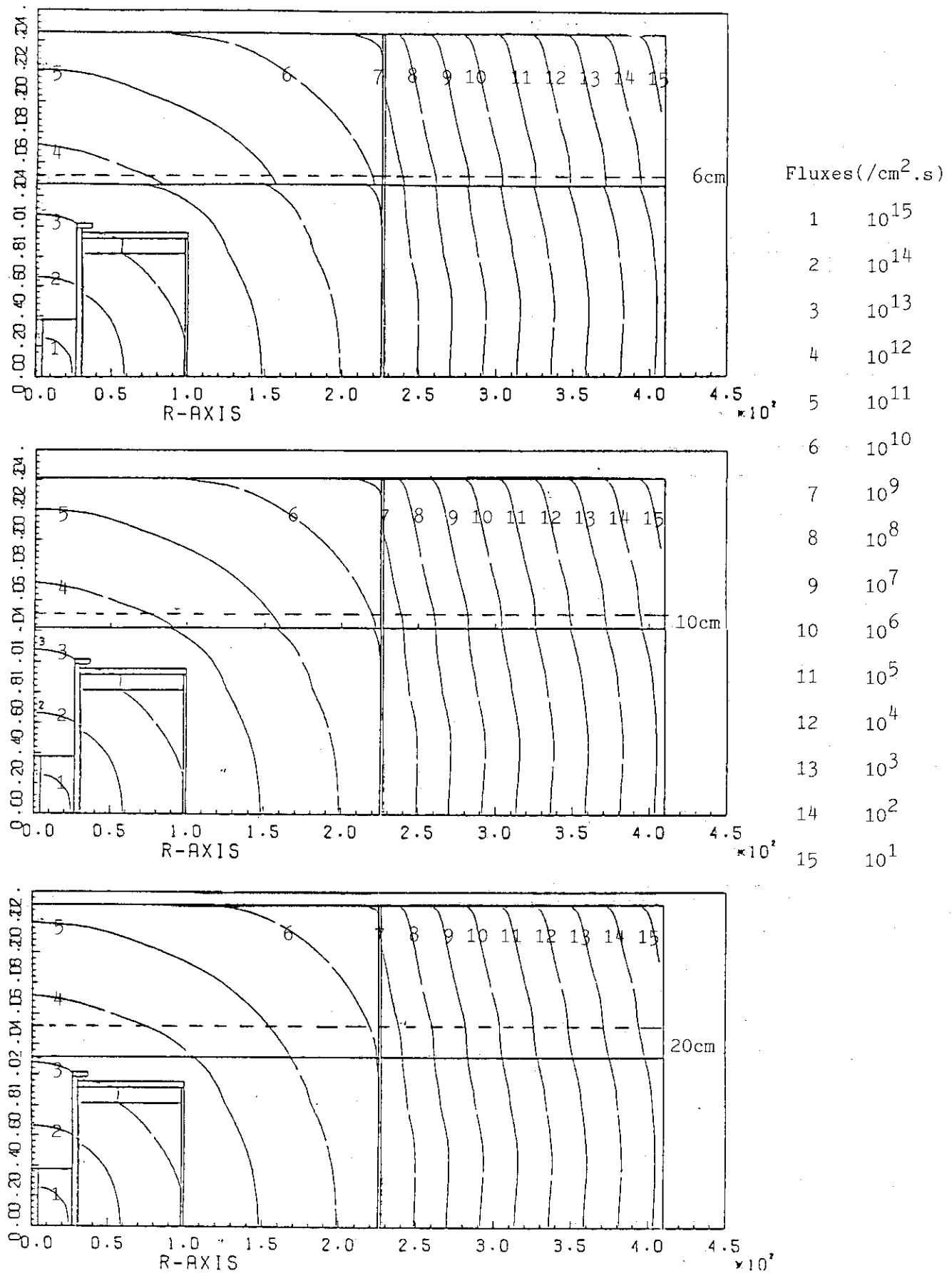


Fig. 3.28 Bootstraps for gamma-ray flux

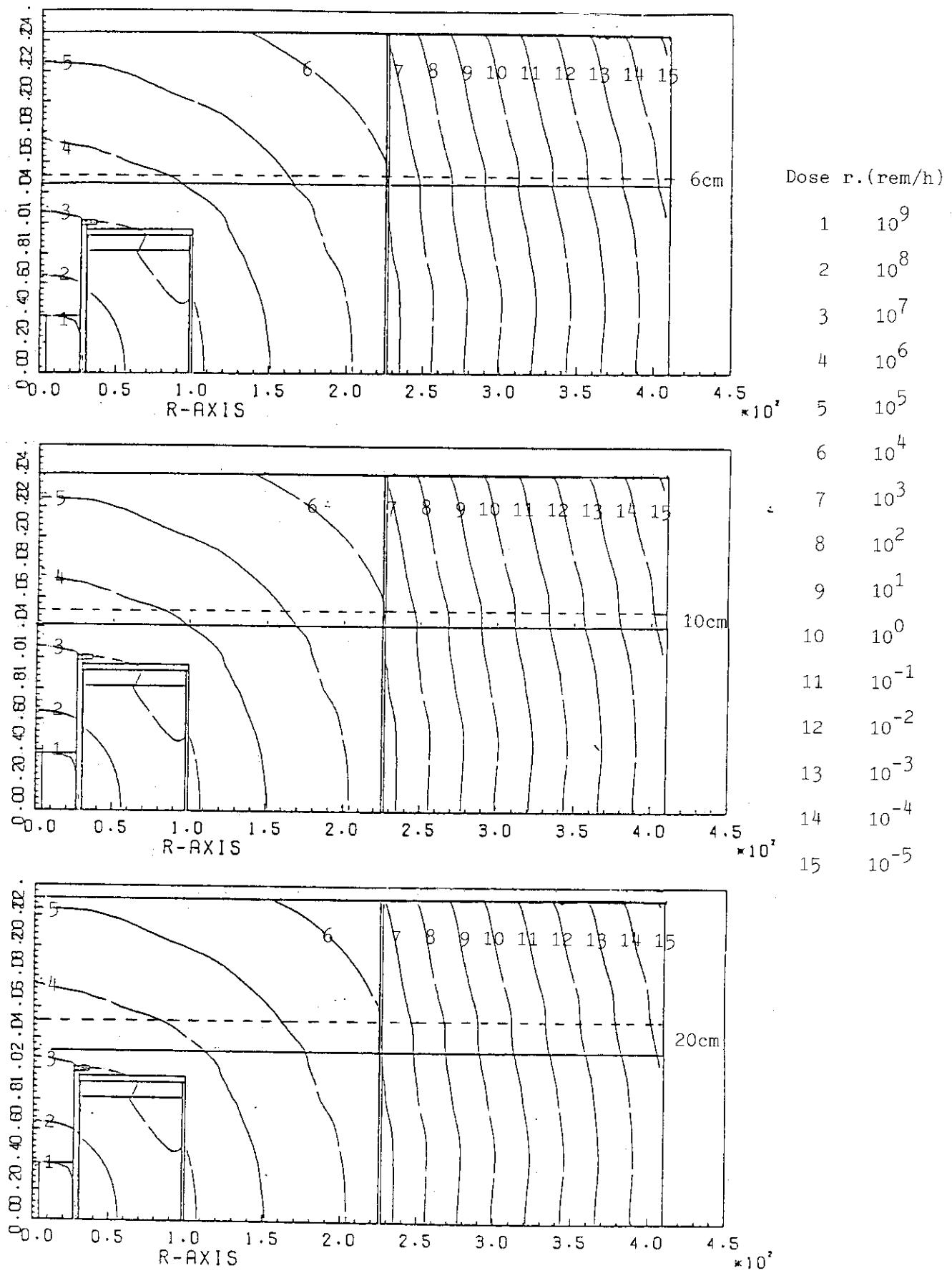


Fig. 3.29 Bootstraps for gamma-ray dose rate

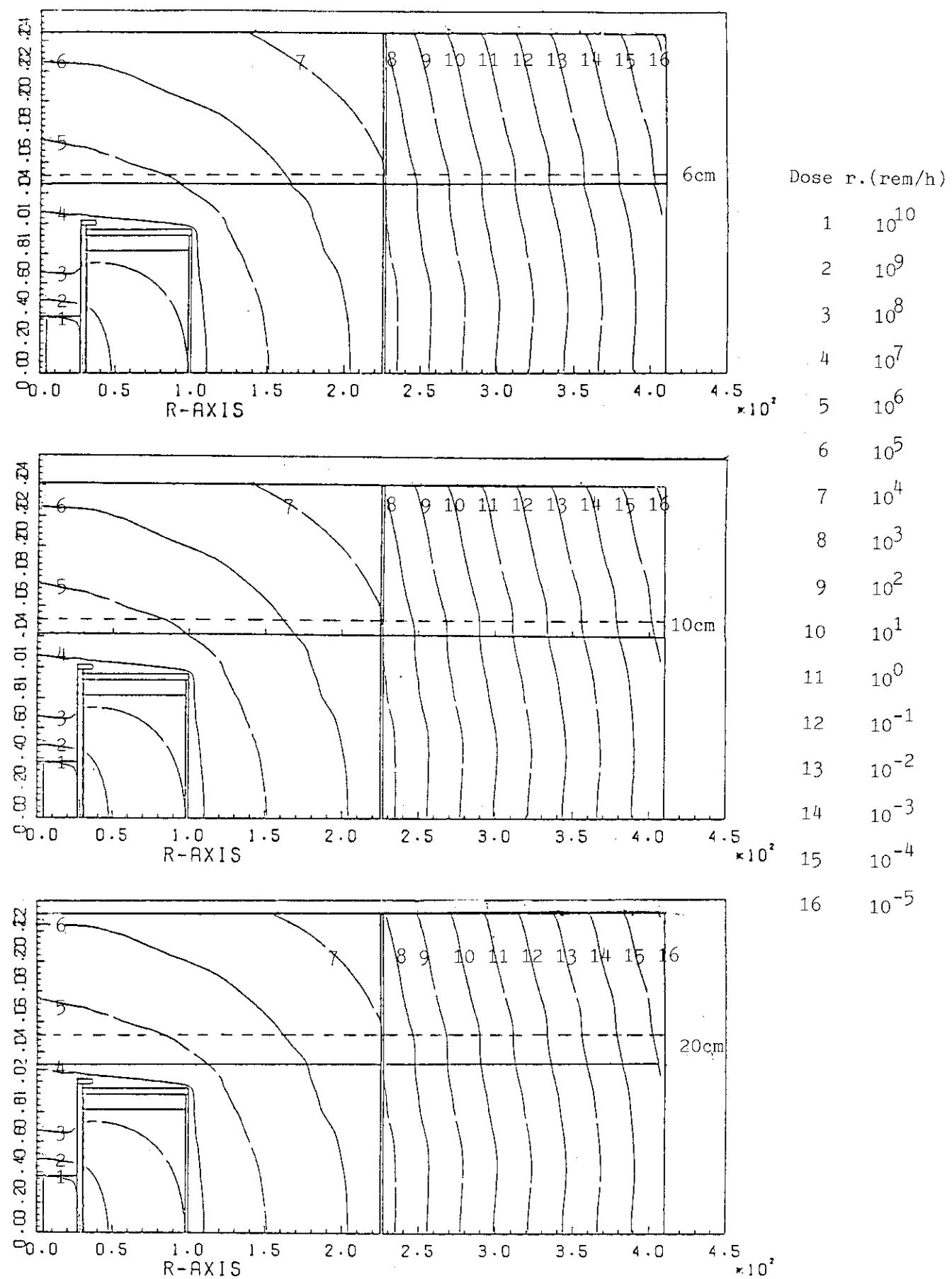


Fig. 3.30 Bootstraps for total dose rate

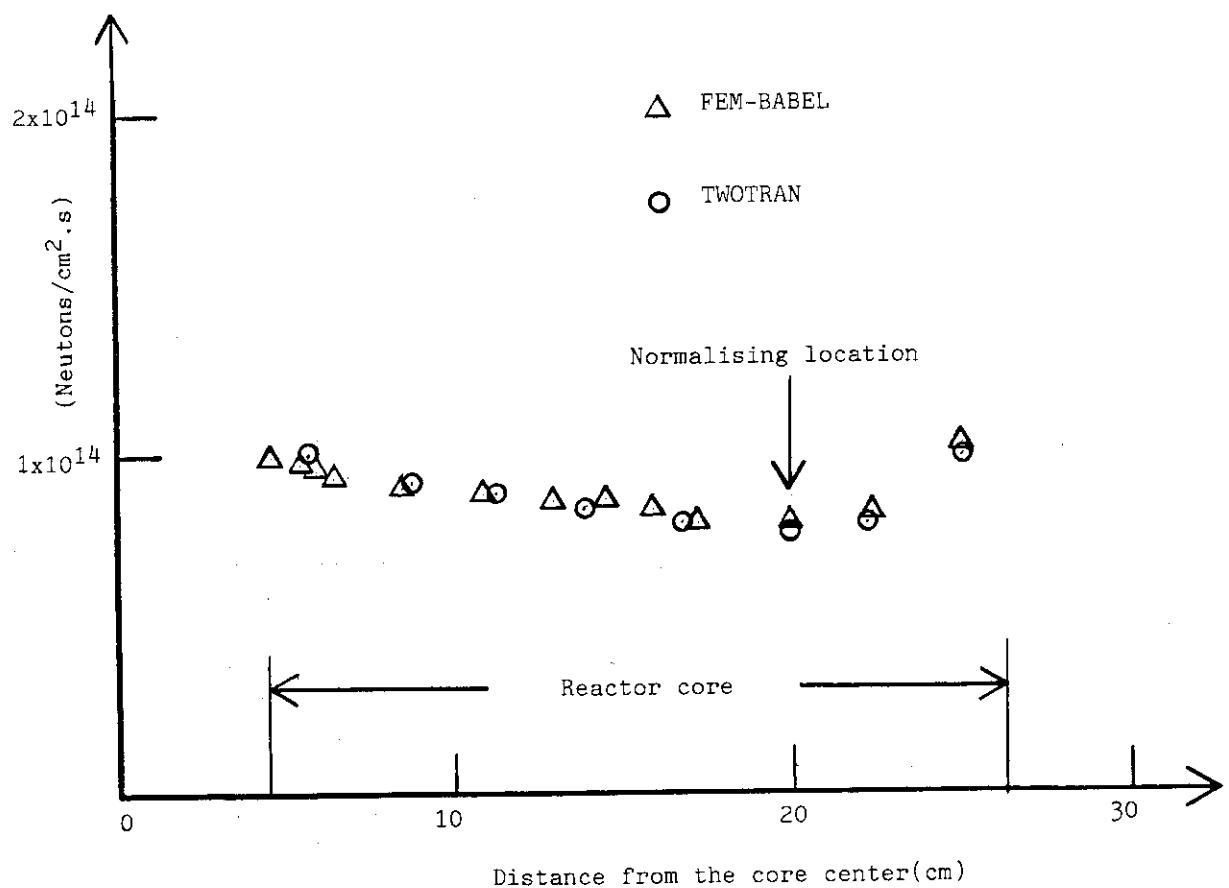


Fig. 3.31 Comparison of two computer codes for oblique distributions of thermal neutron

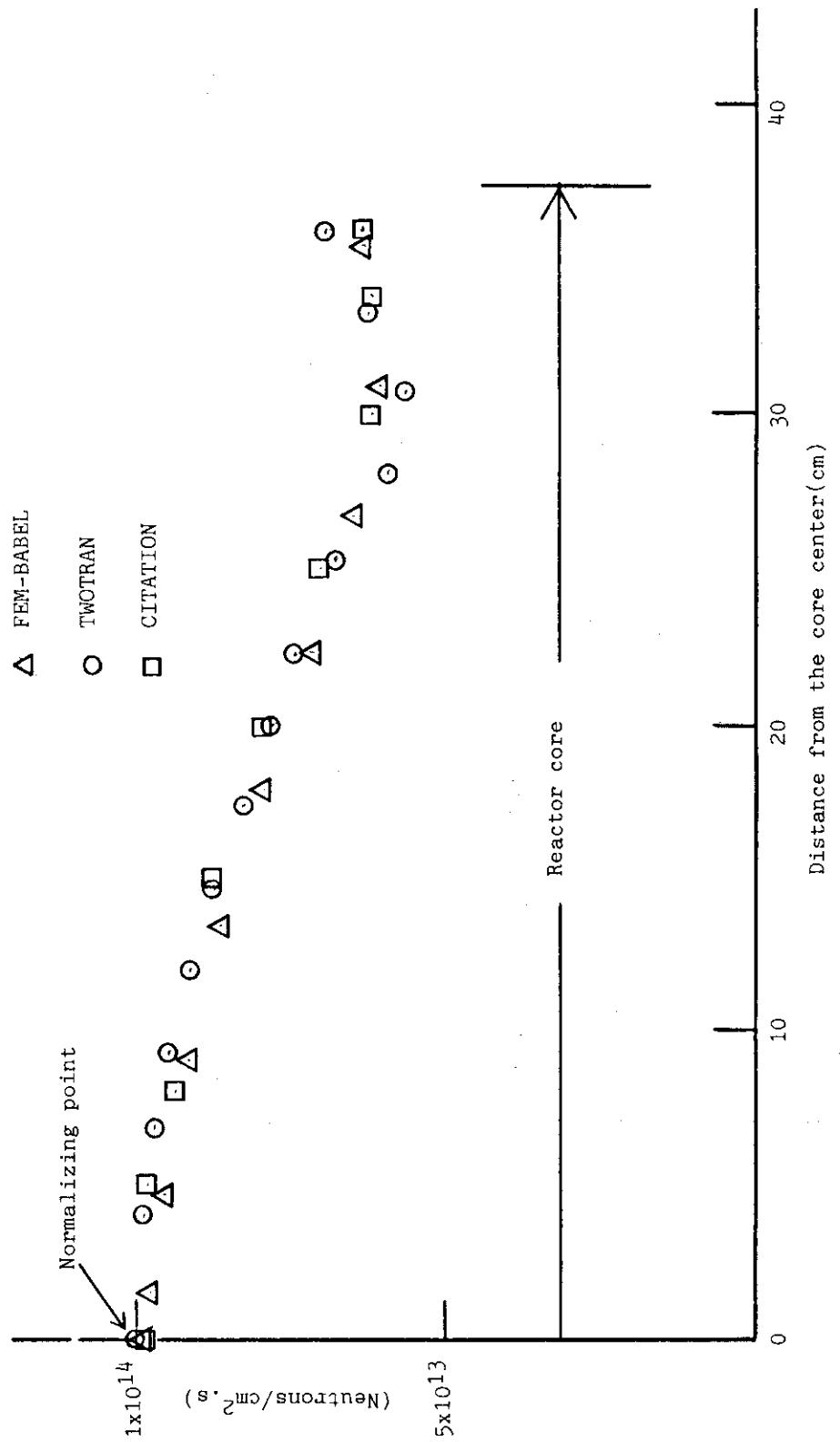


Fig. 3.32 Comparison of three computer codes for axial distributions of thermal neutron

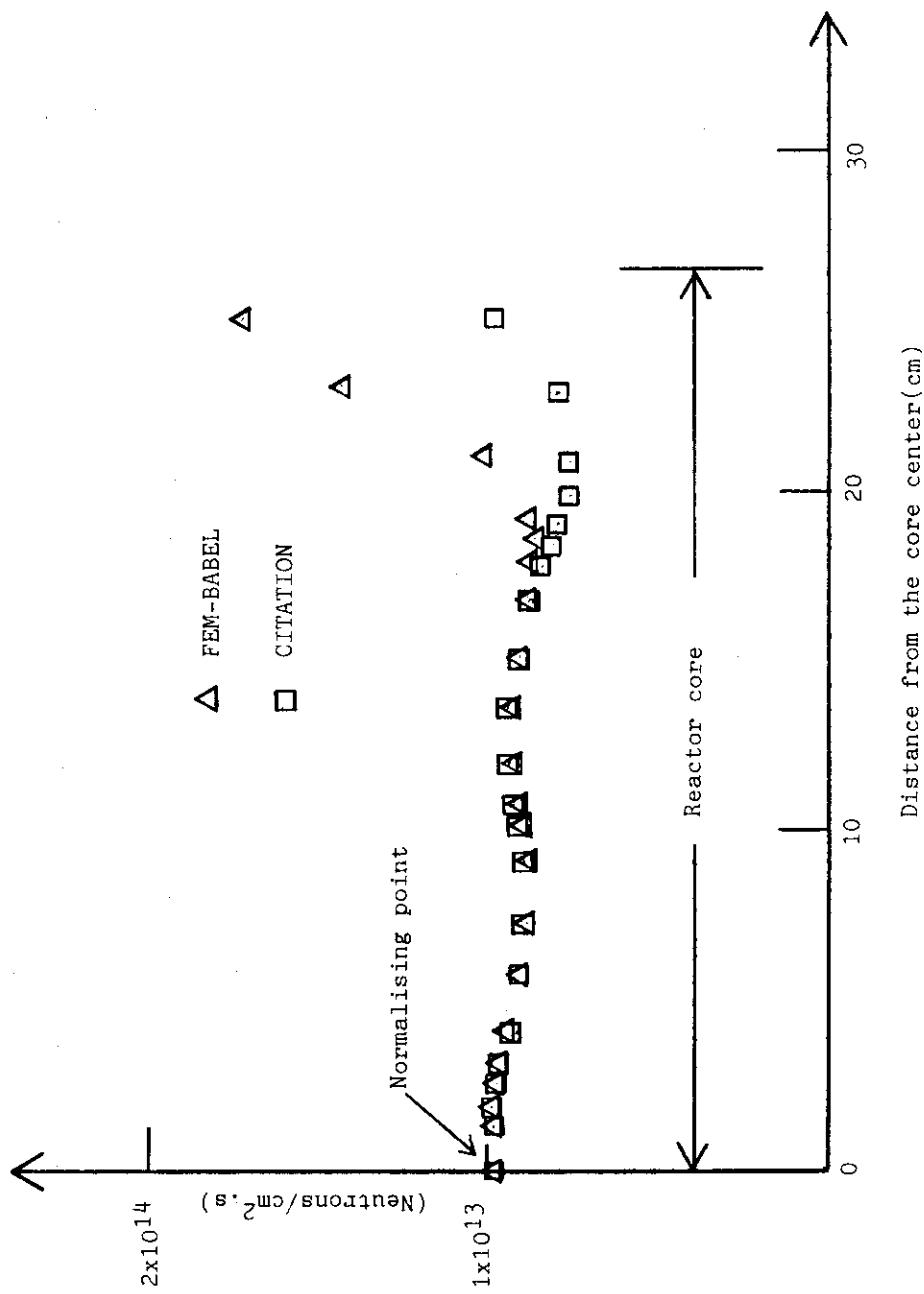


Fig. 3.33 Comparison of two computer codes for x-directional distributions of thermal neutron

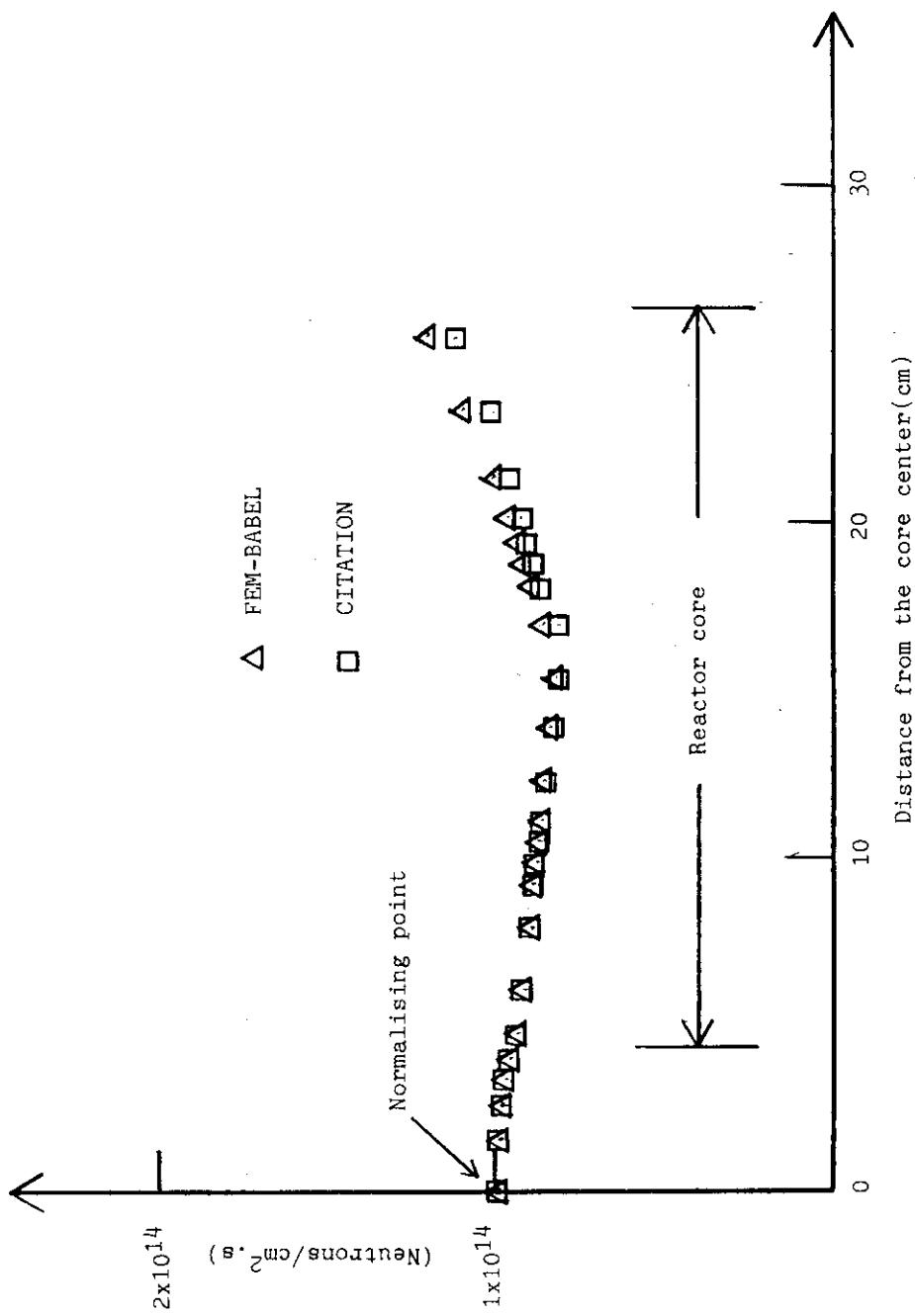


Fig. 3.34 Comparison of two computer codes for Y-directional distributions of thermal neutron

4. あとがき

本来、遮蔽解析を実施する前に、ここで行われたような検討を行うのが普通である。JRR-3 改造炉の解析では、著者等の経験、文献サーベイに基づいて予め各種パラメータを決めて計算を実施した。文献等は研究炉の解析例はまず無いので、動力炉等の例を参考に研究炉の特徴に配慮して決めた。

ここでの検討では、幸いにも我々が JRR-3 改造炉の解析で採用してきた解析手法は充分要求を満たすことができたと云えよう。また、今後この種の解析の行う前の準備として、有益な情報を与えることになる。

解析手法のチェックとしては、本来、解析対象の体系或いはそれと類似した体系に対して行われた測定値と比較すべきであろう。実際には解析前にこのような測定値の入手はまず不可能であり、各々の解析コードの検証例を利用しているに過ぎないが、それが現状である。したがって、ここで行われたような検討も解析手法のチェックとして重要な意味をもつてることになる。尚、⁷⁾ JRR-3 改造炉の解析で用いた各々の計算コードの検証例については、別の報告書⁷⁾を参照されたい。

謝辞

核設計関係のデータを準備された市川博喜氏（研究炉開発室、現科学技術庁原子力安全局原子炉規制課）、草稿の完成に終始変らぬ激励を賜った鶴田晴通氏（研究炉開発安全性特性解析グループリーダ、現室長代理）、及び草稿をレビューし適切なコメントを下された鈴木友雄氏（遮蔽研究室長）に深遠なる謝意を表わします。

参考文献

- 1) 朝岡卓見、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 (1983) ; 伊勢武治、他：“放射線遮蔽の最近の動向、第6回遮蔽国際会議から,” 原子力工業, 29, 10, 33 (1983) ; 笹本宣雄、他：“第6回遮蔽国際会議論文のレビュー,” JAERI-M 83-225 (1984).
- 2) 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

4. あとがき

本来、遮蔽解析を実施する前に、ここで行われたような検討を行うのが普通である。JRR-3 改造炉の解析では、著者等の経験、文献サーベイに基づいて予め各種パラメータを決めて計算を実施した。文献等は研究炉の解析例はまず無いので、動力炉等の例を参考に研究炉の特徴に配慮して決めた。

ここでの検討では、幸いにも我々が JRR-3 改造炉の解析で採用してきた解析手法は充分要求を満たすことができたと云えよう。また、今後この種の解析の行う前の準備として、有益な情報を与えることになる。

解析手法のチェックとしては、本来、解析対象の体系或いはそれと類似した体系に対して行われた測定値と比較すべきであろう。実際には解析前にこのような測定値の入手はまず不可能であり、各々の解析コードの検証例を利用しているに過ぎないが、それが現状である。したがって、ここで行われたような検討も解析手法のチェックとして重要な意味をもつてることになる。尚、⁷⁾ JRR-3 改造炉の解析で用いた各々の計算コードの検証例については、別の報告書⁷⁾を参照されたい。

謝 辞

核設計関係のデータを準備された市川博喜氏（研究炉開発室、現科学技術庁原子力安全局原子炉規制課）、草稿の完成に終始変わぬ激励を賜った鶴田晴通氏（研究炉開発安全性特性解析グループリーダ、現室長代理）、及び草稿をレビューし適切なコメントを下された鈴木友雄氏（遮蔽研究室長）に深遠なる謝意を表わします。

参 考 文 献

- 1) 朝岡卓見、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 (1983) ; 伊勢武治、他：“放射線遮蔽の最近の動向、第6回遮蔽国際会議から,” 原子力工業, 29, 10, 33 (1983) ; 笹本宣雄、他：“第6回遮蔽国際会議論文のレビュー,” JAERI-M 83-225 (1984).
- 2) 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

4. あとがき

本来、遮蔽解析を実施する前に、ここで行われたような検討を行うのが普通である。JRR-3 改造炉の解析では、著者等の経験、文献サーベイに基づいて予め各種パラメータを決めて計算を実施した。文献等は研究炉の解析例はまず無いので、動力炉等の例を参考に研究炉の特徴に配慮して決めた。

ここでの検討では、幸いにも我々が JRR-3 改造炉の解析で採用してきた解析手法は充分要求を満たすことができたと云えよう。また、今後この種の解析の行う前の準備として、有益な情報を与えることになる。

解析手法のチェックとしては、本来、解析対象の体系或いはそれと類似した体系に対して行われた測定値と比較すべきであろう。実際には解析前にこのような測定値の入手はまず不可能であり、各々の解析コードの検証例を利用しているに過ぎないが、それが現状である。したがって、ここで行われたような検討も解析手法のチェックとして重要な意味をもつてることになる。尚、⁷⁾ JRR-3 改造炉の解析で用いた各々の計算コードの検証例については、別の報告書⁷⁾を参照されたい。

謝 詞

核設計関係のデータを準備された市川博喜氏（研究炉開発室、現科学技術庁原子力安全局原子炉規制課）、草稿の完成に終始変わぬ激励を賜った鶴田晴通氏（研究炉開発安全性特性解析グループリーダ、現室長代理）、及び草稿をレビューし適切なコメントを下された鈴木友雄氏（遮蔽研究室長）に深遠なる謝意を表わします。

参 考 文 献

- 1) 朝岡卓見、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 (1983) ; 伊勢武治、他：“放射線遮蔽の最近の動向、第6回遮蔽国際会議から,” 原子力工業, 29, 10, 33 (1983) ; 笹本宣雄、他：“第6回遮蔽国際会議論文のレビュー,” JAERI-M 83-225 (1984).
- 2) 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).

- 3) 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).
- 4) 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).
- 5) Koyama K. et al. : "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport," JAERI-M 7155 (1977).
- 6) 伊勢武治, 丸尾毅, 宮坂靖彦, 一色正彦, 熊井敏夫, 成田秀雄: "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——," JAERI-M 85-105 (1985).
- 7) 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).
- 8) Fowler T. B. et al. : "Nuclear Reactor Core Analysis Code:CITATION," ORNL-TM-2496, Rev. 2 (1971).
- 9) Ise T. et al. : "FEM-BABEL, A Computer Program for Solving Three-Dimensional Neutron Diffusion Equation by the Finite Element Method," JAERI 1256 (1978).
- 10) 岩崎淳一, 市川博喜, 鶴田晴通: "JRR-3 改造炉の核計算(少数组定数)," JAERI-M 84-159 (1984).
- 11) Lathrop K. D. and Brinkley F. W. : "TWOTRAN-II: An Interfaced Exportable Version of the TWOTRAN for Two-Dimensional Transport," LA-4848-MS (1973).
- 12) 坂本幸夫(環境調査解析研究室)(私信)
- 13) Rhodes, W. A. : "DOT 3.5, Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code," RSIC CCC-276 (1975); "DOT III, Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL-TM-4280 (1973).
- 14) 炉物理委員会・遮蔽専門部会: "Discrete Ordinates コード及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).